

行政院原子能委員會
委託研究計畫研究報告

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

計畫編號：NL1060414

受委託機關(構)：國立清華大學

計畫主持人：白寶實

聯絡電話：03-5715131#42859

E-mail address：bspei@hotmail.com

協同主持人：許文勝、陳詩奎、林志宏、楊融華

研究期程：中華民國 106 年 4 月至 106 年 12 月

研究經費：新臺幣 900 萬元

核研所聯絡人員：黃智麟

報告日期：107 年 2 月 9 日

報告內容係研究者之研究觀點，
不代表委託單位之政策或意見。

本研究報告包含以下 4 個分項：

- A. 日本核能電廠新規制基準與 IAEA 有關火山及海嘯安全審查之比較研析

Establishment of Nuclear Safety Regulation and Probabilistic Risk Assessment Capabilities - Research on Safety Review of Volcano and Tsunami in Establishment of Nuclear Safety Regulation and Probabilistic Risk Assessment Capabilities - Comparative Study of Volcano and Tsunami Safety Guides Issued by the International Atomic Energy Agency and Nuclear Regulation Authority in Japan

- B. 核三廠電廠全黑事件之早期輻射大量外釋評估及源項分析

Establishment of Nuclear Safety Regulation and Probabilistic Risk Assessment Capabilities - Assessment of Large Early Release Frequency and Source Term of Maanshan Nuclear Power Station (MNPS) SBO Sequence

- C. 核能電廠冷熱水混合 T 型管路熱疲勞安全評估及管制研究

Establishment of Nuclear Safety Regulation and Probabilistic Risk Assessment Capabilities - Safety Assessment and Regulation Study on Thermal Fatigue

Phenomenon in Mixing Tee at Nuclear Power Plant

D. 核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證

Establishment of Nuclear Safety Regulation and Probabilistic Risk Assessment Capabilities - Establishment and Verification of TRACE Analysis Model for Nuclear Power Plants

A 分項

日本核能電廠新規制基準與 IAEA
有關火山及海嘯安全審查之比較研
析

目 錄

中文摘要	1
英文摘要	3
壹、計畫緣起與目的	5
貳、研究方法與過程	6
一、資料蒐集	6
二、比較研析	6
三、結果彙整	7
參、核設施廠址氣象暨水文危害度評估特定安全導則概要	9
一、IAEA 與 NRA 導則之目的比較	10
(一) IAEA 海嘯導則之目的	10
(二) NRA 海嘯導則之目的	10
二、IAEA 與 NRA 導則之管制適用範圍比較	11
(一) IAEA 海嘯導則之管制適用範圍	11
(二) NRA 海嘯導則之管制適用範圍	12
三、一般管制建議比較	12
肆、IAEA 與 NRA 海嘯導則之細部比較	16
一、危害度評估方法	16

二、水文數據	19
(一) 一般項目之比較.....	19
(二) 地質資料之比較.....	25
(三) 地形與等深數據之比較.....	26
(四) 人為活動數據之比較.....	29
三、設計基準參數之決定	32
四、廠址保護措施	36
(一) 廠址保護措施設計方針之比較	36
(二) 廠址保護措施分析之比較.....	39
(三) 海岸線的穩定性之比較.....	40
(四) 沿岸漂沙評估之比較.....	42
(五) 廠址洩水之比較.....	43
(六) 運輸和通訊路線之比較.....	44
五、隨時間的危害改變	45
(一) 氣候變遷造成的變化之比較	45
(二) 其他隨時間變化之危害之比較	46
六、核設施防護之監測系統與警報系統	48
七、危害度評估管理系統	50
伍、海嘯評估方法之比較.....	54

一、日本海嘯評估方法	54
(一) 評估概要	54
(二) 評估流程	54
(三) IAEA 海嘯評估方法	56
陸、IAEA 與 NRA 火山相關導則之概要	58
一、NRA 核電廠火山影響評估導則	58
二、IAEA 核設施廠址火山危害度評估安全導則	58
(一) IAEA 與 NRA 導則之目的比較	60
(二) IAEA 與 NRA 導則之管制適用範圍比較	61
柒、IAEA 與 NRA 火山導則之細部比較	63
一、火山危害度評估方法	63
(一) 火山事件	63
(二) 初步評估潛在的火山活動	68
(三) 評估地理區域的界定	69
(四) 概念模型	74
(五) 替代概念模型	74
(六) 火山威脅	75
(七) 確定性與機率方法	75
二、一般程序	77

(一) 初步評估(階段 1).....	77
(二) 潛在未來火山活動源的特性(階段 2).....	77
(三) 火山危害的篩濾(階段 3).....	78
(四) 具有威脅性火山的危害度評估(階段 4).....	79
三、必要資訊和調查	83
(一) 初步評估之必要資訊(階段 1).....	83
(二) 危害篩濾與特定廠址危害度評估之必要資訊(階段 2~4) .	84
四、火山危害的篩濾	85
(一) 機率分析方法.....	86
(二) 確定性方法.....	87
五、特定廠址火山危害度評估	88
六、監測與準備應變措施	89
七、火山危害度評估管理系統	91
(一) 品質保證計畫.....	91
(二) 同行審查.....	91
捌、主要發現與結論.....	93
一、海嘯方面	93
二、火山方面	95
(一) IAEA 與 NRA 火山導則之差異比對	95

(二) 因應作法.....	96
玖、參考文獻.....	97

圖 目 錄

圖 5-1	IAEA 海嘯評估流程.....	57
圖 7-1	IAEA 火山危害度評估程序.....	81
圖 7-2	NRA 廠址評估與影響評估的基本流程.....	82

表目錄

表 2-1	IAEA 與 NRA 海嘯導則之出版時間比較	7
表 2-2	IAEA 與 NRA 火山導則之出版時間比較	7
表 3-1	IAEA 與 NRA 海嘯導則之目的比較	10
表 3-2	IAEA 與 NRA 海嘯導則之管制適用範圍比較	11
表 3-3	IAEA 與 NRA 一般管制建議比較	12
表 4-1	IAEA 與 NRA 危害度評估方法之比較	16
表 4-2	IAEA 與 NRA 水文數據一般項目之比較	19
表 4-3	IAEA 與 NRA 地質資料之比較	25
表 4-4	IAEA 與 NRA 地形與等深數據之比較	26
表 4-5	IAEA 與 NRA 人為活動數據之比較	29
表 4-6	IAEA 與 NRA 設計基準參數之比較	32
表 4-7	IAEA 與 NRA 廠址保護措施設計方針之比較	36
表 4-8	IAEA 與 NRA 廠址保護措施分析之比較	39
表 4-9	IAEA 與 NRA 沿岸漂沙評估之比較	42
表 4-10	IAEA 與 NRA 廠址洩水之比較	43
表 4-11	IAEA 與 NRA 運輸和通訊路線之比較	44
表 4-12	IAEA 與 NRA 氣候變遷造成的變化之比較	45
表 4-13	IAEA 與 NRA 其他隨時間變化之危害之比較	46
表 4-14	IAEA 與 NRA 核設施防護之監測系統與警報系統	48

表 4-15	IAEA 與 NRA 危害度評估管理系統之比較.....	50
表 5-1	日本海嘯評估方法.....	54
表 5-2	IAEA 海嘯評估方法.....	56
表 6-1	IAEA 與 NRA 火山導則之目的比較.....	61
表 6-2	IAEA 與 NRA 火山導則之管制適用範圍比較.....	61
表 7-1	IAEA 可能影響核設施的火山現象及相關特性與對廠址選擇、評估及設計的影響.....	65
表 7-2	NRA 可能影響核電廠的火山事件及其位置關係.....	71

中文摘要

標題：105 年核能安全管制及安全度評估技術能力建立—

子項：日本核能電廠新規制基準與 IAEA 有關火山及海嘯安全審查
之比較研析

計畫編號：NL1060414

計畫參與人員：許文勝、楊雋之、朱乙心

所屬單位：清華大學

鑒於福島第一核電廠事故之經驗教訓，日本原子力規制委員會 (Nuclear Regulation Authority, 簡稱 NRA) 作為新改組的核能安全管制機關，於 2013 年 7 月 8 日正式施行的「新規制基準」中，大幅提升了對自然現象之假定並要求核電廠強化應對的防護對策。NRA 並以海嘯、火山等天然災害為對象，制定了審查及影響評估的導則，以對核電廠的海嘯、火山等危害風險進行周全的評估，提高電廠的安全性。而日本所有停止運轉中的核電廠都必須符合導則之要求，並通過新規制基準的審查認可後方能重啟運轉，藉以消弭外界對核電廠抵禦天災能力的安全疑慮。

而台灣地理環境與日本類似，同處於環太平洋地震火山帶上，亦有海嘯及火山的潛在疑慮，故期望透過本計畫蒐集日本新規制基準有關海嘯及火山安全評估審查之導則，並與國際原子能總署 (International Atomic Energy Agency, 簡稱 IAEA) 之國際權威性組織

所制定的最新安全導則進行比較與分析。

通過探討國際間所採行的管制規範與方法，本研究將總結日本新規制基準與 IAEA 對海嘯及火山安全審查之作法，並提出差異比對及因應作法，為日後管制單位建立國內管制規範提供借鏡及參考。

英文摘要

In view of the experience of Fukushima Daiichi nuclear power plant accident, the Nuclear Regulation Authority (NRA), as a newly reorganized nuclear energy safety control authority had enforced the “New Regulatory Requirements” on 8th July in 2013. It significantly elevated the assumptions and criteria of nature phenomenon, and forced the Nuclear power plant operating agency to strengthen the protection of countermeasures.

NRA has also developed guides for the review and hazard assessment on natural disasters including tsunami and volcano hazard, in order to conduct a comprehensive assessment of the risks of tsunami and volcano on site and improve the safety of nuclear power plants.

However, prior to approval of resuming the operation, nuclear power plants in Japan must meet the requirements of the guides. It will then be scrutinized by the new regulatory basis during the review for reassurance of the safety of nuclear power plants to resist natural disasters.

Geographically, Taiwan is similar to Japan. They are both located in the Pacific Rim earthquake with considerable amount of volcanoes.

As a result, it is crucial to take tsunami and volcano hazards into account.

The aim of this project is to collect the latest regulatory requirements of tsunami and volcanic safety assessment review guides, and also to conduct the research on the comparison and analysis of the guides published by NRA and The International Atomic Energy Agency (IAEA).

With the study on the international regulations and methods adopted, this research will summarize the new regulatory requirements published by NRA and IAEA, as well as the practices for tsunami and volcanic safety reviews. In addition, it points out the differences from the comparison of the countermeasures, which provide references and examples for the future establishment of domestic regulations.

壹、計畫緣起與目的

鑒於福島第一核電廠事故之經驗教訓，日本原子力規制委員會(Nuclear Regulation Authority，以下簡稱 NRA)作為新改組的核能安全管理機關，於 2013 年 7 月 8 日正式施行的「新規制基準」中，大幅提升了對自然現象之假定並要求核電廠強化應對的防護對策。NRA 並以海嘯、火山等天然災害為對象，制定了審查及影響評估的導則，以對核電廠的海嘯、火山等危害風險進行周全的評估，提高電廠的安全性。而日本所有停止運轉中的核電廠都必須符合導則之要求，並通過新規制基準的審查認可後方能重啟運轉，藉以消弭外界對核電廠抵禦天災能力的安全疑慮。

而台灣地理環境與日本類似，同處於環太平洋地震火山帶上，亦有海嘯及火山的潛在疑慮，故期望透過本計畫蒐集日本新規制基準有關海嘯及火山安全評估審查之導則，並與國際原子能總署(International Atomic Energy Agency，簡稱 IAEA)之國際權威性組織所制定的最新安全導則進行比較與分析。

通過探討國際間所採行的管制規範與方法，本研究將總結日本新規制基準與 IAEA 對海嘯及火山安全審查之作法，並提出差異比對及因應作法，為日後管制單位建立國內管制規範提供借鑑及參考。

貳、 研究方法與過程

本計畫主要係蒐集、彙整日本新規制基準有關海嘯及火山安全評估審查之導則，並與 IAEA 相關導則進行比較研析，提出差異比對及因應作法。本計畫規劃之執行方法及步驟如下：

一、 資料蒐集

資料蒐集重點鎖定日本新規制基準有關海嘯及火山安全評估審查導則及相關技術資料，並以 NRA 官方網站 (<http://www.nsr.go.jp>) 作為主要的參考來源，該網站即時更新日本核電廠申請重新啟動之最新資訊。另一方面，則蒐集福島第一核電廠事故後，IAEA 所最新公佈有關核電廠廠址海嘯及火山危害度評估的安全導則。本研究除了蒐集日本因應福島第一核電廠事故後所新訂的法規與導則外，亦會參酌國際上最新的核電廠安全規範，加以綜合性的探討。

二、 比較研析

將所蒐集的日本新規制基準有關海嘯及火山安全評估審查導則：「基準海嘯及耐海嘯設計方針之相關審查導則」、「耐海嘯設計相關工事認可審查導則」、「核電廠火山影響評估導則」與 IAEA 於福島第一核電廠事故後，同年 11 月所公布新修訂的海嘯相關安全導則“Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear

Installations Specific Safety Guide”(No. SSG-18)、隔年 2012 年 10 月公布的火山相關安全導則“Volcanic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations”(No. SSG-21)進行比較研析，探討國際間所採行的管制規範與方法。

IAEA 與 NRA 海嘯及火山導則之出版時間，如下所示：

表 2-1 IAEA 與 NRA 海嘯導則之出版時間比較

	導則名稱	出版年份
IAEA	Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations Specific Safety Guide”(No. SSG-18)	2011
NRA	基準海嘯及耐海嘯設計方針之相關審查導則	2013
NRA	耐海嘯設計相關工事認可審查導則	2013

表 2-2 IAEA 與 NRA 火山導則之出版時間比較

	導則名稱	出版年份
IAEA	Volcanic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations”(No. SSG-21)	2012
NRA	核電廠火山影響評估導則	2013

三、 結果彙整

通過深入分析日本核電廠新規制基準與 IAEA 有關海嘯

及火山安全審查導則之異同，並提出差異比對及因應作法，
作為管制單位未來建立國內管制規範之參考。

參、核設施廠址氣象暨水文危害度評估特定安全導則概要

此安全導則(Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations, Specific Safety Guide No. SSG-18, 2011)針對 IAEA 出版物中，核設施廠址評估的安全要求，補充並提供氣象和水文災害評估的核設施相關的建議。

此安全導則取代了過去兩份安全導則：

	導則名稱	出版年份
IAEA	核電廠廠址評估氣象事件(Meteorological Events in Site Evaluation for Nuclear Power Plants, NS-G-3.4)	2003
IAEA	沿海暨河流之核電廠洪水危害(Flood Hazard for Nuclear Power Plants on Coastal and River Sites, NS-G-3.5)	2003

旨在將相關導則要求，與因果關係、相關影響結合。例如，風暴潮和強風力的影響可能會同時疊加，造成廠址興建安全性事件。

此導則提供電廠使用期間，核設施外部氣象暨水文現象相關危害度評估的指導。從選擇廠址過程中的詳細調查階段、得出設計基準，到電廠除役。本計畫將針對此導則中，海嘯相關內容進行深入研究分析，並與依據日本原子力規制委員會(NRA)公布之兩

份海嘯相關導則(基準海嘯及耐海嘯設計方針之相關審查導則、耐海嘯設計相關工事認可審查導則，經彙整為：核電廠海嘯安全審查導則草案)進行比較研析。

一、 IAEA 與 NRA 導則之目的比較

表 3-1 IAEA 與 NRA 海嘯導則之目的比較

	IAEA	NRA
目的	<ul style="list-style-type: none"> 提供氣象和水文現象相關危害度評估的安全要求之建議和指導 	<ul style="list-style-type: none"> 審視基準海嘯設定、耐海嘯設計方針之合適性

(一)IAEA 海嘯導則之目的

本安全導則之目的為提供氣象和水文現象相關危害度評估的安全要求之建議和指導。可能會影響核設施安全的危害，必須在選址和評估廠址、新設施設計以及現有設施運行階段加以考慮。本安全導則提供自然危害所對應之設計基礎的評估建議和相關措施，以保護廠址免受此類危害。

本安全導則旨在提供負責制定管制要求的管制單位、核設施設計人員、直接負責運營組織安全和保護人員環境的管理單位作為參考。

(二) NRA 海嘯導則之目的

基準海嘯：

發電用輕水型反應器設施於設置許可階段基準海嘯設定審查時，審查單位依據實用發電用反應器及其附屬設施的位置、構造、設備基準的相關規則及其基準相關規則解釋，以嚴格審視基準海嘯設定之合適性為目的。

耐海嘯設計方針：

發電用輕水型反應器設施設置許可階段中，審查相關耐海嘯設計方針時，審查委員應充分了解實用發電用反應器及其附屬設施的位置構造、設備標準之相關規則及實用發電用反應器與其附屬設施的位置、構造及設備之基準相關解釋，以嚴格審視耐海嘯設計之合適性。

二、 IAEA 與 NRA 導則之管制適用範圍比較

表 3-2 IAEA 與 NRA 海嘯導則之管制適用範圍比較

	IAEA	NRA
管制 適用 範圍	<ul style="list-style-type: none">於整個核設施使用生命週期。適用 IAEA 安全字彙定義的核設施。	<ul style="list-style-type: none">於設置許可階段中，適用發電用輕水型反應器設施。

(一)IAEA 海嘯導則之管制適用範圍

適用於 IAEA 安全字彙(IAEA Safety Glossary 2007 Edition) 定義的核設施提供整個核設施使用生命

週期內，核設施外部氣象和水文現象相關危害度評估、設計基礎廠址選擇過程中的調查、詳細廠址調查階段的指導建議，直至結束運營期間。

依據 IAEA 安全字彙(IAEA Safety Glossary 2007 Edition) 之定義，核設施包含：核設施、照射設備、鈾採礦設備、放射性廢料管理設施，及其他放射性物質之生產、處理、使用、保存、廢棄設施，或其他設置輻射產生器之設施。

(二)NRA 海嘯導則之管制適用範圍

適用於發電用輕水型反應器設施。本導則之基本觀念亦可供核能相關設施及其他反應器設施作為參考。

三、一般管制建議比較

表 3-3 IAEA 與 NRA 一般管制建議比較

	IAEA	NRA
一般建議	<ul style="list-style-type: none"> 可能影響核電廠安全的廠址特性應予以調查評估。應調查使用階段可能受潛在輻射影響地區的自然環境特性和事故條件。整個使用壽命內 	<ul style="list-style-type: none"> 『重要安全功能之設施遭遇巨大海嘯(基準海嘯)時，即使該海嘯在設施運轉期間發生機率極低，其設計應能

	應針對該特性進行觀察和監測。	保障安全功能不受影響』。
自然極端事故與現象	<ul style="list-style-type: none"> 應審查核設施擬定廠址上，可能危害設施安全的人為或自然極端事故與現象的頻率與嚴重程度。 	<ul style="list-style-type: none"> 海嘯安全審查導則未規範人為事故的部分。
上游水控結構	<ul style="list-style-type: none"> 應分析上游水控結構(如：水庫)的相關信息，以確定核設施能承受一個或多個上游建築物失效所造成的影響。 	<ul style="list-style-type: none"> 未包含上游水控結構。
調查區域	<ul style="list-style-type: none"> 當調查區域超出國界或該地點位於海岸線上時，數據庫應涵蓋整個地區的數據。 	<ul style="list-style-type: none"> 無相關建議。
危害度評估	<ul style="list-style-type: none"> 無論使用確定性方法、統計方法或機率方法，應確定危害度評估結果中不確定性的定量估計。 無論選擇哪種方法，應對選 	<ul style="list-style-type: none"> 亦採用確定性方法及機率方法。

	擇方法和相關參數進行工程判斷，並確定參數相關數值。	
確定性方法	<ul style="list-style-type: none"> 在確定性(Deterministic)和統計學(Statistic)方法中，應通過靈敏度分析以評估不確定性。可透過評估輸入參數、模型使用參數的不確定性可能範圍和等級，以及偏離一般範圍之參數數值的可能危害程度，以評估不確定性。 在確定性方法中，通常評估每個步驟中，會使用保守數值來考量不確定性。決定過程中依據保守評估原則，確保所有不確定性均適當地納入考量。 	<ul style="list-style-type: none"> 數值計算時，應於考量基準海嘯斷層模型的不確定性，在合理範圍內進行靈敏度分析。依據這些海嘯群的預測水位，得出對電廠影響最大的上升水位與下降水位，以選擇對應的海嘯水位波形。 根據已考量發生因素的波源模型、分析海嘯傳播影響的多種情況後，基於保守評估原則，應選取對設施造成最大影響的海嘯，設定為基準海嘯。
氣候	<ul style="list-style-type: none"> 氣候變化對氣象和水文分析 	<ul style="list-style-type: none"> 無關於氣候變遷及溫

<p>變遷 及溫 室氣 體</p>	<p>增加了進一步的不確定性， 並應納入考量。氣候變化模 型的不確定性包含溫室氣體 今後排放的假設，溫室氣體 正在不同社會經濟情境下推 動全球氣候變遷，以及不同 全球氣候模式之間的差異。</p>	<p>室氣體之建議。</p>
-------------------------------	---	----------------

肆、 IAEA 與 NRA 海嘯導則之細部比較

針對以下主題，進行 IAEA 與 NRA 導則內容之細部比較：

- 危害度評估方法
- 水文數據
- 設計基準參數之決定
- 廠址保護措施
- 隨時間的危害改變
- 核設施防護之監測系統與警報系統
- 危害度評估管理系統

一、 危害度評估方法

危害度評估方法之比較如下：

表 4-1 IAEA 與 NRA 危害度評估方法之比較

	IAEA	NRA
危害度評估方法	<ul style="list-style-type: none">• 危害度評估方法通常分為兩種廣泛的方法：確定性方法和統計與機率方法。• 即使是基於確定性方法，藉由年超過機率和設計基準模擬，仍然可計算可能的最大	<ul style="list-style-type: none">• 『參考日本原子力學會標準「核能發電廠之海嘯因素機率性風險評估相關實施基準：2011」及東北地區太平洋海岸地震海嘯的知

	<p>蕩漾波¹(Seiche)或可能的最大風暴潮的事件。</p>	<p>識經驗，評估機率性海嘯危害，得出評估地點基準海嘯水位的超過機率。』</p> <ul style="list-style-type: none"> • 未明確定義為確定性方法和機率方法，但與IAEA相同，基本上亦使用這兩種危害度評估方式。
長期變化	<ul style="list-style-type: none"> • 由於變量的長期變化(例如由於氣候變化)所造成的數據集(Data Set)不穩定特性，可透過讓極值分佈的參數(廣義極值、波高閾值)隨時間變化，處理全部的數據記錄。 	<ul style="list-style-type: none"> • 無變量的長期變化之相關規定。
邏輯樹	<ul style="list-style-type: none"> • 機率性海嘯危害度評估結果典型的呈現方式為使用邏輯樹，顯示每年超過溯上高度 	<ul style="list-style-type: none"> • 海嘯發生、傳播數值模型中隨機不確定性，以特定規模地震之海嘯

¹ 蕩漾波：發生於半封閉的瀉湖或海灣內，偶發性的水面規律起伏，但並非為潮汐所引起，為一類似駐波的現象。盪漾的生成是因外海的波浪傳入半封閉的水域內，在適當的海岸幾何形狀及波浪條件下，波浪能量無法快速消散，在水域內來回傳播，形成駐波。

	<p>頻率的平均或中間值。評估海嘯危害的一般方法應減少評估過程各個階段的不確定性，以依據可靠的數據得出結果。</p>	<p>水位機率分布方式呈現。此外，有關海嘯水位評估結果的模型不確定性，應作為邏輯樹的分支項目。</p>
--	--	---

(一)IAEA 對確定性方法之解釋：

確定性方法基於使用物理或經驗模型，呈現系統中特定情境中事件的影響。對於給定的單個輸入值或一組輸入值，包括初始條件和邊界條件，模型將生成單一數值或一組值來描述系統的最終狀態。這種情況中，將不會得到明確的年超過機率。輸入參數的適當極端值或保守值通常用於解釋不確定性或提供保守估計值。

在某些存在物理極限的情況下，確定性方法可以透過“物理極限”的概念，為統計推論提供合理的限制，如：無關發生頻率的洪水高度、風速的變量上限。

(二)IAEA 對統計與機率方法之解釋：

通常進行統計分析時，是基於時間序列的分析和合成(Time Series Analysis and Synthesis)。假設該序列表示確定性分量和隨機分量的未知數，且隨機分量是獨立

的。藉由這種方法，應充分考量可用數據的差距、缺失數據和異常值。

從這些數據以及相關的可靠區間中，得出各種對應的超過機率極值。在廣義極值方法中，為了進行極端統計的計算，將確認當年發生的一個極端事件，並列入每年可能的極端事件中。或是使用波高閾值法(Peak Over Threshold, POT)將所有數值保留在給定閾值以上，而不是每年的單一最大值，以彌補較小樣本產生的較大不確定性。

二、 水文數據

(一)一般項目之比較

表 4-2 IAEA 與 NRA 水文數據一般項目之比較

	IAEA	NRA
水文數據內容	<ul style="list-style-type: none"> 水文數據應包括以下內容，適用於廠址地下水和所有相關水體的水文特徵以及地表水體的位置。此外，還應取得有關地下水的地質條件的資料。現有和擬議的水控制 	<ul style="list-style-type: none"> 依據廠址及廠址周圍圖面，掌握以下事項： <ol style="list-style-type: none"> 廠址及廠址周圍地形、標高、河川 廠址內的設施位置、形狀等

	<p>結構(位於上游和下游)的位置和描述，可能會影響廠址條件。</p> <ul style="list-style-type: none"> • IAEA 較著重完整水文數據，且特別提及上游水控結構。 	<p>(3) 廠址周圍人造結構之位置、形狀等</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 港灣設施(廠址內外) ➤ 河川堤防、海岸線的防波堤、防波堤等 ➤ 海上設置物(停泊船隻等) ➤ 溯上區域之建築、結構物等(一般建築物、鐵塔、桶槽) ➤ 通過廠址前方海域之船隻 <ul style="list-style-type: none"> • 未包含上游水控結構。
<p>潮汐對水位之</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 對於受海洋和海洋潮汐影響的沿海地區，應確定潮汐水位範圍。這個範圍可以因地 	<ul style="list-style-type: none"> • 評估輸入海嘯所引起水位變動時，應考慮朔望平均潮位，並選擇較

影響	<p>而異。將潮汐振盪分為諧波分量 (Harmonic Component) 的諧波分析 (Harmonic Analysis) 用於潮汐計算。</p>	<p>保守的結果。</p> <p>(1) 依據廠址周圍港口或廠址內潮位觀測記錄，注意觀測期間、觀測設備的規格，持續評估朔望平均潮位。</p> <p>(2) 漲潮時水位變動應考量朔望平均滿潮位，並設定漲潮時的評估水位。此外，針對退潮時水位變動，應考量朔望平均退潮位，並設定退潮時的評估水位。</p>
洩水記錄	<ul style="list-style-type: none"> • 應對廠址附近的所有相關水體和/或代表廠址條件的所有驗潮站進行排放記錄。 	<ul style="list-style-type: none"> • 無相關規定。
地質特性	<ul style="list-style-type: none"> • 應蒐集位於廠址附近，自填充土壤或地質材料得到的水文數據，如：滲透性、孔隙 	<ul style="list-style-type: none"> • 無自填充土壤或地質材料相關水文數據規定。

	率。	
地下 水量 測	<ul style="list-style-type: none"> • 應在廠址安裝壓力計，以監測適當含水層中的地下水位和壓力。數據蒐集期應足夠長以捕捉季節性和年度波動。高頻數據集可用於觀察風暴事件的影響，特別是對於由斷裂或岩溶系統組成的含水層。 • 應獲取有關人為影響的資訊，例如地下水取水的位置和規模、人工補充和回填。應在人口變化和發展的基礎上預測未來趨勢。 • 地下水水位的長期記錄，應從同一地區的水井和相當的水文地質情況的水位數據中獲得，以估計極端氣象條件對地下水位的影響，並檢查 	<ul style="list-style-type: none"> • 未詳細規範地下水量量測。

	長期趨勢，如：大規模地下水取水。	
非潮汐現象的水位範圍	<ul style="list-style-type: none"> • 應獲得非潮汐現象的水位範圍。 • 未考量到地殼變動引起廠址地盤隆起或下陷、以及強震引起的廠址地盤下陷之影響。 	<ul style="list-style-type: none"> • 應適當評估及考量潮汐以外因素引起的潮位變動。 • 應考慮地殼變動引起廠址地盤隆起或下陷、以及強震引起的廠址地盤下陷，並選擇較保守的評估結果。

1. IAEA 對非潮汐現象的水位範圍之詳細要求：

- 重大淹水事件後的實地調查應包括蒐集相關波高、上升、下降和淹水高度、週期和持續時間的數據。此外，應蒐集淹沒事件對該地區(半徑 50 公里)的影響以及受影響結構(例如船隻、房屋、碼頭)的日期、地點和資訊。
- 應獲得現場附近重大歷史事件的水位。包含歷史洪水痕跡、海嘯暴漲高度和乾旱時期的歷史低水位。除了水位外，應報告淹沒(水平距離、週期)

發生日期和測量精度的其他參數。

- 應特別考量暴漲潮觀察。河口、河流、渠道受潮汐變化、海嘯或其他突發變化，通過水利結構時將可能發生暴漲潮。
- 重大淹水事件後的實地調查應包括蒐集相關波高、上升、下降和淹水高度、週期和持續時間的數據。此外，應蒐集淹沒事件對該地區(半徑 50 公里)的影響以及受影響結構(例如船隻、房屋、碼頭)的日期、地點和資訊。
- 應獲得現場附近重大歷史事件的水位。包含歷史洪水痕跡、海嘯暴漲高度和乾旱時期的歷史低水位。除了水位外，應報告淹沒(水平距離、週期)發生日期和測量精度的其他參數。
- 應特別考量暴漲潮觀察。河口、河流、渠道受潮汐變化、海嘯或其他突發變化，通過水利結構時將可能發生暴漲潮。

IAEA 與 NRA 均要求考量潮汐以外的水位變動因素，並著重於觀測週期與暴潮。NRA 未規範資料蒐集半徑(IAEA 為半徑 50 公里)，且未要求針對河口、河流、渠道的潮汐變化進行深入調查。

(二)地質資料之比較

表 4-3 IAEA 與 NRA 地質資料之比較

	IAEA	NRA
物理和地質數據	<ul style="list-style-type: none"> 應考慮以下兩個不同的物理和地質數據： <ol style="list-style-type: none"> 特定地點地質資料 海嘯波源 	<ul style="list-style-type: none"> 無地質資料之相關水文數據規定。 較著重海嘯波源資料蒐集。
地質資料內容要求	<ul style="list-style-type: none"> 海岸線的穩定性和易蝕性 	<ul style="list-style-type: none"> 無相關規定
	<ul style="list-style-type: none"> 粒度分佈和化學成分等沉積物特性(特別是核電廠進水結構附近) 	<ul style="list-style-type: none"> 僅藉由沉積物調查歷史海嘯記錄;未要求粒度分佈和化學成分等特性
	<ul style="list-style-type: none"> 滲透性和孔隙度等水文地質特徵 	<ul style="list-style-type: none"> 無相關規定
海嘯波源內容要求	<ul style="list-style-type: none"> 大型孕震結構 	<ul style="list-style-type: none"> 板塊間地震
		<ul style="list-style-type: none"> 海洋板塊內地震
		<ul style="list-style-type: none"> 海域中活斷層所造成地殼內部地震

	<ul style="list-style-type: none"> • 地滑 	<ul style="list-style-type: none"> • 陸上及海底地滑(以下稱「地滑」)、坡面坍塌
	<ul style="list-style-type: none"> • 火山現象 	<ul style="list-style-type: none"> • 火山現象(噴發、山崩、火山口地滑)

(三)地形與等深數據之比較

表 4-4 IAEA 與 NRA 地形與等深數據之比較

	IAEA	NRA
地形數據內容要求	<ul style="list-style-type: none"> • 參考垂直基準和水平基準。 • 應特別注意，在不同時間進行的調查，可能是使用不同的測量網格或基準。應明確說明每個數據使用的網格或基準。 	<ul style="list-style-type: none"> • 廠址及廠址周圍地形及其標高。 • 分析溯上時，有關廠址、廠址周圍地形及其標高，是否考量到可能影響的因素，以及網格大小能否適當地將溯上區域模型化。
	<ul style="list-style-type: none"> • 廠址附近的一般地形(一般為半徑為 5 公里)，等高線間隔 	<ul style="list-style-type: none"> • 廠址沿岸區域海底地形。

<p>為 5~10 公尺。對於提出海嘯或風浪潮模擬的沿海地區，應蒐集向海域延伸約 100 公尺水深的區域等深數據，空間測量間隔不超過 10 米。</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 明示廠址沿岸海底地形之證據，並確認該證據具可靠度。 • 設定格點間距時，應涵蓋計算域內所有海嘯空間波形，並使其小於 1 個波長的 20 分之 1。
<ul style="list-style-type: none"> • 詳細的地表區域和可能被淹沒的廠址周邊地區，包括電廠預施工和後期施工期間，等高線間隔為 1 公尺、具有適當的準確性。 • 廠址附近堤壩及其他水堤保護結構的標高和描述。 	<ul style="list-style-type: none"> • 海嘯侵襲廠址的角度。 • 陸上的溯上與傳播的效果。 • 傳播路徑上的人造結構。 • 陸上及設施周圍海域內如有結構物等局部地形時，應盡量以最小格點間距(5 公尺)予以呈現。
<ul style="list-style-type: none"> • 分水嶺邊界。 • 氾濫平原特性，包含粗糙度 	<ul style="list-style-type: none"> • 廠址及廠址周圍河川、水流路徑。

	<p>相關的土地利用、植被等。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 渠道遷移的歷史現象，包含截彎，沉降和抬升。應檢查區域地形數據，以評估未來渠道轉移的可能性。 • 近期地形變動，例如大地震。 	<ul style="list-style-type: none"> • 未包含未來變化。
--	--	--

1. IAEA 對等深數據之詳細要求：

- 地形數據通用的參考垂直基準和水平基準。
- 相關水體的測深，特別是沿著廠址附近海岸線的詳細測深。對於提出海嘯或風浪潮模擬的沿海地區，應蒐集向海域延伸約 100 公尺水深的區域等深數據，空間測量間隔不超過 10 米。
- 洩水網絡，包含運河和洩水功能(人造和自然)，應包括主渠道的邊坡、寬度、深度、底部粗糙度和沈積物特徵。
- 長期和短期侵蝕和或沉積的數據(來自舊調查、地圖、空拍照和衛星圖像)。
- 近期水深修正，例如大地震引起的水深變化。
- 對應地形和水深數據集時應特別注意。

(四)人為活動數據之比較

表 4-5 IAEA 與 NRA 人為活動數據之比較

	IAEA	NRA
<p>人為活動數據內容要求</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 應蒐集相關數據，以評估影響水文危害的人為活動。 • 沿海地區，應考慮現有和計劃的近海和近岸建築物，如港口、防波堤、海牆、水閘以及土地利用(如住房，林業和農業)的影響。應獲得這些結構的施工日期、一般尺寸、施工計劃以及對行政、操作控制的責任。 	<ul style="list-style-type: none"> • 確認廠址周圍人造結構之位置、形狀等 <ol style="list-style-type: none"> (1) 港灣設施(區域內外) (2) 河川堤防、海岸線的防波堤、防波堤等 (3) 海上設置物(停泊船隻等) (4) 溯上區域之建築、結構物等(一般建築物、鐵塔、桶槽等) (5) 通過廠址前海域之船隻 <ul style="list-style-type: none"> • 未提到土地利用的部分。

<p>水利結構內容要求</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 對於相關的水利結構(如水庫)，應提供以下內容： <ul style="list-style-type: none"> ➤ 建設、試運行和開始運營的日期 ➤ 行政和運轉管制責任 ➤ 主要結構的性質和類型以及重要的附屬物 ➤ 儲水特性、洪水設計數據、最大、正常、平均水庫高度和儲水時考量的安全係數 ➤ 防洪和緊急行動安排 ➤ 設計流入的水位圖 ➤ 抗震設計基準 ➤ 保護區域大小、位置 ➤ 對水流、冰、沉積物和碎屑的影響 ➤ 對河流侵蝕或沉積的影響 	<ul style="list-style-type: none"> • 未規範水利結構，且僅著重人造結構之位置、形狀。
-----------------	---	---

1. IAEA 對人為活動數據之詳細要求：

- 流域土地利用變化，特別是植被覆蓋、耕地面積、農作；採伐地區和作法(砍伐森林)；城市化地區；風暴潮洩水作法；運輸網絡和特性；採礦和採石活動及其相關沉積。
- 與以下類型結構相關的渠道和山谷修正：大壩和水庫；堰和閘門；堤防等河流防洪結構；盆地流入或流出；疏洪道；渠道改良和修改；橋樑和運輸堤防。

2. IAEA 對水利結構之詳細要求：

- 建設、試運行和開始運營的日期
- 行政和運轉管制責任
- 主要結構的性質和類型以及重要的附屬物
- 儲水特性、洪水設計數據、最大、正常、平均水庫高度和儲水時考量的安全係數
- 防洪和緊急行動安排
- 設計流入的水位圖
- 抗震設計基準
- 保護區域大小、位置
- 對水流、冰、沉積物和碎屑的影響

➤ 對河流侵蝕或沉積的影響

三、 設計基準參數之決定

設計基準參數之比較如下：

表 4-6 IAEA 與 NRA 設計基準參數之比較

	IAEA	NRA
事件 組合	<ul style="list-style-type: none"> 廠址的設計基準洪水，可能不僅是發生一個極端事件，而是多個嚴重事件同時發生，本身並不比所產生的極端事件更嚴重。有關潛在的洪水造成現象的相互依存或獨立性，應考慮到廠址的具體特徵。 	<ul style="list-style-type: none"> 應根據相關廠址之地質背景、海嘯發生因素的關聯性，考量下列各種組合： <ul style="list-style-type: none"> ➤ 板塊間地震及其他地震 ➤ 地震及地滑 ➤ 地震及坡面坍塌 ➤ 地震及山崩
靈敏 度分 析	<ul style="list-style-type: none"> 應進行適當的靈敏度分析，以確保設計基準洪水包含自然事件中所有的不確定性。在洪水引發事件的許多組合中，依賴事件和獨立事件之 	<ul style="list-style-type: none"> 數值計算時，應於考量基準海嘯斷層模型的不確定性，在合理範圍內進行靈敏度分析。依據這些海嘯群的預測

	<p>間的區別並不明顯。例如：連續氣象事件只是部分依賴或完全獨立於彼此。相比之下，地震事件和風事件顯然是獨立的。</p>	<p>水位，得出對電廠影響最大的上升水位與下降水位，以選擇對應的海嘯水位波形。</p>
<p>超過 頻率</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 應考量下列極端事件與風浪和參考水位的適當組合： <ul style="list-style-type: none"> ➤ 極端事件(如風暴潮、河流洪水和海嘯) ➤ 與極端事件相關或無關的風浪 ➤ 參考水位(如果潮汐量明顯，則應納入考量) • 應估計每個組合的年超過頻率 (Annual Frequency of Exceedance)。 	<ul style="list-style-type: none"> • 基準海嘯應考量地震以及地滑、坡面坍塌等地震以外的原因，並考量多項因素同時發生之可能性，選取各種組合進行數值分析而加以設定。 • 評估海嘯危害時，應藉由初步篩濾檢討不同波源對海嘯水位及超過頻率的影響，並針對影響程度高的波源進行細部分析。

<p>可排除考量之事件組合</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 假設的組合不會對電廠的某些部分造成組合影響 • 組合事件的年超過頻率等於或低於可接受的年超過頻率的確定上限。 • 組合事件在物理上不可能。 • 應特別注意風浪影響評估和選擇洪水引發事件的適當組合。海嘯和洪水通常是獨立事件，隨機發生的嚴重風浪則可能被忽視；在組合中應只考慮較短重現間隔的風浪。一般來說，應考慮風是伴隨高河流洪水或產生洪水氣象條件的因變數 (Dependent Variable) 的可能性。 	<ul style="list-style-type: none"> • 未規範排除考量之標準。
-------------------	---	---

<p>大氣因素之影響考量及蕩漾波</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 大氣壓力波動、風暴潮、風速變化和隨機波背景等原因，可能會激發蕩漾波。因此，蕩漾波的生成可能取決於本安全導則中討論的其他洪水引起的事件。在選擇合適的組合時，應考慮到蕩漾波的組合。 	<ul style="list-style-type: none"> • 未考量大氣壓力、風速變化和隨機波。 • 設定基準海嘯及輸入海嘯時，應評估海嘯所引起港灣內局部海面的固有振動。
<p>地下水位</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 將廠址最差的地下水位作為地下水位參數設計基準。 	<ul style="list-style-type: none"> • 關於地下水的流入量，應設定洩水系統停止狀態下較保守的地下水位。

IAEA 對兩個或多個事件發生機率的評估標準之詳細要求：

應建立隨機過程中所關注現象之模型。如果這些過程可以被認為是獨立的，則應使用各自的機率函數的乘積來呈現同時發生之情形。應仔細分析事件的組合，並考慮到所涉及現象的隨機和非線性，以及適用於此類情況的任何監管要求或指導。此外，還應考慮與重大洪水引起的事件，或所選組

合的每個事件的相關環境條件。

四、 廠址保護措施

(一)廠址保護措施設計方針之比較

表 4-7 IAEA 與 NRA 廠址保護措施設計方針之比較

	IAEA	NRA
要求 事項	<ul style="list-style-type: none"> • 評估保護廠址區域結構的設計參數。 	<ul style="list-style-type: none"> • 應確認電廠防止淹水相關海嘯防護設施、設備的位置、規格及其設計理念與方針。
		<ul style="list-style-type: none"> • 應確認漏水引起淹水的相關淹水防止設備的位置、規格及其設計理念與方針。
	<ul style="list-style-type: none"> • 應確認隔離重要安全功能設備之相關淹水防止設備的位置、規格及其設計理念與方針。 	
	<ul style="list-style-type: none"> • 評估最合適電廠的保護措施。 	<ul style="list-style-type: none"> • 應確保海嘯防護方針充分因應電廠特性。

	<ul style="list-style-type: none"> • 評估操作程序和減輕氣象和水文危害的緩解機制。 	<ul style="list-style-type: none"> • 為防止水位變動導致取水困難，對重要安全功能造成影響，應確實擬定防護措施。
	<ul style="list-style-type: none"> • 選擇最好的材料，以抵抗水的侵蝕作用。 	<ul style="list-style-type: none"> • 無對應要求。
	<ul style="list-style-type: none"> • 研究保護結構和電廠結構間可能的干擾。 	
	<ul style="list-style-type: none"> • 評估將廠址區域提升至超過計算洪水水位的效果。 	
設計 基準 洪水的保 護措 施	<ul style="list-style-type: none"> • 「乾燥廠址」應將所有重要安全設施設置在高於設計基準洪水的水平上，並考慮到風浪以及碎冰和碎片潛在的積累影響。 	<ul style="list-style-type: none"> • 防止溯上波浪從陸地到達、流入廠址： • 廠房或室外設備內具備重要安全功能之設備，則應設置在標高足夠之處，使基準海嘯之溯上波無法到達。
	<ul style="list-style-type: none"> • 永久的外部屏障 • 應該注意選擇合適的設計基 	<ul style="list-style-type: none"> • 防止溯上波浪從陸地到達、流入廠址：

<p>準以設計障礙物。應檢查堤防、防波堤和擋水牆，以確保水可以排出廠址，並確保這些外部屏障不會成為洩水阻礙。</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 若設置於基準海嘯溯上波可到達之處時，應設置防波堤等海嘯防護設施、及淹水防止設備。
<ul style="list-style-type: none"> • 應具備警報系統。 • 可以偵測廠址發生洪水的跡象，使廠址具備充裕時間關閉電廠，並執行緊急程序。應根據經確認的洪水因素的即時監測數據，制定特殊作業程序。 	<ul style="list-style-type: none"> • 應設置海嘯監視設備，觀測反覆向廠址侵襲之海嘯，以確保海嘯防護設施、淹水防止設備的功能可正常運轉。
<ul style="list-style-type: none"> • 所有安全重要項目(包含廠址外電源供電的預警系統)其設計應能承受廠址所在地區洪水發生的情況(例如風和山體地滑，但不包括不可能的組合)。 	<ul style="list-style-type: none"> • 應確保海嘯防護方針充分因應電廠特性(電廠地形、電廠周圍海嘯的溯上、淹水情形等)。

(二)廠址保護措施分析之比較

表 4-8 IAEA 與 NRA 廠址保護措施分析之比較

	IAEA	NRA
要求事項	<ul style="list-style-type: none"> • 水對結構的作用可能是靜態的或動態的，也可能會有作用效果的組合。在許多情況下，洪水帶來的冰和碎片的影響是評估壓力的重要變量。 	<ul style="list-style-type: none"> • 海嘯衝擊減緩設施設備應考量下列事項： <ul style="list-style-type: none"> ➢ 地震對海嘯減緩功能的影響 ➢ 漂流物衝擊之影響 ➢ 依功能損壞模式設定荷重時，應考慮充分的餘裕 ➢ 餘震荷重與地震荷重的荷重組合 ➢ 海嘯反覆作用對海嘯衝擊減緩功能之影響
考量影響取水之因	<ul style="list-style-type: none"> • 水文相關的其他因素可能會影響取水，故應考量對下列影響： <ul style="list-style-type: none"> ➢ 通過洪水帶來物質的沉 	<ul style="list-style-type: none"> • 應適當評估基準海嘯導致取水口附近的砂石移動與堆積。 • 應適當評估基準海嘯於取

素	<p>積</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 侵蝕 ➤ 流冰和碎屑阻塞 ➤ 動物生物積垢(如魚、水母、貽貝和蛤) ➤ 鹽蝕(海洋環境、大量噴灑之後) 	<p>水口附近帶來漂流物。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 未考量侵蝕、動物生物積垢、鹽蝕。
---	---	--

(三)海岸線的穩定性之比較

	IAEA	NRA
要求事項	<ul style="list-style-type: none"> • 在初期選址過程中，調查工作應包括蒐集和分析當地海岸線穩定性相關的所有可用歷史數據。 • 為了調查暴風雨情形下的穩定性，只考慮可能的最大風暴潮是不夠的。核電廠結構、海岸線上的侵蝕影響分析，通常會考量持續時間較長，或風場中有方向性的風暴。 	<ul style="list-style-type: none"> • 未規範海岸線穩定性相關之數據調查。

	<ul style="list-style-type: none"> • 為確定廠址海岸線不穩定可能性，分析過程應遵循以下事項： <ul style="list-style-type: none"> ➤ 應建立海岸線配置的調查，包含其剖面(例如護堤、砂丘、人造結構和即時測深) ➤ 調查以確認顆粒尺寸之分佈 / 水平或垂直方向的海灘成分。 ➤ 潮汐運動(垂直和水平，包含海平面變化)、波浪接觸和氣候學研究 ➤ 對廠址上和面對海床的沿岸漂沙條件進行評估 ➤ 評估砂的運動程度 ➤ 建立短期和長期的海岸線遷移趨勢以及植被的保護 ➤ 確定沉積物在陸上與離岸之間移動方向和速度、海灘剖面的預期形狀及其形狀的預期變化 ➤ 評估核電廠對海岸線形狀的影響，包含冷卻水結構的影響。 	<ul style="list-style-type: none"> • 未詳細規範海岸線穩定性分析。
--	--	--

(四)沿岸漂沙評估之比較

表 4-9 IAEA 與 NRA 沿岸漂沙評估之比較

	IAEA	NRA
要求事項	<ul style="list-style-type: none"> • 為了解波浪如何與海岸相互作用，應考慮波浪的高度、時間和傳播的方向，以研究海岸附近的波浪狀況，包含： <ul style="list-style-type: none"> ➢ 船上觀測臨近海岸海域的波浪 ➢ 從地區的氣象圖表得出當地風的資訊 ➢ 使用測波儀記錄波浪至少一年，取得更詳細精確的數據 ➢ 如果無法取得當地數據，則應取得自鄰近位置外推的波形模式 • 為確認海岸長期穩定性和在嚴重洪水情形下的穩定性，應執行沿岸漂沙的實際計算。為計算沿岸漂沙，需要波的高度、週期、方向(使用波浪折射圖進行評估)，以及海灘沉積物特性的數 	<ul style="list-style-type: none"> • 未詳細規範沿岸漂沙評估。

	據。	
--	----	--

(五)廠址洩水之比較

表 4-10 IAEA 與 NRA 廠址洩水之比較

	IAEA	NRA
要求事項	<ul style="list-style-type: none"> • 當地強烈降雨引發之洪水可能會造成下列情形： <ul style="list-style-type: none"> ➤ 洪水淹過保護廠址的結構 ➤ 安全相關結構、系統和組件相鄰的區域上的片流(Sheet Flow) ➤ 從陸上區域流到廠址的過多洩水 ➤ 廠址區域內河流或渠道溢流 ➤ 由於廠址區域的地形和滲透能力不足、缺乏有效的洩水系統，導致 	<ul style="list-style-type: none"> • 評估海嘯引起的淹水範圍、淹水量時，應考量地震引起的淹水影響，選擇較保守的結果。 <ul style="list-style-type: none"> ➤ 應預設地震、海嘯引發廠房內循環水系統等設備管路損壞，造成海嘯淹水及廠內管路破損淹水，以及次要廠房於地震時洩水泵停止運作，導致地下水流入等情況。 • 應設定洩水系統停止狀

	<p style="text-align: center;">廠址區域積水</p> <p>➤ 碎片、冰或雪導致暗渠和洩水結構的堵塞</p> <ul style="list-style-type: none"> • 應確保洪水事件期間內人員可以進入廠址洩水系統，包含讓人員進行必要的處理。應藉由有效且高效能的洩水系統，緩解當地強烈降雨的洪水。 	<p>態下較保守的地下水位，考慮地下水持續流入達到該地下水位為止；或者，在不倚賴外界支援的狀況下，針對目標廠房周圍洩水系統每天的實際洩水量，合計七天的總洩水量，選擇兩者中較保守的預設條件進行推算。</p>
--	---	--

(六)運輸和通訊路線之比較

表 4-11 IAEA 與 NRA 運輸和通訊路線之比較

	IAEA	NRA
<p>要求事項</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 廠址內、廠址和鄰近區域間的運輸與通訊路線無法使用所造成的一般風險，此種運輸與通訊的用途為聯繫緊急團隊及輪班運轉員並提供資訊給民眾。應盡量擬定適當的規範，保證電廠員工家屬在洪水和嚴重水文事件中 	<ul style="list-style-type: none"> • 未規範相關運輸和通訊路線。

	<p>的安全，以確保危機狀態下人員的有效性。</p> <ul style="list-style-type: none"> 在淹水、嚴重氣象事件期間內或結束後，廠址外部通訊路線的可用性可不受運轉單位的直接控制。由於通訊路線的可用性是緊急應變中的重要部分，因此應與管制機關一起進行淹水、嚴重氣象現象情境的專門分析，作為廠址危害度評估的一部分。 	
--	---	--

五、 隨時間的危害改變

(一)氣候變遷造成的變化之比較

表 4-12 IAEA 與 NRA 氣候變遷造成的變化之比較

	IAEA	NRA
要求事項	<ul style="list-style-type: none"> 應適當注意氣候變異性和變化的影響，特別是在廠址預期使用期間內應考慮的氣象、水文極端事件和危害的可能後果。核電廠的預期使用期間假設約為 100 年。預估在這期間內可能的全球、區域氣候變化。因此，考慮 	<ul style="list-style-type: none"> 未規範氣候變遷造成的變化之影響。

	<p>到氣候預測的不確定性，應考量區域氣候的變異性和變化。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 區域趨勢可能與全球預測不同，因此如果可取得，更傾向於使用區域模型。未來結果仍受到溫室氣體排放情境和氣候模式造成的巨大不確定性影響。應將當地觀測用於統計分析，以考量觀測趨勢，並用於外推法(Extrapolation)來評估短期(如幾十年)內的極端參數。 	
--	---	--

(二)其他隨時間變化之危害之比較

表 4-13 IAEA 與 NRA 其他隨時間變化之危害之比較

	IAEA	NRA
要求事項	<ul style="list-style-type: none"> • 應對洪水可能影響的流域情形(如：森林火災、都市化、土地利用變化、砍伐森林、關閉潮汐入口、水壩或風暴潮屏障的建設、沉積和侵蝕的變化)執行週期性調查，以檢查設計基準洪水 	<ul style="list-style-type: none"> • 無相關規範。

的持續有效性。對流域情形的調查應以適當的時間間隔進行，主要是藉由空拍調查，必要時進行地面勘測。

- 當發生重大變化時，應進行特別調查。如果流域的大小無法有效頻繁地執行空拍調查，則應考慮使用衛星圖像和感應獲得的數據。
- 在一些沿海地區，在估計現場的水位時，可能必須考慮地面沉降(天然或人為引起的，涉及採集石油，天然氣和水源)，此現象與氣候變化相結合。

六、核設施防護之監測系統與警報系統

表 4-14 IAEA 與 NRA 核設施防護之監測系統與警報系統

	IAEA	NRA
<p>監測系統與警報系統之目的</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 驗證設計基準參數。 • 根據定期的安全評估，進行廠址危害的定期修正。 • 為操作或緊急人員提供警報信號。 • 長期監測的目的是對設計基準參數進行評估或重新評估。 • 警報系統的目的是預測可能影響操作安全的極端事件。警報系統應具備在充裕時間內檢測到任何極端事件的能力，以使核設施維持安全狀態。 	<ul style="list-style-type: none"> • 應設置海嘯監視設備，觀測反覆侵襲廠址之海嘯，以確保海嘯防護設施、淹水防止設備的功能可正常運轉。 • 針對海嘯的影響(波力、漂流物衝擊等)，海嘯監視設備應設置於不易受海嘯波及之位置，並檢討預防及緩和措施，採取輸入海嘯的條件下仍能維持海嘯監視功能之設計。
<p>使用</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 由於需要足夠時間讓操作人 	<ul style="list-style-type: none"> • 無相關規範。

<p>及管 理要 求</p>	<p>員採取措施，使核設施維持安全狀態，可能需依據現象趨勢外推採取措施，而不等待危害事故實際發生後再執行，故警報系統應與預測模型結合使用。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 執行具體品質管理或管理系統活動，以確定安裝監測系統、操作、相關數據處理、提示人員操作的能力和責任。各部門應定期參與共同規劃並執行實際演練。 	
<p>監測 網和 警報 網</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 基本大氣變數的氣象監測系統 • 罕見氣象現象的氣象警報系統(例如颶風、颱風、龍捲風) • 水位計系統 • 海嘯警報系統 • 洪水預報系統 	<ul style="list-style-type: none"> • 取水坑水位計 • 廠址潮位計 • 海嘯監視攝影(藉由具 GPS 功能的波浪計、海嘯監視雷達、海嘯監視攝影機等三種監視技術，嘗試建

		立早期海嘯偵測系統)
--	--	------------

七、 危害度評估管理系統

表 4-15 IAEA 與 NRA 危害度評估管理系統之比較

	IAEA	NRA
要求事項	<ul style="list-style-type: none"> • 氣象和水文危害度評估的文件應提供以下內容： <ul style="list-style-type: none"> ➢ 描述氣象和水文危害度評估過程的所有要素 ➢ 研究參與者及其職位 ➢ 原始及經處理過之數據、電腦軟體與輸入輸出檔案、參考文獻、計算過程結果、靈敏度研究等，涵蓋分析過程之背景資料。 • 應維持資料可取得、可 	<ul style="list-style-type: none"> • 調查及評估方法注意事項： <ul style="list-style-type: none"> ➢ 使用歷史資料時，應分析該資料的調查目的、內容豐富程度、調查準確度、評估方法等。 ➢ 關於調查及評估結果，應確保每份資料與原始資料具備足夠的準確度及可靠度，並明示之。 ➢ 設定基準海嘯過程

	<p>用，且格式可編修。在其他用途上實用有效之文獻或參考資料，應引用至適當之處。所有氣象和水文危害度評估之資料，均應於文件內處理。</p>	<p>中，調查、評估時如得出與過去資料不同的結果時，應明確說明其根據。</p> <p>➤ 應明示設定基準海嘯及推算超過機率相關之全部流程(評估條件、評估過程及評估結果)。</p>
<p>品質管理</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 應建立並實施項目品質管理計劃，作為核設施總體管理系統方案的一部分，以涵蓋數據蒐集與處理、廠址與實驗室調查、分析與評估等所有項目，這些項目均屬於本安全導則的範圍。 • 應建立實施正式管理體系計劃的要求。確認應達到 	<ul style="list-style-type: none"> • 無相關規範。

	<p>的品質管理標準。制定管理體系的適用要求和建議。應訂立特定規定，以處理文件控制、分析控制、軟體、驗證與確效、採購、審核、不合格及其糾正措施。</p>	
<p>同行 審查</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 同行審查員不應該參與氣象和水文危害度評估研究的其他方面，且不應從結果獲得利益。 • 可使用兩種同行審查方法： <ol style="list-style-type: none"> (1) 參與式 (2) 後期與追蹤 • 在研究過程中進行參與式同行審查，允許評審人員在氣象與水文評估進行時，或衍生技術性議題 	<ul style="list-style-type: none"> • 應判斷模型不確定性因素於技術上的難易度，選定三種專家討論等級。並應遵守各個專家討論等級的製作程序，以製成邏輯樹。

	<p>時，提出解決意見。在評估研究結束時，進行後期階段和後續追蹤同行審查。進行參與式同行審查將減少在後期研究否定的可能性。</p>	
--	---	--

伍、 海嘯評估方法之比較

一、 日本海嘯評估方法

(一) 評估概要

表 5-1 日本海嘯評估方法

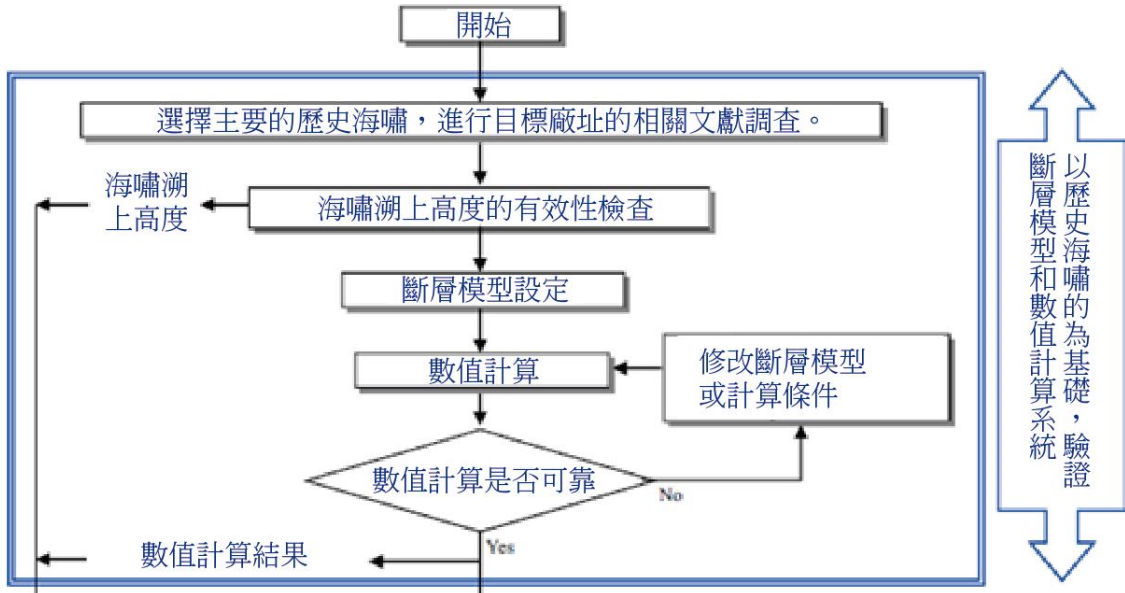
基準海嘯之海嘯波源	<ul style="list-style-type: none">選擇目標廠址上引發最大上升水位和下降水位的海嘯為「基準海嘯」。基準水位則定義為基準海嘯水位和潮汐條件的總和。
考量海嘯模擬的不確定性	<ul style="list-style-type: none">為了考慮模型中海嘯波源的不確定性，在合理範圍內的各種斷層模型條件下進行大量數值計算。針對目標廠址建模，選擇對目標廠址造成最大損害的情境海嘯。
驗證基準海嘯的方法	<ul style="list-style-type: none">基準海嘯高度應該超過目標廠址的所有計算記錄及歷史海嘯高度。情境海嘯高度的包絡線應超過所有計算記錄及歷史海嘯高度。

(二) 評估流程

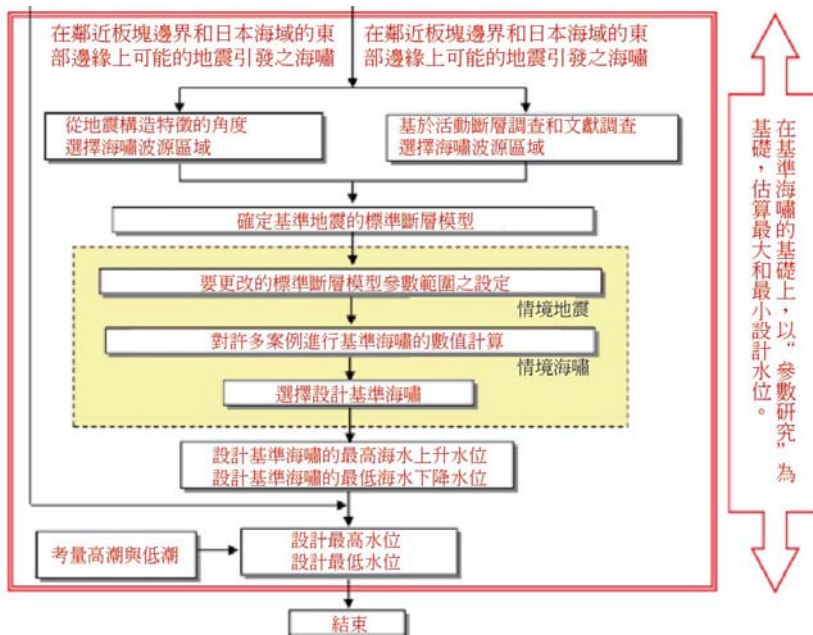
第一部分	<ul style="list-style-type: none">「以歷史海嘯的為基礎，驗證斷層模型和數值計算系統」
第二部分	<ul style="list-style-type: none">「在基準海嘯的基礎上，以“參數研究”為基

礎，估算最大和最小設計水位。」

第一部分：



第二部分：



(三)IAEA 海嘯評估方法

表 5-2 IAEA 海嘯評估方法

海嘯初步評估	<ul style="list-style-type: none"> • 初始評估建議使用簡化篩濾標準。應蒐集完善資訊，並列出與電廠相關的具體海嘯清單，以審查過去發生的海嘯證據。 • 若該地點沒有發生過海嘯的證據，或符合下列條件： <ul style="list-style-type: none"> ➤ 距離海洋或海洋海岸超過 10 公里，或距離湖泊或峽灣海岸線 1 公里以上 ➤ 該地點海拔距平均水位超過 50 米 • 則無需進行進一步調查和研究來分析該地點的海嘯危害。 	
海嘯詳細評估	第一步	<ul style="list-style-type: none"> • 詳列具體海嘯表與/或電廠相關的數據庫。 • 確定電廠地區過去或最近是否發生過海嘯事件，如果曾經發生過，則應確定其特性。
	第二步	<ul style="list-style-type: none"> • 具體分析海嘯危害，包含詳細的

數值模擬，以推導設計基準海嘯。

完整流程圖如下：

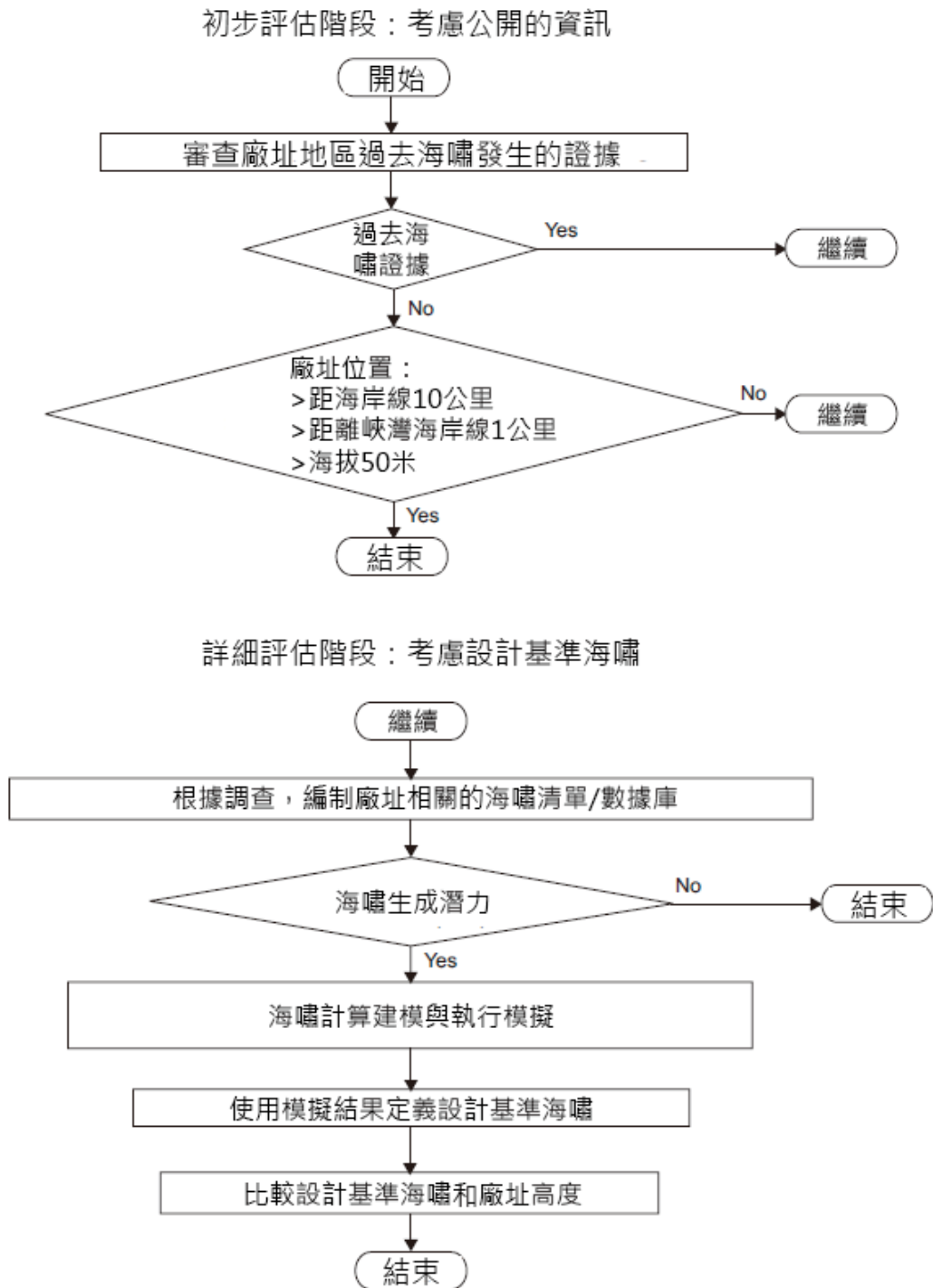


圖 5-1 IAEA 海嘯評估流程

陸、 IAEA 與 NRA 火山相關導則之概要

一、 NRA 核電廠火山影響評估導則

2012 年 NRA 尚未設立之前，日本官方並無針對火山、火山噴發規模及頻率等進行系統性評估步驟的正式導則及標準，亦無確立相關的方法論，供核電廠針對火山的影響進行相關的影響評估。直至 2013 年 7 月，NRA 實施「實用發電用反應器及其附屬設施之位置、構造及設備基準相關規則(即新規制基準)」，其第 6 條規定中：「防止廠外衝擊所造成的損壞：安全設施在發生假想的自然災害(地震與海嘯除外)時其安全功能亦不致受到損壞」，才大幅提升對自然現象之假定以及要求強化防護對策，並於電廠設計上所需考量的自然危害中增列了「火山的影響」。

NRA 為適當評估火山對核電廠的影響，在參酌國際上所確立的 IAEA 安全導則(No. SSG-21)以及日本民間規定—日本電氣協會「核能電廠火山影響評估技術準則」(JEAG4625-2009)之基礎上，完成了日本國內適用的火山影響評估導則之制定，並於 2013 年公布「核電廠火山影響評估導則」成為正式的規範。

二、 IAEA 核設施廠址火山危害度評估安全導則

2011 年福島第一核電廠事故後，國際原子能總署 IAEA

亦汲取日本福島核災經驗教訓，重新審視及強化既有安全標準，並陸續公布新訂定與修訂的安全導則，確保應用核能最高安全標準。

針對火山危害方面，IAEA 於 2012 年 10 月新頒布一份特定安全導則“Volcanic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations (No. SSG-21)”提供國際上參酌核設施廠址火山危害度評估的執行步驟與方法。

IAEA No. SSG-21 安全導則(以下簡稱 SSG-21)是根據 IAEA 安全標準計畫制定而成，符合 IAEA 「核設施廠址評估」安全導則中與火山危害相關之安全要求：「針對重要自然現象或人為誘發情況及活動的發生次數與嚴重性，應蒐集區域內的史前、歷史資料紀錄及儀器記錄的資料，並應仔細分析其可靠度、準確性及完整性」。其中，關於火山作用方面，明確規定「應蒐集及評估可能對核設施安全造成潛在危害現象的歷史資料，如火山活動、沙塵暴、暴雨、降雪、冰雹及地下水凍結等的現象」。因此，在核設施的廠址選擇及廠址評估階段時應考慮到火山活動。

SSG-21 提供了一個標準以全面考慮所有潛在的火山危害，以滿足 IAEA 安全導則對於其他自然及人為誘發廠外事件之要求。

1997 年 IAEA 出版了第一份針對核電廠選址火山相關課題的臨時安全導則“ Volcanoes and Associated Topics in Relation to Nuclear Power Plant Siting”。然而，當時的火山科學尚處於發展階段。在經過 30 餘年的火山科學發展，火山學已從最初的基本敘述科學發展至今成為定量科學，開始使用火山系統觀察與複雜的火山作用數值模型。SSG-21 即是依據這些專業知識基礎及相關回饋經驗，提供針對核設施火山危害度評估的建議與指引，以便能夠判別出與未來火山事件相關的所有潛在危害現象的綜合特性。

火山現象可能會影響到廠址選擇的合適性，其中一些火山現象還可能決定核設施相應的設計基準參數。一般而言，經由併入確實可行的設計特點或運轉程序、工程或運轉解決方案通常能夠緩解一些廠外事件的影響。然而，當這種解決方案不可行或無法證明足以緩解廠外事件的影響時，則應選擇另一個廠址。

SSG-21 為達到深度防禦之目的，首先應篩除在廠址選擇過程中發現的不適合廠址，其次是評估可能影響到核設施的火山危害並建立相應的設計基準。

(一)IAEA 與 NRA 導則之目的比較

表 6-1 IAEA 與 NRA 火山導則之目的比較

	IAEA	NRA
目的	<ul style="list-style-type: none"> • 針對核設施火山危害度評估提供建議及指引，以助於判斷所有未來火山事件相關的危害現象。 • 這些火山現象可能會影響到廠址選擇之合適性，其中一些火山現象可能會決定核設施相應的設計基準參數。 • 供管制機關使用，亦可供核設施廠址火山危害度評估之核設施設計者與運轉者使用。 	<ul style="list-style-type: none"> • 用於確認反應器設施的設計是否符合新規制基準要求—「不因火山影響而損及反應器設施之安全性」。 • 作為管制機關在判定核電廠火山影響評估是否妥當時之依據。

(二)IAEA 與 NRA 導則之管制適用範圍比較

表 6-2 IAEA 與 NRA 火山導則之管制適用範圍比較

	IAEA	NRA
--	------	-----

<p>適用範圍</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 主要應用於新的核設施的選址與評估過程，亦可用於現有核設施，對可能影響的外部火山災害進行回溯性評估。 • 討論可能對核設施安全系統性能造成不利影響的火山作用，並提供用於評估火山事件及其相關影響的方法與關鍵因素之建議。 • 討論與火山活動相關不同類型的現象對廠址合適性及推導設計基準參數之影響。 • 進行設施的安全度評估方法(PSA)時，若要考慮將所有廠外事件作為肇始事件，則必須進行火山災害評估。 • 本安全導則所適用的核設施包括：核電廠、研究用反應器、核燃料元件廠、鈾濃縮廠、核燃料再處理設施及用過核燃料儲存設施。 • 適用於核設施的整個壽命期間(運轉前階段、試運轉階段、運轉階段)。 	<ul style="list-style-type: none"> • 適用於實用發電用反應器(核電廠)及其附屬設施。 • 適用於核電廠的營運期間(還存有核燃料的期間)。
-------------	---	--

柒、 IAEA 與 NRA 火山導則之細部比較

針對以下主題，進行 IAEA 與 NRA 導則內容之細部比較：

- 火山危害度評估方法
- 一般程序
- 必要資訊與調查
- 火山危害的篩濾
- 特定廠址火山危害度評估
- 監測與準備應變措施
- 火山危害度評估管理系統

一、 火山危害度評估方法

(一)火山事件

火山活動可以對核設施構成嚴重威脅。火山危害是源於具有廣泛物理特性的現象。在一個火山噴發的期間，有些火山現象可能是單獨發生的，而有些現象則會與其他現象相結合，其中有些現象可能是在火山噴發前或噴發後經過很長一段時間後才出現。SSG-21 中採用“火山事件”來表示發生在火山噴發之前、噴發期間或噴發之後的一組潛在危害現象。

SSG-21 將可能對廠址造成潛在危害的火山事件總結如下表 7- 1，並明確指出哪些現象的危害特性應在選

址階段時作為廠址排除條件，亦或哪些現象是可以經由設計及運轉措施加以緩解。

在表 7-1 第三列中列為“是”的現象，通常在選址階段構成一個排除條件，若評估結果顯示在廠址區域或廠址附近存在第三列中列為“是”的可能影響核電廠安全性的危害現象，並且無切實可行的工程解決方案時，則該地點應被認為不適宜設立核電廠。

對廠址或廠址附近具有直接影響的潛在現象(例如，火山碎屑密度流、熔岩流、新的火山口)代表了廠址排除條件；然而有一些現象(如火山泥流、洪水、海嘯及熱液系統)雖被認為是排除條件，但在一些特殊個案或情況下，可能可以透過適當的設計、保護及運轉措施來緩解，這種情況下可能需要制定適當的設計基準。若廠址被認為是合適的，針對那些可能發生在廠址並影響核電廠安全性的現象必須制定相應的設計基準。

NRA 導則亦依循 IAEA 作法，營運期間內可能遭遇設計無法因應之火山事件且無法判定影響之可能性為極小時，則不適宜於該廠址設立核電廠。對於能夠經由設計及運轉措施加以緩解的火山事件則針對電廠因應設計及運轉應對的妥適性進行評估。

表 7-1 IAEA 可能影響核設施的火山現象及相關特性與對廠址選擇、評估及設計的影響

現象	可能引起潛在影響的特性	作為選址階段時的排除條件	該影響是否能透過設計或運轉措施緩解？
1. 火山碎屑沉降物	物理性靜負載、空氣中及水中的摩擦性/腐蝕性顆粒	否	是
2. 火山碎屑密度流：火山碎屑流、火山碎屑湧浪、爆風	物理性動負載、空氣過壓、飛來物的撞擊、超過 300°C 的溫度、摩擦性顆粒、有毒氣體	是	否
3. 熔岩流	物理性動負載、洪水及堰塞住湖水或河水、超過 700°C 的溫度	是	否
4. 岩屑崩落、地滑及坡面崩塌	物理性動負載、空氣過壓、飛來物的撞擊、洪水及堰塞住湖水或河水	是	否

5. 火山性土石流、火山泥流及洪水	物理性動負載、洪水及堰塞住湖水或河水、水中懸浮顆粒	是	是
6. 新的火山口開口	物理性動負載、地盤變動、火山性地震	是	否
7. 火山噴出飛來物(噴石)	粒子的撞擊、物理性靜負載、水中的摩擦性顆粒	是	是
8. 火山氣體	有毒及具腐蝕性氣體、酸雨、充滿火山氣體的湖水、水污染	否	是
9. 海嘯、湖面振動、火山口湖潰決及冰河爆裂	氾濫(淹水)	是	是
10. 大氣現象	動過壓、落雷閃電(雷擊)、下沉爆流	否	是
11. 地面變形	地盤位移、下沉、隆起、傾斜、地滑	是	否

12. 火山性地震及相關危害	持續性微動、多次震動，通常地震規模<5	否	是
13. 熱液系統及地下水的異常	熱水、具腐蝕性的水、水污染、氾濫、湧升、熱水變質、地滑、喀斯特及熱力喀斯特的變異、水壓驟變	是	是

(二)初步評估潛在的火山活動

相較於可能影響核設施安全性或性能的大多數其他自然事件，火山事件很少發生。一些火山在經歷數千年休眠甚至更長時間後才噴發。依據國際上對活火山的定義，在過去 1 萬年內有噴發過的火山通常被認為是活躍的，這些火山被正式稱作「全新世火山」，即在過去 1 萬年內有噴發過的火山。然而，有的火山可以在休眠超過 1 萬年後重新活動，亦或者有許多火山還沒有被充分研究以確定是否在全新世是否噴發過。因此，考慮火山危害並不僅限於已知的全新世火山。

SSG-21 認為在 1000 萬年內曾經歷過火山活動的地區均被認為是在未來具有火山活動的潛力。如果一個區域的火山復發率小於 1000 萬年裡有 1 次事件，則意味著未來火山活動的年度發生機率不到 10^{-7} 。在初步篩濾階段， 10^{-7} 的年度發生機率是評估火山是否會在以後產生任何類型的火山活動的合理依據，若肇始事件的年度發生機率比這個篩濾機率低，則不需要進一步考慮。

NRA 方面則僅以第四紀活動火山²為調查對象。在

² 第四紀活動火山是以日本火山學會及產業技術綜合研究所提供的資料庫為依據。2009 年國際地質科學聯合會(International Union of Geological Sciences, IUGS)曾重新定義第四紀為 181 萬年前至 258 萬年前，日本亦配合修訂，故有必要使用依循該定義的資料庫。假若第四紀以前有過活動，而第四紀時未活動之火山，則認定該火山已停止活動。因此，僅以第四紀活動火山為

第四紀(從 258 萬年前開始直至現今的這段期間)之前有過活動但第四紀時未活動之火山，即認定該火山已停止活動。因此，NRA 僅以在 258 萬年內有活動過的第四紀火山為調查對象。

(三)評估地理區域的界定

單一個火山噴發的火山活動可能持續數小時至數十年，在極少數情況下將持續更長的時間。火山噴發的強度的變化較大，可以從低能量事件如在有限範圍內產生小的熔岩流及火山彈道拋射物，到產生能夠掩埋整個城鎮的數十米厚火山灰的高能量事件。因此，火山事件期間可能發生各種不同距離尺度的火山現象。即使距離廠址幾百公里遠的火山亦可能會產生影響廠址的危害現象，例如火山碎屑沉降物、遠程火山泥流、洪水或海嘯，這些可能會對核設施的安全性及性能產生不利影響。

SSG-21 認為應定義一個圍繞廠址的適當地理區域，並應包含所有火山危害的潛在來源。這個地理區域將取決於火山現象的性質與類型，而各個火山現象的影響範圍存在著很大的距離差距。一些現象的影響範圍是在幾十公里內，這對廠址選擇及核設施安全性而言是最

為重要的，到影響範圍可達數千公里的其他現象，如火山灰及海嘯。

NRA 方面則有明確規定核電廠實施火山影響評估的區域範圍，即核電廠半徑 160km 圈內之區域。針對火山灰、海嘯、大氣現象、地殼變動、火山性地震及熱液系統等現象，則無論與核電廠之間的距離遠近均須進行檢討。詳細如下表 7-2 所示：

表 7-2 NRA 可能影響核電廠的火山事件及其位置關係

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

6. 火山噴出飛來物(噴石)	粒子的撞擊、物理性靜負載、水中的摩擦性顆粒	10 km
7. 火山氣體	有毒及具腐蝕性氣體、酸雨、充滿火山氣體的湖水、水污染	160 km
8. 新的火山口開口	物理性動負載、地盤變動、火山性地震	附註 3
9. 海嘯及湖面振動	氾濫	附註 4
10. 大氣現象	動過壓、落雷閃電、下沉爆流	附註 4
11. 地殼變動	地盤位移、下沉、隆起、傾斜、地滑	附註 4
12. 火山性地震及其相關事件	持續性微動、多重撞擊	附註 4
13. 熱液系統及地下水的異常	熱水、具腐蝕性的水、水污染、氾濫、湧升、熱水變質、地滑、喀斯特及熱力喀斯特的變異、水壓驟變	附註 4

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

若大於表中的距離時，則該火山事件可不列入評估對象。

附註 2：由廠址及其附近調查所得出之單位面積火山灰質量來決定。

附註 3：檢討核電廠營運期間內形成新的火山口開口的可能性。

附註 4：無論與核電廠之間的距離遠近均須進行檢討。

(四)概念模型

SSG-21 火山危害度評估的基本假設是，過去火山事件的記錄為未來可能事件提供了一個可靠的指標。為使這種假設具有可信度需要建立概念模型(Conceptual Model)，以根據火山作用來解釋地質記錄。概念模型可以包括：岩漿的起源、火山的地殼構造背景、火山噴出物的噴出速率及噴出量，以及火山危害的性質。建立火山活動構造背景的概念模型，有助於確定過去事件在某種程度上適當地代表未來事件。若要清晰與正確的理解概念模型所描述的火山活動相關作用，最好的方法是利用現有的地質數據並蒐集更多額外的數據。在廠址調查中得到新資料時，則應對概念模型進行更新。

(五)替代概念模型

SSG-21 火山危害度評估通常會考慮使用替代概念模型(Alternative Conceptual Model)。這些模型應符合現有數據與當前科學知識水準，並適當考慮其對危害度估計(Hazard Estimation)的影響下進行評估。例如，火山系統可分為溢流式噴發的低能量系統及爆炸式噴發的高能量系統。如果所使用的概念模型是依據低能量噴發的地質記錄，則所估計的危害度僅能反映低能量火山活動。

而替代概念模型使用類比火山系統資訊，其危害度估計可包含高能量爆炸式噴發的火山活動。

(六)火山威脅

SSG-21 中提及“有威脅性的(Capable)”火山及火山群(Volcanic Field)的概念，以表示可能產生危害現象並影響核設施廠址的火山或火山群。

一個具有威脅性的火山或火山群是：

- 在核設施壽命期間內，存在活動的可能性
- 可能會產生影響核設施廠址的現象

在確定一個或多個具有威脅性的火山或火山群後，就可針對特定廠址進行完整的火山危害度評估。火山威脅性的判定不僅取決於最近一次火山噴發的時間，更應取決於未來火山噴發的可信度(Credibility)。

(七)確定性與機率方法

目前使用確定性與機率方法來評估火山危害度。確定性方法使用一個或多個假定的最壞情節來評估火山危害度。因此，使用特定閾值來進一步篩濾出需要考慮的現象。這種閾值通常基於經驗證據。然而，這些方法沒有考慮全部數據及分析中模型的不確定性。

機率方法則考慮了一個廠址的所有潛在危害情節，

並在最終的危害度計算中納入每個情節相關的不確定性。這種分析通常考慮每個事件的潛在頻率、強度及特性。

危害度評估的確定性與機率方法均仰賴於經驗觀察與對火山作用的理論認識。針對火山威脅性及廠址特定的火山危害度評估，應盡可能使用確定性與機率方法來評估(因它們是互補的)。無論採用確定性或機率方法，評估火山現象的規模及空間範圍時，應使用廠址區域內蒐集到的地質資料，並且與火山概念模型一致。

類比火山的資料及火山現象的數值模擬可作為這些地質資料的補充。如果需要使用某個火山現象的發生機率來評估火山威脅性或特定廠址的危害度，則可以使用相對及絕對年齡測定來估計火山事件的複發率。如果各項替代概念模型之間的差異，無法在合理的時間內予以解釋或解決，則最終的危害度評估就應包含所有的替代概念模型。

火山危害度評估需要量化所有替代概念模型所存在的不確定性，這需要準備明確且可溯的文件，以記錄每個危害度評估過程中如何傳播不確定性。分析不確定性傳播的方法，可採用邏輯樹及邊界分析(Bounding

Analyses)。

無論是採用確定性方法或機率方法，均需考慮內在不確定性(Intrinsic Uncertainties)。

二、 一般程序

(一)初步評估(階段 1)

初步階段評估應考慮兩個方面：

- 定義火山危害初步評估的地理區域(應包含所有火山災害的潛在來源)
- 蒐集區域內過去 1000 萬年內發生的火山活動證據

考量在過去一千萬年內發生過噴發的位置，是在未來具有噴發的可能性。

應詳細審閱(Detailed Review)所有現有資料，如地質圖、地質調查結果等，定義一個評估的適當地理區域(Geographical Region)。

(二)潛在未來火山活動源的特性(階段 2)

若階段 1 的評估結果顯示在這個地理區域存在過去 1000 萬年內活動過的火山源，則代表是具有未來噴發潛力，應建立這個地區的火山作用概念模型，評估火山未來噴發或產生另一個火山事件的機率，以更明確評估未來噴發的可能性。

火山作用概念模型或一組替代概念模型應包括火山構造背景的分析、噴發活動頻率及地質趨勢的相關資訊。

本階段評估結果：與火山作用概念模型一致的火山，以及所有被確認是全新世火山，由於可能會再次噴發，應在下一階段進一步明確特性。若使用火山活動概念模型可推斷未來沒有噴發可能的火山，則不需要進一步考慮。

(三)火山危害的篩濾(階段 3)

此階段係評估可能到達廠址的火山危害現象及其對廠址造成影響的具體特性。在不能排除廠址區域未來潛在火山活動的情況下，應評估發生噴發或其他火山現象造成廠址危害的可能性，即評估未來火山事件對核設施廠址造成危害的機率。

廠址周圍適當地理區域內，與每一個潛在活動火山源(火山或火山群)相關的各個現象均須加以評估。確定性及機率方法可用於評估可能到達廠址的潛在危害現象。

在階段 3 的篩濾結果若顯示火山或火山群是具威脅性的，那麼將進入階段 4 發展廠址特定火山危害度評估，鑑別每一個潛在的火山影響。對廠址不可能產生危

害現象的火山，則不需要進一步考慮。

(四)具有威脅性火山的危害度評估(階段 4)

被確認是未來可能噴發並可能對廠址造成潛在危害火山現象的(具威脅性的)火山源，應發展「廠址特定火山危害度評估」，該評估應包括每一個可能影響廠址的特定現象，並考慮這些現象之間的潛在因果關係。

該評估結果將作為以下決策之依據：

- 廠址合適性
- 若廠址被認為是合適的，應針對那些可能影響廠址的火山現象，推導適當的設計基準，並經由設計與運轉措施加以減緩

SSG-21 火山危害度評估程序如下

圖 7-1 所示；NRA 廠址評估與影響評估的基本流程則如下圖 7-2 所示。

兩者之間的差異在於 NRA 僅依據過去事件的規模就排除可能噴發的火山，與 IAEA 的作法不同。

由於在過去 1 萬年內(全新世)噴發的證據是現今廣泛接受且可靠的指標，表示火山未來噴發是可信的，因此評估應進行至下一階段 NRA 的影響評估(等同 SSG-21 階段 4)。然而 NRA 僅仰賴過去單一事件的地質記錄是

不可靠的，因地質記錄通常是不完整的，過去較小噴發事件可能未能在地質記錄中得到保存。而地質記錄中缺少的過去事件可能是不確定因素的來源，導致在核電廠廠址火山危害度評估中需要適當解決隨機的不確定性 (Aleatory Variability)。

為此，IAEA 鼓勵使用替代概念模型，該模型有能力補償缺乏或不可靠的地質記錄與構造環境的變化。

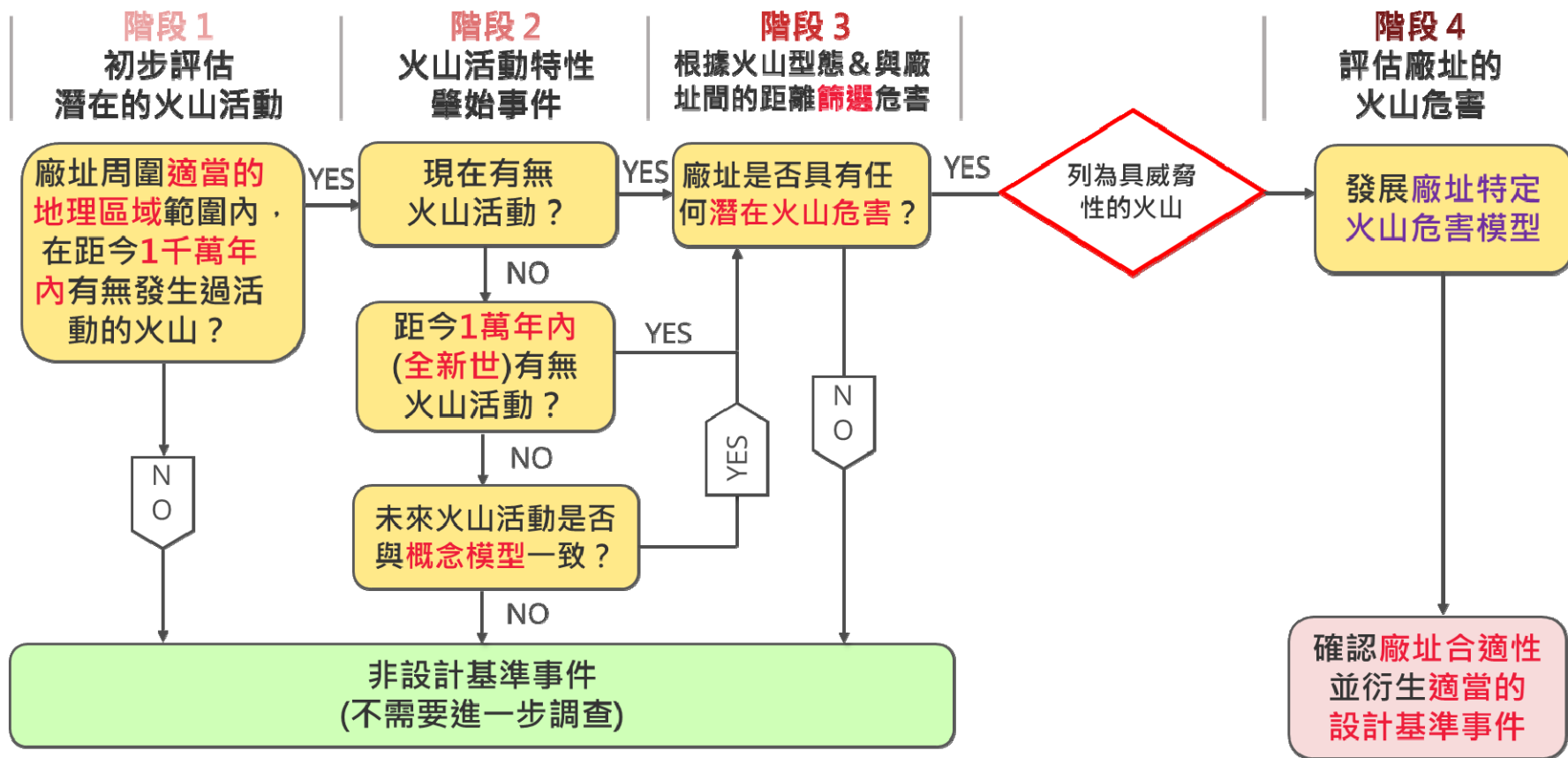


圖 7-1 IAEA 火山危害度評估程序

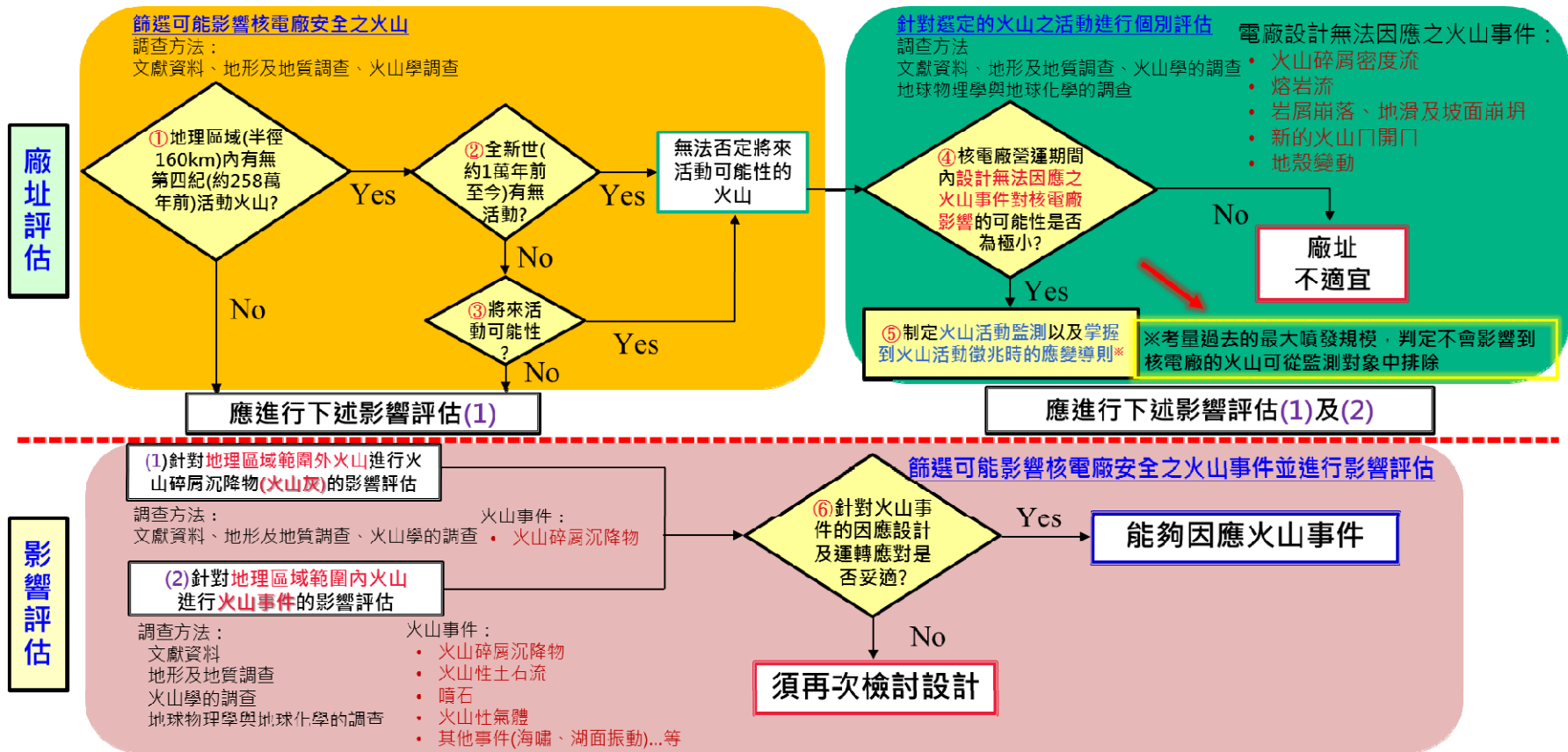


圖 7-2 NRA 廠址評估與影響評估的基本流程

三、 必要資訊和調查

(一)初步評估之必要資訊(階段 1)

應使用現有的地質知識來確定廠址周圍適當地理區域內是否在過去 1000 萬年內發生過任何火山活動。評估的地理區域範圍並非預先決定亦無統一的面積，但應根據可能影響到核電廠安全性，由 1000 萬年內的火山活動所引起潛在危害現象之類型來確定這個地理區域。

初步評估需要用到各種層級的地質圖及火山資料 (Volcano logical Data)。不同比例尺地圖、現有衛星影像及航空照片等。資料可從國際及國內編撰的火山資料中檢索，特別是全新世與第四紀火山的資料；亦可參考國家型防災計畫，其中可能包含一些特定火山的火山危害圖及風險評估。所有的資料均可用地理資訊系統 (Geographical Information System)來開發主題地圖製圖 (Thematic Mapping)並應用在火山危害度評估中各個階段。

初步評估階段應考慮的火山活動包括火山產物年齡、整體時空趨勢、形態、噴出物，以及相關的一系列噴發行為及構造背景等方面。與火山源相關的火山產物定年為初步評估階段提供了基本資料。這種定年包括歷

史資料、地層關係、放射性定年及形態學的考量。

此外，應對資料的細節進行嚴格評估，確保所有相關的火山源得到確定及定年具有適當的品質當現有資料不足以滿足這個廠址評估階段的可靠度評估時，應建立或蒐集及編撰額外的地質年代學、地質學及火山資料。為確定這個地理區域內的火山產物年齡，可能需要進一步的取樣。

(二)危害篩濾與特定廠址危害度評估之必要資訊(階段 2~4)

若初步評估結果顯示在過去 1000 萬年內有發生過火山活動，則下一步應蒐集火山活動的時間及特性，以及周邊地區任何相關現象更多的詳細資料。火山資料庫應包含說明或記錄相關的不確定性、資料品質、資料來源及任何其他相關的資料，以助於評估證據及數據的可靠度，建立危害度評估的穩健性(Robustness)。特別要注意記錄中源於不完整認知的不確定性(即認知不確定性)，以及源於資料隨機性的不確定性(即隨機不確定性)。在類比火山中發現的火山產物的空間分布可能有助於定義“篩濾距離值”(即特定類型的火山現象及火山源的最大距離值，超過此值可能可以忽略該現象的影響)。在危害度評估中有使用這樣的類比資料時，亦應該包括

在資料庫中。

四、 火山危害的篩濾

依據未來火山活動的可能性，以及廠址與危害現象火山源之間的相對位置，採用層次結構(Hierarchy)篩濾方式，完成火山危害的篩濾過程。

針對地表流體現象的評估，應考慮廠址與可能火山源之間的地形：

- 在低地或寬廣的淺匯水區(Shallow Drainage)，地表流體的運移效率可能很低，即使距廠址 100 多公里遠的火山，其地表流體亦可能抵達廠址
- 陡峭地形則可能能夠有效地讓廠址附近火山的低能量地表流體運移/轉向
- 深匯水區(Deep Drainage)容易彙聚地表流體
- 高能量地表流體則能夠輕易越過陡峭地形

1000 萬年是一個可以涵蓋大多數火山弧及板塊內火山活動的時間尺度(Timescale)。放射性定年法通常可用於確認及鑑別火成岩的生成年代是否超過或小於 1000 萬年，從而降低現有資料中的模糊性。若能證明在過去 1000 萬年內沒有發生過火山活動，則表示未來火山噴發的年度平均機率低於 10^{-7} ，不需進一步評估。

過去 1 萬年(即全新世)內火山噴發過的證據，是一個廣泛接受代表未來可能再次噴發的可信指標。全新世是一個容易被識別的地質界限，國家級與國際機構的資料庫中通常都有對全新世以來活動過的火山進行標識對火山產物進行放射定年，是一種最能夠直接確定區域內是否在全新世發生過火山活動的方法。

(一)機率分析方法

未來火山事件潛勢評估可採用機率分析方法 (Probabilistic Analysis)。而火山事件包括火山噴發 (Volcanic Eruption) 與非噴發性活動 (Non-Eruptive Activity) 機率方法可能包括基於過去火山噴發重現 (Recurrence)的頻率方法：

- 納入額外的火山資訊的貝式方法 (Bayesian Methods)
- 基於噴發產物的時間-體積關係的過程水平模型 (Process Level Models)

機率方法所產生的資訊及知識能夠建構可能影響核電廠及其安全運轉之火山影響相關的一個或多個設計基準。並且，機率方法是一種全面的、具整合性、風險告知的方法，能夠實際實行以確定每一個火山影響的類

型、規模及可能的頻率，然後提供一套相應的設計基準。

因此，SSG-21 強烈倡導使用機率方法。

(二)確定性方法

對類比火山(Analogous Volcanoes)進行調查，以確定噴發活動之間的最大間隔時間，並以這個時間作為火山活動重現間隔的閾值。對於處於休眠期的火山，可將休眠時間與該閾值進行比較，評估再次活動的可能性。確定性分析過程中應討論火山活動的驅動機制(Volcanic Processes that Drive Volcanic Activity)，並解釋類比火山與評估對象火山在驅動機制上的相似性。

可利用火山系統的時間-體積關係或岩石學趨勢進行確定性分析。時間-體積關係可顯示出火山活動是否有明顯的減弱趨勢或處於顯而易見的休眠狀態。

可基於篩濾距離值(Screening Distance Values)進行確定性評估，篩濾距離指的是超出這一距離(閾值)後，則無法合理預期火山現象能夠到達廠址。考量火山源的特性及廠址與火山源之間的地形，篩濾距離可定義為特定火山噴發產物/火山現象的已知最大擴展範圍。若廠址位在某種現象的篩濾距離之外，則無需對此種現象進行進一步評估。若未來可能發生火山活動，並且廠址位在

危害現象的篩濾距離之內，則應將火山或火山群視為具威脅性火山，並進行特定廠址火山危害度評估。由於各種危害現象的篩濾距離可能並不相同，應對所有潛在活動火山的每個現象進行評估。

在火山危害的篩濾過程中，應考量到：

- 很多火山現象是相互關聯的，無論確定性還是機率方法，均應考慮耦合效應(Coupled and Compounded Effects)
- 火山事件相互作用引起的次生現象(Secondary Processes)與包含複雜序列的情境(Scenarios that comprise Complex Sequences)

五、 特定廠址火山危害度評估

當在地理區域內鑑別出一個或多個具有威脅性火山時，應進行廠址特定火山危害度評估。針對那些未被篩除的火山現象，需要在廠址特定火山危害度評估中進一步考慮，以確定潛在危害的頻率、性質及規模。評估應提供足夠的資訊，以確定針對這些火山危害現象是否能夠建立設計基準(Design Basis)或切實可行的解決方案，以保護廠址。若針對火山危害現象無法建立設計基準或採用切實可行的解決方案時，則認為該廠址是不適宜的。

SSG-21 建議同時使用確定性與機率方法評估火山危害。確定性方法是基於過去火山活動的經驗觀察(Empirical Observation)、其他火山的類比資訊、火山作用的數值模擬來定義確定性方法中的閾值。可根據閾值是否被超越來確定廠址的合適性與設計基準。

機率方法採用與確定性方法相同的資料，建立危害現象超越某一給定限值的機率分佈。透過分析這些機率的分佈確定廠址合適性與設計基準。然而，無論採用哪種方法均應評估火山事件發生的可能性及其對核電廠的潛在影響。

納入到設計基準中的火山危害應對其進行量化(Quantify)，以利與其他外部事件的設計基準進行比較。其他外部事件的設計基準可能包含了一些火山危害的設計基準。

六、 監測與準備應變措施

具有威脅性火山可以引起自然災害，如果其引發的自然災害可能影響核設施，則應在核設施的整個壽命期間內對具有威脅性火山進行監測。

若廠址評估階段沒有設置火山監測系統，則應在建造前建立火山監測系統，並在整個運轉階段對該監測系統進行維護及必要的升級。

火山危害的來源可能會遠遠超出核設施的邊界

(Boundary)，應與國家或國際相關機構協同合作，對具有威脅性火山進行監測。然而，核設施所關注的具有威脅性火山，有可能目前沒有在進行監測；或是對國家或國際火山觀測機構而言監測優先度較低。因此，所有相關方(運轉機構、管制單位及其他政府機關)，應考慮到具有威脅性火山的性質及對核設施的影響程度，並與火山觀測站(Volcano Observatory)共同完成適當的監測工作。若是沒有火山觀測站的地區，則可能需要在監測系統中建立相應的觀測設備。

針對具有威脅性火山，在資料蒐集活動中可能包括評估其當前的活動狀態。而完成該評估的人員可能來自火山觀測站並在現階段可能已建立了監測所需相關必要設備。因此：

- 在建立監測系統的過程中，應最大程度地利用這些人員及設備
- 火山觀測站人員的儘早參與，將利於建立適當的火山監測系統

核設施的應變計畫中，應考慮到如何使用火山監測系統的監測結果和警報，並應制定一個詳細的應變程序，以因應監測系統所偵測到火山狀態的變化。大多數火山系統在噴發前顯示了大量徵兆，核設施應變計劃中的回應等級應以火山觀測站所確定的警報等級為依據，建立分級警戒級別。並

且，應與火山觀測站的代表協調制定應變計劃，確保在火山活動期間能夠對警報資訊作出適當的回應。

七、 火山危害度評估管理系統

(一)品質保證計畫

適當的管理系統應包括建立並實施品質保證計畫 (Quality Assurance Programme)，其應涵蓋：

- 資料蒐集
- 數據處理、解釋
- 實地與實驗調查
- 數值模擬
- 技術評估

在危害度評估過程中的每一文件均應建檔，以支持評估結果。

(二)同行審查

鑒於火山危害度評估的複雜性，應由同行審查小組進行獨立的同行審查。審查者不應同時參與該評審的火山危害度評估活動的其他工作，不應從評估結果中獲得既得利益。同行審查的級別(Level)與類型(Type)可能因火山危害的性質而異。

同行審查應涉及火山危害度評估的所有部分，包括：

- 火山危害度評估的過程中所有的技術要素(確定火山的威脅性、地質及地球物理調查，過去火山活動速率的評估)
- 用於火山危害度評估的方法(數值模型)
- 量化與記錄

同行審查小組應由火山危害度評估有關的多學科專家組成，以解決研究中所有技術及評估過程相關的問題。同行審查的目的是保證火山危害度評估過程中充分遵循了相應的要求，即分析工作中考慮了認知不確定性、文檔完備且具有可追溯性。

有兩種同行審查的方式可供採用：

- 參與式同行審查(Participatory Peer Review)在火山危害度評估過程中，允許審查者對出現的技術問題提出建議，其優點是可降低後期否定評估結果的可能性。
- 後期階段與後續追蹤同行審查(Late Stage and Follow-up Peer Review)是在評估工作接近完成時，才開始進行後期階段與後續追蹤同行審查

捌、 主要發現與結論

茲將本研究成果歸納如下：

一、 海嘯方面

IAEA 已於 2003 年公布安全導則 No. NS-G-3.5 FLOOD HAZARD FOR NUCLEAR POWER PLANTS ON COASTAL AND RIVER SITES，提供核設施洪水相關危害建議與指導。2011 年 3 月 11 日東北地方太平洋海岸地震引發大型海嘯，導致福島第一核電廠事故，重創日本福島第一核電廠。該事故引起國際對海嘯事故之關注，其中包含 IAEA 於同年發布特定安全導則 No. SSG-18。其中海嘯作為洪水成因之一，基於安全導則 No. NS-G-3.5，考量日本 311 事故與最新理論技術，更新並加強海嘯危害相關建議與指導。本年度研究計畫依據 105 年度研究計畫之成果—日本核電廠針對海嘯相關法規的內容及技術重點，加入 IAEA 最新安全導則進行深入比較研析，以供國內核電廠作為參考。

SSG-18 旨在於整個核設施使用生命週期內，提供氣象和水文現象相關危害度評估的安全要求之建議和指導；NRA 旨在於設置許可階段中，針對適用發電用輕水型反應器設施，審視基準海嘯設定、耐海嘯設計方針之合適性。故在海嘯方面規範相較於 NRA，IAEA 的內容廣泛、較多原則性和

概念性的內容。在危害度評估方法、廠址保護措施、核設施防護之監測系統與警報系統方面，IAEA 與 NRA 之導則理念與內容極為相似。危害度評估上兩者均採取確定性方法及機率性方法；前者使用保守數值來考量不確定性。決定過程中依據保守評估原則，確保所有不確定性均適當地納入考量。而後者為使用邏輯樹，顯示每年超過溯上高度頻率的平均或中間值，以評估海嘯危害。

為加強國內電廠對海嘯之防護，除參考日本 NRA 方面的作法，亦應考量 IAEA 所提供之建議。SSG-18 中，設計基準參數包含基準洪水之設定，而海嘯為洪水現象成因之一，除海嘯外尚須考量其他因素。不同於 NRA 所公布的『基準海嘯及耐海嘯設計方針之相關審查導則』與『耐海嘯設計相關工事認可審查導則』，僅將海嘯作為洪水的成因，考量其他事件組合與影響因素，設定電廠之基準海嘯。故可基於 NRA 詳盡的基準海嘯設定，另外援引 IAEA 中其他因素之影響，如：上游水控結構失效、人為活動、氣候變遷等。此外，水文數據的部分，亦可參考 IAEA 對地質資料之要求，加強海岸線的穩定性和易蝕性、粒度分佈和化學成分等沉積物特性、滲透性和孔隙度等水文地質特徵，使資料庫更臻完善，以供國內核電廠及管制單位作為設計與判斷的參考依

據。

二、 火山方面

(一)IAEA 與 NRA 火山導則之差異比對

1. IAEA 導則強烈闡述首要目標應建立適當的設計基準，然而 NRA 導則不要求核電廠經營者為每一個可能到達並影響核電廠的火山作用建立相應的設計基準(NPP-Specific Design-Bases)。
2. IAEA 建議的火山事件年度超過機率(Exceedance Probability)是要在 10^{-7} 以下，即 1000 萬年裡 1 次事件的發生機率；NRA 則是以 258 萬年內活動過的第四紀火山為初步篩濾對象，再以其中 1 萬年內活動過的全新世火山作為將來可能活動火山，即採用 1 萬年裡 1 次事件的發生機率。
3. NRA 認為能夠透過火山活動監測提前預測火山噴發時間及規模，然而要在核電廠運轉期間準確預測監測對象火山可能噴發的時間及規模，以現今科學技術而言尚屬困難。此外，NRA 認為火山活動的徵兆(Advance Warning)將提供足夠的時間可供電廠執行停機、移出核燃料並運送至日本國內不會受到火山影響的安全地方。然而以九州電力川內核電廠為

例，關於燃料搬出的詳細作法，目前亦尚未有切確的定案(未有具體對策，未決定核燃料將輸送至何處？如何處理用過核燃料？)。由於 NRA 僅要求「當掌握到火山活動徵兆後，應執行反應器停機、適當移出核燃料等應變措施」，故九州電力所提出的申請書上也僅寫到「當可能發生爆炸性火山噴發時，將執行停機並適當移出核燃料」，並以此內容通過了 NRA 的審核。

(二) 因應作法

IAEA SSG-21 為國際上所確立的標準，NRA 導則內容大多依循 SSG-21 的作法，因此在理念與內容方面有許多相似之處。相較之下，SSG-21 是較偏向指導性、原則性及概念性的導則；NRA 導則是偏向操作性的規範，有一些更為具體的規定。例如，針對各火山事件的影響範圍，NRA 導則是依據日本過去火山事件曾經最遠到達的距離，以實際經驗為根據所訂定的具體數值。因此，兩份導則均有其重要的參考價值，同時參酌以更能有效地評估國內核電廠火山危害。

玖、 參考文獻

- [1] 『基準海嘯及耐海嘯設計方針之相關審查導則』，日本原子力規制委員會，原管地發第 1306193 號，平成 25 年(西元 2013 年)6 月 19 日
- [2] 『耐海嘯設計相關工事認可審查導則』，日本原子力規制委員會，原管地發第 1306196 號，平成 25 年(西元 2013 年)6 月 19 日
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. SSG-18, IAEA, Vienna (2011).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, IAEA Safety Glossary Terminology Used In Nuclear Safety And Radiation Protection 2007 Edition, IAEA, Vienna (2007).
- [5] 『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
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Volcanic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. SSG-21, IAEA, Vienna (2012).

[7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Site Evaluation for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-3, IAEA, Vienna (2003).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, External Human Induced Events in Site Evaluation for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-3.1, IAEA, Vienna (2002).

B 分項

核三廠電廠全黑事件之早期輻射大
量外釋評估及源項分析

目 錄

目 錄.....	i
中文摘要.....	vii
Abstract.....	x
壹、計畫緣起與目的.....	1
貳、研究方法與過程.....	5
一、LOOP(包非含 SBO 與 SBO)事故序列之 CSET 建立原則簡述	5
二、SBO 事故序列對應 CSET 之建立.....	14
(一) WOG 模式成功準則.....	19
(二) WOG 模式 SBO CSET 分析.....	22
三、WOG 模式 SBO CSET 及對應之 LERF 量化分析.....	31
四、WOG 模式 SBO CSET 及對應之 CPET 分析.....	43
(一) 圍阻體物理現象.....	44
(二) 圍阻體現象事件樹.....	53
(三) 分解事件樹(DET).....	59
五、WOG 模式 SBO CPET 及對應之輻射源項分析.....	71
(一) 輻射源項類別.....	71
(二) 輻射源項的內涵.....	80

六、STC 的年發生頻率.....	81
(一) 輻射源項發生頻率.....	81
(二) 輻射源項更新.....	92
七、靈敏度分析.....	94
(一) MSSBO-WL2：圍阻體人員進出閘門關閉失效機率....	94
(二) MSSBO-UL2：依據程序書 1451 執行 URG 策略.....	96
(三) MSSBO-WUL2：假設 RCP #1 軸封改為西屋 Thermal Passive Shutdown Seal (PSDS)且考慮 URG 措施.....	106
參、主要發現與結論.....	116
一、模式說明.....	116
(一) MSSBO-WL2 模式.....	116
(二) 靈敏度分析之 MSSBO-UL2 模式.....	116
(三) 靈敏度分析之 MSSBO-WUL2 模式.....	116
二、結果比較與討論.....	117
(一) 原 PRA CSET 模式與 MSSBO-WL2 模式之差異.....	117
(二) 靈敏度分析 MSSBO-UL2 與 MSSBO-WL2 模式之結果 比較.....	118
(三) 靈敏度分析 MSSBO-WUL2 與 MSSBO-WL2 模式之結	

果比較.....	118
三、以 LERF 來代替 CPET 分析適切性之討論.....	119
四、結論.....	120
肆、參考文獻.....	121

圖目錄

圖 2-1. 核三廠 WOG 模式之 LOOP 事件樹 T(PP)-W.EVT	9
圖 2-2. PDS25 及 PDS26 適用之 CPET 邏輯圖	55
圖 2-3. PDS08~24 適用之 CPET 邏輯圖	56
圖 2-4. 爐槽外蒸汽爆炸分解事件樹	60
圖 2-5. 氫氣燃燒/爆炸要素圖	62
圖 2-6. 氫氣燃燒分解事件樹	64
圖 2-7. 早期圍阻體過壓失效分解事件樹	66
圖 2-8. 爐槽外爐心殘渣冷卻分解事件樹	68
圖 2-9. 圍阻體底部基座熔穿分解事件樹	70
圖 2-10. 核三廠 STC 邏輯圖	73
圖 2-11. 核三廠 SBO/URG 事件樹 T(PP)-U.EVT	97
圖 2-12. 核三廠 SBO/URG (w/ PSDS)事件樹 T(PP)-WU.EVT	107

表目錄

表 2-1. 核三廠 SBO 事故序列(ASG)分類表.....	10
表 2-2. SBO CSET 各種類 House 事件之設定	17
表 2-3. 核三廠 SBO CSET PDS 分類判斷為 LER 路徑及其機率.....	28
表 2-4. SBO/WOG 模式對應 LERF 之量化結果.....	35
表 2-5. 核三廠圍阻體失效模式及壓力	45
表 2-6. Surry 電廠的圍阻體壓力負荷	46
表 2-7. Seguoyah 電廠的圍阻體壓力負荷	47
表 2-8. 核三廠輻射源項分類邏輯標題說明	76
表 2-9. 核三廠外釋類別之說明	80
表 2-10. 核三廠 WOG 模式 SBO 事故序列之各 PDS 更新後之 CPET 定量結果.....	85
表 2-11. 核三廠 WOG 模式 SBO 事故序列之 RC 發生頻率.....	92
表 2-12. 核三廠 WOG 模式 SBO 事故序列之輻射源項.....	93
表 2-13. 靈敏度分析案例說明	94
表 2-14. 靈敏度分析案例 MSSBO-WL2 之分析結果.....	95
表 2-15. 靈敏度分析案例 MSSBO-UL2 之 LERF 量化結果	98
表 2-16. 靈敏度分析案例 MSSBO-WUL2 之 LERF 量化結果	108

表 3-1. 研究評估結果彙整表 117

表 3-2. LERF 與 CPET 分析定量結果比較表 119

中文摘要

核能電廠全黑事件(Station Blackout, SBO)是爐心受損之主要事故序列，日本福島事故雖由海嘯引發，其爐心熔損之緣由亦屬長程 SBO。目前台電公司送原能會核備之核三廠 PRA 模式係將 SBO 事故序列之特質合併顯現於喪失外電(Loss of Offsite Power, LOOP) 序列群組中，故必須更繁複程序才能精確銜接二階安全度評估(Probabilistic Risk Assessment, PRA)分析。本計畫就核三廠 SBO 事故序列進行爐心受損頻率(Core Damage Frequency, CDF)、圍阻體系統事件樹(Containment System Event Tree, CSET)、早期大量輻射外釋(Large Early Release Frequency, LERF)、圍阻體現象事件樹(Containment Phenomenological Event Tree, CPET)、及輻射源項分類(Source Term Category, STC)等評估，其中輻射源項係以 MELCOR 進行 SBO 事故序列之嚴重事故分析；另外，並評估核三廠斷然處置措施(Ultimate Response Guidelines, URG)措施對 LERF 之改善成效。此外，並透過台美合作計畫第一分組—主題“Full Scope Site Level 3 PRA Information Exchange”，與 NRC 交流二階 PRA 分析技術。本計畫成果將重新評估核三廠電廠 SBO 事故序列之 CDF 及 LERF，可供管制單位審查台電公司核三廠風險告知相

關應用之參考。

本研究在上年度計畫中，已成功完成了一階 PRA 分析，即參照 NRC SPAR 模式，以原模式為基礎，增加考慮 SBO 相關標題、及軸封 LOCA 模式，建立 WOG 版 LOOP 事件樹(以下簡稱 WOG 模式)，並根據本研究熱流分析結果訂定標題成功準則；求解了核三廠 SBO 事故序列之 CDF。

本研究計畫今年度則針對核三廠 SBO 事故序列繼續進行二階 PRA 分析：即 CSET、LERF、CPET、及 STC 等評估，其中 STC 係以 MELCOR 進行 SBO 事故序列之嚴重事故分析。此外，並與 NRC 交流二階 PRA 分析技術。

另外，雖然核三廠仍在整合分析程序書 1451 (斷然處置措施(URG))使能符合 FLEX 之措施，但在完成之前，仍依據程序書 1451 最新版，進行 SBO 之救援措施，故本計畫將獨立評估核三廠 URG/FLEX 措施對 LERF 之改善成效。

研究結果顯示，SBO 類事故序列之電廠損壞狀態(Plant Damage State, PDS)應分為一般 LOOP 暫態與 LOCA 兩類，LERF 值約為 $3.3E-08/ry$ ，而原模式將所有 LOOP 事故序列(含 SBO)均歸併為一般 LOOP 暫態，將低估 LERF 分析結果。又靈敏度分析結果顯示，如將

RCP #1 軸封改為西屋 PSDS (Thermal Passive Shutdown Seal), 在沒有爐心冷卻水洩漏之顧慮後, 運轉員有較充裕的時間執行 URG 策略, 對降低 CDF 與 LERF 有顯著之貢獻。

Abstract

The core damage frequency of a western type reactor is normally dominated by the station blackout (SBO) event; the Fukushima event is actually a long term station blackout leading to core damage. Recently, Taipower submitted the Probabilistic Risk Assessment (PRA) models of three nuclear power plants to Atomic Energy Council for future application. The model of SBO sequences is combined in LOOP sequences and need more complex process to engage with level 2 PRA analysis. This project performs level 2 PRA analysis of the Maanshan Nuclear Power Station (MNPS) SBO sequence. Three stages of the work will be performed: 1. Establish Containment System Event Tree (CSET) of SBO sequences. Then, evaluate Large Early Release Frequency (LERF) in complied with NUREG/CR-6595, Rev.1. 2. Establish Containment Phenomenological Event Tree (CPET) of SBO sequences and evaluate Source Term release frequency. MELCOR is used to assess severe accident analysis of SBO sequences. 3. Reevaluate SBO sequences considering ultimate response guideline, which is currently practiced in MNPS. The study will reassess the SBO event sequences and the associated large early release frequencies. By these results, AEC has the basis to conclude that whether Taipower's MNPS PRA is adequate for future application.

According to NRC SPAR Model, based on Current PRA Model, this study adds the SBO-related headings, and the Seal LOCA Model, to build the LOOP event trees of WOG Seal LOCA Model (WOG Model). And based on the results of thermo-hydraulic study of this study, the

success criteria of each heading have been studied. Furthermore, based on WOG Model, this study performs level 2 PRA analysis of the Maanshan Nuclear Power Station (MNPS) SBO sequence, following the three stages stated above. Among these, the source term release frequency is evaluated by MELCOR to assess severe accident analysis of SBO sequences. Besides, this study performs bilateral level 2 PRA technique exchange with USNRC via the topic of “Full Scope Site Level 3 PRA Information Exchange” of First Group Cooperation Project of Taiwan and USA.

As MNPS is still enhancing the Ultimate Response Guideline (URG), Procedure 1451, to meet the FLEX strategies, this study uses the current version of Procedure 1451 in level 2 PRA analysis for SBO sequences. And a sensitivity study for MNPS URG/FLEX strategies is proceeded to see the benefits.

The results show that: for the Plant Damage State (PDS) of SBO sequences, it is better considered into two cases: LOOP PDS and LOCA PDS. And the total LERF is $3.3E-08/ry$. Current PRA Model considered only LOOP PDS, therefore its LERF was under-estimated. And the sensitivity study for MNPS URG/FLEX strategies had shown: after the RCP #1 seal had replaced with Westinghouse’s Thermal Passive Shutdown Seal (PSDS), the Seal LOCA would not be considered anymore. And the operators would have more time to execute the URG strategies. Therefore, it can reduce obviously the CDF and LERF of SBO sequences.

壹、計畫緣起與目的

日本福島一廠在 100 年 3 月 11 日發生嚴重核子事故後，造成全世界與國內民眾對核能電廠安全運轉之疑慮。尤其台灣使用之核能機組與日本同樣源自於美國之設計，雖然在基準設計上較日方更為保守，但超過設計基準之天然災害仍有造成潛在威脅之虞，故對外必須持續關注國際上對核能管制的技術發展，尤其是在福島事故後日本核電發展與管制的情形，對內則須持續精進核安管制能力，同時建立管制所需之相關分析評估能力，以確保核安管制品質，增進民眾對核能應用之信心，進而確保核能在我國之安全應用。

福島事故基本上是一個長期電廠全黑 (Long-Term Station Black-Out, LTSBO) 事故，廠內、外交流電都因海嘯而長期喪失。蒸汽推動之爐心隔離冷卻系統 (RCIC) 成功運轉，直到其直流控制電源用罄而跳脫，變通補水無法在爐心受損前補水，爐心因而熔損之事故。依蓄電池設計容量，這時程可從十幾小時到數十小時。短期電廠全黑事故指的是 RCIC 一開始就無法啟動，約兩、三小時爐心開始熔損之事故。

由於電廠全黑 (Station Black-Out, SBO) 是爐心受損主要潛在原因，在評估其事故序列的喪失外電 (Loss of Offsite Power, LOOP) 事

件樹中，一般都會有一標題“廠內緊急 AC 電源可用”，如果失敗，電廠即進入 SBO，如此可明確了解 SBO 之事故序列及導致爐心受損的比重。在台電公司最近送原能會核備的安全度評估模式^[8](以下簡稱原模式)，各廠之 LOOP 事件樹都沒有此標題，而將電力系統是否可及時修復考量於故障樹中。理論上由此二方式所得到該事件樹所有序列的最小失效組合(Minimal Cut Sets, MCSs)應是一樣的。但目前台電的模式因未對 SBO 之事故序列做妥善之模擬，故除無法直接看到 SBO 對爐心受損頻率(Core Damage Frequency, CDF)所占比率外，其後之早期大量輻射外釋頻率(Large Early Release Frequency, LERF)及二、三階安全度評估(Probabilistic Risk Assessment, PRA)，均將無此項眾所關切之 SBO 類之評估。

本研究在上年度計畫中，已成功完成了一階 PRA 分析，即參照 NRC SPAR 模式，以原模式為基礎，增加考慮 SBO 相關標題、及軸封 LOCA 模式，建立 WOG 版 LOOP 事件樹(以下簡稱 WOG 模式)，並根據本研究熱流分析結果訂定標題成功準則；求解了核三廠 SBO 事故序列之 CDF。

本研究今年度計畫將再就核三廠 SBO 事故序列進行二階 PRA 分析：即 LERF、CPET (Containment Phenomenological Event Tree,

CPET)、及輻射源項等評估，其中輻射源項係以 MELCOR 進行 SBO 事故序列之嚴重事故分析。此外，並透過台美第一分組合作計畫—主題“Full Scope Site PRA Methodology Transfer”，與 NRC 交流二階 PRA 分析技術。

近年來 PWROG 已發展出一套救援 PWR 電廠 SBO 下的後續操作程序(FLEX)，為此增加許多可移動之各供電設備，大幅降低 SBO 後燃料受損可能。目前核三廠仍在整合分析這一套程序書中，在此之前仍依據台電自行發展的程序書 1451^[9]「機組斷然處置程序指引」，斷然處置措施(Ultimate Response Guidelines, URG)進行 SBO 之救援措施。為真實反應電廠實況，本計畫將獨立評估核三廠 URG 措施對 LERF 之改善成效。

本報告第貳章第一節為 LOOP (包含 SBO 與非 SBO)事故序列之 CSET 建立原則簡述，即說明以原模式對應之 CSET 為基礎，修改成 WOG 版(含 SBO 相關標題)之 CSET；第貳章第二節為 SBO 事故序列之歸併，共分成 STSBO、LTSBO(無 Seal LOCA)、LTSBO(有 Seal LOCA)三類，並分別建立對應之 CSET；第貳章第三節為進一步對此三類 SBO 事故序列之 CSET，進行其對應之 LERF 量化分析；第貳章第四節則為進一步對此三類 SBO 事故序

列之 CSET，進行其對應之 CPET 分析；第貳章第五節則為進一步對此三類 SBO 事故序列之 CPET，進行其對應之輻射源項分析；第貳章第六節則為此三類 SBO 事故序列對應之相關輻射源項分類 (Source Term Category, STC) 的年發生頻率(次/年)之量化結果；第貳章第七節則為靈敏度分析，依核三廠現況，考量斷然處置措施(URG)之施行，對此三類 SBO 事故序列對應之 LERF 改善成效。第參章為主要發現與結論。

貳、研究方法與過程

台電公司已建立之原模式，以評估其爐心受損事故序列之 CDF 及 LERF，其中 LOOP 事件樹中並未有標題“廠內緊急 AC 電源”，以探討 SBO 事故序列。因此，在本研究上年度計畫中，已成功完成了一階 PRA 分析(WOG 模式)，根據熱流分析結果訂定標題成功準則；求解了核三廠 SBO 事故序列之 CDF。本研究今年度計畫將再就核三廠 SBO 事故序列進行二階 PRA 分析：即 CSET、LERF、CPET、及輻射源項等評估，其中輻射源項係以 MELCOR 進行 SBO 事故序列之嚴重事故分析。

一、LOOP(包非含 SBO 與 SBO)事故序列之 CSET 建立原則簡述

為了方便與原模式相比照，本研究亦將沿用原模式之爐心受損事故序列(Accident Sequence Grouping, ASG)分類，且其他之分析條件均相同，僅須特別針對 LOOP 後之 SBO 事故序列進行詳盡評估。

原模式之爐心受損事故序列(ASG)分類，詳細說明如下：

- (1) 一般暫態(C1A 與 C1B 類)，喪失 125 伏直流電源暫態(分類 C1C ~ C1F)
- (2) 預期暫態未急停(分類 C2A ~ C2F)

- (3) 喪失廠外電源(C3A 與 C3B 類)
- (4) 喪失核機冷卻水系統(C4A 類與 C4B 類)、喪失廠用海水系統(C4C 類)、喪失 4.16KV Bus A (C4D 類)
- (5) 喪失爐心冷卻水(分類 C5A 與 C5B)
- (6) 爐心熔損前圍阻體失效(分類 C6)
- (7) 爐心冷卻水流失於圍阻體外(分類 C7)
- (8) SGTR (Steam Generator Tube Rupture) 之圍阻體旁通(C8 類)

WOG 模式之 LOOP 事件樹(以 T(PP)-W.EVT 為例)，修改如圖 2-1 所示，其主要修改處為將原 Staus 為 SCD (Station Blackout Core Damage，即因 SBO 導致之爐心受損事故序列)者改為如表 2-1 所示之 ASG 分類(由於事件樹之 Staus 設定有 3 碼之限制，故省略其共同之次碼“3”)。

因 WOG 模式之 LOOP 事件樹 (T(PP)-W.EVT、T(PS)-W.EVT、T(PG)-W.EVT、及 T(PW)-W.EVT)，已區分成非 SBO 與 SBO 之事故序列，故原模式之喪失廠外電源(C3A 與 C3B 類)之 CSET，須重新定義及歸併。其中，與非 SBO 相關之事故序列：如轉接至其他暫態事件樹(TR)者，原則上歸併於一般暫態

(C1A 與 C1B 類)；轉接至小破口 LOCA 事件樹(T2A、T2B)者，原則上歸併於喪失爐心冷卻水(分類 C5A 與 C5B)，由於非 SBO 之事故序列並非本研究之重點，故僅討論至此，以下將予忽略。而與 SBO 相關之事故序列，則須重新定義及歸併，如表 2-1 所示。原則說明如下：(1) 延續一階 PSA 之作法，二階 PSA 仍將分成 4 類，即 T(PP)、T(PS)、T(PG)、及 T(PW) (即廠區供電設施、開關場、電網、及氣候)；(2) SBO 相關事故序列之歸併，則分成三大類，每大類再細分高壓與低壓二類，即 STSBO (C3A 類與 C3B 類)、LTSBO (有 Seal LOCA，電力回復時間小於 4 小時(含)) (C3C 類與 C3D 類)、LTSBO (無 Seal LOCA，有 10 小時(含)以上之電力回復時間) (C3E 與 C3F 類)。如此，原模式僅有 C3A 與 C3B 二類之 CSET，本研究則詳細分成了共 24 類(將 SCD 分別對應改為 ASG 代碼 C3AP、C3BP (缺，僅有由 C3APS01 轉來之事故序列)、C3CP、C3DP、C3EP、C3FP、C3AS、C3BS (缺，僅有由 C3ASS01 轉來之事故序列)、C3CS、C3DS、C3ES、C3FS、C3AG、C3BG (缺，僅有由 C3AGS01 轉來之事故序列)、C3CG、C3DG、C3EG、C3FG、C3AW、C3BW (缺，僅有由 C3AWS01 轉來之事故序列)、C3CW、C3DW、C3EW、C3FW)，如表 2-1

所示。又此為本研究之重點，將分別詳加討論於以下各章節)。

(註：所附的事件樹圖，以 MODEL 電子檔中實際.EVT 檔為準。)

此外，另有 Q (S46)及 K (S49)因其值甚小(小於 $1.0E-10$)，且一階 PSA 即採簡化之作法，並未詳加分析，因評估對 CSET 影響較小，故改為 TNG (可予忽略)。

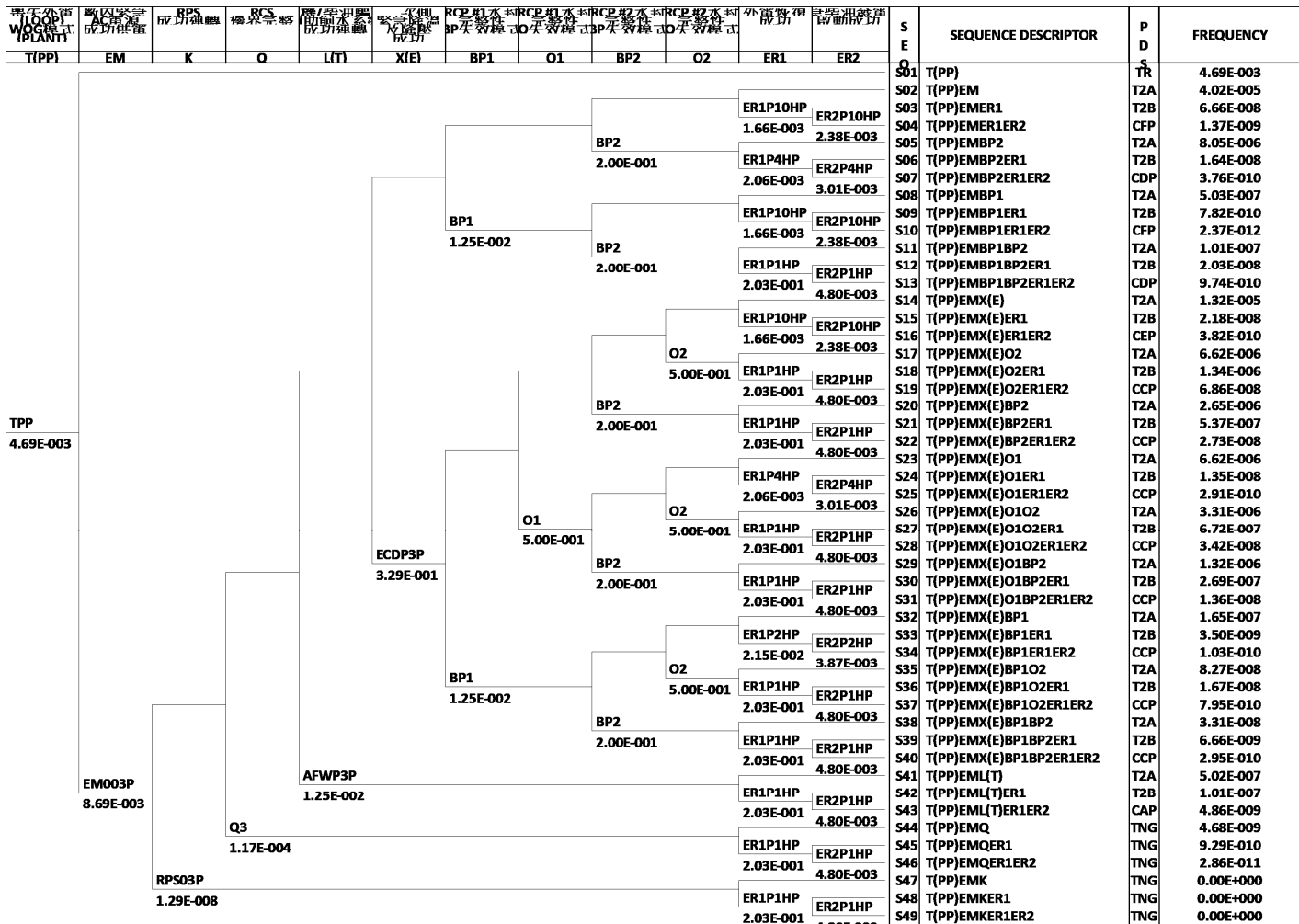


圖 2-1. 核三廠 WOG 模式之 LOOP 事件樹 T(PP)-W.EVT

表 2-1. 核三廠 SBO 事故序列(ASG)分類表(4 之 1)

事件分類	事件說明	爐心受損- 時RPV壓 力	爐心有 無冷卻 注水	圍阻體有 無長期熱 移除	圍阻體 旁通	爐心受損事故序列明細
C3AP	高壓STSBO	高	NA	NA	NA	T(PP)S43
C3AS	高壓STSBO	高	NA	NA	NA	T(PS)S43
C3AG	高壓STSBO	高	NA	NA	NA	T(PG)S43
C3AW	高壓STSBO	高	NA	NA	NA	T(PW)S43
C3BP	低壓STSBO	低	NA	NA	NA	NA、(C3APS01)
C3BS	低壓STSBO	低	NA	NA	NA	NA、(C3ASS01)
C3BG	低壓STSBO	低	NA	NA	NA	NA、(C3AGS01)
C3BW	低壓STSBO	低	NA	NA	NA	NA、(C3AWS01)
C3CP	高壓LTSBO (有 Seal LOCA)	高	NA	NA	NA	T(PP)S19、T(PP)S22、T(PP)S25、T(PP)S28、 T(PP)S31、T(PP)S34、T(PP)S37、T(PP)S40

表 2-1. 核三廠 SBO 事故序列(ASG)分類表(4 之 2)

事件分類	事件說明	爐心受損時RPV壓力	爐心有無冷卻注水	圍阻體有無長期熱移除	圍阻體旁通	爐心受損事故序列明細
C3CS	高壓LTSBO (有 Seal LOCA)	高	NA	NA	NA	T(PS)S19、T(PS)S22、T(PS)S25、T(PS)S28、T(PS)S31、T(PS)S34、T(PS)S37、T(PS)S40、
C3CG	高壓LTSBO (有 Seal LOCA)	高	NA	NA	NA	T(PG)S19、T(PG)S22、T(PG)S25、T(PG)S28、T(PG)S31、T(PG)S34、T(PG)S37、T(PG)S40
C3CW	高壓LTSBO (有 Seal LOCA)	高	NA	NA	NA	T(PW)S19、T(PW)S22、T(PW)S25、T(PW)S28、T(PW)S31、T(PW)S34、T(PW)S37、T(PW)S40
C3DP	低壓LTSBO (有 Seal LOCA)	低	NA	NA	NA	T(PP)S07、T(PP)S13、(C3CPS01)
C3DS	低壓LTSBO (有 Seal LOCA)	低	NA	NA	NA	T(PS)S07、T(PS)S13、(C3CS01)

表 2-1. 核三廠 SBO 事故序列(ASG)分類表(4 之 3)

事件分類	事件說明	爐心受損時RPV壓力	爐心有無冷卻注水	圍阻體有無長期熱移除	圍阻體旁通	爐心受損事故序列明細
C3DG	低壓LTSBO (有 Seal LOCA)	低	NA	NA	NA	T(PG)S07、T(PG)S13、(C3CGS01)
C3DW	低壓LTSBO (有 Seal LOCA)	低	NA	NA	NA	T(PW)S07、T(PW)S13、(C3CW01)
C3EP	高壓LTSBO (無 Seal LOCA)	高	NA	NA	NA	T(PP)S16
C3ES	高壓LTSBO (無 Seal LOCA)	高	NA	NA	NA	T(PS)S16
C3EG	高壓LTSBO (無 Seal LOCA)	高	NA	NA	NA	T(PG)S16

表 2-1. 核三廠 SBO 事故序列(ASG)分類表(4 之 4)

事件分類	事件說明	爐心受損時RPV壓力	爐心有無冷卻注水	圍阻體有無長期熱移除	圍阻體旁通	爐心受損事故序列明細
C3EW	高壓LTSBO (無 Seal LOCA)	高	NA	NA	NA	T(PW)S16
C3FP	低壓LTSBO (無 Seal LOCA)	低	NA	NA	NA	T(PP)S04、T(PP)S10、(C3EPS01 (僅標題ER3 成功之前9個事故序列))
C3FS	低壓LTSBO (無 Seal LOCA)	低	NA	NA	NA	T(PS)S04、T(PS)S10、(C3ESS01 (僅標題ER3 成功之前9個事故序列))
C3FG	低壓LTSBO (無 Seal LOCA)	低	NA	NA	NA	T(PG)S04、T(PG)S10、(C3EGS01 (僅標題ER3 成功之前9個事故序列))
C3FW	低壓LTSBO (無 Seal LOCA)	低	NA	NA	NA	T(PW)S04、T(PW)S10、(C3EWS01 (僅標題ER3 成功之前9個事故序列))

二、SBO 事故序列對應 CSET 之建立

比較原模式之 LOOP 事件樹與圖 2-1(本研究 WOG 模式之 LOOP 事件樹)之主要差別為：(1) WOG 模式多了 SBO 相關之標題，如 EM (廠內緊急 AC 電源成功供電)、ER1 (外電恢復成功) 及 ER2 (緊急柴油發電機啟動成功)；(2) WOG 模式多了 Seal LOCA 相關之標題，如 BP1 (RCP #1 水封完整性(BP 失效模式))、O1 (RCP #1 水封完整性(O 失效模式))、BP2 (RCP #2 水封完整性(BP 失效模式))、及 O2 (RCP #2 水封完整性(O 失效模式))。

同理，比較原模式之 LOOP CSET (原 C3A 與 C3B 類)與本研究 WOG 模式之 SBO CSET 之主要差別亦為：(1) WOG 模式多了 SBO 相關之標題，如 ER3 (RPV 失效前，外電恢復成功)及 ER4 (RPV 失效前，緊急柴油發電機啟動成功)；以及 ER5 (圍阻體失效前，外電恢復成功)及 ER6 (圍阻體失效前，緊急柴油發電機啟動成功)；(2) 至於 Seal LOCA 相關之標題，則僅反應在 LTSBO 有無 Seal LOCA 之分類。

因此，SBO CSET 之建立原則：(1) A. 高壓部分之 SBO CSET (C3AP、C3AS、C3AG、C3AW、C3CP、C3CS、C3CG、C3CW) 或 (C3EP、C3ES、C3EG、C3EW)：比照原模式之 LOOP CSET (原

C3A)，並在標題 X(1) (RCS 洩壓(RCS Depressurization))之後或前，增加標題 ER3 (RPV 失效前，外電恢復成功)及標題 ER4 (RPV 失效前，緊急柴油發電機啟動成功)；B. 低壓部分之 SBO CSET (C3BP、C3BS、C3BG、C3BW、C3DP、C3DS、C3DG、C3DW、C3FP、C3FS、C3FG、C3FW)：比照原模式之 LOOP CSET (原 C3B)，並在標題 V(1) (爐內注水以阻止爐心繼續熔損(In-Vessel Injection to Terminate Core Damage))前，增加標題 ER3 (RPV 失效前，外電恢復成功)及標題 ER4 (RPV 失效前，緊急柴油發電機啟動成功)；(2) 標題 V(1) (爐內注水以阻止爐心繼續熔損(In-Vessel Injection to Terminate Core Damage))後，增加標題 ER5 (圍阻體失效前，外電恢復成功)及標題 ER6 (圍阻體失效前，緊急柴油發電機啟動成功)；以及(3) 原模式之 LOOP CSET (原 C3A 與 C3B 類) 標題功能設定之 HOUSE 種類，僅能含混使用 HOU84，本研究則重新詳細區分成：(A) 標題 ER3、ER5 成功：HOU8P1、HOU8P2、HOU8P3、HOU8S1、HOU8S2、HOU8S3、HOU8G1、HOU8G2、HOU8G3、HOU8W1、HOU8W2、HOU8W3，所有安全及非安全相關電氣系統均可用；(B) 標題 ER3、ER5 失效、但標題 ER4、ER6 成功：HOU8P1S、HOU8P2S、HOU8P3S、

HOU8S1S、HOU8S2S、HOU8S3S、HOU8G1S、HOU8G2S、
HOU8G3S、HOU8W1S、HOU8W2S、HOU8W3S，假設僅 B 串
安全相關電氣系統可用。其中，HOU8P1、HOU8P2、HOU8P3、
HOU8S1、HOU8S2、HOU8S3、HOU8G1、HOU8G2、HOU8G3、
HOU8W1、HOU8W2、HOU8W3，與原模式之 HOU84 之比較，
如表 2-2 所示。而對於僅 B 串安全相關電氣系統可用之功能設定
之求解(如 HOU8P1S)，則以(原功能設定之 HOUSE 種類(如
HOU8P1 + A-PB)，其中 A-PB.BED 內僅有一個基本事件
BSSA-PB-S01，且設為 Logic 1；對於 SBO (兩串安全相關電氣系
統均不可用，僅剩 DC 電源)之功能設定之求解(如 HOU8P1N)，
則以(原功能設定之 HOUSE 種類(如 HOU8P1 + SBO)，其中
SBO.BED 內僅有二個基本事件 BSSA-PB-S01 及 BSSB-PB-S01，
且均設為 Logic 1。

表 2-2. SBO CSET 各種類 House 事件之設定(2 之 1)

項次	House事件 ^a	House事件種類												
		8P1	8S1	8G1	8W1	8P2	8S2	8G2	8W2	8P3	8S3	8G3	8W3	84 ^b
1	XHOS-ATWS=	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
2	XHOS-CISA	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
3	XHOS-CISB	1	1	1	1	1	1	1	1	0	0	0	0	1
4	XHOS-CISB=	0	0	0	0	0	0	0	0	1	1	1	1	0
5	XHOS-LOCA	1	1	1	1	1	1	1	1	0	0	0	0	0
6	XHOS-LOCA=	0	0	0	0	0	0	0	0	1	1	1	1	1
7	XHOS-LOOP	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
8	XHOS-LOOP=	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
9	XHOS-MLLOCA	1	1	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0
10	XHOS-MLLOCA=	0	0	0	0	1	1	1	1	1	1	1	1	1

表 2-2. SBO CSET 各種類 House 事件之設定(2 之 2)

項次	House 事件 ^a	House 事件種類												
		8P1 ^b	8S1	8G1	8W1	8P2	8S2	8G2	8W2	8P3	8S3	8G3	8W3	84 ^c
11	XHOS-TPG	0	0	1	0	0	0	1	0	0	0	1	0	1
12	XHOS-TPP	1	0	0	0	1	0	0	0	1	0	0	0	0
13	XHOS-TPS	0	1	0	0	0	1	0	0	0	1	0	0	0
14	XHOS-TPW	0	0	0	1	0	0	0	1	0	0	0	1	0

^a僅列與SBO CSET相關之House事件

^bHOU8P1S = HOU8P1 + A-PB; HOU8P1N = HOU8P1 + SBO; 其中A-PB為BSSA-PB-S01 = 1; SBO
為BSSA-PB-S01 = BSSB-PB-S01 = 1

^c原模式之House事件種類HOU84

(一) WOG 模式成功準則

WOG 模式之 SBO CSET 除標題(X(1))須予適當修改外，其餘所有相同標題(V(1)、Z(1)、CFVB、F(1)、G(1))之成功準則，均維持不變。詳請參考原模式 LERF 之相關報告，在此不多贅述。

以下主要著重於四個新增之 WOG 模式 SBO CSET 之標題及須修改之標題 X(1) (RCS 成功降壓)。

四個新增之 WOG 模式 SBO CSET 之標題：標題 ER3 (在反應爐槽破裂前，外電恢復成功)及標題 ER4 (在反應爐槽破裂前，緊急柴油發電機啟動成功)、以及標題 ER5 (在圍阻體失效前，外電恢復成功)及標題 ER6 (在圍阻體失效前，緊急柴油發電機啟動成功)。其成功準則分別說明如下：

1. 標題 ER3：在反應爐槽破裂前，外電恢復成功

在 SBO 條件下，回復廠外電源(含 SBO 啟動之氣渦輪機 (Gas Turbine))，為成功回復 AC 電源。其允許時間共可分為 3 種，說明如下：

(1) STSBO：其允許時間為 1 小時，功能設定分別對應為

ER3P1HP、ER3S1HS、ER3G1HG、ER3W1HW。

(2) LTSBO (有 Seal LOCA)：其允許時間為 1 小時，功能設定分別對應為 ER3P1HP、ER3S1HS、ER3G1HG、ER3W1HW。

(3) LTSBO (無 Seal LOCA)：其允許時間為 8 小時，功能設定分別對應為 ER3P8HP、ER3S8HS、ER3G8HG、ER3W8HW。

2. 標題 ER4：在反應爐槽破裂前，緊急柴油發電機啟動成功

在 SBO 條件下，手動起動第五台緊急柴油發電機(5th Diesel Generator, 5th D/G)、或回復 2 台廠內 EDG (EDG-A 及 EDG-B)中之任一，並供電至安全相關緊要匯流排(A-PB 或 B-PB)外，為成功回復 AC 電源。其允許時間與上(貳、二、(一))節第 1 項相同，亦可分為 3 種，其功能設定則僅是將 ER3 對應改為 ER4，不另贅述。

3. 標題 ER5：在圍阻體失效前，外電恢復成功

在 SBO 條件下，回復廠外電源(含 SBO 啟動之氣渦輪機 (Gas Turbine))，為成功回復 AC 電源。其允許時間共可分為 3 種，說明如下：

(1) STSBO：其允許時間為 82 小時，功能設定分別對應為

ER5P82HP、ER5S82HS、ER5G82HG、ER5W82HW。

(2) LTSBO (有 Seal LOCA)：其允許時間為 82 小時，功能設定分別對應為 ER5P82HP、ER5S82HS、ER5G82HG、ER5W82HW。

(3) LTSBO (無 Seal LOCA)：其允許時間為 86 小時，功能設定分別對應為 ER5P86HP、ER5S86HS、ER5G86HG、ER5W86HW。

4. 標題 ER6：在圍阻體失效前，緊急柴油發電機啟動成功

在 SBO 條件下，手動起動第五台緊急柴油發電機(5th Diesel Generator, 5th D/G)、並供電至安全相關緊要匯流排(A-PB 或 B-PB)外、回復 2 台廠內 EDG (EDG-A 及 EDG-B)中之任一，為成功回復 AC 電源。其允許時間與上(貳、二、(一))節第 3 項相同，亦可分為 3 種，其功能設定則僅是將 ER5 對應改為 ER6，不另贅述。

須修改之標題 X(1) (RCS 成功降壓)：由於原模式之標題 X(1) (RCS 成功降壓)，在無詳細區分各 LOOP 之事故序列下，只能保守地將對 125VDC 之外接故障樹設為長期之 APKF001 及 BPKF001，即假設其 DC 電池組已不可用。本研究之 WOG

模式 SBO CSET，因已細分成三大類：其中 STSBO 及 LTSBO (有 Seal LOCA)，因其 ER3/ER4 之允許時間均為 1 小時，故對 125VDC 之外接故障樹應改設為短期之 APKF001S 及 BPKF001S，即假設其 DC 電池組仍可用，其功能故障樹仍命名為 X11.LGC，且置於標題 ER3/ER4 之前(故為 SBO 情況下)；而 LTSBO (無 Seal LOCA)，則因其 ER3/ER4 之允許時間為 8 小時，由於其 DC 電池組在事故序列發展時已耗盡而不可用，故對 125VDC 之外接故障樹應設為長期之 APKF001 及 BPKF001，其功能故障樹則命名為 X12.LGC，且置於標題 ER3/ER4 之後，以茲區分。

(二) WOG 模式 SBO CSET 分析

WOG 模式之 SBO CSET，各標題之定義及其功能故障樹與功能設定，說明如下：

5. 標題 C3A、C3B、C3C、C3D、C3E、及 C3F (各有 P、S、G、W 四類)：

如前(表 2-2)所示，本研究將 SBO CSET 分成 24 類，即 C3A、C3B、C3C、C3D、C3E、及 C3F (各有 P、S、G、W 四類)，其值(肇始頻率)分別可由表 2-1 之最後一欄(爐心受損

事故序列明細)所列之 MCS，以對應之 CCT 檔計算所得，分別為(4.86E-09、4.40E-09、2.74E-09、2.45E-09、0、0、0、0、8.28E-08、7.51E-08、4.76E-08、4.25E-08、8.77E-10、7.74E-10、5.08E-10、3.98E-10、4.40E-11、4.39E-11、1.03E-11、8.31E-12、5.98E-10、5.90E-10、1.98E-10、及 1.72E-10)。

6. 標題 X(1)：RCS 成功降壓

同原模式，標題 X(1)之頂閘定義為：運轉員無法及時開啓所有(3 個)調壓槽之 PORV，以成功將 RCS 降壓。本標題功能故障樹 X11.LGC 僅用於高壓之 SBO CSET (C3A 及 C3C (各有 P、S、G、W 四類))，成功之事故序列轉出至對應之低壓之 SBO CSET (C3B 及 C3D (各有 P、S、G、W 四類))；功能故障樹 X12.LGC 僅用於高壓之 SBO CSET (C3E (各有 P、S、G、W 四類))，成功之事故序列轉出至對應之低壓之 SBO CSET (C3F (各有 P、S、G、W 四類))。又對功能故障樹 X12.LGC 而言，因 3 個調壓槽之 PORV 中有 2 個屬於 A 串、另一個屬於 B 串，因此，僅有標題 ER3 成功下，X12.LGC 始能成功，故須注意其轉出亦須至對應之 C3F (各有 P、S、G、W 四類)標題 ER3 成功下(須修改 C3F.OCL 檔(各有 P、S、

G、W 四類))。

7. 標題 ER3：在反應爐槽破裂前，外電恢復成功

已說明於上(貳、二、(一))節第 1 項中，不另贅述。又本標題之功能故障樹仍沿用一階 PRA 之 ER1.LGC，再以 NUAUTOED 來自動更名即可。

8. 標題 ER4：在反應爐槽破裂前，緊急柴油發電機啟動成功

已說明於上(貳、二、(一))節第 2 項中，不另贅述。又本標題之功能故障樹仍沿用一階 PRA 之 ER2.LGC，再以 NUAUTOED 來自動更名即可。

9. 標題 V(1)：爐內注水以阻止爐心繼續受損(In-Vessel Injection to Terminate Core Damage)

同原模式，標題 V(1)之頂閘定義為：運轉員無法及時以高壓或低壓系統注水進入爐心，只要高壓或低壓系統能持續注水功能及再循環功能，則爐心受損將會被停止。而成功條件為高壓或低壓注水系統兩串中任一串成功(注水模式與再循環模式)。本標題之功能故障樹 V10.LGC 及 V11.LGC 在 SBO 情況下，標題 V(1)必然失效。又 V10.LGC 僅用於低壓之 SBO CSET (C3B、C3D、及 C3F (各有 P、S、G、W 四類))；而 V11.LGC 僅用於高壓之 SBO CSET (C3A、C3C、及 C3E (各

有 P、S、G、W 四類))。

10.標題 ER5：在圍阻體失效前，外電恢復成功

已說明於上(貳、二、(一))節第 3 項中，不另贅述。又本標題之功能故障樹仍沿用一階 PRA 之 ER1.LGC，再以 NUAUTOED 來自動更名即可。

11.標題 ER6：在圍阻體失效前，緊急柴油發電機啟動成功

已說明於上(貳、二、(一))節第 4 項中，不另贅述。又本標題之功能故障樹仍沿用一階 PRA 之 ER2.LGC，再以 NUAUTOED 來自動更名即可。

12.標題 Z(1)：圍阻體隔離(CTMT Isolation)

同原模式，標題 Z(1)之頂閘定義為：圍阻體隔離系統 (Containment Isolation System, CTMTISO)、圍阻體低容積排放系統 (CTMT Low Volume Purge System)、設備通道 (Equipment Hatch)、及人員通道(Personnel Access)，任一失效造成的圍阻體無法隔離之狀況。本標題之功能故障樹 Z10.LGC 及 Z11.LGC 在 SBO 情況下，圍阻體隔離系統及圍阻體低容積排放系統為 FC (Fail-Close)之設計，故必然成功，可簡化成設備通道(Equipment Hatch)、及人員通道

(Personnel Access),任一失效造成的圍阻體無法隔離之狀況。

13.標題 CFVB：反應爐槽破裂時，圍阻體未失效(No Containment Failure at Vessel Breach)

同原模式，標題 CFVB 之定義很直接，其機率隨反應爐槽破裂時，是處於高壓或低壓之狀態而有不同：高壓時之機率為 0.05；低壓時之機率為 0.01。本標題之功能故障樹 CFVB01.LGC 及 CFVB05.LGC，前者僅用於低壓之 SBO CSET (C3B、C3D、及 C3F (各有 P、S、G、W 四類))；而 CFVB05.LGC 僅用於高壓之 SBO CSET (C3A、C3C、及 C3E (各有 P、S、G、W 四類))。

14.標題 F(1)：圍阻體噴灑系統(CTMT Spray Available)

同原模式，標題 F(1)之頂閘定義為：運轉員無法及時以圍阻體噴灑系統降低圍阻體之高壓。而成功條件為圍阻體噴灑系統兩串中任一串成功(注水噴灑模式與再循環噴灑模式)。本標題之功能故障樹 F10.LGC 在 SBO 情況下，標題 F(1)必然失效。

15.標題 G(1)：圍阻體長期熱移除系統(CTMT Heat Removal)

同原模式，標題 G(1)之頂閘定義為：運轉員無法及時以圍阻體風扇冷卻系統(CTMT Fan Cooler, CFC)或 RHR 熱交換

器功能，執行圍阻體長期熱移除功能。而成功條件為四台 CFC 中任一或兩串 RHR 熱交換器功能(LHCR 及 CCW)中任一串成功四台 CFC 中任一或兩串 RHR 熱交換器功能(LHCR 及 CCW)中任一串成功。本標題之功能故障樹 G10.LGC 及 G11.LGC 在 SBO 情況下，標題 G(1)必然失效。又 G10.LGC 僅用於圍阻體低壓之 SBO CSET；而 G11.LGC 僅用於圍阻體高壓之 SBO CSET (C3A、C3B、C3C、C3D、C3E、及 C3F (各有 P、S、G、W 四類))。

如貳、一節所述，本研究 SBO CSET 分為三大類：即 STSBO、LTSBO (有 Seal LOCA)、及 LTSBO (無 Seal LOCA)。其中 LTSBO (有 Seal LOCA)之事故序列，因 RCP 軸封失效，RCS 冷卻水會自 RCP #3 軸封處洩漏至圍阻體，故此類事故序列 PDS 之歸類應屬 LOCA 類；另外兩類由於沒有軸封失效，因此事故序列 PDS 之歸類屬暫態類。各 PDS 分類判斷為 LER 路徑及其機率，說明如表 2-3。

表 2-3. 核三廠 SBO CSET PDS 分類判斷為 LER 路徑及其機率(2 之 1)

PDS	圍阻體隔離或未旁通？	RCS降壓力？	爐心熔損停止？	未導致SGTR	在壓力槽破裂時圍阻體失效？	早期危害？	LER路徑	LER機率
01	是	低	是	NA	否	否	1	-
02	是	低	是	NA	否	否	2	-
03	否	低	是	NA	否	否	16	-
04 ^a	否	低	是	NA	否	否	16	-
05	是	低	無	NA	否	否	3	-
06	是	低	無	NA	否	否	4	-
07	是	低	無	NA	否	否	3	-
08	是	低	無	NA	否	否	4	-
09	是	低	無	NA	是	是	6	0.01 ^b
10	是	高	無	NA	否	否	9	-
11	是	高	無	NA	否	否	10	-
12	是	高	無	NA	否	否	9	-
13	是	高	無	NA	否	否	10	-
14	是	高	無	NA	是	是	12	0.05 ^b

表 2-3. 核三廠 SBO CSET PDS 分類判斷為 LER 路徑及其機率(2 之 2)

PDS	圍阻體隔離或未旁通？	RCS降壓力？	爐心熔損停止？	未導致SGTR	在壓力槽破裂時圍阻體失效？	早期危害？	LER路徑	LER機率
15 ^a	是	低	無	NA	否	否	3	-
16 ^a	是	低	無	NA	否	否	4	-
17 ^a	是	低	無	NA	否	否	3	-
18 ^a	是	低	無	NA	否	否	4	-
19 ^a	是	低	無	NA	是	是	6	0.01 ^b
20 ^a	是	高	無	NA	否	否	9	-
21 ^a	是	高	無	NA	否	否	10	-
22 ^a	是	高	無	NA	否	否	9	-
23 ^a	是	高	無	NA	否	否	10	-
24 ^a	是	高	無	NA	是	是	12	0.05 ^b
25	否	NA	無	NA	否	是	18	1
26 ^a	否	NA	無	NA	否	是	18	1

^a屬於LOCA類

^bLERF值計算時用：RCS高壓為0.05，RCS低壓為0.01；若往下接CPET分析時，

則須一律使用1，以便使用CPET之值(參考表2-11，RCS高壓為0.034，RCS低壓為0.019)

三、WOG 模式 SBO CSET 及對應之 LERF 量化分析

本研究 WOG 模式之 SBO CSET 及對應之 LERF 量化分析，與原模式之 LOOP CSET 及對應之 LERF 量化分析相比較，除 C3F (各有 P、S、G、W 四類)之.CCT 及.OCL 檔須予適當修改外，其餘所有量化分析之程序步驟，均維持不變。詳請參考原模式 LERF 之相關報告，在此不多贅述。

WOG 模式之 SBO CSET 及對應 LERF 之量化結果，說明如下：

(一) 屬於 LERF 之 PDS 分類及其 CCT 檔：參考表 2-3，屬於 LERF

之 PDS 分類，共有六類：PDS09、PDS14、PDS19、PDS24、PDS25 及 PDS26，其 CCT 檔分別如下：

1. PDS09.CCT：C3BGS08 + C3BGS17 + C3BGS23 + C3BGS29 + C3BGS32 + C3BPS08 + C3BPS17 + C3BPS23 + C3BPS29 + C3BPS32 + C3BSS08 + C3BSS17 + C3BSS23 + C3BSS29 + C3BSS32 + C3BWS08 + C3BWS17 + C3BWS23 + C3BWS29 + C3BWS32 + C3FGS08 + C3FGS17 + C3FGS23 + C3FGS29 + C3FGS32 + C3FPS08 + C3FPS17 + C3FPS23 + C3FPS29 + C3FPS32 + C3FSS08 + C3FSS17 + C3FSS23 + C3FSS29 + C3FSS32 + C3FWS08 + C3FWS17 + C3FWS23 + C3FWS29 + C3FWS32。

2. PDS14.CCT：C3AGS09 + C3AGS18 + C3AGS24 + C3AGS30

+ C3AGS33 + C3APS09 + C3APS18 + C3APS24 + C3APS30
+ C3APS33 + C3ASS09 + C3ASS18 + C3ASS24 + C3ASS30 +
C3ASS33 + C3AWS09 + C3AWS18 + C3AWS24 + C3AWS30
+ C3AWS33 + C3EGS09 + C3EGS18 + C3EGS24 + C3EGS30
+ C3EGS33 + C3EPS09 + C3EPS18 + C3EPS24 + C3EPS30 +
C3EPS33 + C3ESS09 + C3ESS18 + C3ESS24 + C3ESS30 +
C3ESS33 + C3EWS09 + C3EWS18 + C3EWS24 + C3EWS30
+ C3EWS33 ◦

3. PDS19.CCT : C3DGS08 + C3DGS17 + C3DGS23 + C3DGS29
+ C3DGS32 + C3DPS08 + C3DPS17 + C3DPS23 + C3DPS29
+ C3DPS32 + C3DSS08 + C3DSS17 + C3DSS23 + C3DSS29 +
C3DSS32 + C3DWS08 + C3DWS17 + C3DWS23 + C3DWS29
+ C3DWS32 ◦

4. PDS24.CCT : C3CGS09 + C3CGS18 + C3CGS24 + C3CGS30
+ C3CGS33 + C3CPS09 + C3CPS18 + C3CPS24 + C3CPS30 +
C3CPS33 + C3CSS09 + C3CSS18 + C3CSS24 + C3CSS30 +
C3CSS33 + C3CWS09 + C3CWS18 + C3CWS24 + C3CWS30
+ C3CWS33 ◦

5. PDS25.CCT : C3AGS10 + C3AGS19 + C3AGS25 + C3AGS31
+ C3AGS34 + C3APS10 + C3APS19 + C3APS25 + C3APS31
+ C3APS34 + C3ASS10 + C3ASS19 + C3ASS25 + C3ASS31 +
C3ASS34 + C3AWS10 + C3AWS19 + C3AWS25 + C3AWS31
+ C3AWS34 + C3BGS09 + C3BGS18 + C3BGS24 +

C3BGS30 + C3BGS33 + C3BPS09 + C3BPS18 + C3BPS24 +
C3BPS30 + C3BPS33 + C3BSS09 + C3BSS18 + C3BSS24 +
C3BSS30 + C3BSS33 + C3BWS09 + C3BWS18 + C3BWS24
+ C3BWS30 + C3BWS33 + C3EGS10 + C3EGS19 +
C3EGS25 + C3EGS31 + C3EGS34 + C3EPS10 + C3EPS19 +
C3EPS25 + C3EPS31 + C3EPS34 + C3ESS10 + C3ESS19 +
C3ESS25 + C3ESS31 + C3ESS34 + C3EWS10 + C3EWS19 +
C3EWS25 + C3EWS31 + C3EWS34 + C3FGS09 + C3FGS18
+ C3FGS24 + C3FGS30 + C3FGS33 + C3FPS09 + C3FPS18 +
C3FPS24 + C3FPS30 + C3FPS33 + C3FSS09 + C3FSS18 +
C3FSS24 + C3FSS30 + C3FSS33 + C3FWS09 + C3FWS18 +
C3FWS24 + C3FWS30 + C3FWS33 。

6. PDS26.CCT : C3CGS10 + C3CGS19 + C3CGS25 + C3CGS31
+ C3CGS34 + C3CPS10 + C3CPS19 + C3CPS25 + C3CPS31 +
C3CPS34 + C3CSS10 + C3CSS19 + C3CSS25 + C3CSS31 +
C3CSS34 + C3CWS10 + C3CWS19 + C3CWS25 + C3CWS31
+ C3CWS34 + C3DGS09 + C3DGS18 + C3DGS24 +
C3DGS30 + C3DGS33 + C3DPS09 + C3DPS18 + C3DPS24 +
C3DPS30 + C3DPS33 + C3DSS09 + C3DSS18 + C3DSS24 +
C3DSS30 + C3DSS33 + C3DWS09 + C3DWS18 + C3DWS24
+ C3DWS30 + C3DWS33 。

(二) SBO CSET 及對應 LERF 之量化結果：SBO CSET 及對應

LERF 之量化結果，如表 2-4 所示，其 LERF 為 3.5E-08/ry；

PDS09、PDS14、PDS19、PDS24、PDS25 及 PDS26 之量化

結果，則分別說明如下：

1. PDS09：其 LERF 為 $1.0E-13/ry$ ($\sim 0\%$)。
2. PDS14：其 LERF 為 $5.0E-10/ry$ (1.4%)。
3. PDS19：其 LERF 為 $1.0E-12/ry$ ($\sim 0\%$)。
4. PDS24：其 LERF 為 $1.1E-08/ry$ (32.7%)。
5. PDS25：其 LERF 為 $1.1E-09/ry$ (3.2%)。
6. PDS26：其 LERF 為 $2.2E-08/ry$ (62.7%)。

(三) 本研究 WOG 模式之 SBO CSET 及對應 LERF 之量化結論，

說明如下：

1. SBO CSET 及對應 LERF 之量化結果，如表 2-4 所示，其 LERF 為 $3.5E-08/ry$ ；
2. 其中，PDS09、PDS14、及 PDS19 相對低於 PDS24、PDS25、及 PDS26；且屬於暫態類之 PDS09、PDS14、及 PDS25 (總約佔 4.6%)，相對低於屬於 LOCA 類之 PDS19、PDS24、及 PDS26 (總約佔 95.4%)。

表 2-4. SBO/WOG 模式對應 LERF 之量化結果(4 之 1)

頂閘總值 = 3.505E-008/ry

刪除限值 = 1.00E-12

項目	LERF (/ry)	最小失效組合		
1	4.67E-10	LERF_P1	DG-RECOV/1H	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-P
		DGEA-PE-Z01	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118P2N
		XCOM-BP2	XCOM-O1	AAB-O2
		HR-ECDP	AAA-TPP	
2	4.67E-10	LERF_P1	DG-RECOV/1H	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-P
		DGEA-PE-Z01	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118P2N
		XCOM-BP2	AAB-O1	AAB-O2
		HR-ECDP	AAA-TPP	
3	4.24E-10	LERF_P1	DG-RECOV/1H	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-S
		DGEA-PE-Z01	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118S2N
		XCOM-BP2	XCOM-O1	AAB-O2
		HR-ECDP	AAA-TPS	
4	4.24E-10	LERF_P1	DG-RECOV/1H	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-S
		DGEA-PE-Z01	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118S2N
		XCOM-BP2	AAB-O1	AAB-O2

		HR-ECDP	AAA-TPS	
5	2.71E-10	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-G
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118G2N
		XCOM-BP2	AAB-O1	AAB-O2
		HR-ECDP	AAA-TPG	

表 2-4. SBO/WOG 模式對應 LERF 之量化結果(4 之 2)

頂閘總值 = 3.505E-008

刪除限值 = 1.00E-12

項目	LERF (/ry)	最小失效組合		
6	2.71E-10	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-G
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118G2N
		XCOM-BP2	XCOM-O1	AAB-O2
		HR-ECDP	AAA-TPG	
7	2.41E-10	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-W
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118W2N
		XCOM-BP2	XCOM-O1	AAB-O2
		HR-ECDP	AAA-TPW	
8	2.41E-10	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-W
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118W2N
		XCOM-BP2	AAB-O1	AAB-O2
		HR-ECDP	AAA-TPW	
9	2.33E-10	LERF_P1	DG-RECOV/1H	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-P
		DGEA-PE-Z01	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118P2N
		XCOM-O1	HR-ECDP	AAB-BP2
		AAA-TPP		

10	2.33E-10	LERF_P1	DG-RECOV/1H	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-P
		DGEA-PE-Z01	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118P2N
		AAB-O1	HR-ECDP	AAB-BP2
		AAA-TPP		

表 2-4. SBO/WOG 模式對應 LERF 之量化結果(4 之 3)

頂閘總值 = 3.505E-008

刪除限值 = 1.00E-12

項目	LERF (/ry)	最小失效組合		
11	2.33E-10	LERF_P1	AAB-CFVB05	DG-RECOV/1H
		DGEB-PE-Z01	DGES-DG5	HR-GT-RECOV/1H
		OSP-RECOV/1HR-P	XEQN-X118P2N	XCOM-BP2
		AAB-O1	AAB-O2	HR-ECDP
		DGEA-PE-Z01	AAA-TPP	
12	2.33E-10	LERF_P1	AAB-CFVB05	DG-RECOV/1H
		DGEB-PE-Z01	DGES-DG5	HR-GT-RECOV/1H
		OSP-RECOV/1HR-P	XEQN-X118P2N	XCOM-BP2
		XCOM-O1	AAB-O2	HR-ECDP
		DGEA-PE-Z01	AAA-TPP	
13	2.12E-10	LERF_P1	AAB-CFVB05	DG-RECOV/1H
		DGEB-PE-Z01	DGES-DG5	HR-GT-RECOV/1H
		OSP-RECOV/1HR-S	XEQN-X118S2N	XCOM-BP2
		AAB-O1	AAB-O2	HR-ECDP
		DGEA-PE-Z01	AAA-TPS	
14	2.12E-10	LERF_P1	DG-RECOV/1H	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-S
		DGEA-PE-Z01	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118S2N
		AAB-O1	HR-ECDP	AAB-BP2

		AAA-TPS		
15	2.12E-10	LERF_P1	AAB-CFVB05	DG-RECOV/1H
		DGEB-PE-Z01	DGES-DG5	HR-GT-RECOV/1H
		OSP-RECOV/1HR-S	XEQN-X118S2N	XCOM-BP2
		XCOM-O1	AAB-O2	HR-ECDP
		DGEA-PE-Z01	AAA-TPS	

表 2-4. SBO/WOG 模式對應 LERF 之量化結果(4 之 4)

頂閘總值 = 3.505E-008

刪除限值 = 1.00E-12

項目	LERF (/ry)	最小失效組合		
16	2.12E-10	LERF_P1	DG-RECOV/1H	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-S
		DGEA-PE-Z01	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118S2N
		XCOM-O1	HR-ECDP	AAB-BP2
		AAA-TPS		
17	1.88E-10	LERF_P1	DG-RECOV/1H	DGEB-PE-Z01
		DGYS-DG5	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-P
		DGEA-PE-Z01	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118P2N
		XCOM-BP2	XCOM-O1	AAB-O2
		HR-ECDP	AAA-TPP	
18	1.88E-10	LERF_P1	DG-RECOV/1H	DGEB-PE-Z01
		DGYS-DG5	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-P
		DGEA-PE-Z01	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118P2N
		XCOM-BP2	AAB-O1	AAB-O2
		HR-ECDP	AAA-TPP	
19	1.71E-10	LERF_P1	DG-RECOV/1H	DGEB-PE-Z01
		DGYS-DG5	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-S
		DGEA-PE-Z01	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118S2N
		XCOM-BP2	XCOM-O1	AAB-O2

		HR-ECDP	AAA-TPS	
20	1.71E-10	LERF_P1	DG-RECOV/1H	DGEB-PE-Z01
		DGYS-DG5	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-S
		DGEA-PE-Z01	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118S2N
		XCOM-BP2	AAB-O1	AAB-O2
		HR-ECDP	AAA-TPS	

註：僅列前 20 項

四、G 模式 SBO CSET 及對應之 CPET 分析

如表 2-3 之註解所示，有別於 LERF 分析，直接以定論式的專家判斷值，直接給定各 PDS 是否屬於 LERF？如是，則再給定其 LER 之機率。反之，CPET 則是以進一步邏輯模式進行評估。

PDS 為 CPET 的進入點，每一個 PDS 都須建立對應的 CPET。CPET 是一個邏輯模式，它勾勒了事故序列的可能路徑，其標題 (Headings) 為影響圍阻體完整性的事件，或對於輻射源項有影響的事件，其中每個事件代表事故序列中可能發生之物理現象，即在特定的事故序列狀況下，某個物理現象是否發生。物理現象的發生機率係以分解事件樹 (Decomposition Event Tree, DET) 方法進行評估。在 CPET 中定義出的事故序列可因相似的放射性釋放特性，經分類整理而成不同的 STC。

DET 為 CPET 附屬的事件樹，通常包括特定事件發生與否的關聯性，該特定事件可能在原來的機組損害狀態即已定義，或者是於圍阻體中直到目前 (即在特定的事故序列狀況之考慮當下) 才發生。在 DET 的分析包括了法則 (Rule，用以決定事件的趨勢)，或者是由分析者給定的機率值。

在完成 CPET 發生頻率之量化結果後，須將其組合成較少類組

的 STC。STC 是根據重要的放射性核種釋出之特性，或影響釋出的因素(時間、能量、重要性等)來決定。STC 使用 PDS 的特性及 CPET 的事故序列定義，最後，將所有 CPET 的事故序列指定到其相對應的 STC，並將該 CPET 終點的頻率相加成為 STC 的發生頻率。

(一) 圍阻體物理現象

圍阻體中物理現象的發生，將決定圍阻體失效的時間以及圍阻體失效的狀況，此二者對於事故演進中放射性物質釋放到外界環境中數量的多寡有決定性的影響。在分析圍阻體失效第一個步驟，即在考量能有效影響圍阻體失效模式或導致洩漏的可能事件。表 2-5 至表 2-7 分別為核三廠、Surry 電廠、及 Seguoyah 電廠圍阻體失效模式及壓力^[6]。

表 2-5. 核三廠圍阻體失效模式及壓力

Failure Mode	Median			
	Pressure (psi)	β_s	β_M	β_C
A. Hinging at the Base of the Cylindrical Wall	182	0.15	0.20	0.25
B. Personnel Air Lock Assembly	196	0.12	0.07	0.14
C. Hoop Failure in the Cylindrical Wall	218	0.12	0.17	0.21
D. Equipment Hatch Shallow Spherical Head	236	0.08	0.40	0.41
E. Shear Failure of Cylindrical Wall at the Base	247	0.22	0.20	0.30
F. Hoop and Meridional Failure in the Dome	338	0.12	0.17	0.21
G. Meridional Failure in the Cylindrical Wall	369	0.12	0.17	0.21
H. Shear Failure of Base Slab	409	0.20	0.06	0.21

表 2-6. Surry 電廠的圍阻體壓力負荷

Source of Pressure	Prior Event	Pressure (psig)	
		Cen tral	Pessimi stic
A.Containment pressure before vessel breach	No large preexisting leakage and sprays operable	5	5
B.Containment pressure increment from RCS blowdown at Vessel breach	High RCS pressure	15	15
C.Containment pressure increment from steam spike vessel breach	High RCS pressure (accumulator discharge at vessel breach)	15	26
D.Containment pressure increment from hydrogen burn at vessel breach, given containment sprays operating	No large preexisting containment leakage and no prior burn	35	70
Total		70	116

表 2-7. Seguoyah 電廠的圍阻體壓力負荷

Source of Pressure	Prior Event	Pressure (psig)
		Central
A. Containment pressure before increment due to blowdown from RCS	High RCS pressure (no induced failure), ice condenser function defeated due to bypass or melting	37
B. Pressure increment due to steam spike at Vessel breach	Loss of ice condenser function	20
C. Containment pressure increment due to hydrogen burn at vessel breach	No prior burning, dry reactor cavity	60
Total		117

1. 圍阻體洩漏(Containment Leakage)

在壓水式反應器中，足夠大的洩漏率可防止氫氣燃燒的發生(其濃度不會達到氫氣燃燒的限值)，亦可防止因圍阻體熱移除系統(Containment Heat Removal System)失效造成的圍阻體過壓，對圍阻體中物理現象也會改變。根據 RSS (Reactor Safety Study)^[21]的報告中指出，在所有爐心熔毀事故中，圍阻體旁通(Containment Bypass)或圍阻體隔離系統失效所造成的洩漏，其結果最嚴重。

但是由於(1) 圍阻體洩漏與圍阻體內特殊安全設施(Engineering Safety Functions, ESFs)的可用性無甚關聯；(2) 電廠運轉期間均依照程序書 600-M-006、600-M-007、及 600-M-008 執行 ILRT 與 LLRT，確保圍阻體洩漏率符合法規規範。(3) 圍阻體旁通及圍阻體隔離系統失效，均已分別考量於圍阻體事件樹之肇始事件類別或標題中。因此，圍阻體旁通及圍阻體隔離系統失效以外之圍阻體洩漏並不重要，在圍阻體現象事件樹中不再討論。

2. Alpha 模式失效

融熔的爐心材料，落入反應器壓力槽底部的水池中，可能

產生大量的蒸汽，體積迅速膨脹，向上推擠爐槽內結構物，使爐槽上頂蓋飛出成投射物，造成圍阻體結構失效。在 RSS 的研究中指出，其發生機率為 0.01，而 T.G. Theofanous 的研究報告則認為低於 1/10,000 以下^[22]。在 NUREG-1150^[18]報告指出，於壓力較高時，蒸汽爆炸發生較低壓力時困難，故因 Alpha 模式失效造成的早期圍阻體失效機率將小於 1%。又根據近期的 SOARCA 分析報告 NUREG/CR-7110^[2]，Alpha 模式導致早期圍阻體失效機率低至可予以忽略，因此本研究不考慮此一現象。

3. 直接圍阻體受熱現象(Direct Containment Heating, DCH)

反應器壓力槽的底部有儀器與控制棒導管的通道，在其焊接處可能因溫度升高而失效，當其失效之際，若壓力槽內為高壓力(在 NUREG-1150 之定義為高於 200 psi)，則融熔爐心物質由此噴出，此現象即是高壓融熔物噴出(High Pressure Melt Ejection, HPME)。當發生 HPME 時，該融熔物會碎裂成很細小的顆粒，快速地將大量的熱傳送到圍阻體內的大氣；且在融熔物中的鋯(Zr)亦將迅速被氧化，釋出大量的化學熱(及氫氣)到圍阻體。此圍阻體大氣被迅速加熱的現象，稱為 DCH。由於 DCH 造成巨大的壓力負荷，圍阻體的完整性，很可能因而喪失。如

果反應器壓力槽的壓力低於 200 psi，則上述現象較不易發生，而是爐槽底部逐漸熔穿，融熔的爐心物質緩慢地流入反應器爐穴(Reactor Cavity)之中。雖然 DCH 的物理現象不致發生，但是其後續可能發生的物理現象有融熔爐心與混凝土的作用(Molten Core Concrete Interaction, MCCI)，爐槽外蒸汽爆炸(Ex-Vessel Steam Explosion, EVSE)，晚期圍阻體過壓(由於不可凝結氣體或水蒸汽累積)的失效。

根據近期的 SOARCA 分析報告 NUREG/CR-7110，ANL 與 SNL 均對此現象進行模擬分析，分析結果認為因 DCH 導致早期圍阻體失效機率低至可予以忽略，因此本研究不考慮此一現象。

4. 爐槽外蒸汽爆炸(EVSE)

若反應器壓力槽失效時，反應器爐穴之內已經有水的存在，則蒸汽爆炸將可能發生於壓力槽之外，但不致於造成喪失圍阻體完整性。然而因其可能對圍阻體熱移系統造成損壞，如此對長期圍阻體內冷卻(Long Term Containment Cooling)有不利的影響，此影響將及於圍阻體內的熱水流現象及融熔爐心物質的分佈，並且輻射源項亦會受影響。

5. 氫氣燃燒(Hydrogen Burn, HBURN)

氫氣的產生在核能電廠有下列幾個來源：(a) 水輻射分解，產生氫離子、氫氣。(b) 金屬與水反應，鋁或不鏽鋼在高溫下與水蒸汽產生作用放出氫氣。(c) 爐心熔毀後，融熔的物質與水泥作用放出 CO₂，CO 和氫氣等。(d) 圍阻體本身結構材料腐蝕，如油漆裡的鋅與高溫水蒸汽作用產生氧化。但是經(a)與(d)所造成的氫氣量非常小。

除了造成圍阻體過壓之外，氫氣亦可因燃燒或爆炸導致圍阻體失效。在 RSS 的研究中，指出在氫氣產生的同時，同伴隨著大量的水蒸汽，可以稀釋氫氣的濃度，使其發生爆炸的機率，低到可忽略的大小；或者由於蒸汽濃度不大，在氫氣濃度足以爆炸之前，已發生氫氣燃燒的現象，故氫氣爆炸不予考慮。

6. 圍阻體過壓失效(Overpressure Failure)

圍阻體在事故發生之後，水蒸汽與不可凝結氣體的產生是圍阻體內壓力升高的來源。如果圍阻體熱移除系統失效，將有水蒸汽的累積。而水蒸汽與鋁合金的作用，將產生大量的氫氣與熱量。如果融熔爐心殘渣與混凝土作用(MCCI)，則將有二氧化碳、一氧化碳、氫氣的釋出於圍阻體內。

在 NUREG-1150 報告中，認為圍阻體熱移除系統(如圍阻體噴灑系統，風扇冷卻器系統)失效後，水蒸汽將成為圍阻體加壓的主要來源之一。氫氣在反應爐內與反應爐外的外釋量，若未被氫氣燃燒消耗之，則亦是圍阻體過壓的原因之一；一氧化碳及二氧化碳的累積亦然。

圍阻體若未因過壓而產生早期體失效，上述的壓力來源若未有效消除，亦可能因後期之過壓(主要為 MCCI 之結果)而導致晚期圍阻體失效(Late Containment Failure)。

7. 圍阻體底部基座熔穿(Basemat Melthrough, BMT)

因為 MCCI 的發生，且溶渣床(Debris Bed)無法有效地被冷卻，導致圍阻體底部基座的熔穿。在 NUREG-1150 報告認為祇要 MCCI 發生，不論有無水覆蓋溶渣床，必定會發生基座熔穿的現象。在另外的分析指出：若殘渣床不能被冷卻，則底部基座熔穿必定發生^[12]。此現象發生在事故後期階段，但與前述其他現象相較之下，NUREG-115 認為發生之機率顯得甚小，而且其分裂產物外釋的結果，亦較不嚴重。

8. 圍阻體過溫失效(Containment Overtemperature Failure)

對大、乾型(Large, Dry)圍阻體的核三廠而言，其圍阻體的

淨容積足夠大，極不可能發生過溫失效(此為 RSS 的見解)。因此縱然有溫度的升高增長，亦不致威脅圍阻體的完整性。

9. 圍阻體旁通(Bypass)與圍阻體隔離(Isolation)失效

在這兩種設備失效狀態下已有分裂產物外釋到環境去，雖然圍阻結構未受到威脅，仍視為圍阻體失效。圍阻體旁通之來源有：(a) 高壓穿越管路(HHSI, HHC Line)於圍阻體之外破裂；(b) 高壓與低壓系統之間的止回閥失效，造成低壓管路於圍阻體之外破裂(亦稱之為 Interfacing System LOCA)，此僅發生於壓水式反應器的餘熱移除系統；(c) 蒸汽產生器管束破裂(Steam Generator Tube Rupture, SGTR)

圍阻體隔離失效則來自：(a) 隔離閥失效；(b) 人員通道氣鎖門(Personnel Access)及設備通道(Equipment Hatch)雖於正常運轉中保持密閉，但在圍阻體內條件惡劣狀況下亦考慮其失效之可能性。

(二) 圍阻體現象事件樹

建立 CPET 時需注意：

1. 其標題之選擇須涵蓋所有將導致圍阻體失效的物理事件及現象；且須按發生時序排列之。
2. 其重點在於圍阻體失效的時間與位置。

3.尚須考慮一些特例：圍阻體隔離失效，界面的冷卻水流失，及蒸汽產生器破管事件。

4.在定量分析時，分析者須對物理現象的發生機率作判斷(Expert Judgement)。

每一個 PDS 都給予一個 CPET 來考慮該 PDS 在圍阻體內可能物理現象的路徑，由於各 PDS 有其特性，因此給予的 CPET 有不同的考慮。在貳、三節中所定義須考慮的機組損壞狀態有二：

1. PDS25 及 PDS26：在事故演進過程中，因圍阻體未被隔離，使得帶有放射性的物質直接外釋於大氣中，故圍阻體可能的救援或物理現象均不被考慮，僅給予一條直線，如圖 2-2；

PDS25	結束於虛擬事件樹	S T C #
EVENT		
		901

圖 2-2. PDS25 及 PDS26 適用之 CPET 邏輯圖

2. PDS14：其特性為反應器壓力槽損壞，但沒有旁通圍阻體 (Containment Bypass) 的現象，也沒有圍阻體隔離失效的問題，因此必須詳細地考慮在圍阻體內，可能導致圍阻體失效 (洩漏，破損或巨大破裂) 造成的輻射物質外洩到大氣中的路徑。對應的 CPET 有 5 個標題 (Headings)，如圖 2-3，分別是：
- (a) 爐槽外蒸氣爆炸 (EVSE)、(b) 氫氣燃燒 (HBURN)、(c) 早期圍阻體過壓失效 (Early Overpressure Containment Failure, EOPF)、(d) 爐槽外爐心殘渣冷卻 (Ex-Vessel Debris Cooled,

EVDC)、及(e) 圍阻體底部基座熔穿(BMT)。分別說明如下：

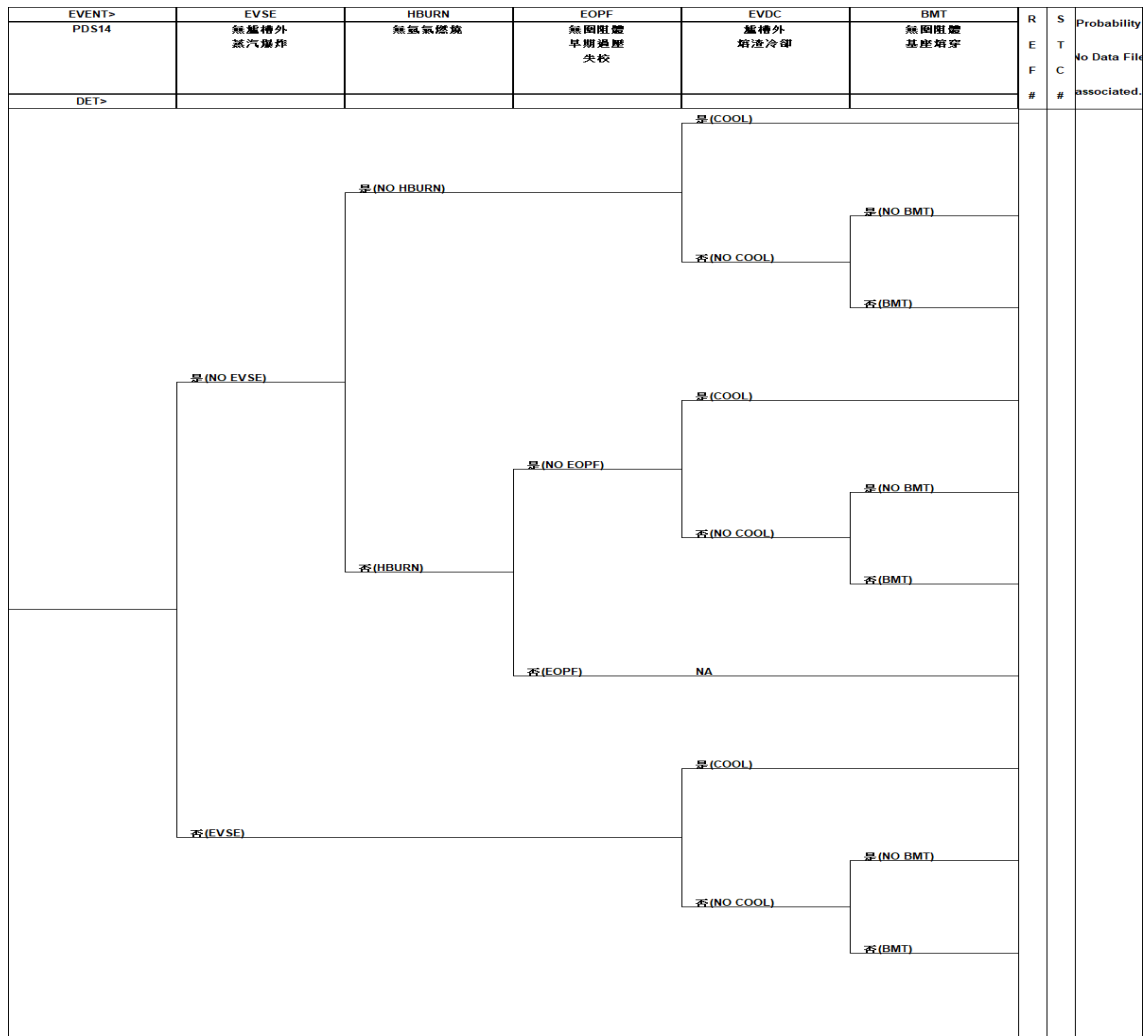


圖 2-3. PDS08~24 適用之 CPET 邏輯圖

A. 爐槽外蒸汽爆炸(EVSE)

若壓力槽失效之時反應器冷卻水系統為低壓力，其事
故過程將為反應器壓力槽的底部熔穿，整團的熔融爐心物
質，由於重力作用落入圍阻體之內。

如果反應器爐穴中存有足夠的水，則爐槽外的蒸汽爆

炸將有可能發生，而瞬間增加圍阻體的壓力。如若反應器爐穴中是乾的，則融熔的爐心池(Molten Corium Pool)將形成，且融熔的爐心物質與混凝土作用(MCCI)隨之發生，產生大量可燃與不可凝結的氣體，如氫氣、一氧化碳等；對圍阻體的完整性形成挑戰(氫氣的燃燒將於次節述及)。同時不可凝結氣體若未因燃燒或其他因素而消耗，由於累積的結果也將造成圍阻體的過壓失效。

B. 氫氣燃燒(HBURN)

圍阻體內存在的可燃性氣體，主要來源為自反應器冷卻水系統洩漏的氫氣。氫氣燃燒會使圍阻體壓力產生尖峰，可能挑戰圍阻體的完整性，且亦可能造成高溫及高震動，使特殊安全設施(ESFs)失效。如果圍阻體內有足夠的水蒸汽，將稀釋該可燃氣體的濃度，而減少燃燒發生的可能。在事故的初期如未因氫氣燃燒造成圍阻體失效，亦可能累積達足夠濃度的氫氣於事故後期發生燃燒，導致過壓而損及圍阻體的完整性。

C. 早期圍阻體過壓失效(EOPF)

前述的數種物理現象，可能使圍阻體的壓力上升，達

到其失效壓力(一般而言，約為設計壓力之 2~3 倍)，導致早期圍阻體的過壓失效，造成輻射物質的外洩。一般而言，反應器壓力槽破裂後 2 小時之內發生的圍阻體失效，均視為早期的失效(Early Failure)。可能造成這種失效的物理現象有：早期的氫氣燃燒、爐槽外的蒸汽爆炸。又此處並未將過溫(Overtemperature)失效，列入早期圍阻體失效的物理現象中考慮，蓋因核三廠為大乾型(Large Dry)的圍阻體能承受溫度上的劇烈變化。

D. 爐槽外爐心殘渣冷卻(EVDC)

在事故初期如未發生足夠損及其完整性的現象，有可能在事故的末期由於蒸汽的累積或 MCCI 形成不可凝結氣體，而導致圍阻體過壓，或者因 MCCI 導致爐槽底座(Basemat)熔穿。這些造成晚期失效的機構，其發生與否，均視落入爐穴內的爐心殘骸，能否有效地被冷卻？如果未能有效地冷卻爐心殘渣，則圍阻體的完整性終將喪失。

E. 圍阻體底部基座熔穿(BMT)

如前述，在未能有效地 EVDC，有可能在事故的末期由於 MCCI 導致圍阻體底部基座熔穿(BMT)。

(三) 分解事件樹(DET)

在 CPET 的每個事件標題，代表事故序列中可能發生的物理現象，在特定狀況下該現象是否發生應為一定的，但由於分析者不能明確知道這個結論，而給予一個(主觀的)機率，以表明這個知識上的不準度。為求更清楚給予事故狀況，而在各狀況下給予現象發生的機率，我們使用一個分解事件樹(DET)來對各標題做進一步的分析。

1. 爐槽外蒸氣爆炸(EVSE)

早期的 WASH-1400 (App. V, Attachment 1)認為壓水式反應器的大型空間(Large Free Volume)圍阻體，EVSE 不會使圍阻體失效，可將其忽略。在 Ringhals 電廠 2 號機安全度評估的研究認為：由於熔融爐心缺乏形成細小碎裂質點的條件，驅動爆炸的方式及能量傳遞的途徑，因此由 EVSE 造成的圍阻體失效是極不可能的^[24]。在 1981 年 Corradini 與 Theofanous & Saito 得到一致的結論，指出由 EVSE 造成圍阻體失效的機率低到 10^{-4} ^[25, 26]。NUREG-1150 第 4 章對 Zion 電廠所作的分析，在每次事件中發生蒸汽爆炸的機會約 10^{-4} 。如圖 2-4，EVSE 的 DET 中，先將反應器壓力槽失效時的壓力分成高\低，而當時在反應

器爐穴中有無水的存在是第 2 個考慮的因素。若爐穴為無水 (dry)，則不會有 EVSE 的現象，若爐穴為有水(wet)，在低壓力時則發生 EVSE 的機率給定為 10^{-4} ，而在高壓力時，假設其發生機率將比低壓力時低 10 倍，其值為 10^{-5} 。

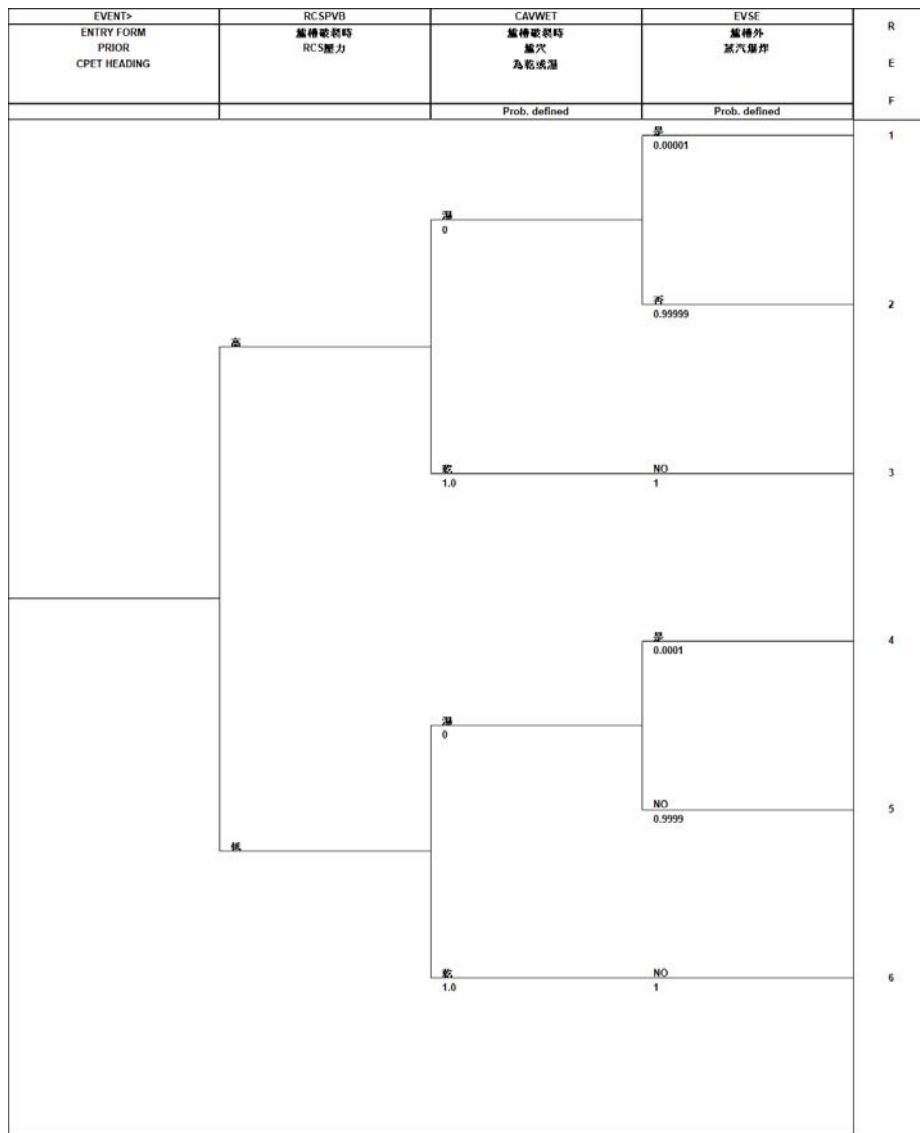


圖 2-4. 爐槽外蒸汽爆炸分解事件樹

2. 氫氣燃燒(HBURN)

在事故初期，圍阻體內的氫氣來源為鋯-水反應，產生的氫氣自反應器冷卻水系統洩漏出來。在事故末期，如爐心殘渣不能被冷卻，MCCI 進行的結果也有氫氣產生。一般而言，氫氣在圍阻體內的反應可分成三種型式：爆炸(Detonation)、快速燃燒(Deflagration)、擴散火焰(Diffusion Flame)。此處假設氫氣係依快速燃燒方式作用於圍阻體之內。除了氫氣濃度之外，影響氫氣燃燒現象因素尚有圍阻體的幾何形狀(將影響反應器爐穴內有無水的存在以形成蒸汽)、氫氣的來源、及圍阻體內有無點火源(Ignition)等。須特別討論的是氫氣濃度，蒸汽及空氣的濃度與燃燒現象有相互關係，如圖 2-5 所示。若蒸汽濃度高，將抑制氫氣燃燒/爆炸。

在 RSS 報告中指出，氫氣在圍阻體中有造成過壓的影響，亦可由於燃燒或爆炸，造成圍阻體完整性被威脅，但該報告認為由於事故中伴隨而生大量的蒸汽，將足以稀釋氫氣濃度，故氫氣爆炸的發生機率低到可以忽略。

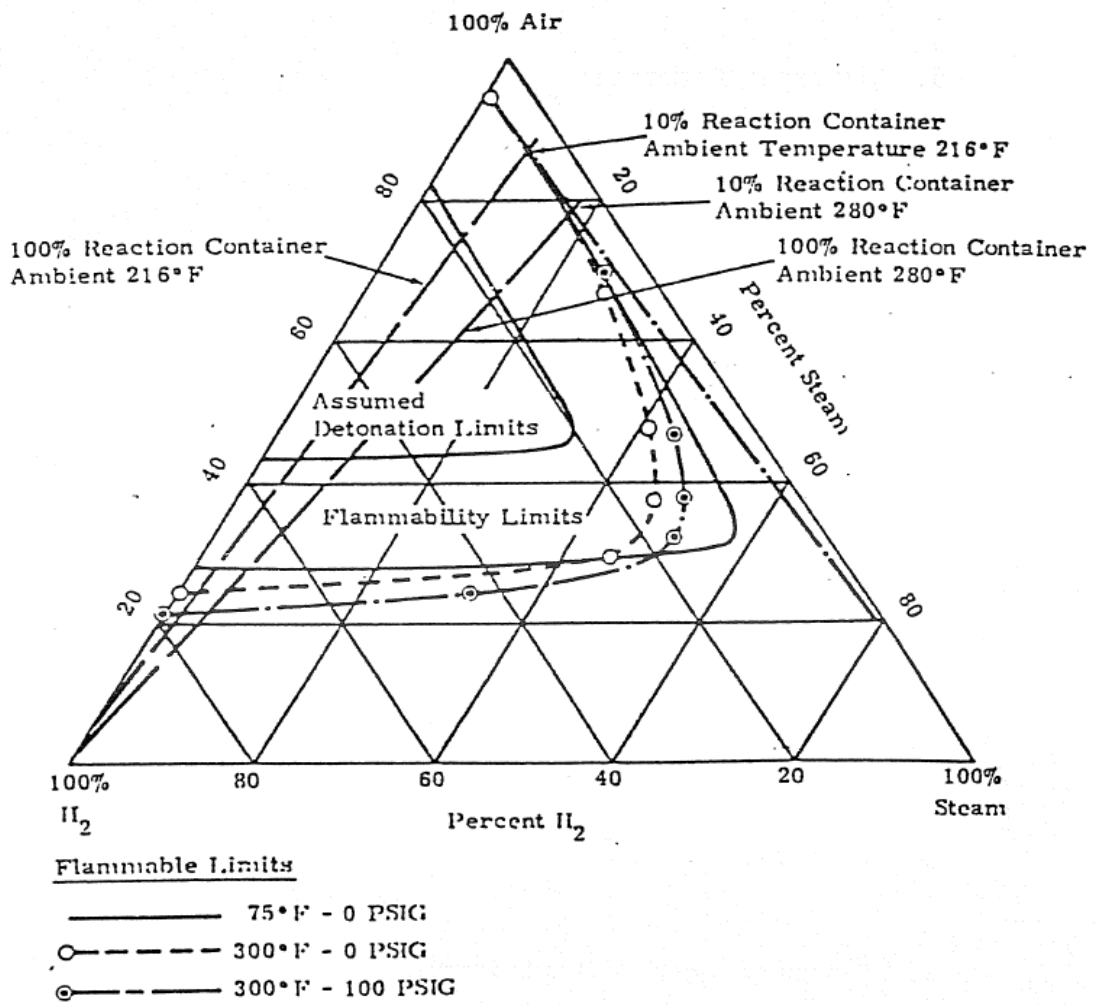


圖 2-5. 氫氣燃燒/爆炸要素圖

NUREG-1150 第 4 章指出在壓力槽失效的同時，由氫氣燃燒造成的圍阻體壓力增加，最多可達 90 psi，其中對 Zion 電廠的分析並認為氫氣燃燒/爆炸的發生是高度可能的(High Likelihood)；在 Vol.3 附錄 J4，針對大乾型圍阻體中無點火源的特性，仍須考慮氫氣的產生及其造成圍阻體的負荷。在該報告 Table J.4.1 中顯示，反應爐破裂時 RCS 為高壓力，則氫氣外釋量可達 75~100%，若為低壓力，則外釋氫氣量僅 25~50%。

如圖 2-6 的 DET，第一個標題用於區別壓力槽完整與否的氫氣燃燒，第二個標題為了區別有無足夠量的氫氣自反應器冷卻水系統外釋，第三個標題討論的即是有無蒸汽可用於稀釋氫氣濃度，因為若無圍阻體噴灑系統或其他熱移除系統的作用，蒸汽量可維持，則足以阻止氫氣燃燒。

根據上面所述，在高的壓力下，圍阻體噴灑系統動作，氫氣燃燒(REF#2)的發生，由 NUREG/CR-4700, Vol.2 對 Sequoyah 電廠的分析給定的值為 0.9；若圍阻體噴灑系統動作失效，依 NUREG/CR-4700, Vol.1 所述：若無圍阻體熱移除系統作用，圍阻體將被蒸汽形成隋性狀態，不會發生 HBURN (REF#3)。若壓力槽失效時反應器冷卻水系統是低壓力，根據前述可知，有

較少量的氫氣洩漏到圍阻體，依 NUREG-1150 附錄 J4，發生 HBURN 的機率為 0.5。

若壓力槽未失效，且有圍阻體噴灑系統的作用，根據 NUREG/CR-4700 在反應爐槽破裂前發生氫氣燃燒的機率為 0.1 (REF#8)

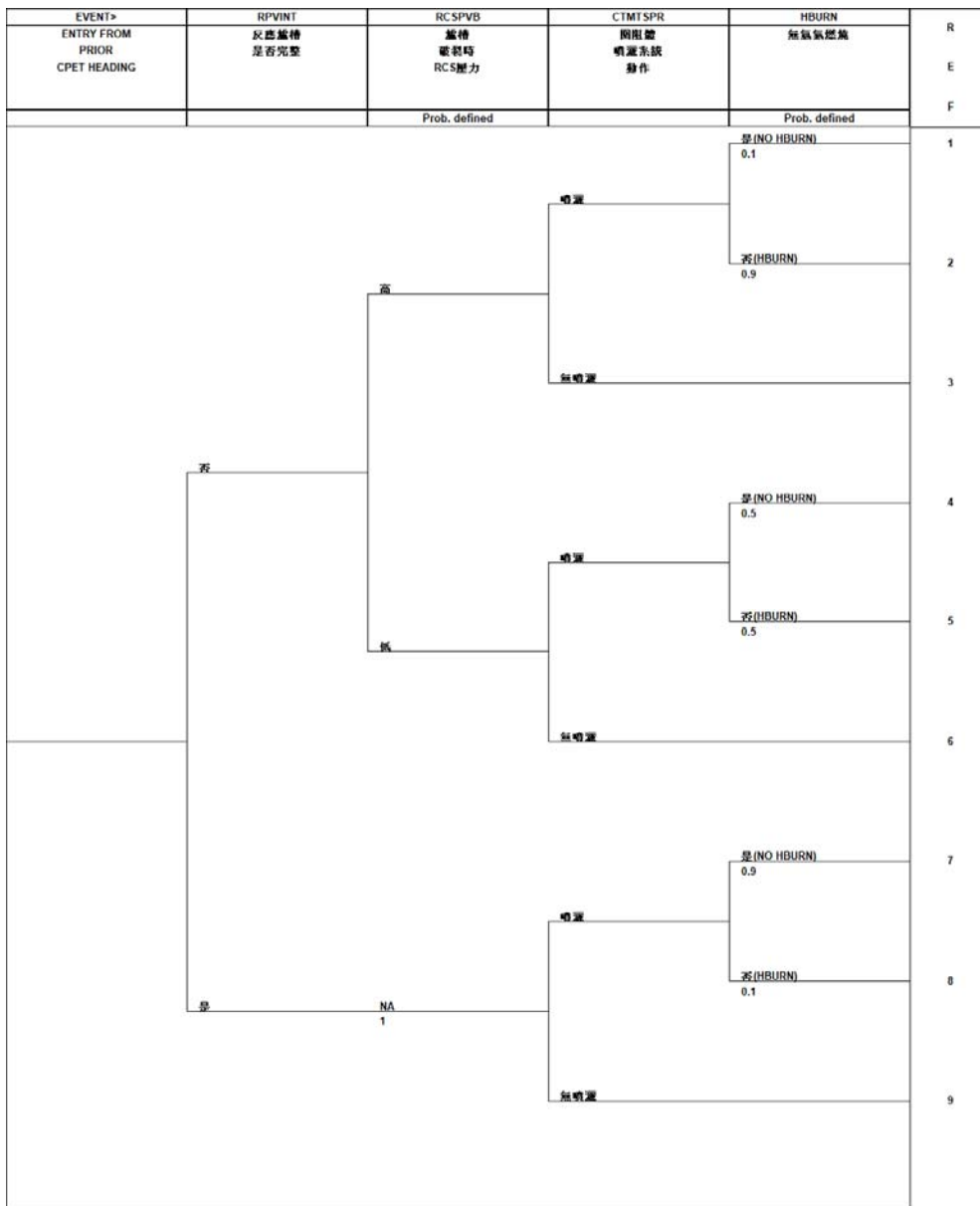


圖 2-6. 氫氣燃燒分解事件樹

3. 早期圍阻體過壓失效(EOPF)

所謂 EOPF，是指發生在壓力槽失效後約 2 小時之內圍阻體失效的情況，在事故初期時，EVSE、HBURN 都可能導致圍阻體過壓失效。此 DET 考慮了兩個事件標題：爐槽外蒸汽爆炸及氫氣燃燒，如圖 2-7 所示。

REF#3 表示發生氫氣燃燒導致早期過壓失效的事故序列。在 NURGE-1150 附錄 J4 中指出，對於大、乾型圍阻體其壓力因氫氣燃燒而升高，在高/低壓力事故序列而言，並無明顯差異存在。在 NUREG/CR-4700 Vol.1 Surry 電廠，嚴重事故下圍阻體之壓力分析如表 2-7 所示；假設核三氫氣燃燒增加之壓力同樣為 70 psig，經計算 $[\ln(70/180)/0.25]$ (假設為 Lognormal 分佈，則 $\ln(X/X_m)/\beta_c \sim N(\mu, \sigma)$ 並查常態分配表可得此壓力下圍阻體失效機率約為 0.0001。如圍阻體整體增加壓力為 116 psig，則失效機率約為 0.039。在 NUREG/CR-4700 Vol.2 對 Sequoyah 電廠的分析結果如表 2-7 所示；假設核三之壓力升高值為 117 psig，則 REF#3 的發生機率值約為 0.04。本研究 MELCOR 之分析結果，圍阻體壓力約上升 90 psig，但由於使用之 MELCOR 版本為 1.8.5，故 REF#3 的發生機率值保守仍採

用 0.04。

REF#4 假設僅發生槽外蒸汽爆炸，不致威脅圍阻體完整性，且因大量蒸汽的隋性作用，不會有氫氣燃燒的現象。

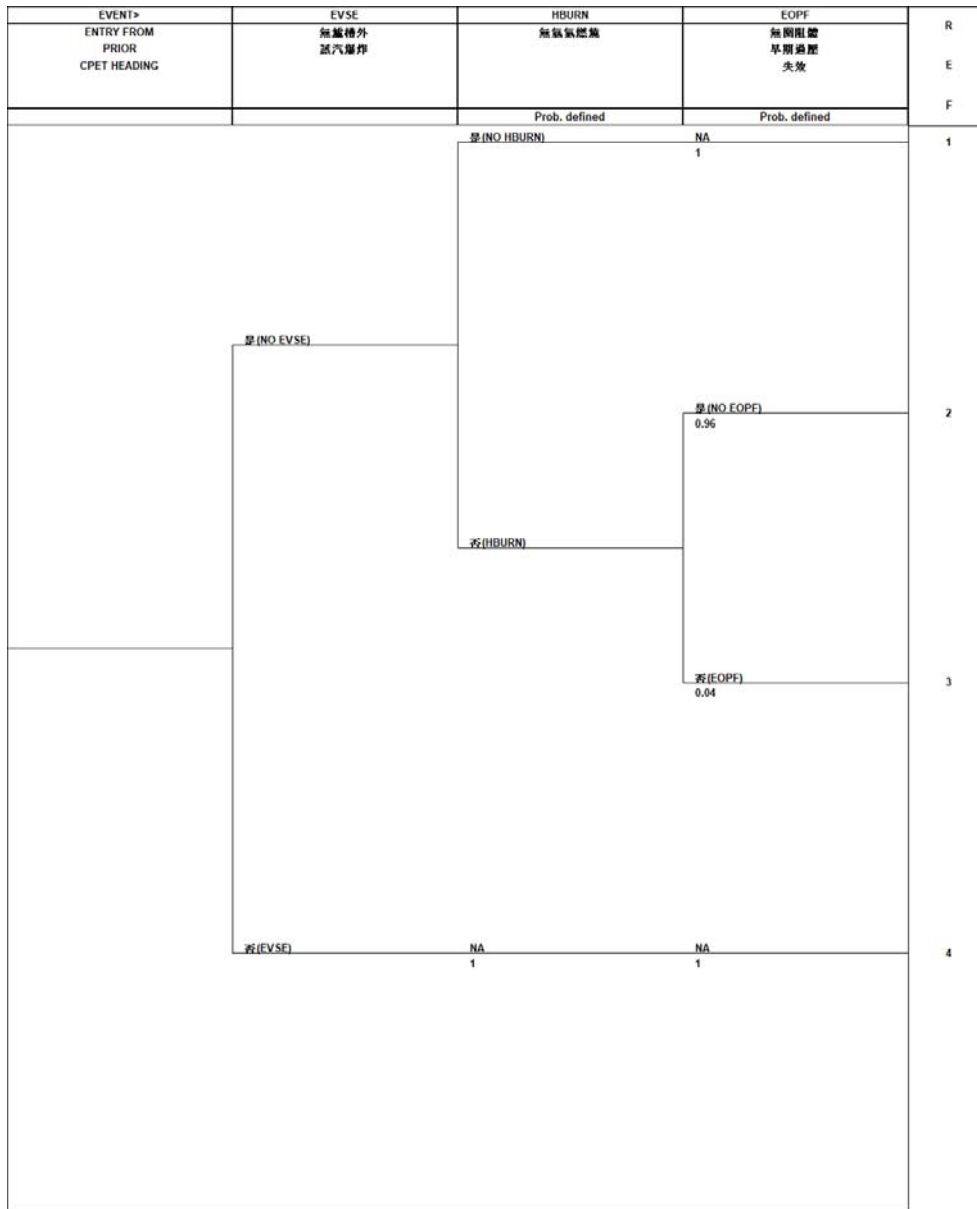


圖 2-7. 早期圍阻體過壓失效分解事件樹

4. 爐槽外爐心殘渣冷卻(EVDC)

NUREG/CR-4700 Vol.2 認為避免 BMT 發生，圍阻體的熱移除系統需為可用的(Available)，且必須建立能冷卻的殘渣床(Coolable Debris Beds)。在該報告認為除非圍阻體噴灑系統於晚期仍為可操作，否則在末期的失效模式將不只是 BMT 而已。

圖 2-8 為 EVDC 的 DET，先探討有無水供應至反應器爐穴做為冷卻之用。根據程序書 1450 之 SAG-8 “使圍阻體淹水”，提供水源以冷卻反應爐爐穴中之爐心熔渣。如果有水供應至反應器爐穴，但若發生 EVSE 或 HBURN 等具破壞力的物理現象，即使未造成早期圍阻體過壓失效，也可能導致圍阻體內的 ESF 設備失效，進而使得水無法供給，爐心殘渣床也因此無法冷卻。REF#6 為沒有水可以供應到反應器爐心。REF#3 為有水供應到反應器爐心，但在壓力槽失效後的初期發生具破壞力的物理現象，則爐心殘渣將無法被冷卻，此機率定為 0.5。

該報告指出爐心殘渣可能因 EVSE 或 HBURN 等事件而形成細小的質點並具有良好的散布，因此給予 REF#1 能冷卻的機率值為 0.9。另外如果沒有損毀 ESFs 設備的事件發生，水也能繼續供應，則爐心殘渣是因重力作用而注入爐心，所以 REF#4

能冷卻爐心殘渣的機率值為 0.5。

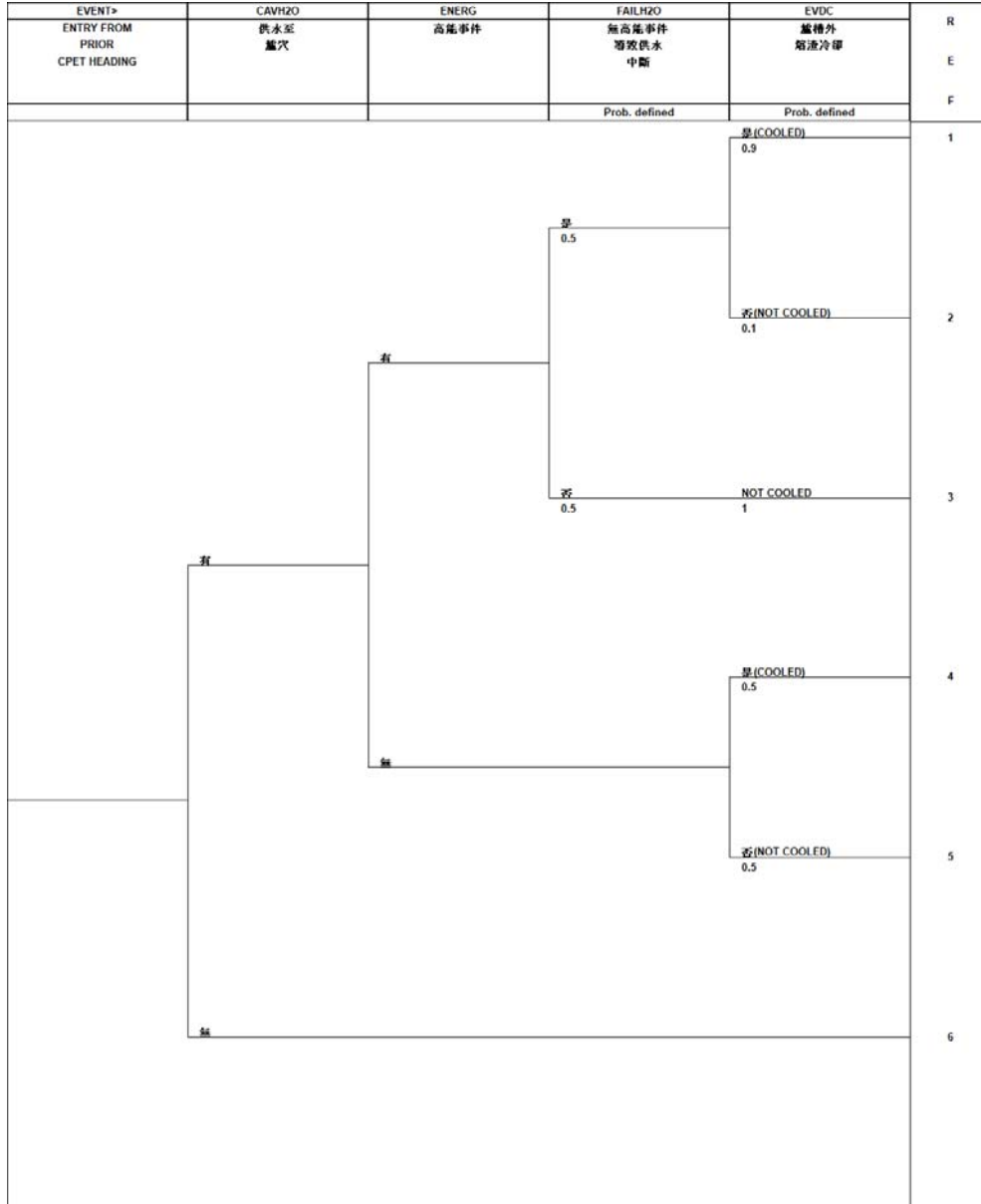


圖 2-8. 爐槽外爐心殘渣冷卻分解事件樹

5. 圍阻體底部基座熔穿(BMT)

在 RSS 中假設 BMT 是不可避免的。在 NUREG/CR-1410 中，對 Zion 及 Indian Point 電廠的分析，認為此現象很可能發生。IDCOR 的研究指出，只要大於一半或一半以上的爐心被四散開來，則 BMT 的現象將可以被阻止。

圖 2-9 為 BMT 的 DET 邏輯圖。NUREG/CR-4700 分析 Surry 電廠中認為在發生 MCCI 之後，沒有水源可讓熔渣床做為冷卻之用，則圍阻體在過壓失效前有可能發生 BMT。而 Ringhals 電廠 2 號機給予此事件的發生機率為 0.9。本分析給定此事件的發生機率值為 0.5。

EVENT> ENTRY FROM PRIOR CPET HEADING	BMT 圍阻體 基座熔穿	R E F
	Prob. defined 是 0.5	1
	否 0.5	2

圖 2-9. 圍阻體底部基座熔穿分解事件樹

五、WOG 模式 SBO CPET 及對應之輻射源項分析

(一) 輻射源項類別

在 CPET 量化的端點之後，即進入 STC 之分析流程，其邏輯圖如圖 2-10 所示。於此將各 PDS 經由 CPET，並依其事故種類與外釋特性分類，組成數目較易處理的 STC。在 STC 邏輯圖中，以圍阻體中各事件，如：爐心熔損終止於壓力槽內(Core Damage Terminate In-Vessel, CDTIV)、界面 LOCA (Interfacing System LOCA, ISLOCA)、圍阻體隔離系統(CTMTISO)、圍阻體失效的模式與時間(FAILTIME)、反應器壓力槽失效時 RCS 之壓力(RCS Pressure at Vessel Breach, RCSPVB)、及圍阻體噴灑系統(Containment Spray System, CTMTSP)等的特性來區分，分述如下：

1. 爐心熔損終止於壓力槽內(CDTIV)

在 PDS 中，此標題係假設在爐心有 50%之損壞下，如安全注水的成功使得爐心劣化停止，則壓力槽維持完整且未威脅圍阻體之完整。

2. 界面系統 LOCA (ISLOCA)

在 PDS 中，此標題係假設 RCS 高低壓管路破裂於圍阻體

之外，在 RSS 報告中認為該事故對環境造成最嚴重之影響。壓水式電廠之蒸汽產生器管束破裂(SGTR)的事故亦屬此類(圍阻體旁通)。

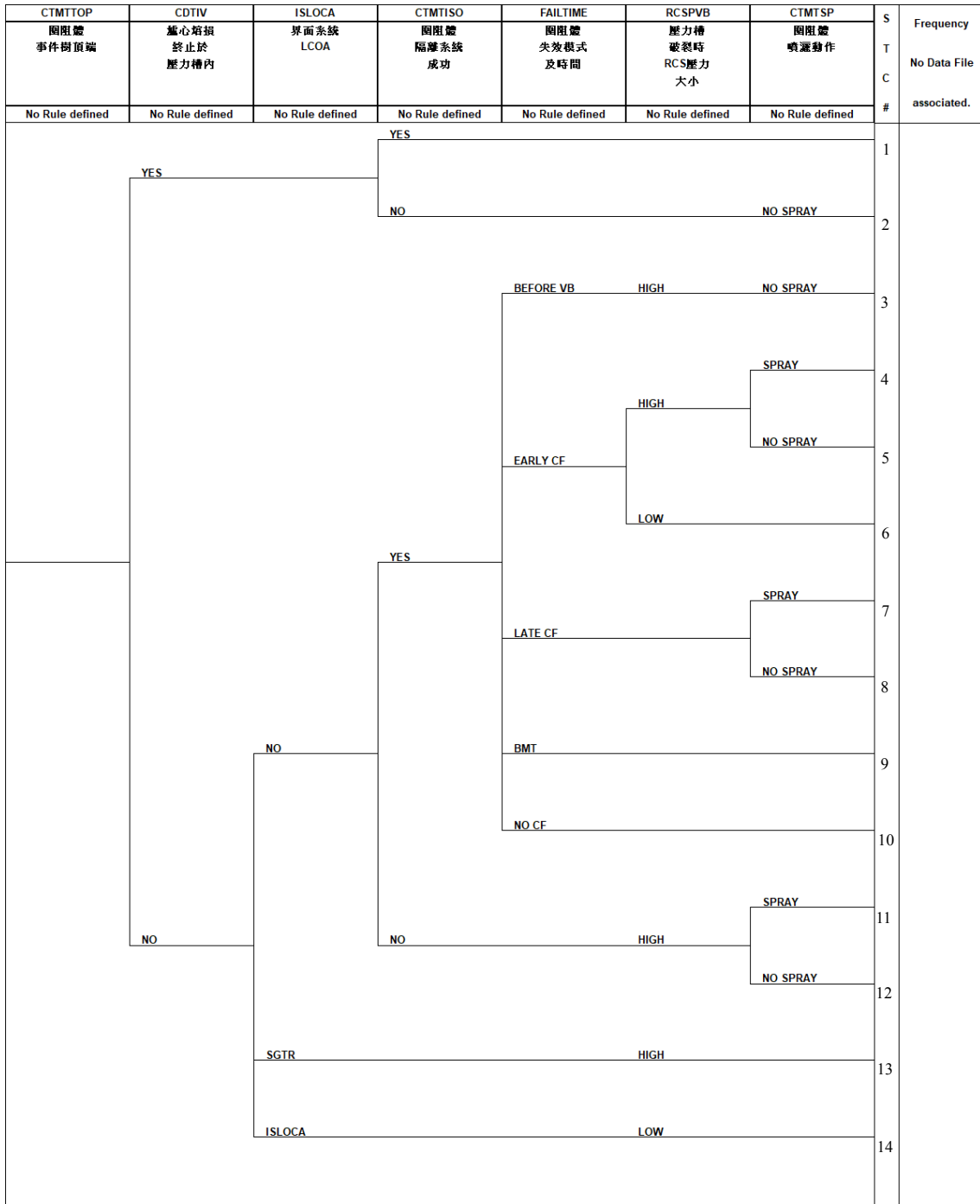


圖 2-10. 核三廠 STC 邏輯圖

3. 圍阻體隔離系統(CTMTISO)

在 PDS 中，此標題係假設因圍阻體之隔離閥、圍阻體設備進出閘門關閉、或圍阻體人員進出閘門關閉等之失效，造成放射性核種直接由圍阻體或經輔助廠房外釋進入環境。

4. 圍阻體失效模式及時間(FAILTIME)

若上述三個事件導致圍阻體失效之狀況均未發生，則事故演進到壓力槽失效後，由於不同的物理化學現象、以及不同的系統狀態，以致圍阻體之失效模式及失效時間亦不同，造成互異的外釋路徑及外釋大小。

5. 壓力槽失效時之 RCS 壓力大小(RCSPVB)

在 PDS 中，此標題係詢問壓力槽失效時之 RCS 壓力大小，RCS 壓力之大小將影響後續圍阻體內現象，對於放射性核種外釋亦有重大影響。

6. 圍阻體噴灑系統(CTMTSP)

在 PDS 中，此標題係詢問圍阻體噴灑系統是否可用，放射性核種在圍阻體中藉各種物理及化學現象可被延滯於其內，也可藉圍阻體噴灑系統來洗滌(Scrubbing)放射性核種之量，噴灑液中加入 NaOH 亦可幫助碘同位素的吸附。

在 STC 邏輯圖中，事件標題若僅有 2 個分枝時，在處理時則根據其來自於 PDS 或 CPET 可得該分枝之發生機率，若該分枝數目大於 2 時，則需由分析者給定該標題的準則來決定各分枝所佔之比率若干，核三廠輻射源項分類邏輯如表 2-8 所示。

表 2-8. 核三廠輻射源項分類邏輯標題說明

圍阻體事件類別	成功準則
爐心熔損終止於壓力槽內(CDTIV)	在爐心有 50%之損壞下，任一串安全注水系統成功注水，使得爐心劣化停止，壓力槽維持完整且未威脅圍阻體之完整
界面系統 LOCA (ISLOCA)	是：(1) 蒸汽產生器管束破裂(SGTR)之 PDS、(2) 界面系統 LOCA (ISLOCA)之 PDS； 否：非 SGTR 且非 ISLOCA 之 PDS
圍阻體隔離系統 (CTMTISO)	圍阻體隔離系統成功隔離之 PDS；圍阻體隔離系統成功包含圍阻體之隔離閥、圍阻體設備進出閘門關閉、及圍阻體人員進出閘門關閉均能成功隔離
圍阻體失效模式及時間(FAILTIME)	(1) 圍阻體失效早於壓力槽失效之 PDS、(2) 早期圍阻體失效之 PDS、(3) 晚期圍阻體失效之 PDS、(4) 圍阻體 BMT 失效模式之 PDS、及(5) 圍阻體未失效之 PDS
壓力槽失效時之 RCS 壓力大小	壓力槽失效時之 RCS 壓力大小

(RCSPVB)	
圍阻體噴灑系統 (CTMTSP)	任一串圍阻體噴灑系統成功噴灑

STC 邏輯圖中，第一個標題為 CDTIV，用以區別爐心熔損是否繼續進行，若 CDTIV 宣告為是(Yes)，則壓力槽能保持完整，則不考慮圍阻體是否旁通，但仍需區別圍阻體隔離系統(CTMTISO)的成功與否，對輻射源項的不同影響(STC#1 及#2)。

若 CDTIV 宣告為否(No)，則考慮第二個標題 ISLOCA，若 ISLOCA 宣告為是(Yes)，則再將蒸汽產生器管束破裂(SGTR)及界面系統 LOCA 兩類事故，分別獨立成各自的外釋類別(STC#13 及#14)。若 ISLOCA 宣告為否(No)，則未發生圍阻體旁通之現象，則再向下進行到第三個標題 CTMTISO，考慮隔離系統的功用。若其不能正常工作(CTMTISO 宣告為否(No))時，將導致大量的放射性核種外釋，則應再考慮圍阻體噴灑系統(CTMTSP)是否可用，是否動作對輻射源項有不同的影響(STC#11 及#12)。若圍阻體隔離系統有效地工作(CTMTISO 宣告為是(Yes))時，則沒有先期外釋發生，直到圍阻體內各種物理現象發生破壞其完整性才有外釋的可能，涵蓋於 STC#3~10。

STC#3 為一特殊圍阻體失效的情況，即壓力槽尚未失效而圍阻體因長期冷卻未正常工作而致過壓失效的外釋類別。在早期圍阻體失效模式中與壓力槽失效時壓力高低有關，低壓力的事故都指定到 STC#6，而高壓力的沖放現象，圍阻體噴灑系統是否運轉，可能將造成圍阻體之負壓現象(圍阻體不耐負壓)，因而會較低壓力時有更嚴重的輻射外釋，因此須另外予以考慮，此即 STC#4 及#5。

而在晚期圍阻體失效模式中，由於圍阻體初期的物理現象雖沒有造成圍阻體失效，但可能使圍阻體內之救援系統功能失效，而在更長的時間之後，圍阻體壓力提昇到無法抗拒的高壓力而最終將失效。在此情況下放射性核種長時間停駐於圍阻體內，有許多物理及化學機制可遲滯之，惟仍須加以考慮的是圍阻體噴灑系統 (CTMTSP) 工作對於放射性核種的洗條作用之影響，區分為 STC#7 及#8。

若上述可能使圍阻體失效的過壓問題並未發生，在很長的時間後由於爐心殘渣未能適當冷卻，導致融穿底座的混凝土結構 (即 BMT)，經由地下水將放射性核種釋出到環境，此為 STC#9。最後，若相關之救援系統可移除圍阻體內的衰變熱，則無圍阻體

的失效，其輻射源項則來自於設計基準洩漏率，此為 STC#10。

依據圖 2-10 所示之 STC 邏輯圖，亦對應分成 14 個源項外釋類別(Release Categories, RC)，於表 2-9 中摘述其事故序列及圍阻體狀態。RC#1 及#2 代表壓力槽未受破壞的情況，RC#3~#14 則壓力槽已失效，其中 RC#3, #11 及#12(圍阻體已失效或隔離失效)與#13, #14(圍阻體旁通)是較特殊的事故序列。RC#4, #5, #6 為早期圍阻體過壓失效，而 RC#7, #8, #9 是晚期圍阻體失效；RC#10 代表雖然壓力槽失效卻沒有圍阻體失效的情形。

表 2-9. 核三廠外釋類別之說明

外釋類別	事故序列的敘述
RC1	壓力槽完整，圍阻體隔離功能正常
RC2	壓力槽完整，圍阻體隔離功能失效
RC3	圍阻體失效發生於壓力槽失效之前
RC4	早期圍阻體過壓失效，壓力槽於高壓力失效，圍阻體噴灑系統動作
RC5	早期圍阻體過壓失效，壓力槽於高壓力失效，圍阻體噴灑系統未動作
RC6	早期圍阻體過壓失效，壓力槽於低壓力失效，圍阻體噴灑系統失效
RC7	晚期圍阻體過壓失效，圍阻體噴灑系統正常
RC8	晚期圍阻體過壓失效，圍阻體噴灑系統失效
RC9	圍阻體底座熔穿，圍阻體噴灑系統失效
RC10	圍阻體完整
RC11	壓力槽失效且圍阻體隔離功能失效，圍阻體噴灑系統正常
RC12	壓力槽失效且圍阻體隔離功能失效，圍阻體噴灑系統失效
RC13	蒸汽產生器管束破裂(SGTR)
RC14	界面系統喪失冷卻水事故(ILOCA)

(二) 輻射源項的內涵

輻射源項的內容包括 RC 的分類、各 RC 分類的發生頻率、及爐心中不同的放射性元素族群外釋的比例；此部分可由

MELCOR 分析結果彙整而得。

六、STC 的年發生頻率

本研究 WOG 模式之 SBO 事故序列，除在貳、三節中所定義屬於 Large Early 之 PDS 有 PDS09、PDS14、PDS19、PDS24、PDS25 及 PDS26 者外；尚有屬於 Large Late 之 PDS 有 PDS08、PDS13、PDS18、及 PDS23，須進一步進行輻射源項分析。其中，PDS18、PDS19、PDS23、PDS24、及 PDS26 屬於 LOCA 類，其餘為暫態類。核三廠 SBO CSET PDS 之分類判斷如表 2-3 所示。核三廠外釋類別之說明如表 2-10 所示。

又依據 CSET 之量化結果，PDS09 之發生頻率低於 $1.0E-13/\text{yr}$ ，不再繼續分析，其餘 PDS 分別說明如下：

(一) 輻射源項發生頻率

各 PDS 有各自適用量化的 CPET，核三廠 CPET 對圍阻體物理現象的分析如貳、四節所述，對 CPET 標題下的發生機率以及 CPET 序列的發生機率計算結果列表整理如表 2-10 所示，各 PDS 說明如下：

1. PDS08

如圖 2-3 所示，在 PDS08 中，共有 10 個參考點(REF#1 ~ 10)，引用圖 2-10 所示之 STC 邏輯圖，PDS08 之參考點(REF#1

~ 10)，將分別對應至 2 個 STC 種類(RC#7、RC#7、RC#8、NA、NA、NA、NA、NA、NA、NA)。其年發生頻率分別為(1.63E-10、8.13E-11、8.13E-11、NA、NA、NA、NA、NA、NA、NA)。

2.PDS13

如圖 2-3 所示，在 PDS13 中，共有 10 個參考點(REF#1 ~ 10)，引用圖 2-10 所示之 STC 邏輯圖，PDS13 之參考點(REF#1 ~ 10)，將分別對應至 2 個 STC 種類(RC#7、RC#7、RC#8、NA、NA、NA、NA、NA、NA、NA)。其年發生頻率分別為(7.0E-9、3.50E-9、3.50E-9、NA、NA、NA、NA、NA、NA、NA)。

3.PDS14

如圖 2-3 所示，在 PDS14 中，共有 10 個參考點(REF#1 ~ 10)，引用圖 2-10 所示之 STC 邏輯圖，PDS14 之參考點(REF#1 ~ 10)，將分別對應至 3 個 STC 種類(RC#7、RC#7、RC#8、RC#7、RC#7、RC#8、RC#5、NA、NA、NA)。其年發生頻率分別為(7.67E-10、3.83E-10、3.83E-10、3.64E-09、2.22E-09、2.22E-09、3.37E-10、NA、NA、NA)。

4.PDS18

如圖 2-3 所示，在 PDS18 中，共有 10 個參考點(REF#1 ~ 10)，引用圖 2-10 所示之 STC 邏輯圖，PDS18 之參考點(REF#1

~ 10)，將分別對應至 2 個 STC 種類(RC#7、RC#7、RC#8、NA、NA、NA、NA、NA、NA、NA)。其年發生頻率分別為(8.15E-10、4.08E-10、4.08E-10、NA、NA、NA、NA、NA、NA、NA)。

5.PDS19

如圖 2-3 所示，在 PDS19 中，共有 10 個參考點(REF#1 ~ 10)，引用圖 2-10 所示之 STC 邏輯圖，PDS19 之參考點(REF#1 ~ 10)，將分別對應至 3 個 STC 種類(RC#7、RC#7、RC#8、RC#7、RC#7、RC#8、RC#6、RC#7、RC#7、RC#8)。其年發生頻率分別為(2.68E-11、1.34E-11、1.34E-11、2.06E-11、1.26E-11、1.26E-11、1.90E-12、4.65E-15、2.79E-15、2.79E-15)。

6.PDS23

如圖 2-3 所示，在 PDS23 中，共有 10 個參考點(REF#1 ~ 10)，引用圖 2-10 所示之 STC 邏輯圖，PDS23 之參考點(REF#1 ~ 10)，將分別對應至 2 個 STC 種類(RC#7、RC#7、RC#8、NA、NA、NA、NA、NA、NA、NA)。其年發生頻率分別為(1.19E-7、5.94E-8、45.94E-8、NA、NA、NA、NA、NA、NA、NA)。

7.PDS24

如圖 2-3 所示，在 PDS24 中，共有 10 個參考點(REF#1 ~ 10)，引用圖 2-10 所示之 STC 邏輯圖，PDS24 之參考點(REF#1

~ 10)，將分別對應至 3 個 STC 種類(RC#7、RC#7、RC#8、RC#7、RC#7、RC#8、RC#6、RC#7、RC#7、RC#8)。其年發生頻率分別為(1.76E-8、8.82E-9、8.82E-9、8.37E-8、5.11E-8、5.11E-8、7.75E-09、1.03E-12、6.30E-13、6.30E-13)。

8.PDS25

如圖 2-2 所示，在 PDS25 中，僅有一個 STC 種類，引用圖 2-10 所示之 STC 邏輯圖，此 PDS25 唯一之 STC 種類，將對應至 RC#12。其年發生頻率為 1.12E-09。

9.PDS26

如圖 2-2 所示，在 PDS26 中，僅有一個 STC 種類，引用圖 2-10 所示之 STC 邏輯圖，此 PDS26 唯一之 STC 種類，將對應至 RC#12。其年發生頻率為 2.20E-08。

經歸納整理表 2-10 的各 RC 發生率，可得到核三廠 SBO 事故序列輻射源項發生頻率，如表 2-11。

表 2-10. 核三廠 WOG 模式 SBO 事故序列之各 PDS 更新後之

CPET 定量結果(4 之 1)

PDS 類別	參考點	該 PDS 發生頻率	序列的機率值	序列的 STC	該 STC 的發生頻率	LERF 值 ^a
PDS08	01	3.25E-10	0.5	7	1.63E-10	NA
	02	3.25E-10	0.25	7	8.13E-11	NA
	03	3.25E-10	0.25	8	8.13E-11	NA
	04	3.25E-10	NA	NA	NA	NA
	05	3.25E-10	NA	NA	NA	NA
	06	3.25E-10	NA	NA	NA	NA
	07	3.25E-10	NA	NA	NA	NA
	08	3.25E-10	NA	NA	NA	NA
	09	3.25E-10	NA	NA	NA	NA
	10	3.25E-10	NA	NA	NA	NA
PDS13	01	1.40E-08	0.5	7	7.00E-09	NA
	02	1.40E-08	0.25	7	3.50E-09	NA
	03	1.40E-08	0.25	8	3.50E-09	NA
	04	1.40E-08	NA	NA	NA	NA
	05	1.40E-08	NA	NA	NA	NA
	06	1.40E-08	NA	NA	NA	NA
	07	1.40E-08	NA	NA	NA	NA
	08	1.40E-08	NA	NA	NA	NA
	09	1.40E-08	NA	NA	NA	NA

	10	1.40E-08	NA	NA	NA	NA
--	----	----------	----	----	----	----

表 2-10. 核三廠 WOG 模式 SBO 事故序列之各 PDS 更新後之 CPET 定
量結果(4 之 2)

PDS 類別	參考點	該 PDS 發生頻率	序列的機率值	序列的 STC	該 STC 的發生頻率	LERF 值 ^a
PDS14	01	9.96E-09	0.077	7	7.67E-10	NA
	02	9.96E-09	0.039	7	3.83E-10	NA
	03	9.96E-09	0.039	8	3.83E-10	NA
	04	9.96E-09	0.365	7	3.64E-09	NA
	05	9.96E-09	0.223	7	2.22E-09	NA
	06	9.96E-09	0.223	8	2.22E-09	NA
	07	9.96E-09	0.034	5	3.37E-10	5.00E-10
	08	9.96E-09	NA	NA	NA	NA
	09	9.96E-09	NA	NA	NA	NA
	10	9.96E-09	NA	NA	NA	NA
PDS18	01	1.63E-09	0.5	7	8.15E-10	NA
	02	1.63E-09	0.25	7	4.08E-10	NA
	03	1.63E-09	0.25	8	4.08E-10	NA
	04	1.63E-09	NA	NA	NA	NA
	05	1.63E-09	NA	NA	NA	NA
	06	1.63E-09	NA	NA	NA	NA
	07	1.63E-09	NA	NA	NA	NA
	08	1.63E-09	NA	NA	NA	NA
	09	1.63E-09	NA	NA	NA	NA

	10	1.63E-09	NA	NA	NA	NA
--	----	----------	----	----	----	----

表 2-10. 核三廠 WOG 模式 SBO 事故序列之各 PDS 更新後之 CPET 定
量結果(4 之 3)

PDS 類別	參考點	該 PDS 發生頻率	序列的機率值	序列的 STC	該 STC 的發生頻率	LERF 值 ^a
PDS19	01	1.01E-10	0.265	7	2.68E-11	NA
	02	1.01E-10	0.133	7	1.34E-11	NA
	03	1.01E-10	0.133	8	1.34E-11	NA
	04	1.01E-10	0.203	7	2.06E-11	NA
	05	1.01E-10	0.124	7	1.26E-11	NA
	06	1.01E-10	0.124	8	1.26E-11	NA
	07	1.01E-10	0.019	6	1.90E-12	1.00E-12
	08	1.01E-10	4.50E-05	7	4.56E-15	NA
	09	1.01E-10	2.75E-05	7	2.79E-15	NA
	10	1.01E-10	2.75E-05	8	2.79E-15	NA
PDS23	01	2.38E-07	0.5	7	1.19E-07	NA
	02	2.38E-07	0.25	7	5.94E-08	NA
	03	2.38E-07	0.25	8	5.94E-08	NA
	04	2.38E-07	NA	NA	NA	NA
	05	2.38E-07	NA	NA	NA	NA
	06	2.38E-07	NA	NA	NA	NA
	07	2.38E-07	NA	NA	NA	NA
	08	2.38E-07	NA	NA	NA	NA
	09	2.38E-07	NA	NA	NA	NA

	10	2.38E-07	NA	NA	NA	NA
--	----	----------	----	----	----	----

表 2-10. 核三廠 WOG 模式 SBO 事故序列之各 PDS 更新後之 CPET 定

量結果(4 之 4)

PDS 類別	參考點	該 PDS 發生頻率	序列的機率值	序列的 STC	該 STC 的發生頻率	LERF 值 ^a
PDS24	01	2.29E-07	0.077	7	1.76E-08	NA
	02	2.29E-07	0.039	7	8.82E-09	NA
	03	2.29E-07	0.039	8	8.82E-09	NA
	04	2.29E-07	0.365	7	8.37E-08	NA
	05	2.29E-07	0.223	7	5.11E-08	NA
	06	2.29E-07	0.223	8	5.11E-08	NA
	07	2.29E-07	0.034	5	7.75E-09	1.10E-08
	08	2.29E-07	4.50E-06	7	1.03E-12	NA
	09	2.29E-07	2.75E-06	7	6.30E-13	NA
	10	2.29E-07	2.75E-06	8	6.30E-13	NA
PDS25	01	1.12E-09	1	12	1.12E-09	1.12E-09
PDS26	01	2.20E-08	1	12	2.20E-08	2.20E-08
^a LERF 值：請參考貳、三節之結果						

表 2-11. 核三廠 WOG 模式 SBO 事故序列之 RC 發生頻率

RC	外釋類別 ^a	發生頻率
5	LE	8.1E-09
6	LE	1.9E-12
7	LL	3.6E-07
8	LL	1.3E-07
12	LE	2.3E-08

^a 外釋類別：LE：Large Early；LL：Large Late

(二) 輻射源項更新

核三廠 WOG 模式 SBO 事故序列相關之 RC 有 5、6、7、8、及 12 (不包括發生頻率低於截斷值之 RC)，每個 RC 均選定一個具代表性之事故演進情境，再以 MELCOR 模擬分析該嚴重事故情境下爐心中不同的放射性元素族群外釋的比例。核三廠 WOG 模式 SBO 事故序列相關各 RC 之輻射源項的內容，更新如表 2-12 所示。

表 2-12. 核三廠 WOG 模式 SBO 事故序列之輻射源項(2 之 1)

RC	發生頻率 (1/yr)	Xe	I	Cs	Te	Mo	Ba	La	Ce
5	8.1E-09	1	1.7E-03	1.2E-01	2.1E-01	2.2E-01	2.8E-03	4.9E-05	5.0E-05
6	1.9E-12	1	3.8E-05	1.9E-01	2.3E-01	3.3E-01	5.2E-03	7.9E-05	6.3E-05
7	3.6E-07	1	1.9E-03	6.6E-02	9.4E-02	1.2E-01	1.8E-03	2.1E-05	2.0E-05
8	1.3E-07	1	6.7E-03	1.6E-01	2.6E-01	1.5E-01	4.0E-03	3.2E-05	2.8E-05
12	2.3E-08	1	2.5E-03	1.4E-01	3.3E-01	4.3E-01	4.7E-03	7.5E-05	7.6E-05

表 2-12. 核三廠 WOG 模式 SBO 事故序列之輻射源項(2 之 2)

RC	發生頻率 (1/yr)	Ru	U	Cd	Sn	B	H ₂ O	CsI	Concrete
5	8.1E-09	3.3E-05	1.7E-03	2.3E-01	2.3E-01	0	0	2.0E-01	0
6	1.9E-12	3.1E-05	1.8E-03	3.5E-01	3.4E-01	0	0	2.3E-01	0
7	3.6E-07	1.4E-06	4.9E-04	1.2E-01	1.1E-01	0	0	9.9E-02	0
8	1.3E-07	1.9E-06	7.0E-04	1.5E-01	1.5E-01	0	0	2.6E-01	0
12	2.3E-08	1.3E-05	1.6E-03	4.4E-01	4.3E-01	0	0	3.5E-01	0

七、靈敏度分析

本研究靈敏度分析案例計有三個：(1) MSSBO-WL2：圍阻體人員進出閘門關閉失效機率、(2) MSSBO-UL2：依據程序書 1451 執行 URG 策略、及(3) MSSBO-WUL2：假設 RCP #1 軸封改為西屋 Thermal Passive Shutdown Seal (PSDS)。靈敏度分析案例如表 2-13 所示，並說明如下。

表 2-13. 靈敏度分析案例說明

靈敏度分析模式別	靈敏度分析案例說明
MSSBO-WL2	圍阻體人員進出閘門關閉失效機率
MSSBO-UL2	依據程序書 1451 執行 URG 策略
MSSBO-WUL2	假設 RCP #1 軸封改為西屋 Thermal Passive Shutdown Seal (PSDS)

(一) MSSBO-WL2：圍阻體人員進出閘門關閉失效機率

此靈敏度分析係依據「核一、二、三廠安全度評估模式標準化與擴大應用—核三廠數據分析報告附錄 C 特殊事件分析」，圍阻體人員進出閘門關閉失效(基本事件 CTMTPERSONALFTC)之機率採用 limit swith 元件之數據，為 $1.38E-03$ 。然而，此圍阻體人員進出閘門為雙重氣鎖門，因此本研究則以三種可能情況進行此項靈敏度

分析：(1) 失效機率應考慮雙重氣鎖門均同時共因失效，故其失效機率應由原來之 $1.38E-03$ ，降為 $3.85E-05$ (假設共因因子為 0.01)；(2) 再考慮氣鎖門之 Fail-As-It 功能，則假設失效機率可再減一半，即 $1.92E-05$ ；及(3) 再進一步不考慮雙重氣鎖門關閉失效之可能，即假設其失效機率為 0。應用 WinNUPRA 靈敏度分析功能，分析結果如表 2-14 所示。

表 2-14. 靈敏度分析案例 MSSBO-WL2 之分析結果

分析 案例	CTMTPERSONALFTC 之失效機率	LERF 值	備註
0	$1.38E-03$	$3.51E-08$	原值，未考慮雙重氣鎖門之共因失效
1	$3.85E-05$	$3.49E-08$	考慮雙重氣鎖門之共因失效
2	$1.92E-05$	$3.49E-08$	項次 1，再加上考慮氣鎖門之 Fail-As-It 功能
3	0	$3.49E-08$	不考慮雙重氣鎖門關閉失效之可能

由表 2-14 之分析結果可知，考慮雙重氣鎖門均共因失效，LERF 值即由 $3.51E-08$ 降至 $3.49E-08$ (約降低 0.6%)；又再降低其機率，則其 LERF 值不再降低，故此項因素對 LERF 之分析結果影響不大。

(二) MSSBO-UL2：依據程序書 1451 執行 URG 策略

此靈敏度分析係依核三廠之程序書 1451「機組斷然處置程序指引(URG)」，考慮在 SBO 下進行各種 URG 之救援措施，主要有：

(1) 在 TDAFWP 運轉下，保持蒸汽產生器控制性降壓至 15 kg/cm^2 以下，但同時盡可能維持蒸汽產生器高水位；(2) 在 TDAFWP 不可用下，經由蒸汽產生器緊急洩壓，優先建立 DDAFWP 進行後備補水；如 DDAFWP 亦不可用時，續以低壓力、注水量有限之消防車/消防泵，將水(包括廠用水、生水、或海水)持續注入蒸汽產生器。

一階 PRA 模式沿用 105 年度之計畫“核三廠電廠全黑事故序列驗證評估”之 URG 模式；ASG 之分類原則與 SBO/WOG 模式一樣，分類後之事件樹(以 T(PP)-U.EVT 為例)如圖 2-11 所示。

靈敏度分析案例 MSSBO-UL2 之分析結果如表 2-15，考慮 URG 策略後，LERF 值即由 $3.51E-08/\text{ry}$ 降至 $3.38E-08/\text{ry}$ (約降低 3.4%)。

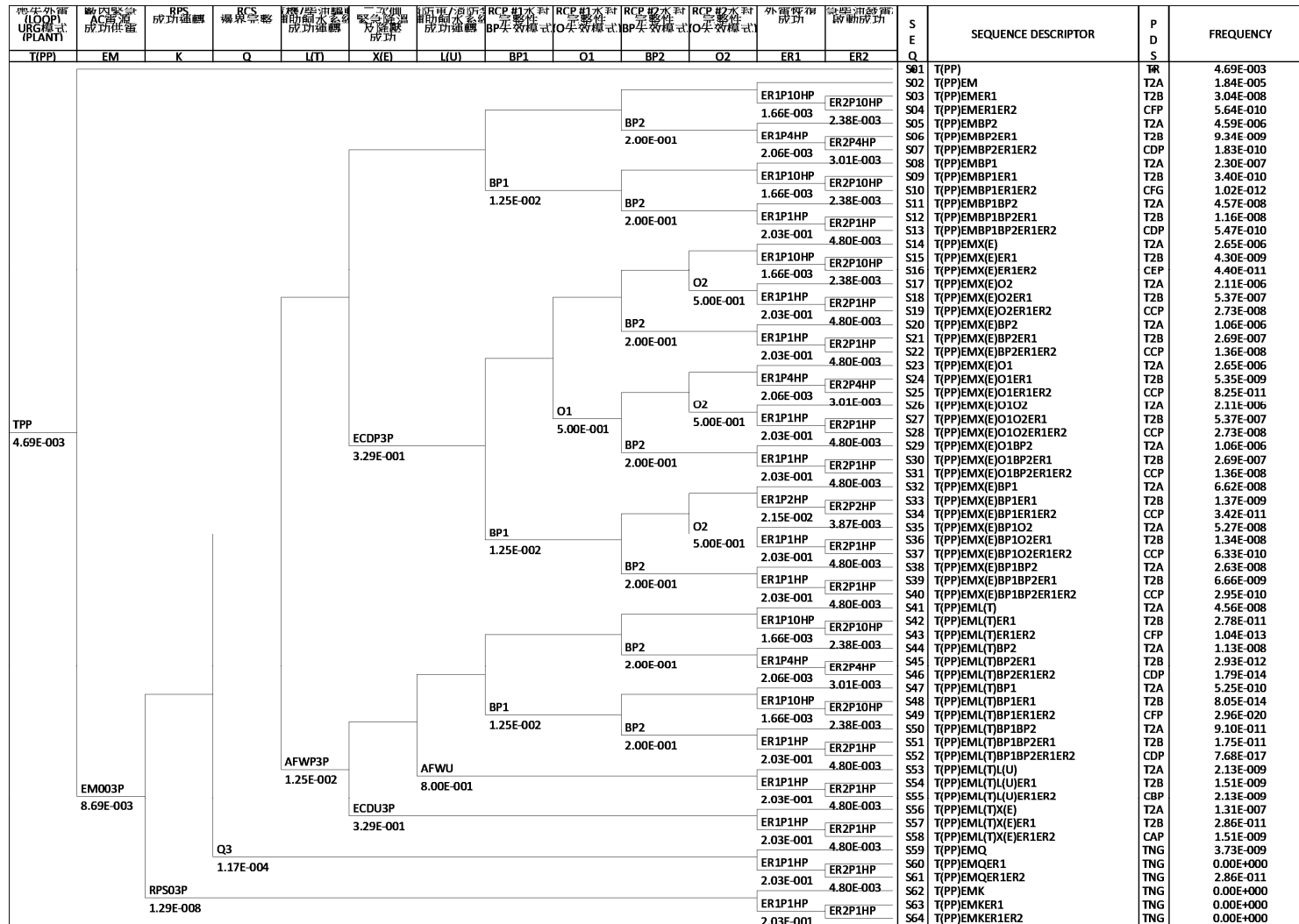


圖 2-11. 核三廠 SBO/URG 事件樹 T(PP)-U.EVT

表 2-15. 靈敏度分析案例 MSSBO-UL2 之 LERF 量化結果(4 之 1)

頂閘總值 = 3.38E-008

刪除限值 = 1.00E-12

項目	LERF	最小失效組合		
1	8.97E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-P
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118P1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019
		AAA-TPP		
2	8.15E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-S
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118S1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019
		AAA-TPS		
3	7.26E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-P
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118P1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTES-AL-P019
		AAA-TPP		
4	6.60E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-S
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118S1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTES-AL-P019

		AAA-TPS		
5	5.20E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-G
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118G1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019
		AAA-TPG		

表 2-15. 靈敏度分析案例 MSSBO-UL2 之 LERF 量化結果(4 之 2)

頂閘總值 = 3.38E-008

刪除限值 = 1.00E-12

項目	LERF	最小失效組合		
6	4.63E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-W
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118W1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019
		AAA-TPW		
7	4.48E-12	LERF_P1	AAB-CFVB05	DG-RECOV/1H
		DGEB-PE-Z01	DGES-DG5	HR-GT-RECOV/1H
		OSP-RECOV/1HR-P	XEQN-X118P1N	HR-ECDP
		HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019	DGEA-PE-Z01
		AAA-TPP		
8	4.21E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-G
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118G1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTES-AL-P019
		AAA-TPG		
9	4.08E-12	LERF_P1	AAB-CFVB05	DG-RECOV/1H
		DGEB-PE-Z01	DGES-DG5	HR-GT-RECOV/1H
		OSP-RECOV/1HR-S	XEQN-X118S1N	HR-ECDP
		HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019	DGEA-PE-Z01

		AAA-TPS		
10	3.75E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-W
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118W1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTES-AL-P019
		AAA-TPW		

表 2-15. 靈敏度分析案例 MSSBO-UL2 之 LERF 量化結果(4 之 3)

頂閘總值 = 3.38E-008

刪除限值 = 1.00E-12

項目	LERF	最小失效組合		
11	3.63E-12	LERF_P1	AAB-CFVB05	DG-RECOV/1H
		DGEB-PE-Z01	DGES-DG5	HR-GT-RECOV/1H
		OSP-RECOV/1HR-P	XEQN-X118P1N	HR-ECDP
		HR-DDAFWP-INI	PTES-AL-P019	DGEA-PE-Z01
		AAA-TPP		
12	3.62E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-P
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGYS-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118P1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019
		AAA-TPP		
13	3.30E-12	LERF_P1	AAB-CFVB05	DG-RECOV/1H
		DGEB-PE-Z01	DGES-DG5	HR-GT-RECOV/1H
		OSP-RECOV/1HR-S	XEQN-X118S1N	HR-ECDP
		HR-DDAFWP-INI	PTES-AL-P019	DGEA-PE-Z01
		AAA-TPS		
14	3.29E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-S
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGYS-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118S1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019

		AAA-TPS		
15	3.00E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-P
		DG-RECOV/1H	DGAS-DG5	DGEA-PE-Z01
		DGEB-PE-Z01	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118P1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019
		AAA-TPP		

表 2-15. 靈敏度分析案例 MSSBO-UL2 之 LERF 量化結果(4 之 4)

頂閘總值 = 3.38E-008

刪除限值 = 1.00E-12

項目	LERF	最小失效組合		
16	3.00E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-P
		DG-RECOV/1H	DGAB-PE-Z01	DGEA-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118P1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019
		AAA-TPP		
17	3.00E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-P
		DG-RECOV/1H	DGAA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118P1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019
		AAA-TPP		
18	2.93E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-P
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGYS-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118P1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTES-AL-P019
		AAA-TPP		
19	2.73E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-P
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118P1N
		HR-IA-XFR	HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019

		AAA-TPP		
20	2.72E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-S
		DG-RECOV/1H	DGAS-DG5	DGEA-PE-Z01
		DGEB-PE-Z01	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118S1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019
		AAA-TPS		

本表僅列前 20 個 MCSs

(三)MSSBO-WUL2：假設 RCP #1 軸封改為西屋 Thermal Passive Shutdown Seal (PSDS)且考慮 URG 措施

此靈敏度分析係以靈敏度分析案例 MSSBO-UL2 為基礎，再假設加裝 PSDS，即一次側 RCP #1 軸封改為 PSDS，二次側則依 URG 措施緊急降溫降壓後，以消防車/消防泵補水。

二階 PRA 模式 ASG 之分類原則與 SBO/WOG 模式一樣，分類後之事件樹(以 T(PP)-WU.EVT 為例)如圖 2-12 所示。

靈敏度分析案例 MSSBO-WUL2 之分析結果如表 2-16，RCP #1 軸封改為西屋 Thermal Passive Shutdown Seal (PSDS)，且考慮 URG 措施後，LERF 值即由 $3.51E-08/ry$ 降至 $2.27E-10/ry$ (約降低 99.4%)，故此項因素對 LERF 之分析結果影響甚大。由結果可知，此項 URG 措施(RCP #1 軸封改為西屋 Thermal PSDS，能有效控制/避免 RCP 軸封 LCOA，對 LERF 有明顯之改善。

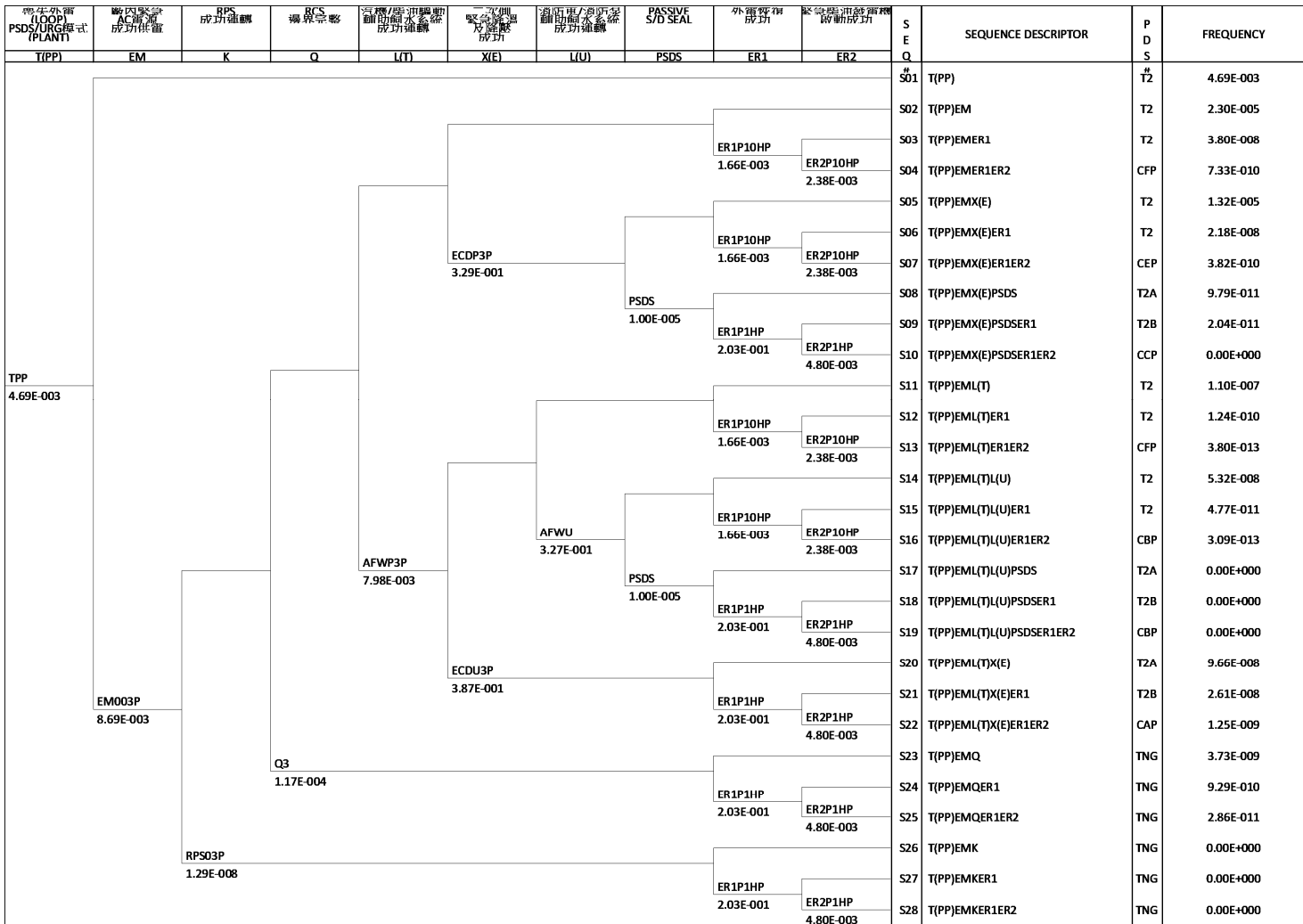


圖 2-12. 核三廠 SBO/URG (w/ PSDS)事件樹 T(PP)-WU.EVT

表 2-16. 靈敏度分析案例 MSSBO-WUL2 之 LERF 量化結果(4 之 1)

頂閘總值 = 2.27E-10

刪除限值 = 1.00E-12

項目	LERF	最小失效組合		
1	8.97E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-P
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118P1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019
		AAA-TPP		
2	8.15E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-S
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118S1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019
		AAA-TPS		
3	7.26E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-P
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118P1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTES-AL-P019
		AAA-TPP		
4	6.60E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-S
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118S1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTES-AL-P019

		AAA-TPS		
5	5.20E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-G
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118G1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019
		AAA-TPG		

表 2-16. 靈敏度分析案例 MSSBO-WUL2 之 LERF 量化結果(4 之 2)

頂閘總值 = 2.27E-10

刪除限值 = 1.00E-12

項目	LERF	最小失效組合		
6	4.63E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-W
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118W1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019
		AAA-TPW		
7	4.48E-12	LERF_P1	AAB-CFVB05	DG-RECOV/1H
		DGEB-PE-Z01	DGES-DG5	HR-GT-RECOV/1H
		OSP-RECOV/1HR-P	XEQN-X118P1N	HR-ECDP
		HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019	DGEA-PE-Z01
		AAA-TPP		
8	4.21E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-G
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118G1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTES-AL-P019
		AAA-TPG		
9	4.08E-12	LERF_P1	AAB-CFVB05	DG-RECOV/1H
		DGEB-PE-Z01	DGES-DG5	HR-GT-RECOV/1H
		OSP-RECOV/1HR-S	XEQN-X118S1N	HR-ECDP
		HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019	DGEA-PE-Z01

		AAA-TPS		
10	3.75E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-W
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118W1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTES-AL-P019
		AAA-TPW		

表 2-16. 靈敏度分析案例 MSSBO-WUL2 之 LERF 量化結果(4 之 3)

頂閘總值 = 2.27E-10

刪除限值 = 1.00E-12

項目	LERF	最小失效組合		
11	3.63E-12	LERF_P1	AAB-CFVB05	DG-RECOV/1H
		DGEB-PE-Z01	DGES-DG5	HR-GT-RECOV/1H
		OSP-RECOV/1HR-P	XEQN-X118P1N	HR-ECDP
		HR-DDAFWP-INI	PTES-AL-P019	DGEA-PE-Z01
		AAA-TPP		
12	3.62E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-P
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGYS-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118P1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019
		AAA-TPP		
13	3.30E-12	LERF_P1	AAB-CFVB05	DG-RECOV/1H
		DGEB-PE-Z01	DGES-DG5	HR-GT-RECOV/1H
		OSP-RECOV/1HR-S	XEQN-X118S1N	HR-ECDP
		HR-DDAFWP-INI	PTES-AL-P019	DGEA-PE-Z01
		AAA-TPS		
14	3.29E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-S
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGYS-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118S1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019

		AAA-TPS		
15	3.00E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-P
		DG-RECOV/1H	DGAS-DG5	DGEA-PE-Z01
		DGEB-PE-Z01	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118P1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019
		AAA-TPP		

表 2-16. 靈敏度分析案例 MSSBO-WUL2 之 LERF 量化結果(4 之 4)

頂閘總值 = 2.27E-10

刪除限值 = 1.00E-12

項目	LERF	最小失效組合		
16	3.00E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-P
		DG-RECOV/1H	DGAB-PE-Z01	DGEA-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118P1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019
		AAA-TPP		
17	3.00E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-P
		DG-RECOV/1H	DGAA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118P1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019
		AAA-TPP		
18	2.93E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-P
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGYS-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118P1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTES-AL-P019
		AAA-TPP		
19	2.73E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-P
		DG-RECOV/1H	DGEA-PE-Z01	DGEB-PE-Z01
		DGES-DG5	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118P1N
		HR-IA-XFR	HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019

		AAA-TPP		
20	2.72E-12	LERF_P1	HR-GT-RECOV/1H	OSP-RECOV/1HR-S
		DG-RECOV/1H	DGAS-DG5	DGEA-PE-Z01
		DGEB-PE-Z01	HR-CTMTISO-BKUP	XEQN-X118S1N
		HR-ECDP	HR-DDAFWP-INI	PTAS-AL-P019
		AAA-TPS		

本表僅列前 20 個 MCSs

參、主要發現與結論

一、模式說明

本研究探討之喪失外電下電廠全黑(LOOP/SBO)模式可分為 MSSBO-WL2 模式、靈敏度分析之 MSSBO-UL2 模式、以及靈敏度分析之 MSSBO-WUL2 分析模式，分別說明如下：

(一) MSSBO-WL2 模式

MSSBO-WL2 模式係指以原核三廠 PRA 模式為基礎，再將 WOG 2000 之 RCP 軸封洩漏模式(即考慮 BP1、O1、BP2、O2 四類失效模式)納入事件樹標題(詳請參考“105 年核能安全管制及安全度評估技術能力建立-核三廠電廠全黑事故序列驗證評估”報告^[27])，量化分析結果顯示，SBO 事故序列之 LERF 值為 $3.51\text{E-}08/\text{ry}$ 。

(二) 靈敏度分析之 MSSBO-UL2 模式

靈敏度分析之 MSSBO-UL2 模式係指以 MSSBO-WL2 模式為基礎，再將程序書 1451 所述之斷然處置措施/設備(主要為二次側緊急降壓後，以 DDAFW 泵及消防水補水至 S/G)納入事件樹標題，分析結果 SBO 事故序列之 LERF 值為 $3.38\text{E-}08/\text{ry}$ 。

(三) 靈敏度分析之 MSSBO-WUL2 模式

靈敏度分析之 MSSBO-WUL2 模式係指以靈敏度分析之 MSSBO-UL2 模式為基礎，再將“PSDS”納入事件樹標題，分析結果 SBO 事故序列之 LERF 值為 $2.27\text{E-}10/\text{ry}$ 。

前述三類模式之分析結果，彙整如表 3-1 所示。

表 3-1. 研究評估結果彙整表

項次	模式別	LERF 值	說明 ^a
1	MSSBO-WL2	3.51E-08/ry	CTMTPERSONALFTC 之失效機率設為 1.38E-03
2	MSSBO-WL2	3.49E-08/ry	考慮雙重氣鎖門之共 因失效， CTMTPERSONALFTC 之失效機率設為 3.85E-05 或更低
3	MSSBO-UL2	3.38E-08/ry	依據程序書 1451 執行 URG 策略
4	MSSBO-WUL2	2.27E-10/ry	假設 RCP #1 軸封改為 西屋 Thermal Passive Shutdown Seal (PSDS) 且考慮 URG 措施

^a請參考貳之七節之靈敏度分析

二、結果比較與討論

依據上述各模式之分析結果，進行比較與討論，說明如下：

(一) 原 PRA CSET 模式與 MSSBO-WL2 模式之差異

由於原 PRA 模式之 LOOP 分析並未將 SBO 事故序列獨立呈現，因此在後續銜接 CSET 之事故序列群組(ASG)均歸併為一般

LOOP 暫態，即 C3A、C3B。然而根據本研究之成果，將 SBO 事故序列獨立後，發現由於 RCP Seal Failure，爐水會經由 RCP 軸封處洩漏至圍阻體，故應屬於 LOCA 類。又根據貳、三節之分析結果可知，LOCA 類之 PDS 為 19、24、及 26，其 LERF 值約為 $3.3\text{E-}08/\text{ry}$ ；而一般 LOOP 暫態之 LERF 約為 $1.6\text{E-}09/\text{ry}$ 。

原 PRA 模式無法單獨量化 SBO 事故序列之 LERF 結果，無法直接與本研究結果進行量化比較，但從去年(105 年)之研究結果可以發現，原模式 SBO 之 CDF 值較低(原模式為 $1.80\text{E-}08/\text{ry}$ 、本研究(新模式)為 $2.66\text{E-}07/\text{ry}$)，因此將低估 LERF 分析結果。且對於 CPET 分析而言，嚴重事故狀態下，有 LOCA，對於後續之圍阻體現象及其發生機率，均與一般暫態之考量不同。故正確之事故演進分析，才不致錯估分析情境而得到錯誤的結果。

(二) 靈敏度分析 MSSBO-UL2 與 MSSBO-WL2 模式之結果比較

就 SBO 事故序列之 LERF 結果而言，兩者分別為 $3.38\text{E-}08/\text{ry}$ 及 $3.51\text{E-}08/\text{ry}$ 。即考慮 URG 策略後，其 LERF 值降低約 3.4%。由於可能發生 RCP 軸封 LOCA，導致一次側爐水流失，因此，URG 策略對 SBO 事故序列 LERF 之效益有限，此結論與 CDF 相近。

(三) 靈敏度分析 MSSBO-WUL2 與 MSSBO-WL2 模式之結果比較

就 SBO 事故序列之 LERF 結果而言，兩者分別為 $2.27\text{E-}10/\text{ry}$ 及 $3.51\text{E-}08/\text{ry}$ ，降幅超過 99%。由於核三廠預計將於下個大修將 RCP #1 軸封改為西屋 PSDS。此設備既為被動式(Passive)，可靠度高(即失效率低)，故發生軸封 LOCA 之機率低(假設為

1.0E-05)，且在沒有爐心冷卻水洩漏之情形下，運轉員有較充裕的時間執行 URG 策略。因此，對防止早期輻射大量外釋有顯著之貢獻。

三、以 LERF 來代替 CPET 分析適切性之討論

美國 NRC 以 LERF 來代替二階之 CPET 分析，為一般 PRA 界所接受，本研究則以核三廠 SBO 事故序列之分析結果(如表 2-11)，並重整如表 3-2 所示。總結如下：依詳細之 CPET 定量結果，各 PDS 與對應相對簡化之 LERF 值相比，或有高低，總誤約 10%。因此，在相當程度上可接受。

表 3-2. LERF 與 CPET 分析定量結果比較表

PDS 類別	LERF 值 ^a	CPET 分析定量結果 ^a		誤差 (%)
		序列的 STC	該 STC 的發生頻率	
PDS14	5.00E-10	5	3.37E-10	32.6
PDS19	1.00E-12	6	1.90E-12	-90
PDS24	1.10E-08	5	7.75E-09	29.5
PDS25	1.12E-09	12	1.12E-09	0
PDS26	2.20E-08	12	2.20E-08	0
Total	3.46E-08	NA	3.12E-08	9.9

^aLERF 值請參考貳、三節之結果；CPET 定量結果參考表 2-11

四、結論

SBO 狀態下，RCP Seal LOCA 不僅影響一階之 CDF 分析，對後續二階分析(含 CSET、LERF、CPET)亦有所影響，故需正確研判事故情境。

核三廠 RCP #1 軸封預計於下個大修改為美國西屋 PSDS，預期可以有效改善 SBO 下 RCP Seal Failure，對於 CDF 與 LERF 之風險均能有效降低。

本研究以核三廠 SBO 事故序列之分析結果，驗證以 NUREG/CR-6595 Rev.1 之 LERF 分析方法(註：NRC 認可之分析方法)來代替詳細之二階之 CPET 分析。分析結果各 PDS 之 LERF 值，比對 CPET 與 NUREG/CR-6595 (分析方法相對簡化)之 LERF，或有高低，總誤差約 10% (NUREG/CR-6595 較為保守)。因此，在相當程度上可接受。

肆、參考文獻

- [1] Richard Chang, Jason Schaperow, Tina Ghosh, Jonathan Barr, Charles Tinkler, Martin Stutzke “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Report”, U.S. NRC, November 2012.
- [2] Sandia National Laboratories, “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Volume 2: Surry Integrated Analysis”, (NUREG/CR-7110)”, U.S. NRC, August 2013.
- [3] Maanshan PRA Project Team, “Probabilistic Risk Assessment of Maanshan Nuclear Power Station Unit 1,” October 1987, AEC, Executive Yuan, ROC.
- [4] Selim Sancaktar, WCAP-15603, Revision 1, “WOG 2000 Reactor Coolant Pump Seal Leakage Model for Westinghouse PWRs”, Westinghouse Electric Company LLC, May 2002.
- [5] 吳景輝、黃毓皓、林子仁、陳詩奎，”核三廠二階安全度評估”，核能研究所，民國 83 年。
- [6] 李敏，“核三廠圍阻體完整性分析”，國立清華大學工程與系統科學系，民國 88 年 8 月。
- [7] Brookhaven National Laboratories, “An Approach for Estimating the Frequencies of Various Containment Failure Modes and Bypass Events”, (NUREG/CR-6595 Rev.1)”, U.S. NRC, August 2013.
- [8] 林家德等人，“核一、二、三廠安全度評估模式標準化與擴大應用—核三廠事故序列分析報告”，核能研究所，中華民國 101 年 03 月。
- [9] 核三廠程序書 1451, Revision 5, “機組斷然處置程序指引”，台灣電力股份有限公司，中華民國 105 年 06 月。

- [10]林家德等人，“核一、二、三廠安全度評估模式標準化與擴大應用—核三廠數據分析報告”，核能研究所，中華民國 101 年 03 月。
- [11]林家德等人，“核一、二、三廠安全度評估模式標準化與擴大應用—核三廠人為可靠度分析報告”，核能研究所，中華民國 101 年 03 月。
- [12]J. Forester, A. Kolaczowski, & E. Lois, “Evaluation of Human Reliability Analysis Methods Against Good Practices (NUREG-1842)”, U.S. NRC, September 2006.
- [13]Hannaman, G.W., Spurgin, A.J. & Lukic, Y.D., “Human Cognitive Reliability Model for PRA Analysis. Draft Report NUS-4531”, EPRI Project RP2170-3. 1984.
- [14]A. D. Swain, & H. E. Guttman, "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications - Final Report. (NUREG/CR-1278)", U.S. NRC, August 1983.
- [15]S.A.Eide, C.D.Gentillon, T.E.Wierman, INL,“Reevaluation of Station Blackout Risk at Nuclear Power Plants—Analysis of Loss of Offsite Power Events:1986-2004 (NUREG/CR-6890)”, U.S. NRC, December 2005.
- [16]台灣電力公司，“壓水式反應器(PWR)訓練教材”，民國 95 年 2 月 10 日。
- [17]"Severe Accident Risks : An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants" , NUREG-1150 , U.S. Nuclear Regulatory Commission , 1989 。
- [18]USNRC, "Reactor Risk Reference Document," NUREG-1150, Appendices J-O, February 1987.

- [19]USNRC, "Severe Accident Risks : An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants," NUREG-1150, Vol. 1, December 1990.
- [20]V. L. Behr et al. "Containment Event Analysis for Postulated Severe Accidents: Sequoyah Power Station, Unit 1," NUREG/CR-4700, Vol. 2, Draft
- [21]USNRC, "Reactor Safety Study-An Assessment of Accident Risks in U.S. Commerical Nuclear Power Plants,"WASH-1400(NUREG/75-014), October 1975.
- [22]T.G. Theofanous et al., "An Assessment of Steam-Explosion-Induced Containment Failure. Part 1 : Probabilistic Aspects," Nucl. Sci. Eng., 97, 259(1987).
- [23]B. John Garrick et al., "Seabrook Station Probabilistic Safety Assessment, Technical Appendices," PLG-0300, December 1983.
- [24]NUS, "Ringhals 2 Phase II Probabilistic Safety Study," NUS-4409, 1984.
- [25]Corradini M. L., et al., "Probability of Containment Failure Due to Steam Explosions Following a Postulated Core Meltdown in an LWR," NUREG/CR-2214, 1981.
- [26]Theofanous and Saito, "An Assessment of Class 9 (Core-Melt) Accidents for PWR Dry-Containment System," PNE-81-148, 1981.
- [27]陳詩奎、林子仁、陳得誠等人，「105 年核能安全管制及安全度評估技術能力建立-核三廠電廠全黑事故序列驗證評估」報告，行政院原子能委員會核能研究所，民國 105 年 12 月。

C 分項

核能電廠冷熱水混合 T 型管路熱疲
勞安全評估及管制研究

目 錄

中文摘要	1
ABSTRACT	2
壹、計畫緣起與目的	3
一、計畫緣起與背景	3
二、研究目的	5
三、研究工作項目	7
貳、研究方法與過程	9
一、國際相關文獻與發展	9
二、RHR 系統的潛在熱疲勞組件篩選	15
三、理論與數值模式	18
(一) 數學理論模式	18
(二) 紊流模式之應用	19
(三) 紊流理論模式	21
(四) 結構應力分析	25
參、主要發現與結論	30
一、國外驗證案例分析-T 型管之冷熱溫差混合	30
(一) 截面觀察冷熱水混合情形	31
(二) 觀察不同模型中溫度分布與流動方式之關係	34
二、LES 與 RANS 在 T 型管計算的差異	39

三、國內案例分析探討	44
四、熱疲勞分析	57
五、環境疲勞使用因子	59
肆、 結論	64
伍、 參考文獻	66

圖目錄

圖 2-1、利用 RSM 模式預測燃料管束內次通道之流場特性.....	11
圖 2-2、RHR 系統 P&ID 圖.....	16
圖 2-3、A 串 RHR 泵附近混合三通管詳圖.....	17
圖 2-4、A 串 RHR 熱交換器附近混合三通管詳圖.....	17
圖 2-5、混合三通管路尺寸配置圖（單位： <i>mm</i> ）.....	25
圖 2-8、奧斯田鐵不銹鋼在空氣中之設計疲勞曲線.....	29
圖 3-1、T 型管的幾何模型與邊界條件.....	30
圖 3-2、XY 截面中流量比較.....	33
圖 3-3、XY 截面中溫度比較.....	34
圖 3-4、在 Standard k- ϵ 中冷水於主管流動方式及溫度變化.....	35
圖 3-5、在 Standard k- ϵ 中於-0.5D、0D、1D、2D 位置之溫度分布 狀況.....	36
圖 3-6、在 Realizable k- ϵ 中於-0.5D、0D、1D、2D 位置之溫度分 布狀況.....	37
圖 3-7、實驗中溫度觀測點之位置.....	38
圖 3-8、Realizable k- ϵ model 與實驗值之溫度比較.....	39
圖 3-9、國際常用驗證之 T 型管實驗設施示意圖.....	39
圖 3-10、T 型管幾何形狀與邊界條件.....	40
圖 3-11、T 型管之網格分布.....	40

圖 3-12、T 型管 y^+ 計算分布情形	41
圖 3-13、Realizable $k-\varepsilon$ 計算之溫度分布	42
圖 3-14、Realizable $k-\varepsilon$ 計算在不同截面與時間下之溫度分布	42
圖 3-15、Realizable $k-\varepsilon$ 計算於管壁上之溫度分布	43
圖 3-16、LES 計算於管壁上之溫度分布	43
圖 3-17、混合三通管幾何模型	46
圖 3-18、混合三通管熱流分析模型之網格分布	47
圖 3-19、混合三通管之數據擷取位置	48
圖 3-20、混合三通管在穩定狀態下之流場與溫度分布	48
圖 3-21、混合三通管在暫態狀態下之流場與溫度分布	50
圖 3-22、肘管在不同截面處之溫度分布	50
圖 3-23、混合三通管在暫態狀態下之管截面與管壁之溫度分布	52
圖 3-24、混合三通管在暫態狀態下的內部流動情形	53
圖 3-25、肘管處 10° 之管壁溫度分布	53
圖 3-26、肘管處 20° 之管壁溫度分布	54
圖 3-27、肘管處 30° 之管壁溫度分布	54
圖 3-28、肘管處 40° 之管壁溫度分布	55
圖 3-29、肘管處 50° 之管壁溫度分布	55
圖 3-30、肘管處 60° 之管壁溫度分布	56
圖 3-31、肘管處 70° 之管壁溫度分布	56

圖 3-32、肘管處 80° 之管壁溫度分布	57
圖 3-33、混合三通管結構有限元素分析模型	58
圖 3-35、肘管橢圓化示意圖	61
圖 3-36、肘管 A、B 點處之應力隨時間的變化圖.....	62
圖 3-37、包絡應力曲線	62

表 目 錄

表 1-1、預定工作進度表	8
表 2-1、核三廠混合三通管位置	16
表 2-2、不銹鋼的機械性質和熱物理性質	26
表 3-1、熱流分析之邊界條件	49
表 3-2、包絡應力值	60

中文摘要

在1998年時，法國Civaux電廠的餘熱移除(RHR)系統發生冷卻水洩漏事件，管路損壞位置位於鄰近RHR熱交器之混合三通管下游的肘管處，經過肇因分析，確定該肘管開裂是起因於冷熱水混合所造成的高週熱疲勞所致。由於國內核三廠的RHR系統其管路配置和法國Civaux電廠相似，也有冷熱水混合的設計，因此在混合三通管附近的管路也有可能發生熱疲勞損壞的危機。本研究主要在利用計算流體力學(CFD)結合固體力學的方式來分析混合三通管的熱疲勞現象，以了解熱疲勞的形成機制和評估其對管路組件的危害性，此將有助於電廠操作人員與核安管制單位能夠掌握RHR系統在操作時的安全。

Abstract

In 1998, a leak occurred in the France Civaux-1 reactor residual heat removal system (RHRS) at the extrados of an elbow which is located at downstream of mixing tee near the RHR heat exchangers. Subsequent evaluation showed that the cause of the cracking on elbow was high cycle thermal fatigue due to the mixing of hot and cold water. Owing to the piping layout of RHRS in MAANSHAN nuclear power station is similar to that of France Civaux PWR plant, such that there would be potentially thermal fatigue on the piping components near the mixing tee. This report aims at analyzing the thermal fatigue phenomenon using the combination of computational fluid dynamics approach and solid mechanics approach. The purpose of this study is to understand the mechanism of thermal fatigue, and assess fatigue damage to the piping components. This can help the plant operators and Atomic Energy Council (AEC) to grasp RHR operational safety.

壹、計畫緣起與目的

一、計畫緣起與背景

核能安全分析對核能電廠設計、運轉與安全而言是一重要且嚴謹之工作，過去在進行核能電廠安全分析時，主要係採用系統安全分析程式(System Codes)，例如反應爐系統程式 RELAP5 [1]、TRACE [2]、圍阻體系統程式 GOTHIC [3] 以及嚴重事故分析程式MAAP [4]等。這類系統程式在進行核能電廠暫態(Transient)或事故(Accident)分析時，僅採用一維分析模式或粗略之三維(Coarse 3-Dimensional)分析模式進行爐心與壓力槽等系統之模擬。然而，諸如核能電廠內部如爐心下部與上部空間(Lower and Upper Plenum)、爐心內部與下沉區(Downcomer)等區域之熱水流(Thermal Hydraulic)物理現象，均是以三維分布之特性呈現。以往系統程式因採用簡化模式，而無法模擬局部三維之分布特性。因此，全球核能界在核能安全分析方面逐漸地應用具有模擬局部與三維分布特性之計算流體力學(Computational Fluid Dynamics, CFD)程式進行核能電廠相關之安全分析研究[5-11]，且Nuclear Energy Agency (NEA)已於核能安全上提出CFD可應用的範圍。

核能電廠經過數十年的運轉，部分重要組件的老化與劣化的主因包含有中子照射材料而劣化、流沖震動(Flow Induced Vibration, FIV)、熱疲勞(Thermal Fatigue, TF)、壓熱震(Pressurized Thermal Shock, PTS)等。其中，FIV、TF與PTS的基本物理現象皆屬於應力與流力之耦合(Fluid Structure Coupling)範疇，對於高齡核能電廠，尤以熱疲勞問題更為重要，世界各國迄今已發生

相當多起因管路熱疲勞損壞並導致冷卻水外漏的事件，因此，熱疲勞議題獲得世界各國核安管制單位的高度重視。所以，建立一套計算熱疲勞的流固耦合分析技術對核能電廠組件與設備的操作安全將是一件刻不容緩的事。

二、研究目的

全球運轉中核能電廠隨著運轉時間的增加，管路熱疲勞損壞發生機率有逐年增加的趨勢，因此，熱疲勞龜裂事件是核能電廠邁入老化後需要加以防範的議題。由於熱疲勞的複雜現象涵蓋了熱流、結構力學、破壞力學、材料及電廠運轉等多方面的技術，若僅以傳統熱電耦監測方式事實上並不足以察覺異處。因此，實有必要發展相關熱流與應力分析評估模式，以分析模擬的方式來細部探討熱疲勞的現象。

熱流與熱應力之分析計算是基於固體力學與流體力學來進行，其是基於守恆定律 (Conservation Law) 進行多維局部 (Multi- Dimensional and Localized) 的物理特性模擬。NEA/CSNI/R(2014)11 [12]報告中提及，於核能安全分析上應用此兩大領域是需要專業人才與大量電腦資源。因此，早年核能安全分析僅能分別採用應力分析(Stress Analysis)或稱計算固體力學(Computational Solid Mechanics, CSM)與計算流體力學(Computational Fluid Dynamics, CFD)分析進行組件老化與劣化之研究。這些可由過去的研究文獻中發現，在分析熱疲勞現象時，大多是利用固力分析程式輔以基本的熱傳機制來進行熱應力分析，故所得之計算結果在流場與溫度場分布方面存在有較大的誤差，影響後續的熱應力計算及疲勞壽命分析。而現今的技術，已可藉由CFD來提供詳細且準確的熱流現象，根據熱流與溫度分布情況可傳送結果給CSM進行熱應力計算，此分析方式可根據變形量的大小來決定採用one-way或是two-way方式進行分析。再者，近年來電腦計算與儲存能力大幅進步，國外核

能安全相關研究單位(包含電廠供應商、管制單位以及學術單位)已開始研究流固耦合(Fluid-Solid Interaction, FSI)技術應用於核能電廠重要組件老化與熱疲勞等之相關安全評估。因此，國內亦開始發展與應用FSI於核能安全分析應用之可行性評估。

現階段，求解 FSI 問題的方法主要分成兩種：直接耦合求解法 (Directly Coupled Solution)，分離求解法 (Partitioned Solution)。直接耦合求解法由於是同時求解流體與固體方程式，因此並沒有時間延遲(Time-lag)效應的問題，理論上是最為直接與合理的方法。然而，在實際應用上很難將現有的 CFD 與 CSM 技術真正做到結合計算，再加上必須面對同步求解的收斂性、困難度以及計算成本等問題，目前在 FSI 計算上僅能應用於相當簡單的研究題材，對於結構幾何複雜的核能電廠及相關組件等，並無法帶來實際的應用層面。而分離解法的思考模式並不直接同步求解，而是按照順序在同一個求解器或不同的求解器分別求解流體與固體之統御方程式，藉由流固交界面把流體和固體計算域(computational domain)的計算結果數據交換傳遞。而當在同一個時間步驟(time step)下收斂性達到要求後，再進行下一步時間的計算，進而求得最終的結果。相較之下，分離求解法在進行時間計算上會有延遲效應，且 FSI 上的能量會有不完全守恆的缺點。不過其最大的優勢在於能有效的利用 CFD 與 CSM 的計算方式與流程，且可以計算實際幾何形狀複雜的問題。本研究所採行的耦合方法將會以分離求解法作為基礎來進行流固耦合問題之分析研究。

三、研究工作項目

本研究將以混合三通管為主要分析對象，混合三通管內冷熱流體混合現象，可藉由混合三通管之結構來模擬流場、溫度場並進行FSI分析，來計算混合三通管的熱應力情況，並可根據材料疲勞曲線對混合三通管的疲勞壽命進行評估，以瞭解熱疲勞發生之原因及物理機制。並針對不同的操作與邊界條件進行分析計算，以建立國內核能電廠於FSI應用之分析能力，並實際應用於既有電廠可能會遭遇的問題進行剖析與建議，以協助核安管制單位建立相關的評估能力與分析技術。下列幾項為將規畫之工作項目，如表1-1為工作預定進度表：

1. 蒐集國際針對冷熱水混和現象之重要文獻與相關學術論著。
2. 蒐集彙整熱流與應力分析模式應用相關之論文與研究報告。
3. 建立冷熱水混合管路之物理模式與計算分析模式。
4. 針對國外研究案例、論文報告進行驗證分析。
5. 針對國內核能電廠實際幾何尺寸進行案例分析。
6. 完成撰寫相關報告與期刊或國際會議論文。

表 1-1、預定工作進度表

工作項目 \ 年月	4	5	6	7	8	9	10	11	12
蒐集國際針對冷熱水混和現象之重要文獻與相關學術論著	*	*	*						
蒐集彙整熱流與應力分析模式應用相關之論文與研究報告	*	*	*						
建立冷熱水混合管路之物理模式與計算分析模式		*	*	*	*				
針對國外研究案例、論文報告進行驗證分析			*	*	*	*	*		
針對國內核能電廠實際幾何尺寸進行案例分析					*	*	*	*	
完成撰寫相關報告與期刊或國際會議論文								*	*
工作進度估計百分比 (累 積 數)	9 %	19 %	30 %	43 %	58 %	74 %	88 %	96 %	100 %

貳、研究方法與過程

一、國際相關文獻與發展

近幾十年來，CFD 已成功地運用於非核能之領域且模擬結果皆獲得高度之可靠性，包含汽車業、航空業、半導體業之電子冷卻散熱等。然而，核能安全領域所涉及之相關熱流現象較上述領域要為複雜，須進行長時間之暫態模擬。國際上核能界採用 CFD 技術的主因在於 CFD 能以三維分布來呈現實際核能電廠內熱水流的現象，對於系統程式而言這是無法做到的事情；且細微的流場與熱傳特性對於某些特殊組件與設備而言，可以清楚觀察到實際的情況。因此，現階段全球核能界開始將許多過去僅利用系統程式分析的問題與案例，逐步地改用 CFD 技術來進行較為詳細的分析，以使熱流分析結果更能貼近實際的組件運轉狀態，以期精確掌握組件與設備的安全性。

雖然 CFD 能夠用來模擬核能電廠相關的熱水流特性，但由於電廠中組件與設備的幾何形狀與熱流現象都非常複雜，CFD 在分析時所採用的分析模式與準確性並無一定的通則，乃屬於案例取向(Case by Case)。為了能正確且嚴謹地將 CFD 應用於核能安全分析上，NEA 提出所謂的最佳實行導則(Best Practice Guidelines, BPGs) [7] 作為 CFD 進行核能安全分析之基本規範。本研究在利用 CFD 進行安全分析前，亦遵照此一規範進行，此報告重點在於熱疲勞的驗證計算，故將不對 BPGs 多所著墨。此外，紊流模式適當的選取亦是一門相當重要的課題。

不同之紊流模式各有其適用的範圍，一般工程領域常用的

紊流模式有 $k-\varepsilon$ 模式、 $k-\omega$ 模式以及 RSM(Reynolds Stress Model) 模式等，以及更高階如 SAS (Scale-Adaptive Simulation)、DES (Detached Eddy Simulation)、LES 等紊流模式。

✓ 標準 $k-\varepsilon$ 模式是一般工業界最常用的紊流模式，其適用於高 Reynolds number 且高等向性(Isotropic)的流體。但其在壁面上的處理計算，是引用壁面函數(Wall Function, WF)來進行，對於分離流(separated flow)問題之誤差值仍較大。所以才有所謂的 Low-Reynolds number $k-\varepsilon$ 模式或以加強壁面處理模式(Enhanced wall treatment)來進行分析。

✓ RNG $k-\varepsilon$ 模式與標準 $k-\varepsilon$ 模式最大的不同在於考慮到紊流渦流以及引入 strain rate 進行計算 ε 方程式產生項的係數，使其可適用於較強渦流(Vortex)的流場分析，並提供了一考慮低雷諾數流動粘性的解析公式，使 RNG $k-\varepsilon$ 模式適用於低 Reynolds number 流體。

✓ Realizable $k-\varepsilon$ 模式與標準 $k-\varepsilon$ 模式相比之下，其在紊流黏性(Turbulent viscosity)以及 ε 方程式分別新增加了公式，所以對於旋轉流(Swirling Flow)、高逆壓梯度(Reverse Pressure Gradient)、流動分離(Flow Separation)與二次流(Secondary Flow)等現象有很好的模擬能力。

✓ $k-\omega$ 模式是為考慮低雷諾數、可壓縮性和剪切流傳播而進行改良的雙方程式紊流模型，其適用於自由剪流(Free Shear Flow)、圓柱繞流(Flow around a Cylinder)與噴射流(Jet Flow)等流體之模擬。

✓ SST $k-\omega$ 模式為標準 $k-\omega$ 模式之修正模式。在近壁區的自由流(free stream)中，其有 $k-\omega$ 模型之廣泛應用範圍和精度；而遠離近壁區時的自由流則轉為 $k-\varepsilon$ 模式計算。因此，SST $k-\omega$ 模式相較於 $k-\omega$ 模式有更廣且準確適用範圍。

✓ RSM 模式是直接求解 Reynolds Stress 之分量，其非常適用高強度渦流、旋轉與非等向性之流體，它對於複雜流動有著更高精度預測的能力。但因需要求解更多的方程式，而需要花費更多的計算時間。如圖 2-1 所示，其是以 RSM 模式模擬流體在燃料管束中次通道(Subchannel)的流動特性。經模擬試驗可發現，除了 RSM 模式可模擬出次通道內的二次流複雜現象外，上述的其他紊流模式除了額外方程式中增加非線性項的方法之外，皆無法成功模擬。

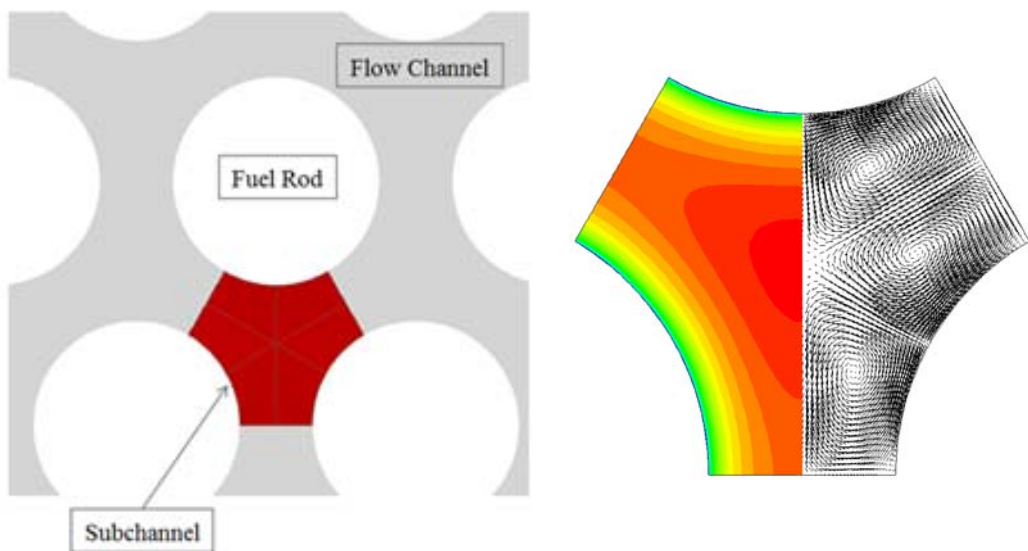


圖 2-1、利用 RSM 模式預測燃料管束內次通道之流場特性

✓ Low-Re $k-\varepsilon$ 模式最主要是考慮當局部紊流 Reynolds number 低於 150 時，上述所提及採用 WF 的 $k-\varepsilon$ 模式並不適用的情況下，可選擇使用的一種紊流模式。採用 WF 計算近壁面的速度時，其是採用對數定律分布，從壁面到第一格點間的剪應力是均勻的，而在此區域內紊流動能的產生與耗散是達平衡狀態。然而，實際上在非常靠近壁面的區域，紊流動能是強烈地被衰減掉，而此時的耗散率則應是達到最大值。因此，在近壁區的流體特性方面，其分子的黏性作用將會非常的顯著。而核能安全所重視之一即為剪應力，故如何藉由 CFD 正確地預測近壁之熱水流行為，對於合理預估結果之正確性與保守性而言，Low-Re $k-\varepsilon$ 模式的選用與分析亦是本研究計畫重要的課題之一。

✓ $\overline{v^2}-f$ 模式在目前紊流模擬研究領域中已被驗證為在流場回流區與分離處具有相當準確性的紊流模式，其中在紊流黏滯力的假設上包含了在近壁區流場非等向性的紊流速度尺度 (Turbulent velocity scale)，以及不須額外使用方程式來處理近壁區域的問題。由於標準 $k-\varepsilon$ 模式在模擬分離流與回流區時並無法準確的預測，而 $\overline{v^2}-f$ 模式則是以標準 $k-\varepsilon$ 模式為基礎，額外增加壁面正向 Reynolds stress 參數來表示紊流速度尺度，並在近壁處的紊流黏滯係數以 Reynolds stress 來提供紊流黏滯力應有的消散特性。其優勢相較於其他 RANS 模式模擬之處在於可在較複雜的流場狀態預測出渦漩的特性。然而， $\overline{v^2}-f$ 模式須同時解額外的 $\overline{v^2}$ 與 f 兩方程式，因此計算時間上較其他雙方程式之紊流模式要來得多。

✓ LES紊流模式方面，近年來核能界也嘗試使用LES紊流模式進行暫態分析。LES紊流模式的基本思考模式與RANS之紊流模式不同，其是以直接數值模擬大渦旋之紊流流體，而小渦旋之紊流流體則是以次網格尺度模型(Subgrid scale model)來計算。因此，LES紊流模式所需之網格大小與時間尺度非常嚴謹，且計算量與時間較上述其他的紊流模式要來得龐大。但LES紊流模式所計算的結果若網格與邊界、初始條件給定適當的話，其模擬預測的準確精度相當高。

在冷熱水混合的研究方面，其物理機制為：一熱流體緩慢進入流動緩慢的管道中，密度較大的冷流體將處於管段的底部，密度較小的熱流體由於浮力作用將會佔據管道上部，這種缺乏充分混合引起的不均勻溫度分布現象稱為熱分層(Thermal Stratification)。此時，在冷熱流體的交界面上，會形成類似表面波的振盪，這種振盪作用於管道的內表面，產生局部熱應力，稱之為熱振盪(Thermal Striping)。熱分層和熱振盪現象經常在核能電廠的主管道及其他支管道處，如反應器冷卻劑管線以及其他冷熱流體相匯的管線，熱分層與熱振盪現象若重複出現，容易造成管道的疲勞失效。核能電廠因此兩種現象造成管道結構損傷，並引發洩漏事故時有發生，如日本的 Genkai 一號機組、比利時的 Tihange 一號機組、美國的 Farley 2 號機組，特別是 1998 年法國 Civaux-1 PWR 發生較大洩漏後，引起全世界廣泛關注。美國核管會(USNRC)發表公告，要求所有在役或新建中的電廠必須針對可能發生熱疲勞現象的管線進行熱分層分析論證，確保其結構的完整性和安全性。因此，全球核

能界逐漸開始利用 CFD 分析方法對熱分層和熱振盪現象進行大量研究，以驗證由熱分層和熱振盪引起混合三通管接管處紊流混合的 CFD 模擬方法，IAEA 和歐洲 THERFAT 專案計畫則針對此展開一系列試驗。

冷熱混合造成疲勞現象的主因在於溫度震盪誘發固體壁面產生疲勞裂紋，進而引發結構熱疲勞，如混合三通管中的混合過程。Hu 和 Kazimi [13]使用大渦模擬(LES)之紊流模型來研究 T 型管中混合時之溫度震盪，結果發現在模擬中的最大溫度比測量實驗結果稍高。Wang 和 Mujumdar [14]從標準 k- ϵ 模型開發出一種三維模型來預測回流區複雜且困難模擬的流動及混合特性。而為了使模擬之結果能與實驗結果吻合 Le 和 Hassan [15] 使用直接模擬蒙特卡洛(Direct Simulation Monte Carlo, DSMC)估算來分析氣體混合之現象在 T 形微混合器中。Vicente 等人[16]使用的 standard k- ϵ 紊流模型重製造在 x 管中壓降和傳遞量的測量剖面。Lee [17]等人使用 LES 紊流模型模擬管徑的相等之 T 型管中，發現會有冷水端溫度震盪現象出現。而對比實驗中的平均溫度及溫度震盪皆有相似性。Walker 等人[18]參照絕熱的 T 型管實驗之數據，來驗證 k- ϵ 、SST k- ω 、BSL、RSM 紊流模型於穩態之模擬。Naik-Nimbalkar 等人[19]使用水進行 T 型管中冷熱混合之實驗，運用 CFD 於穩態中分析已有較完整之驗證，而得到與實驗結果有較高的一致性。Aulerya 等人[20]同時使用 RANS 和 LES 方法去模擬在菲尼克斯反應器的 T 型管中的熱水流問題。Ayhan 和 Sökmen 等人[21]使用 LES 並搭配 eddy-viscosity type SGS 模型來模擬 T 型管之冷

熱混合。Sakowiz [22]等人使用 LES 來觀察 T 型管的流動並分析混合狀況、二次流結構和流動模式。針對主管與支管有不同的流率比問題，Smith 等人[23]提出了一個國際基準方法，以測試 CFD 軟體的能力來預測會影響 T 型管的冷熱混合的重要參數，而模擬結果與由 Vattenfall 公司研究與開發進行的實驗比較。而 Sakowitz 等人 [24] 使用 LES 模型研究了在發動機的進氣管中兩個 T 型管的冷熱混合於方形和圓形橫截面在內燃機(IC)。Gritskevich 等人 [25]研究了應用於 T 型管中不同紊流模型中的數值方法，包括尺度自適應模擬(SAS)，延遲分離渦模擬(DDES)和嵌入式大渦模擬(ELES)。根據以上研究指出，在 T 型管中混和後的溫度差異對管路之衝擊與壓力分布情形相當重要，目前在 CFD 的模擬應用上大多採用大渦模擬(Large Eddy Simulation, LES)方式或係以複雜之模型進行分析。

二、RHR 系統的潛在熱疲勞組件篩選

有鑑於 1998 年法國 Civaux 電廠 RHR 系統的混合三通管因熱疲勞發生冷卻水外漏事件[26]，台灣電力公司於 2010 年委託工業技術研究院進行核三廠混合三通管的熱疲勞議題研究 [27]。首先，必須根據 MRP-192 的熱疲勞篩選法則，篩選出核三廠 RHR 系統潛存熱疲勞影響的混合三通管的位置，A/B 串經篩選後的結果如表 2-1 所示，該表內的管路材質為 A312 TP304 不銹鋼。由於圖 2-2 的 P&ID 圖太過於細小，無法辨視，因此特別在圖 2-3 顯示了 A 串 RHR 泵附近混合三通管路詳圖（管路 A-BC-002-14"-ECB 和 A-BC-002-3"-ECB），圖 2-4 顯示了 A 串 RHR 熱交換器附近混合三通管路詳圖（管路 A-BC-006-10"-ECB

和 A-BC-006-8"-ECB)。

表 2-1、核三廠混合三通管位置

	組件	主管路	T 型管
A 串	RHR 泵	A-BC-002-14"-ECB	A-BC-002-3"-ECB
	RHR 熱交換器	A-BC-006-10"-ECB	A-BC-006-8"-ECB
B 串	RHR 泵	B-BC-008-14"-ECB	B-BC-008-3"-ECB
	RHR 熱交換器	B-BC-012-10"-ECB	B-BC-012-8"-ECB

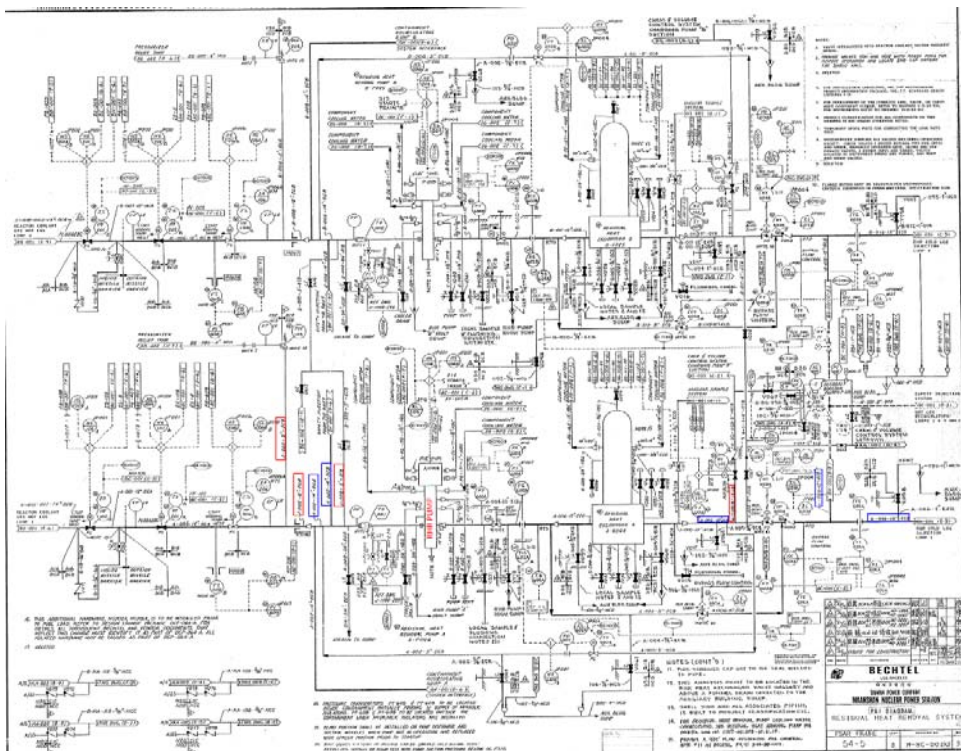


圖 2-2、RHR 系統 P&ID 圖

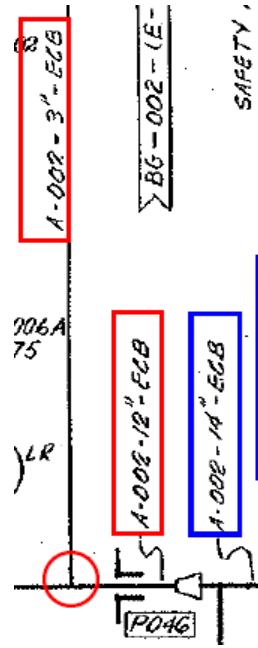


圖 2-3、A 串 RHR 泵附近混合三通管詳圖

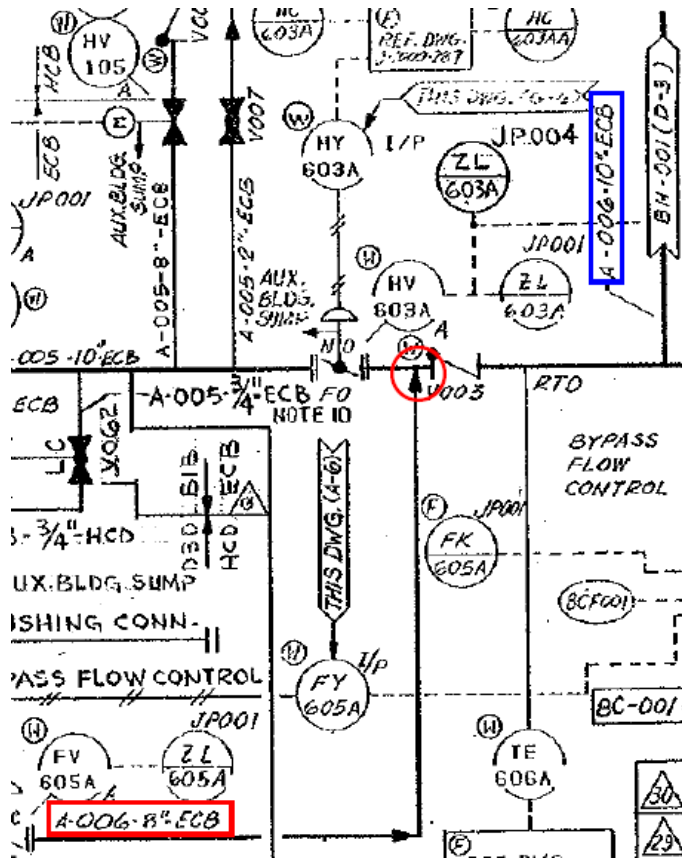


圖 2-4、A 串 RHR 熱交換器附近混合三通管詳圖

三、理論與數值模式

(一) 數學理論模式

為了解釋本研究中所模擬的物理現象，必須利用統御方程式加以分析。對於一般大尺度的流體流動現象，可利用 Navier-Stokes 方程式來描述。基於各守恆定律所推導出來的方程式包含：質量守恆方程式（即：連續方程式）、動量守恆方程式、能量守恆方程式。

質量守恆方程式 (Conservation of Mass)

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho \vec{U}) = 0 \quad (2-1)$$

其中， ρ 為流體的密度， \vec{U} 為流體的速度向量。

t: time

ρ : density

動量方程式 (Conservation of Momentum)

$$\frac{\partial(\rho \vec{v})}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho \vec{v} \vec{v}) = -\nabla P + \nabla \cdot (\bar{\tau}) + \rho \vec{g} + \vec{F} \quad (2-2)$$

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

其中， P 為流體壓力、 g 為重力加速度、 μ 為流體黏度。

P : static pressure

能量守恆方程式 (Conservation of Energy)

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho E) + \nabla \cdot [\vec{v}(\rho E + p)] = \nabla \cdot [k_{eff} \nabla T + (\vec{\tau} \cdot \vec{v})] + S_h \quad (2-4)$$

其中

k_{eff} : effective conductivity

$$E = h - \frac{p}{\rho} + \frac{u_i^2}{2} \quad (2-5)$$

(二) 紊流模式之應用

核能分析界大多採用的商用CFD程式包含ANSYS-CFX、FLUENT與STAR-CD (STAR-CCM)等，這些泛用型(General Purpose)CFD程式主要是利用守恆定律所推導的質量、動量與能量守恆方程式以及紊流模式等來模擬三維空間局部的熱水流特性。由於紊流屬於時變(Time Varying)的流場特性，工業上的分析工作一般均採用Reynolds- Averaged Navier-Stokes紊流模式(RANS-based Turbulence Models)求解流場平均的特性(Mean Characteristics)，以減少龐大的計算，並使CFD能實際應用於工業分析上。RANS-based並不是直接解暫態瞬時的Navier-Stokes equation，而是求解時間平均的雷諾方程式，並須建立應力的表達式引入新的紊流模型，使紊流的擾動與時間平均值等關係聯繫起來。然而，紊流模式的選擇沒有一定的準則可依循，因此在進行紊流模式計算時，不同模式的靈敏度分析亦是必要的工作。兩種類型的紊流模式，RANS與LES的建議使用方式如下簡述。

RANS and U- or T-RANS turbulence model

- ✓ 最廣泛的被使用，
- ✓ 最常見的是 $k-\varepsilon$ Model 及 $k-\omega$ Model，
- ✓ $k-\varepsilon$ Model 及其相關的模型使用在有強烈異向性的紊流狀況時較不準確，建議使用 Reynolds Stress Models 或 LES 方法 (如: Impinging Jets, Secondary Flows 等等) ，
- ✓ 工業上使用 RANS Model 來做計算的最複雜模型是 Second Moment Closure (SMC) Models。
- ✓ 使用建議：

U-RANS or T-RANS: Buoyancy Boron Dilution Transients (BDT) and Pressurized Thermal Shock (PTS)

$k-\varepsilon$ or SST $k-\omega$: Turbulent Mixing inside Pressurized Water Reactor (PWRs)

LES、DES 以及 SAS 為更進階的 CFD 紊流模式。

Large Eddy Simulations (LES)

- ✓ 唯一可用來計算高頻率事件 或 計算當主流的時間尺度與高紊流強度的時間尺度相同狀況時的模式
- ✓ 最常見的問題: 缺乏有關網格細化後收斂狀況的相關研究
- ✓ 使用建議：
 - 對於空間與時間的離散方式最好採用高精度的數值模式、
 - 時間間隔的最大值持續在計算渦流運動、

- 時間間隔大小需小於最小渦旋衰變時間
- ✓ 應用：High cycle thermal loading in T-junctions

(三) 紊流理論模式

紊流的現象相當複雜，若要準確的模擬其流動特性，LES 在模擬上會有較佳的結果。然而，其計算所需資源龐大，相對地計算時間亦較長。因此，如何選擇其他較為適當之紊流模型及邊界條件，使其亦能有效且準確地預測實驗結果，為本研究之重要課題。

Standard k- ϵ model

最簡單的完整紊流模型是兩個方程的模型，要解兩個變數，速度和長度尺度。在 FLUENT 中，標準 $k-\epsilon$ 模型自從被 Launder and Spalding 提出之後，就變成工程流場計算中主要的工具了。適用範圍廣、經濟、合理的精度，這就是為什麼它在工業流場和熱交換模擬中有如此廣泛的應用了。它是個半經驗的公式，是從實驗現象中總結出來的。標準 $k-\epsilon$ 模式是一般工業界最常用的紊流模式，其適用於高 Reynolds number 且高等向性(Isotropic)的流體。但其在壁面上的處理計算，是引用壁面函數(Wall Function, WF)來進行，對於分離流(separated flow)問題之誤差值仍較大。

Turbulence Kinetic Equation :

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho k) + \frac{\partial}{\partial x_i}(\rho k u_i) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left[\left(\mu + \frac{\mu_t}{\sigma_k} \right) \frac{\partial k}{\partial x_j} \right] + G_k + G_b - \rho \epsilon - Y_M + S_k \quad (2-6)$$

Dissipation Rate Equation :

$$\begin{aligned} \frac{\partial}{\partial t}(\rho \epsilon) + \frac{\partial}{\partial x_i}(\rho \epsilon u_i) &= \frac{\partial}{\partial x_j} \left[\left(\mu + \frac{\mu_t}{\sigma_\epsilon} \right) \frac{\partial \epsilon}{\partial x_j} \right] + C_{1\epsilon} \frac{\epsilon}{k} (G_k + C_{3\epsilon} G_b) - \\ &C_{2\epsilon} \rho \frac{\epsilon^2}{k} + S_\epsilon \end{aligned} \quad (2-7)$$

G_k 表示由層流速度梯度而產生的紊流動能，

G_b 是由浮力產生的紊流動能，

Y_M 由於在可壓縮紊流中，過渡的擴散產生的波動，

$C_{1\epsilon}$ ， $C_{2\epsilon}$ ， $C_{3\epsilon}$ ，是常數項，

σ_k 和 σ_ϵ 是 k 方程和 ϵ 方程的紊流Prandtl數，

S_k 和 S_ϵ 是用戶定義的。

紊流速度 u_t 可由此式來決定，

$$\mu_t = \rho C_\mu \frac{k^2}{\epsilon} \quad (2-8)$$

模式常數值分別為，

$$C_{1\epsilon} = 1.44, C_{2\epsilon} = 1.92, C_\mu = 0.09, \sigma_k = 1.0, \sigma_\epsilon = 1.3。$$

Standard $k-\omega$ model

標準 $k-\omega$ 模型是基於 Wilcox $k-\omega$ 模型，它是為考慮低雷諾數、可壓縮性和剪切流傳播而修改的。Wilcox $k-\omega$ 模

型預測了自由剪切流傳播速率，像尾流、混合流動、平板繞流、圓柱繞流和放射狀噴射，因而可以應用於牆壁束縛流動和自由剪切流動。

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho k) + \frac{\partial}{\partial x_i}(\rho \kappa u_i) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left(\Gamma_k \frac{\partial k}{\partial x_j} \right) + \tilde{G}_k - Y_k + S_k \quad (2-9)$$

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho \omega) + \frac{\partial}{\partial x_i}(\rho \omega u_i) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left(\Gamma_\omega \frac{\partial \omega}{\partial x_j} \right) + \tilde{G}_\omega - Y_\omega + S_\omega \quad (2-10)$$

其中， k 為紊流動能，而 ω 則為消散率； \tilde{G}_k 為紊流動能梯度， \tilde{G}_ω 為消散率梯度； Y_k 與 Y_ω 分別為 k 與 ω 因為紊流所造成的消散量； S_k 與 S_ω 分別為 k 方程式與 ω 方程式之源項。 Γ_k 與 Γ_ω 則為等效擴散項，上述變數之定義可以表示為：

$$\Gamma_k = \mu + \frac{\mu_t}{\sigma_k} \quad (2-11)$$

$$\Gamma_\omega = \mu + \frac{\mu_t}{\sigma_\omega} \quad (2-12)$$

其中， μ 為流體黏滯係數， σ_k 與 σ_ω 為紊流普蘭特常數 (Turbulent Prandtl Number)，而 μ_t 則為：

$$\mu_t = \alpha^* + \frac{\rho k}{\omega} \quad (2-13)$$

其中，紊流阻尼 α^* 可以定義為

$$\alpha^* = \alpha_\infty^* + \left(\frac{\alpha_0^* + \text{Re}_t / R_k}{1 + \text{Re}_t / R_k} \right) \quad (2-14)$$

而， α_∞^* 為阻尼；

$$\text{Re}_t = \frac{\rho k}{\mu \omega} \quad (2-15)$$

$$\alpha_0^* = \frac{\beta_i}{3} \quad (2-16)$$

其中，

$$R_k = 6$$

$$\beta_i = 0.072$$

LES 紊流模式

紊流的流動是由許多大小不同尺度的渦流所組成，大尺度的渦流對平均流動影響較大，小尺度的渦流主要是耗散作用。LES 是通過大尺度的渦流來模擬紊流擴散、熱量、質量與能量的交換，以及 Reynolds Stress 的產生。藉由小尺度的渦流來模擬耗散震盪對各變量的影響。因此，LES 是把包含震盪運動在內的瞬時運動通過濾波方式分解成大尺度渦流和小尺度渦流兩部分。大尺度渦流通過 N-S 方程式直接求解，小尺度渦流通過次格子(Sub-grid) 尺度模型建立與大尺度渦流間的關係，如式 2-17 所示。

$$\tau_{ij} - \frac{1}{3}\tau_{kk}\delta_{ij} = -2\mu_t \bar{S}_{ij} \quad (2-17)$$

$$\bar{S}_{ij} \equiv \frac{1}{2} \left(\frac{\partial \bar{u}_i}{\partial x_j} + \frac{\partial \bar{u}_j}{\partial x_i} \right) \quad (2-18)$$

$$\tau_{ij} - \frac{1}{3}\tau_{kk}\delta_{ij} = -2\mu_t \left(S_{ij} - \frac{1}{3}S_{kk}\delta_{ij} \right) \quad (2-19)$$

$$L_s = \min(\kappa d, C_s \Delta) \quad (2-20)$$

(四) 結構應力分析

1. 混合三通管

本研究所使用之管路幾何形狀如圖 2-5 所示，自 RHR 熱交換器出來之管路（此處為冷水）公稱直徑為 10 in，而旁通管（此處為熱水）為 8 in，材質為 A312 TP 304L SCH40 之奧斯田鐵不銹鋼。根據 ASME Sec. II Part D [28]，管路材料隨著溫度變化的機械性質（Mechanical Properties）和熱物理性質（Thermal Physical Properties）列示於表 2-2。

冷水和熱水在混合三通管處進行交會，因混合不佳會使得該處的管壁承受冷熱溫度激烈變化的熱循環負荷，若此熱循環負荷過大，將會造成管路熱疲勞損壞現象，導致洩漏發生。

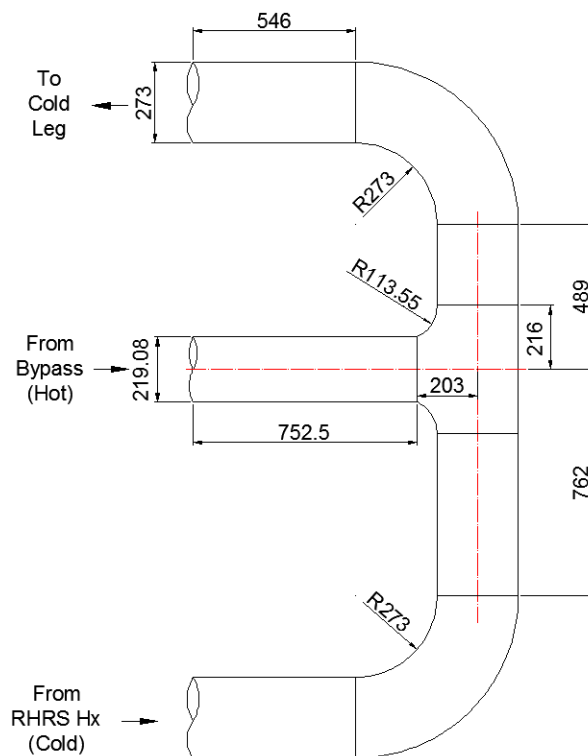


圖 2-5、混合三通管路尺寸配置圖（單位：mm）

表 2-2、不銹鋼的機械性質和熱物理性質

Temp. (°C)	Young's Modulus (GPa)	Poisson Ratio	Density (kg/m^3)	Thermal Expansion ($m/m/°C$)	Thermal Conductivity ($W/m/°C$)	Specific Heat Capacity ($J/kg/°C$)
20	195	0.300	8030	15.3E-6	14.0	447.04
50	195	0.300	8030	15.6E-6	15.3	483.59
100	189	0.303	8030	16.2E-6	16.2	499.37
150	186	0.305	8025	16.6E-6	17.0	511.37
200	183	0.308	8020	17.0E-6	17.9	525.74
250	179	0.310	8017	17.4E-6	18.6	532.49
300	176	0.310	8013	17.7E-6	19.4	541.69
350	172	0.311	8010	17.9E-6	20.1	547.73
400	169	0.312	8007	18.1E-6	20.8	552.30

2. 環境疲勞修正因子

根據 ASME NB-3222.4(e)(5) [29] 的規定，對於組件累計疲勞使用因子之計算，須要先由每個暫態配對的修正交變尖峰應力強度(Corrected Alternating Peak Stress Intensity) (即， $S'_{alt,1}, S'_{alt,2}, S'_{alt,3}, \dots, S'_{alt,n}$)，對應設計疲勞曲線後求取相對應的容許循環次數(即， $N_{a,1}, N_{a,2}, N_{a,3}, \dots, N_{a,n}$)；將每組暫態配對的設計循環次數(即 $N_{c,1}, N_{c,2}, N_{c,3}, \dots, N_{c,n}$)分別除以其容許循環次數，即可得到每組暫態的疲勞因子(即 $U_1, U_2, U_3, \dots, U_n$)，利用 Palmgren-Miner 法則予以加總，可求得組件在空氣環境下的累計疲勞使用因子(CUF)，如下

$$\begin{aligned}
CUF &= U_1 + U_2 + U_3 + \dots + U_n \\
&= \sum_{i=1}^n \frac{N_{e,i}}{N_{a,i}}
\end{aligned} \tag{2-21}$$

式 2-21 為組件處在空氣操作環境下的設計累計疲勞使用因子，可標示為 CUF_{design} 。因 RHR 管路系統在運轉時，其內部含有高溫冷卻水，會加速組件的疲勞破壞，因此在計算 RHR 系統混合三通管的疲勞壽命時須加計環境效應，依據 ReGuide 1.207 [30]和 NUREG/CR-6909 [31]的規定，金屬組件的環境疲勞評估係依 ASME 設計規範所計算出來的累計疲勞使用因子(CUF_{design})乘以一環境疲勞修正因子 F_{en} (Environmentally Assisted Correction Factor)。在各種暫態負荷下，因有不同的 F_{en} 數值，故環境累計疲勞使用因子可表示為：

$$CUF_{en} = U_1 \cdot F_{en,1} + U_2 \cdot F_{en,2} + U_3 \cdot F_{en,3} + \dots + U_n \cdot F_{en,n} \tag{2-22}$$

若不考慮各種暫態負荷的壓力及溫度大小，而僅以一保守運轉條件來計算 F_{en} 數值，則式 2-22 可以簡化為：

$$CUF_{en} = (U_1 + U_2 + U_3 + \dots + U_n) \cdot F_{en} = CUF_{design} \times F_{en} \tag{2-23}$$

式 2-22 或式 2-23 所計算出來之 CUF_{en} 須小於 ASME 設計規章所規定之疲勞限值 1.0 方屬安全。

環境疲勞修正因子和材料特性有關，NUREG/CR-6909 報告中記載有四種材料的環境效應疲勞評估，即：

- (1) 碳鋼 (Carbon Steels)；
- (2) 低合金鋼 (Low Alloy Steels)；
- (3) 奧斯田鐵不銹鋼 (Austenitic Stainless Steels)；和
- (4) 鎳鉻鐵合金鋼 (Ni-Cr-Fe Alloy Steels)。

詳細的計算方法可參見 NUREG/CR-6909 Appendix A 的說明。

因 RHR 混合三通管的材料為奧斯田鐵不銹鋼，在此僅介紹奧斯田鐵不銹鋼的環境疲勞修正因子計算方法。

奧斯田鐵不銹鋼之 F_{en} 如下：

$$F_{en} = \exp(-T' \epsilon' O') \quad (2-24)$$

其中 T' 、 O' 、和 ϵ' 分別為轉換溫度、轉換溶氧量、和轉換應變率；定義如下：

$$T' = 0 \quad (T < 100^\circ\text{C})$$

$$T' = (T-100)/250 \quad (100 \leq T < 325^\circ\text{C})$$

$$O' = 0.29 \quad (\text{for PWR all } DO \text{ levels})$$

$$\epsilon' = 0 \quad (\dot{\epsilon} > 10\%/s)$$

$$\epsilon' = \ln(\dot{\epsilon}/10) \quad (0.0004\% \leq \dot{\epsilon} \leq 10\%/s)$$

$$\dot{\epsilon}' = \ln(0.0004/10) \quad (\dot{\epsilon} < 0.0004 \%/s)$$

在計算時，應變率 $\dot{\epsilon}$ 取 0.00039%，以得到較保守的計算結果[31]。而溫度 T 取最高溫 180 °C，經由式 2-24 計算，可得混合三通管的環境疲勞修正因子 $F_{en} = 2.60$ 。

另外，由 NUREG/CR-6909 報告內容可知，新修訂之奧斯田鐵不銹鋼的設計疲勞曲線（Design Fatigue Curve）如圖 2-8 所示。

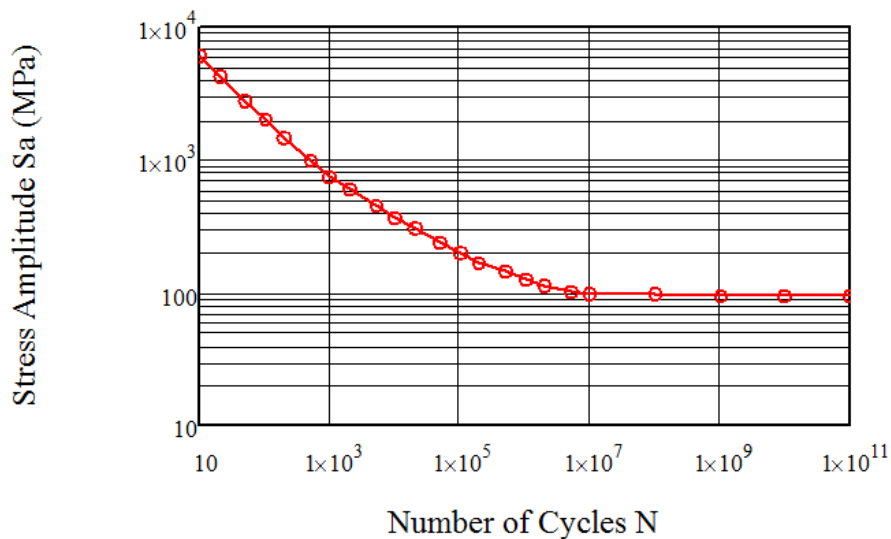


圖 2-8、奧斯田鐵不銹鋼在空氣中之設計疲勞曲線

參、主要發現與結論

本研究主要是在分析 PWR 電廠 RHR 系統之混合三通管的熱疲勞現象，由於冷熱水混合所引起的溫度震盪現象利用一般的 RANS 紊流模式計算將無法準確模擬，必須以 LES 法才能準確的模擬；再者，LES 計算雖然相當準確，但所耗用的電腦資源較大且計算時間冗長，故在進行混合三通管的冷熱水混合模擬時，先行採用其它紊流模式對混合三通管進行簡單的分析計算，隨後再利用 LES 法來進行後續的分析，如此可增快分析速度並確保 CFD 分析結果的準確性。

一、國外驗證案例分析-T 型管之冷熱溫差混合

如圖 3-1 所示為計算分析的 T 型管，其邊界條件設定，入口條件分為水平主管與垂直支管兩部分，熱水流於主管流入，其入口溫度為 363K (90°C) ，流速為 0.212 m/s；而冷水流由支管流入，入口溫度為 288K (15°C) ，流速為 1.364 m/s。管壁的邊界條件，係假設壁面為光滑平面、無滑移(No-slip)之邊界條件。

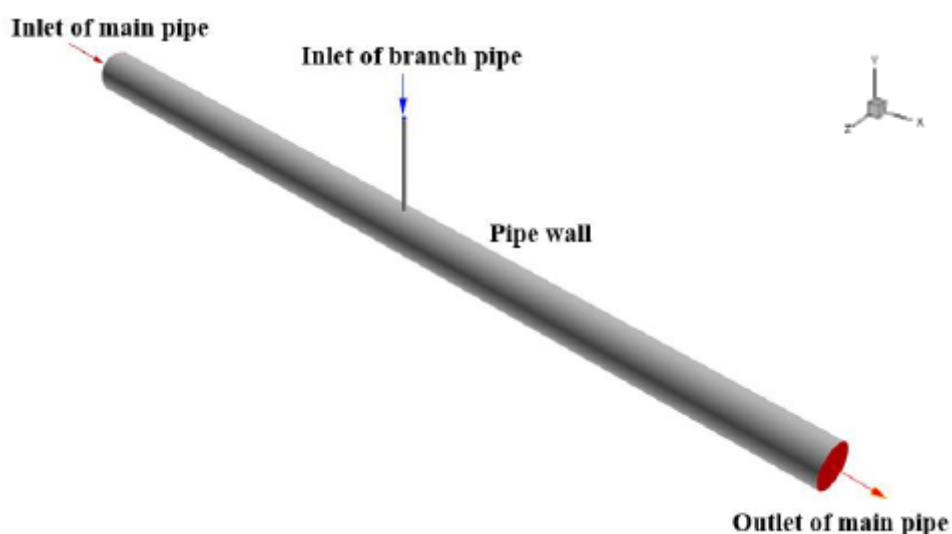


圖 3-1、T 型管的幾何模型與邊界條件

在計算過程中之殘差值(Residual Values)分布情形及收斂情況，可以發現 RANS 的紊流模式之計算較快達到收斂，亦為 T 型管內流動與溫度分布已趨於穩態情況。質量流率(Mass Flow Rate)隨計算的迭代次數而變化，因此本研究有將此列入觀察重點為判斷是否計算達到收斂，當收斂時在其入口與出口間的質量流率亦達成質量守恆的條件，本研究在進行不同紊流模式計算模擬時，除了根據殘差值的大小之外，皆以出入口的質量流率變化作為佐證與判斷整體計算結果是否已達收斂。當此殘差值與質量流率變化達到收斂後， k - ϵ model、Realizable k - ϵ model、SST k - ω model 的結果最終將達穩定狀態，所獲得之數據將可進行分析。首先使用無因次的流量比來討論不同紊流模型混合的方式及冷熱水的流動現象，為由流量比之變化判斷在支管與主管交接後冷水在主管中的流動方向及混範圍；接下來討論在支管與主管交接位置附近-0.5D、0D、1D、2D 之不同距離下溫度分布情形及並搭配無因次的溫度及冷水在混合中的流線走向來觀察影響溫度分布之緣由，並找出不同紊流模型的溫度分布狀況與流動方式之關係。

接著從以上分析中對推斷三種不同模型中何者較符合物理意義及冷熱水混合後流動之趨勢，並以此與實驗值作比較。

(一) 截面觀察冷熱水混合情形

由 XY 截面使用無因次流量比來觀察冷熱混合中冷水至主管中的流動方向及混合範圍，首先由圖 3-2(a)(b)(c)與圖 3-3(a)(b)(c)對照可看出不同紊流模型中冷水注入主管中回流之效果及範圍，使用 Standard k - ϵ 從圖 3-2 (a)中可觀察到有回

流現象發生，沿下管壁流動其影響範圍至 $-0.4D$ 左右，也可在圖 3-3 (a)中從溫度變化中看出此現象；使用 Realizable $k-\epsilon$ 從圖 3-2 (b)中可看出冷水由支管進入主管並衝至主管底部，在回流部分有反彈現象發生，碰觸到管壁後慢慢地回流有向上流動的趨勢，冷水影響範圍約到 $-0.4D$ 附近但高度較廣，搭配圖 3-3 (b)觀察溫度變化，可推斷此模型回流現象之強度較明顯；而使用 SST $k-\omega$ 可從圖 3-2 (c)中得出也有回流現象發生，但相較於圖 3-2 (a)回流的區域較靠近下管壁此現象也可比較圖 3-3 (a)、(c)有相同趨勢發生，而影響範圍也約至 $-0.4D$ 左右。

接著來觀察從支管進入主管中未與熱水混合之冷水之流向，在使用 Standard $k-\epsilon$ 從圖 3-2 (a)中可觀察距離主管下管壁 $0.5D$ 左右，從支管進來的脈衝流有明顯的偏折現象發生，此現象符合物理意義；而 Realizable $k-\epsilon$ 從圖 3-2 (b)中發現有相同的偏折現象出現，但偏折角度較圖 3-2 (a)小，偏折不明顯；使用 SST $k-\omega$ 可從圖 3-2 (c)中其偏折更小，僅有微幅改變。

接下來在圖 3-2 從 XY 截面中觀察可發現三種不同模型中對於正方向在底層達質傳平衡中距離不同，使用 Standard $k-\epsilon$ 距離較長，但影響高度有些微差距；而 Realizable $k-\epsilon$ 、SST $k-\omega$ 距離較短，可藉此看出不同模型在最底層中欲達到完全混合所需距離也不同。

以下關注於圖 3-3 (a)(b)(c)中主管的中後段，發現在管徑中上半部分混合效果較佳，而比較三種不同紊流模型可發現於此部分之混合，能達到幾乎完全混合及為溫度變化不大之區域，雖其距離差異不大但仔細觀察發現在此區混合所需的距離

由短至長 Realizable $k-\epsilon$ 先達至接著為 SST $k-\omega$ 再來即是 Standard $k-\epsilon$ 。

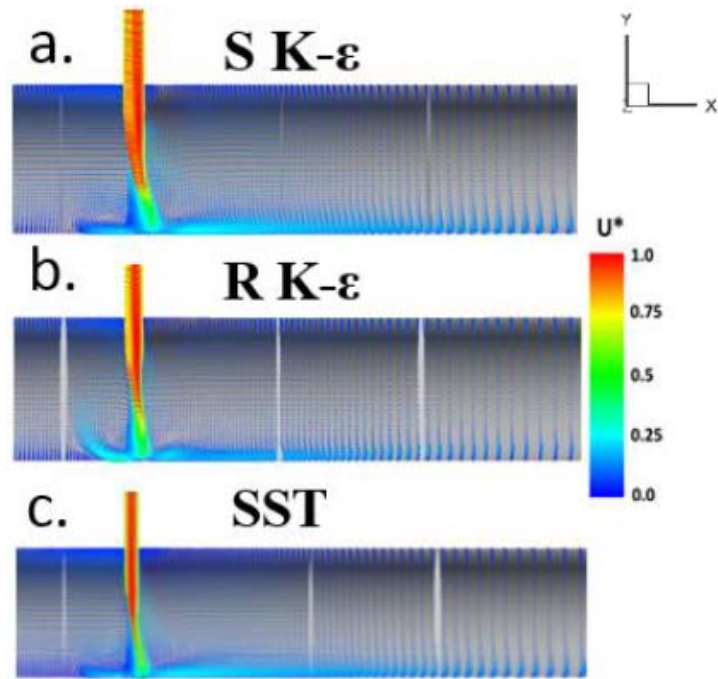


圖 3-2、XY 截面中流量比較

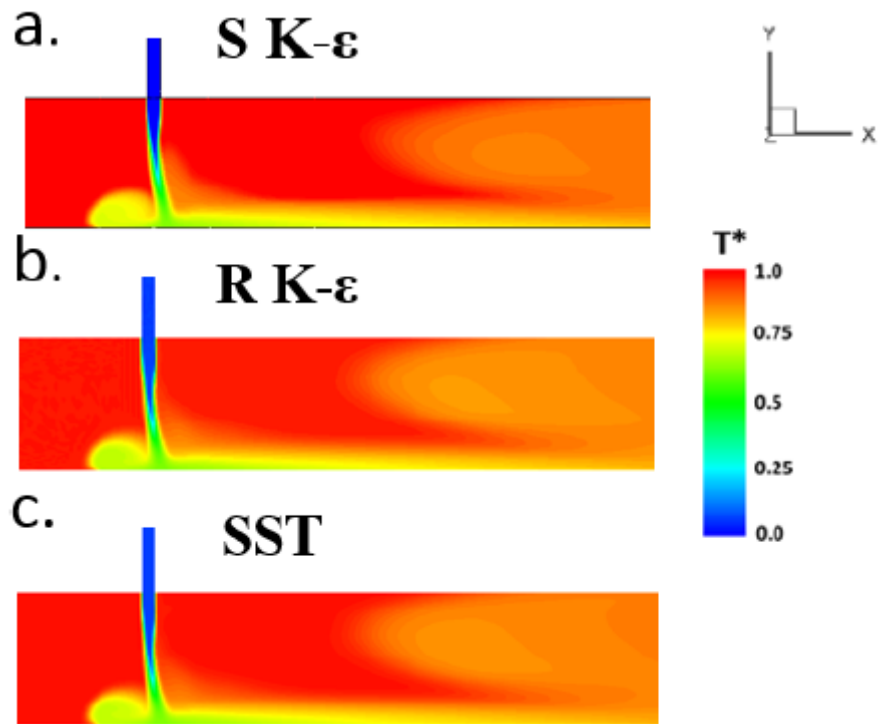


圖 3-3、XY 截面中溫度比較

(二) 觀察不同模型中溫度分布與流動方式之關係

由圖 3-4 三維的冷熱水流動的方式及圖 3-5 中四個不同位置於 YZ 截面的溫度分布找出其相關性，在圖 3-4 左下方之小圖，為從軸向觀察可明顯看出不同模型中產生二次流的密度或強度，在此圖發現在 Standard k- ϵ 中的流動多集中於遠離管壁有一定距離的位置，接近管壁處溫度較低混合效果較差，可能是因 Standard k- ϵ model 是使用 wall function 來計算，對於近壁區中的模擬效果較差而導致此現象。再看到圖 3-4 中央之圖，交接處附近(0D 位置)之溫度分布，呈現下冷上熱的現象，與常見冷熱水混合較不相同，其原因是冷水進入混合區時流速較大且有較大的動量，從圖 3-5 (b)中冷水會急劇向下碰觸至下管壁而有二次流產生並與主管中熱水進行混合，所以在溫度分

布才為上熱下冷，而在支管冷水打至主管底部而產生二次流動，其可沿管壁上升至接近上面位置，因此相對於 Realizable $k-\epsilon$ model、SST $k-\omega$ model 在圖 3-5 (d) 中 2D 位置上方兩側中心的混合效果較好。而由圖 3-2(a) 得知有回流產生但從圖 3-5 (a) 觀察之回流未達 $-0.5D$ 位置，圖 3-5 (c) 可看出管壁兩側有二次流上升並進行混合。而圖 3-5 中其二次流動後所繼續產生之旋轉流慢慢漸小強度下降，所以其混合較好之處於二次流動結束前的區域，之後混合速度就慢慢下降，所以 Standard $k-\epsilon$ model 混合效果前部分效果好，但後半段不佳，平均效果算不錯，而在後端可發現較冷的水約集中於下半部影響其後端混合速度變慢之原因。

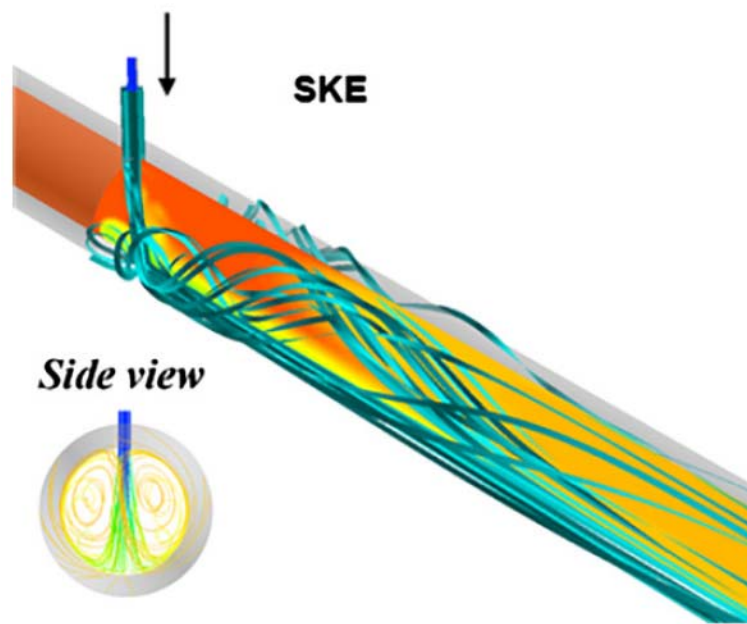


圖 3-4、在 Standard $k-\epsilon$ 中冷水於主管流動方式及溫度變化

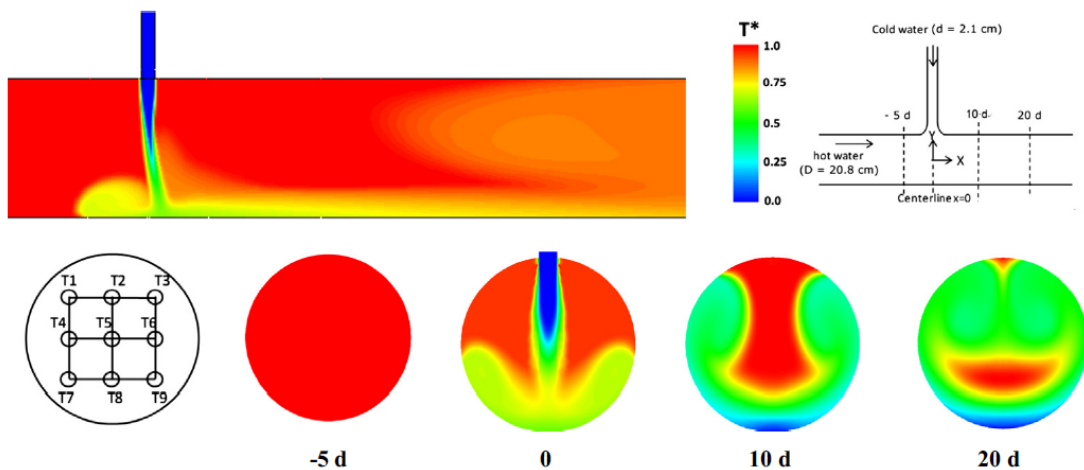


圖 3-5、在 Standard $k-\epsilon$ 中於 $-0.5D$ 、 $0D$ 、 $1D$ 、 $2D$ 位置之溫度分布狀況

由圖 3-6 中四個不同位置於 YZ 截面的溫度分布可發現，採用 Realizable $k-\epsilon$ model 中的流動混合集中於管內的中上部分，但有相對於 Standard $k-\epsilon$ model 對於近壁區模擬有更好的混合效果。其原因可能在 Realizable $k-\epsilon$ model 中加入了一個 eddy-viscosity 之公式，因此有較 Standard $k-\epsilon$ model 在二次流動中、渦流或旋轉流有更好的效果。

圖 3-2(c)中可看出其有回流產生但由圖 3-6 (a)知未達至 $-0.5D$ 位置，圖 3-6 (c)可看出管壁兩側有二次流上升並進行混合，在圖 3-6 (c)(d) $1D$ 、 $2D$ 位置中於上半部兩側中心相較於圖 3-5(c)(d)有較低溫度，可發現在進交接處位置之混合狀況 Realizable $k-\epsilon$ model 的表現並未比 Standard $k-\epsilon$ model 佳。其二次流動並非馬上就流至上方位位置，經由多次從小到大的旋轉才抵達上半部，我們可從圖 3-6 (c)(d)溫度變化中看出此現象對溫度分布之影響，在圖中可發現其旋轉流動較密集且持續較長距離，可能會有渦流產生而增強混合效果，因此在一開始交

接之處附近或許沒有 Standard k- ϵ 中混合強烈，但以相較中長距離而言，其可較快達至完全混合狀態，因此其混合效果較平均。

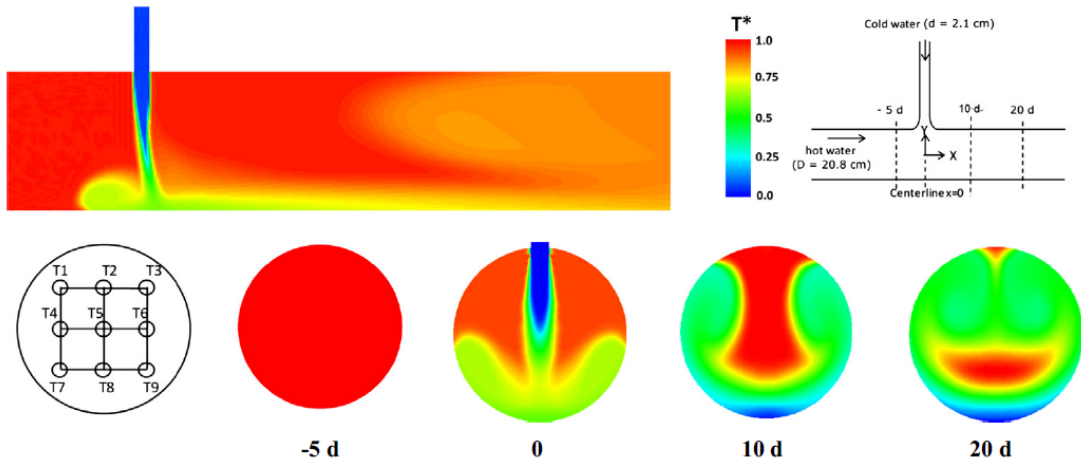


圖 3-6、在 Realizable k- ϵ 中於 -0.5D、0D、1D、2D 位置之溫度分布狀況

根據以上分析整理，推斷 Realizable k- ϵ model 應為最可能與實驗相符合，首先 Realizable k- ϵ model 在回流的模擬中比 SSTk- ω model 好為三者最佳，在混合效果雖在前端無 Standard k- ϵ model 中強烈，但在不同位置中其平均混合效果佳，因此以下使用 Realizable k- ϵ model 中所得數據與真正實驗數據比較。圖 3-7 中的九個觀測點係為實驗中所測量到的實際溫度，並與 Realizable k- ϵ model 模擬出相同位置之溫度比較，於圖 3-8 可見。

在圖 3-8 中，虛線為實驗值、實線為模擬結果，首先看到代表於 0D 位置上紅線(實驗值)與綠線(模擬值)，可先使用實驗值與圖 3-6(b)作比較，在同一水平截面 T1、T4、T7 有與

圖 3-6(b)有相同溫度趨勢的改變，其他點也有相同之趨勢，僅在 T4、T5 兩個觀測點為支管入口延伸階段模擬與實驗中的實際溫度上有較大的差異，可見此階段中實際混合效果高於模擬值，但以整體觀察在 0D 位置上實驗值及模擬值之兩條線的趨勢及走向仍有很高的相符性。若看到圖 3-8 中代表於 1D 位置上的藍線(實驗值)與橘線(模擬值)，將實驗值與圖 3-6(c)作比較，發現在實驗值中左右有不對稱出現，且實驗中混合效果於 0D 到 1D 中似乎有較使用 Realizable k- ϵ model 模擬的效果更好一些。但以巨觀來看，實驗及模擬出的實際溫度間的差異並不大，所以 Realizable k- ϵ model 有一定的可依賴性。

藉由比較 Realizable k- ϵ model 與實驗值在 0D 及 D 位置中，雖可無法模擬出全部精準的數據，但在溫度的分布趨勢中有相當程度上的一致性。

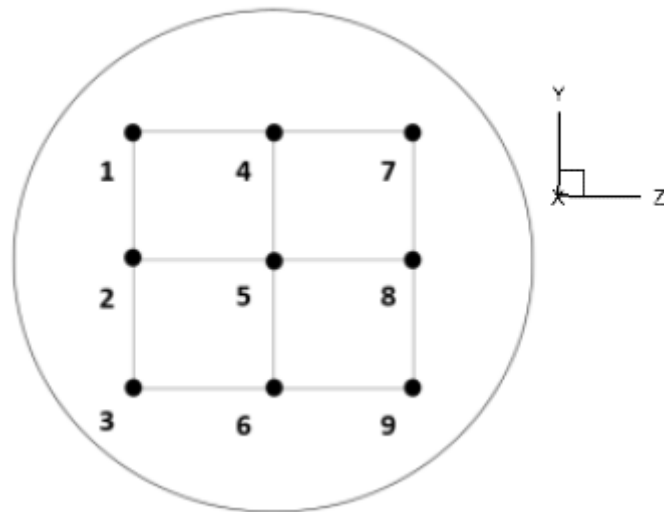


圖 3-7、實驗中溫度觀測點之位置

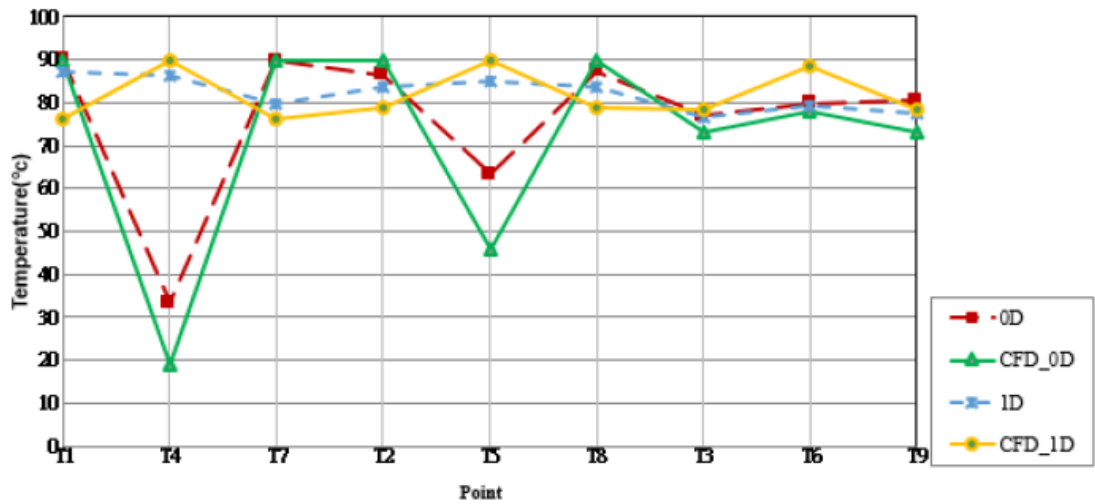


圖 3-8、Realizable k-ε model 與實驗值之溫度比較

二、LES 與 RANS 在 T 型管計算的差異

圖 3-9 為國際常用驗證分析之 T 型管實驗設施，並用染料來觀察內部的流動與混合現象。圖 3-10 與 3-11 分別為其幾何形狀與網格分布，其中網格分布上依照 ASME V&V (2009) 不準度標準後所得之最適化網格分布。

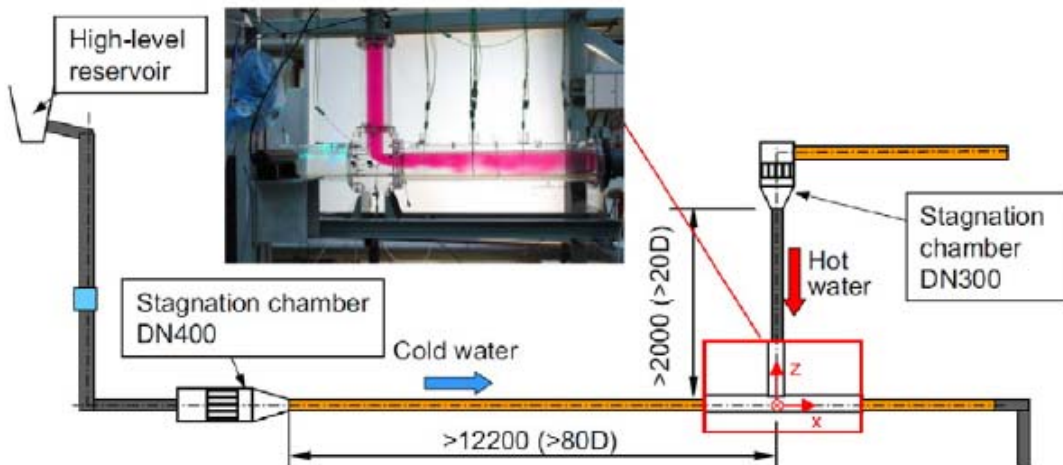


圖 3-9、國際常用驗證之 T 型管實驗設施示意圖

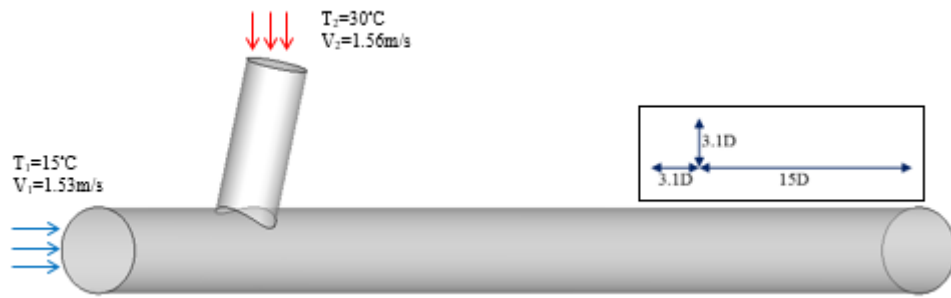


圖 3-10、T 型管幾何形狀與邊界條件

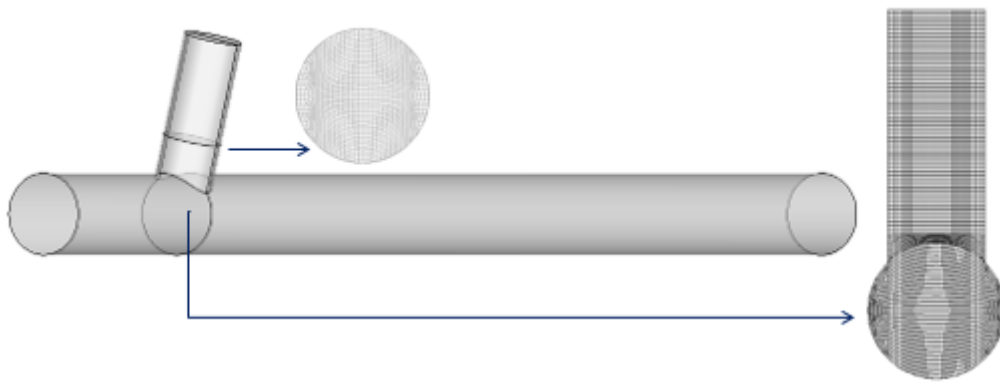


圖 3-11、T 型管之網格分布

由於紊流模式在近壁處的網格需求較高，若網格過大則會降低近壁流場與溫度場的梯度變化，以數值迭代計算時會過於低估內部中心流場與溫度分布，流體冷熱混合情形則無法準確模擬預測。一般而言，近壁處網格要求至少 y^+ 需在 15 以內屬合理範圍，如圖 3-12 所示為 y^+ 的分布情形。

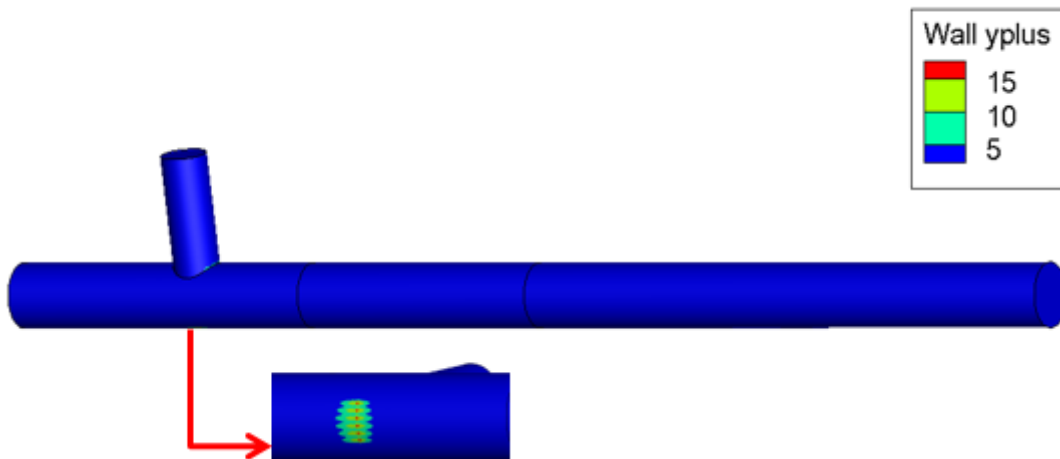


圖 3-12、T 型管 y^+ 計算分布情形

圖 3-13~3-15 為不同截面位置、管壁的溫度隨時間變化之分布情形。其實可以發現一個情形，在穩定狀態下，或可說當計算時間到達一定時，暫態的結果會趨近於穩態，其不同時間下的溫度分布、流場的結果均是幾乎相同的值。由於 RANS 紊流模式本就為時間平均所得，其實無法實際預測到隨時間變化下溫度暫態(不穩定)的分布情形。熱疲勞機制在計算上是隨時間變化時會因溫度的震盪變化情形所產生的熱應力所造成。因此，圖 3-16 為以 LES 模擬的結果，此紊流模式確可精細的計算到溫度的震盪情形。因此，在後續的 Civaux 模擬上亦是以 LES 紊流模式進行計算。

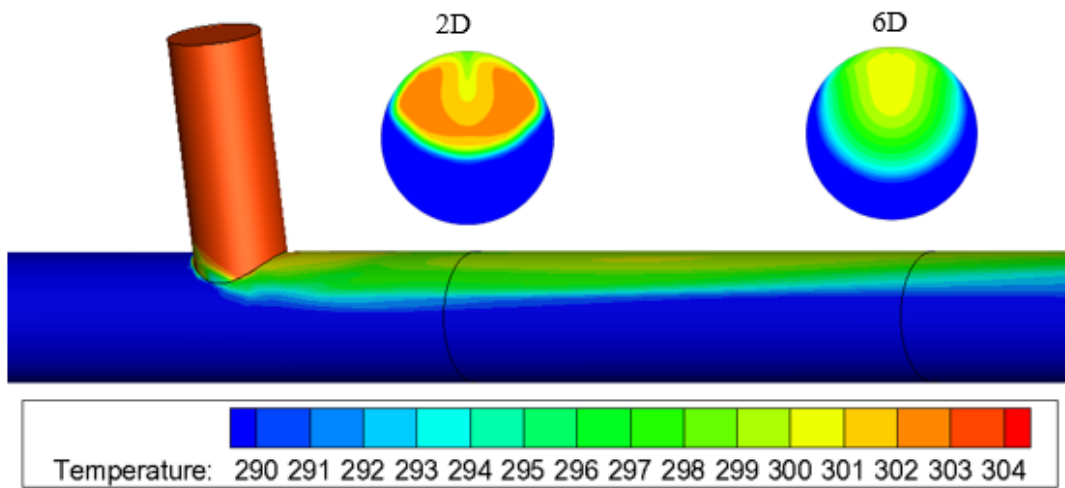


圖 3-13、Realizable k-ε 計算之溫度分布

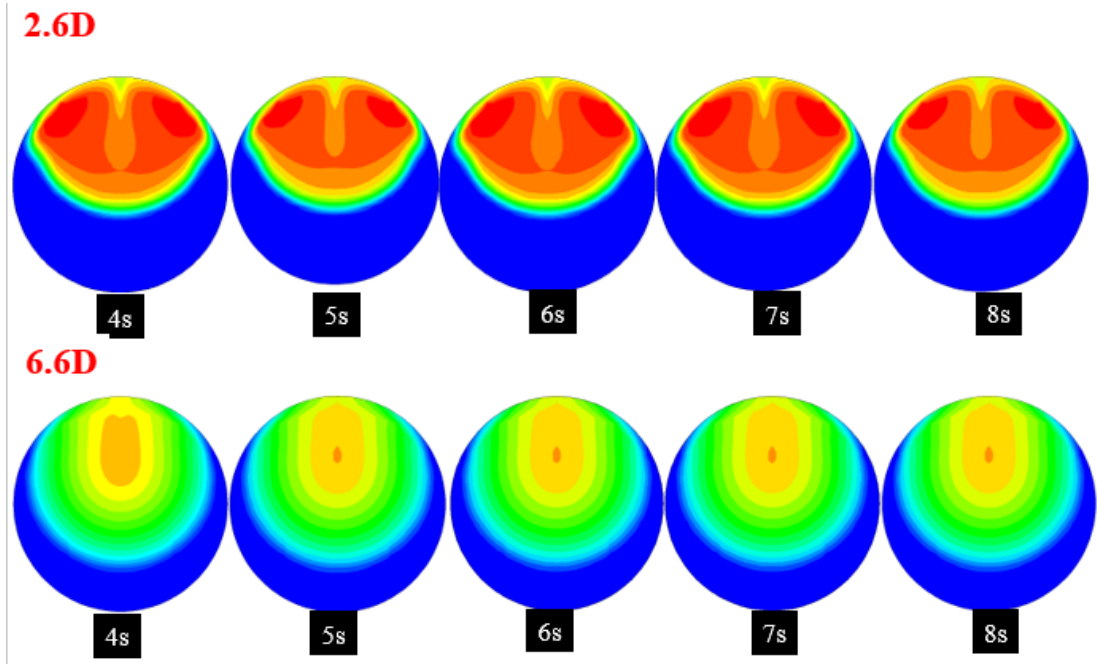


圖 3-14、Realizable k-ε 計算在不同截面與時間下之溫度分布

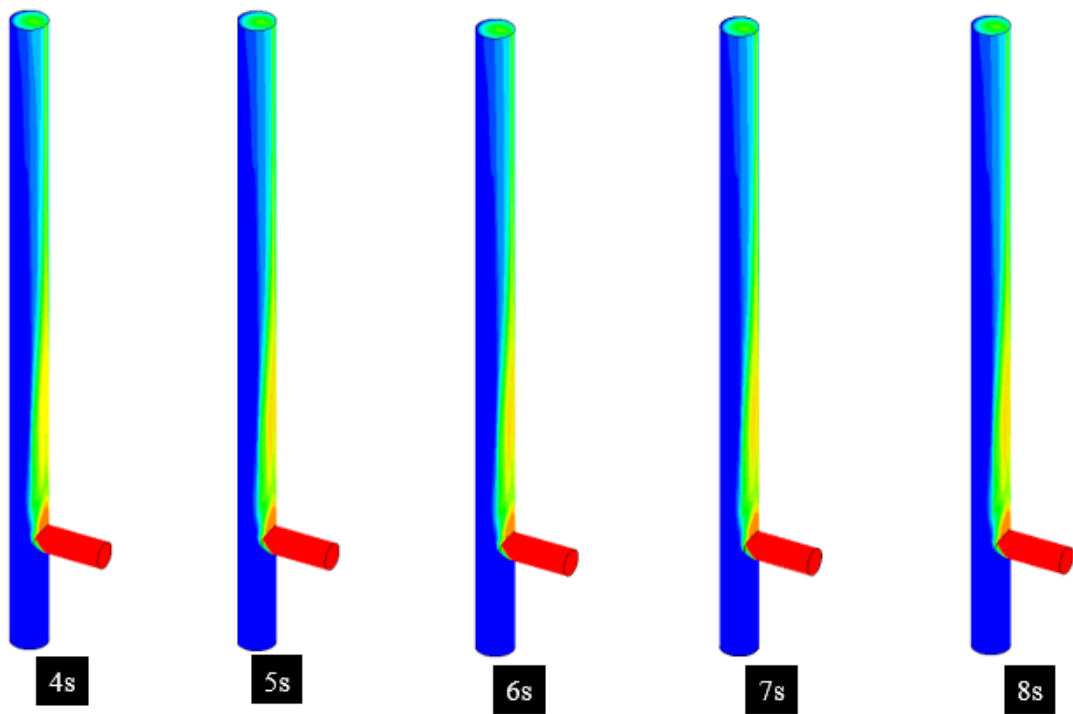


圖 3-15、Realizable $k-\epsilon$ 計算於管壁上之溫度分布

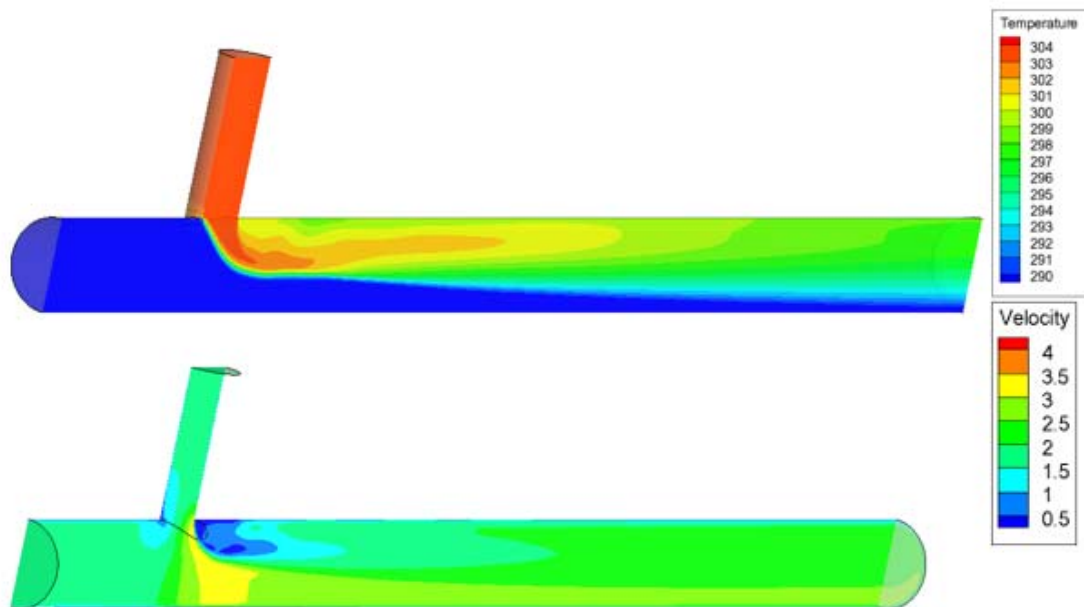


圖 3-16、LES 計算於管壁上之溫度分布

三、國內案例分析探討

由於法國Civaux PWR電廠RHR系統的混合三通管曾因熱疲勞發生管路破損，導致冷卻水洩露，最終須將電廠和設備停止運轉進行檢修，以防止造成更大的傷害；因此，基於核能安全的要求，國內電廠相關系統的混合三通管也應一併加以評估是否會有類似情事發生。

由圖2-2可知，核三廠RHR系統混合三通管的管路配置和法國Civaux PWR電廠的一樣，因此也潛存熱疲勞的現象，必須進行相關的分析與評估，本研究將以核三廠的RHR系統作為研究主體，分析並探討混合三通管因冷熱流體混合所造成的熱疲勞現象，以及其對管路組件結構安全的影響性。

在進行分析時，由於熱流模擬與應力分析在數值處理上是不同的方式，在計算步驟上會先以CFD分析管壁的溫度變化情形，再以此溫度分布作為熱應力分析之邊界條件進行應力分析計算，所得之結果再以疲勞機制來進行計算評估。因此，在模擬上所採用的方式稱為流固耦合法(Fluid-Solid Interaction, FSI)；分析流程如下所示：

1. 針對RHR熱交換器出口之混合三通管進行幾何模型與網格建立。
2. 分析模型網格依照ASME V&V (2009)的要求進行建立。
3. 進行CFD分析軟體的邊界條件設定與求解，求解完成後則可查看模擬結果，並根據應力分析軟體之需求給定溫度分布作為邊界條件設定。

圖3-17為根據RHR熱交換器出口之混合三通管幾何模型

圖，其中包含冷流體與熱流體的入口位置、冷流體入口管的內外直徑、熱流體入口管的內外直徑、混合三通管的內外直徑(OD：273.05mm、ID：254.508mm)等資訊；圖3-18為混合三通管熱流分析模型的網格分布圖，因為分析時會較著重於冷熱流體混合的交會區域，故此區域的網格會以加密處理。採用結構化網格所計算的結果與非結構化網格的結果相差不大，但計算時間減少許多且計算過程不易發散。因此，在網格設計上除了混合區域採用非結構化網格外，其他管道則採用結構化網格設計。由於本研究採用LES方法進行計算分析，在網格尺寸上需相當精密，整體網格數為320萬，計算時所用的時間增量設定為0.001秒。表3-1為進行核三廠的RHR熱交換器出口之混合三通管其流場分析的邊界條件設置。圖3-19為數據擷取點的截面與相對位置，共取13個截面，每一截面擇取12點。主要目的在於將這些分析所得的壁溫值提供給結構應力作為邊界條件之用。

由於LES計算資源需求龐大，硬體資源也必須足夠才能節省計算時間，CFD計算上是以24顆CPU進行平行計算。此外，在進行暫態計算時，若能有較好(預測準確)的初始分布值作為起始條件的話，收斂時間將可大幅縮減，且數值穩定性較高，不易造成發散。如圖3-20所示為以standard $k-\epsilon$ 模式計算的穩定結果，本研究採用此作為LES之初始條件。

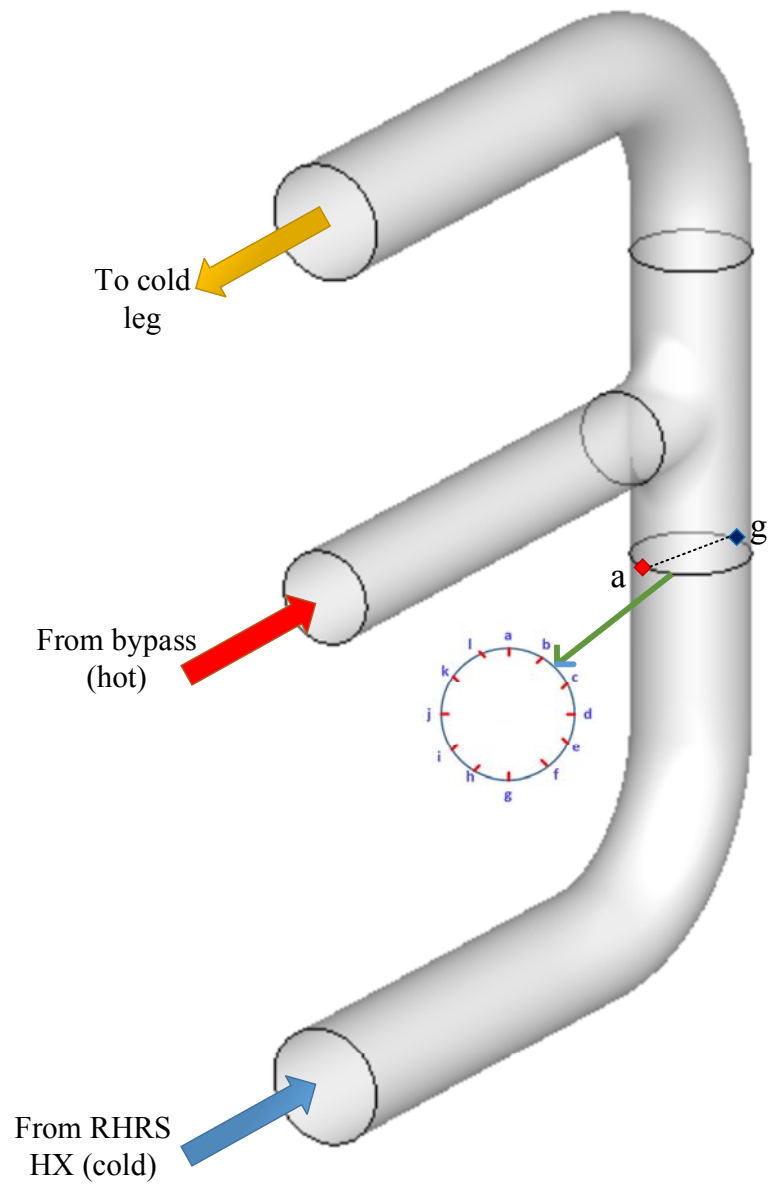


圖 3-17、混合三通管幾何模型

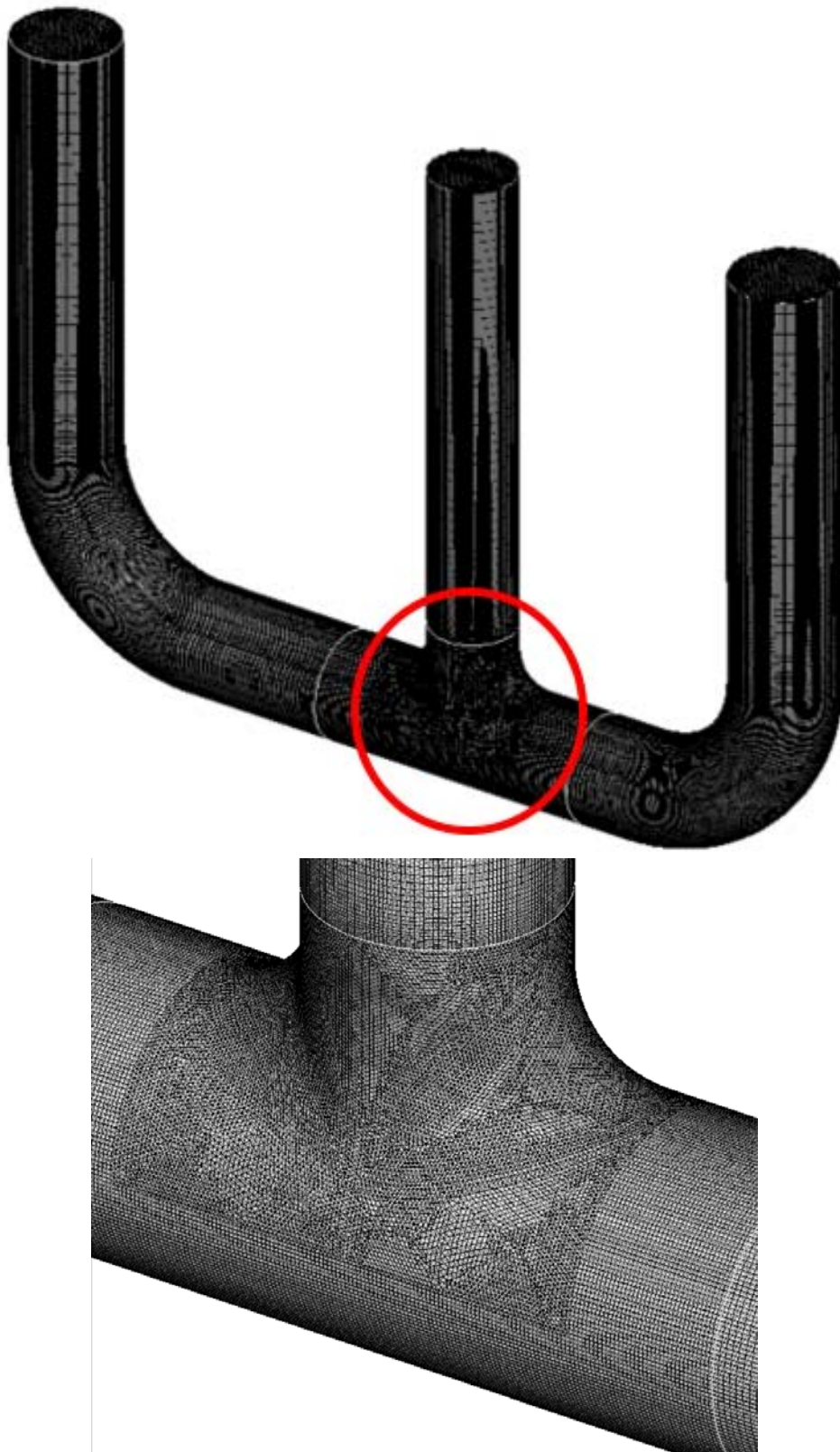


圖 3-18、混合三通管熱流分析模型之網格分布

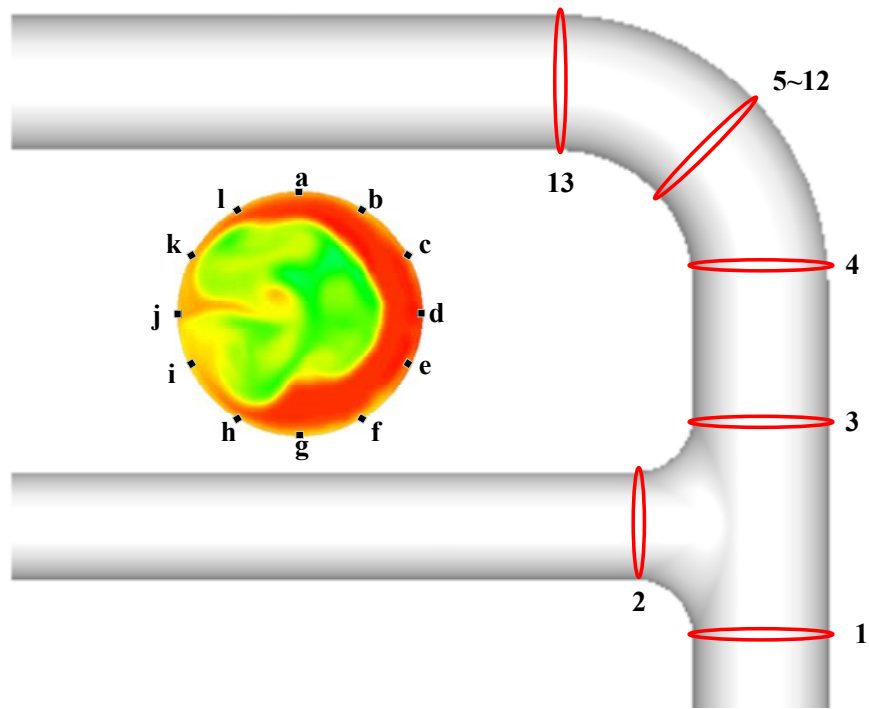


圖 3-19、混合三通管之數據擷取位置

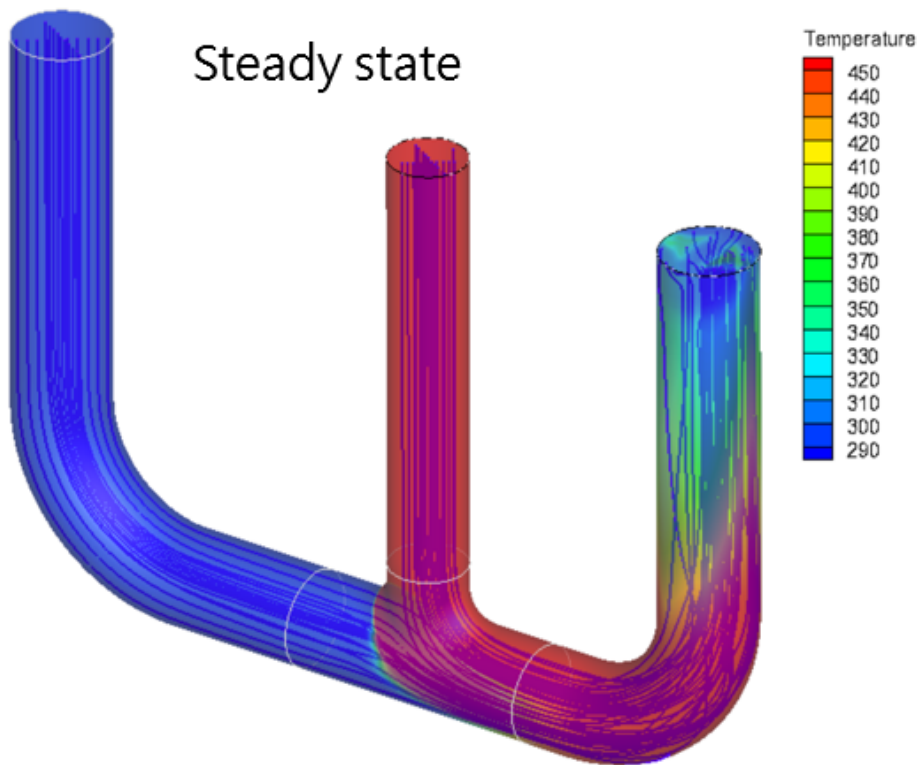


圖 3-20、混合三通管在穩定狀態下之流場與溫度分布

表 3-1、熱流分析之邊界條件

Item	Values
Inlet velocity of branch pipe (m/s)	0.6
Inlet temperature of main pipe (°C)	20
Inlet velocity of main pipe (m/s)	2.4
Inlet temperature of branch pipe (°C)	180
Pressure (MPa)	2.7

由先前驗證之 T 型管研究可得知，RANS 之紊流模式就算在暫態條件下進行計算，隨著時間的改變，其物理量(如溫度、速度)的分布趨勢因時間的平均而無法準確掌握震盪的特性。對於熱疲勞的分析而言，壁溫的震盪現象與分布情況將會決定管線是否會出現疲勞破裂的可能。如圖 3-21 所示，此為初步測試 Civaux 在 LES 模式的溫度分布情況，可以很明顯看到其溫度的趨勢不會是平滑的分布，而是有不規則的紊亂分布情形。因此，可以確定的是採用 LES 紊流模式應可準確掌握溫度震盪的變化情形。圖 3-22 所示為不同截面下內部流場的溫度分布，此部分的截面分布是採用在計算一段時間下(10 秒)，將不同時間下的溫度值給予平均值來看其分布情況。主要目的在於確定 LES 計算結果經過時間平均後，其變化趨勢是否會呈現對稱的情形。一般 RANS 模式計算結果會有此趨勢，因為計算的邊界條件都是相對稱的，而這是合理的情形。亦可足證 LES 經過時間平均後的結果，是可以得到相對近穩定的解。

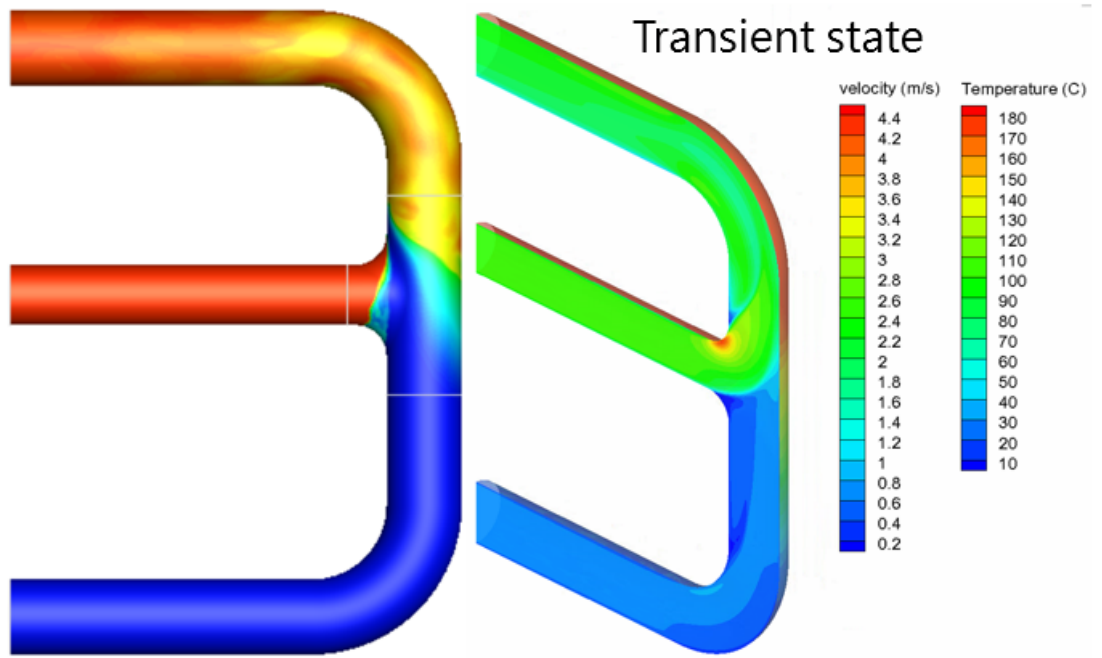


圖 3-21、混合三通管在暫態狀態下之流場與溫度分布

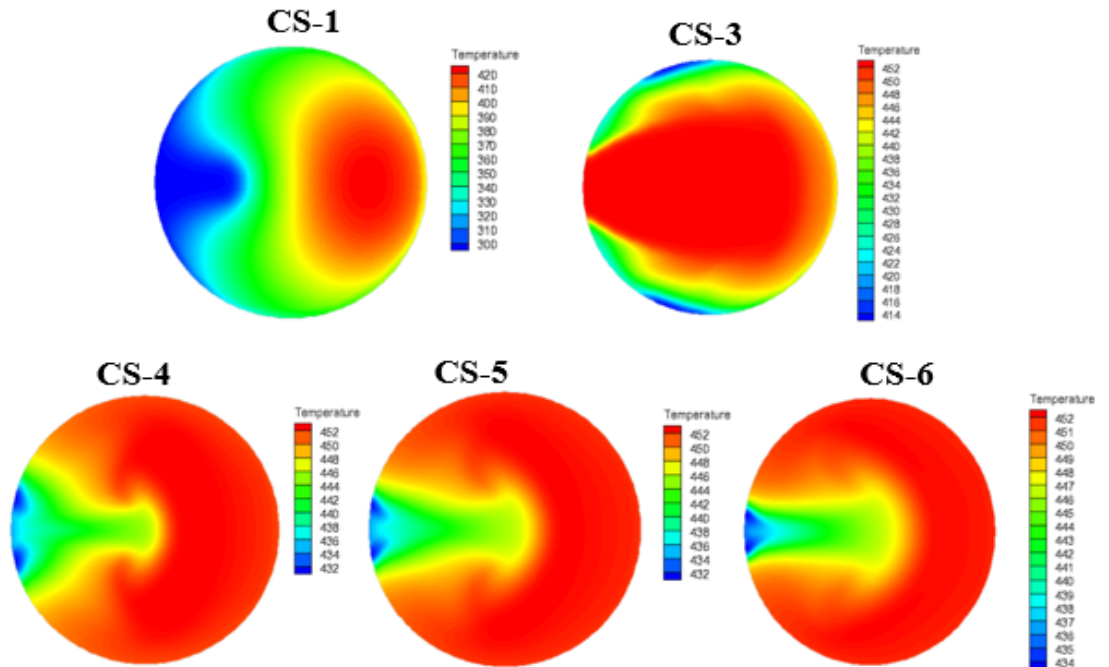


圖 3-22、肘管在不同截面處之溫度分布

圖 3-23 所示為肘管處通往冷端(Cold leg)時，其管壁與內部

流場的溫度分布情形，圖 3-24 為流體流動的分布情況，在此可以明顯發現到，在肘管處的兩側部分，其溫度值將會較高，且溫度震盪變化情況也較其它要來得強烈，可對照圖 3-25~圖 3-32 的溫度分布。當經過冷熱混合後的流體流經肘管時，肘管內側的流體因擠壓與離心力效應，其流速較高，相對壓力較小。而管外側的流體則相反，流速較慢，但其相對壓力會較高，使得流體在管內會形成強烈的二次流。一般二次流需流經一段約 15D 的距離後，其紊流的變化才會消散掉成直管的速度型(Profile)。不過，此案例的二次流仍存在時，從旁通管(Bypass)流進的熱水直接衝擊冷的流體，進而造成沿著管壁的流體更薄弱，再加上流進到中心進行混合，使得管壁兩側的流體隨時間的變化，其管壁溫度的差異會更為明顯。如圖 3-25 為進入肘管 10° 的溫度變化，可以發現量測點 a 至量測點 d 的溫度震盪變化較為明顯，尤其是 c 與 d，溫度呈現波峰波谷的現象相當明顯，此現象在肘管 50° 後才開始漸緩，如圖 3-29 所示。圖 3-30~圖 3-32 為將近離開肘管的溫度變化分布，上述這些趨勢是可由二次流與肘管幾何形狀有關。由於在中心混合區域冷熱流體的擾動，導致管壁上往中心區域的二次流因衝擊效應的影響，使得質流量存在的區域變薄，因而溫度傳遞效應變快，如在肘管 10°~40° 的趨勢表現，如圖 3-25~圖 3-28 所示。然而，在進入肘管後因離心力效應，管內側的流速變快，相對地管外側的流速較低，溫度變化更為明顯，如在肘管 50°~80° 的趨勢表現，如圖 3-29~圖 3-32 所示，不過由於溫度混合影響，越下游之處其溫差的變化越小，故在接近肘管下游處的溫度震盪變化的影響會較小。由於肘管

前半段因二次流擾動、離心力、溫度混合多重影響下，使得管壁兩側的溫度變化會較強烈，故我們可預測這區域在進行應力分析時應是有較高的機會產生疲勞破裂的地方。事實上，Civaux 電廠 RHR 系統管路熱疲勞損壞發生洩漏之處，就是位於肘管外緣，因此本研究所進行的 CFD 分析蠻符合混合三通管冷熱水混合的實際狀況。

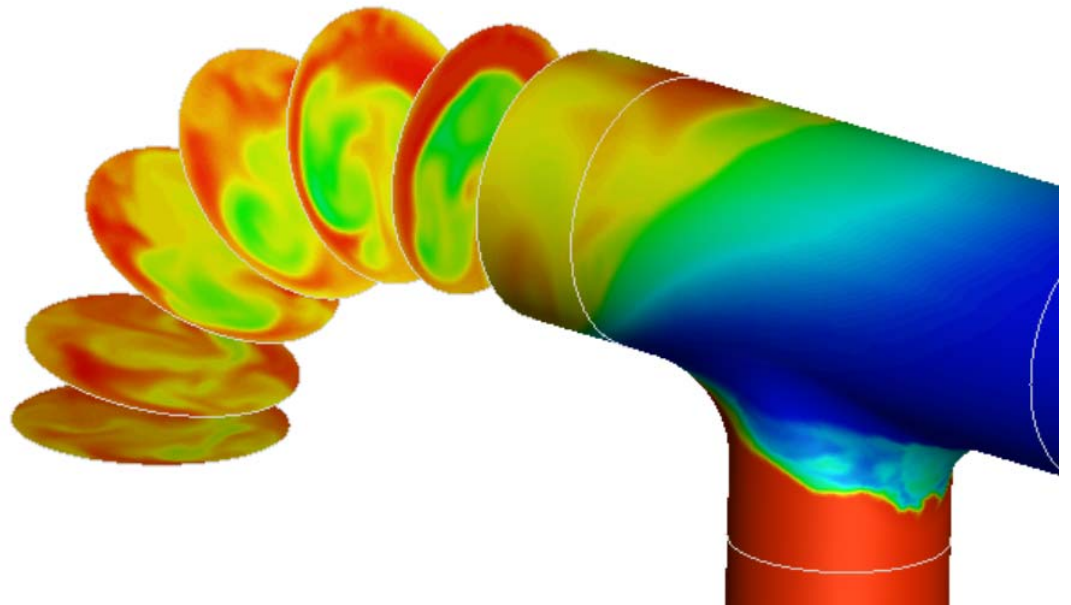


圖 3-23、混合三通管在暫態狀態下之管截面與管壁之溫度分布



圖 3-24、混合三通管在暫態狀態下的內部流動情形

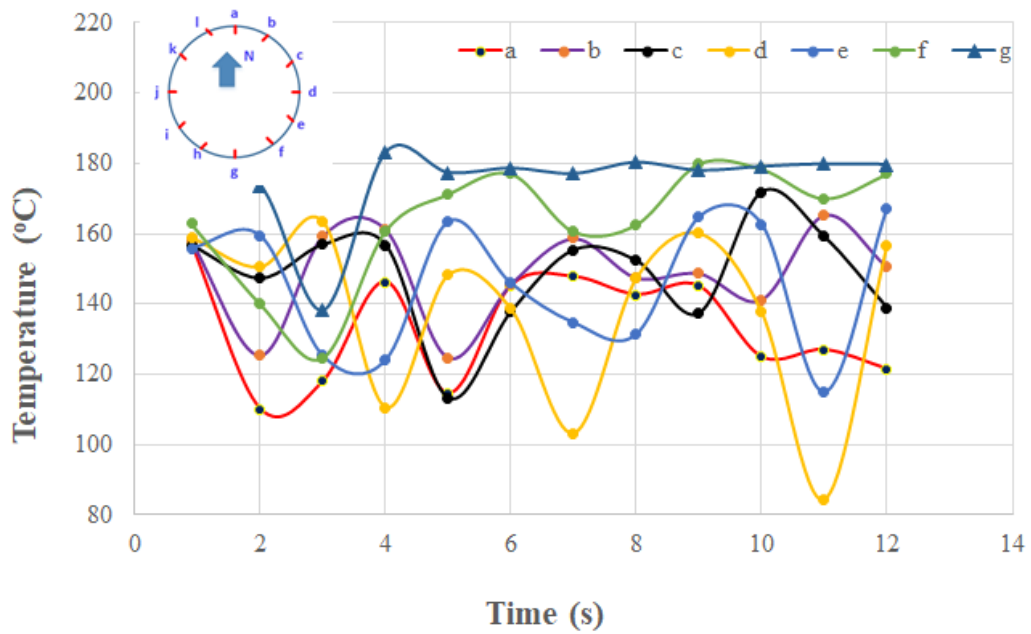


圖 3-25、肘管處 10° 之管壁溫度分布

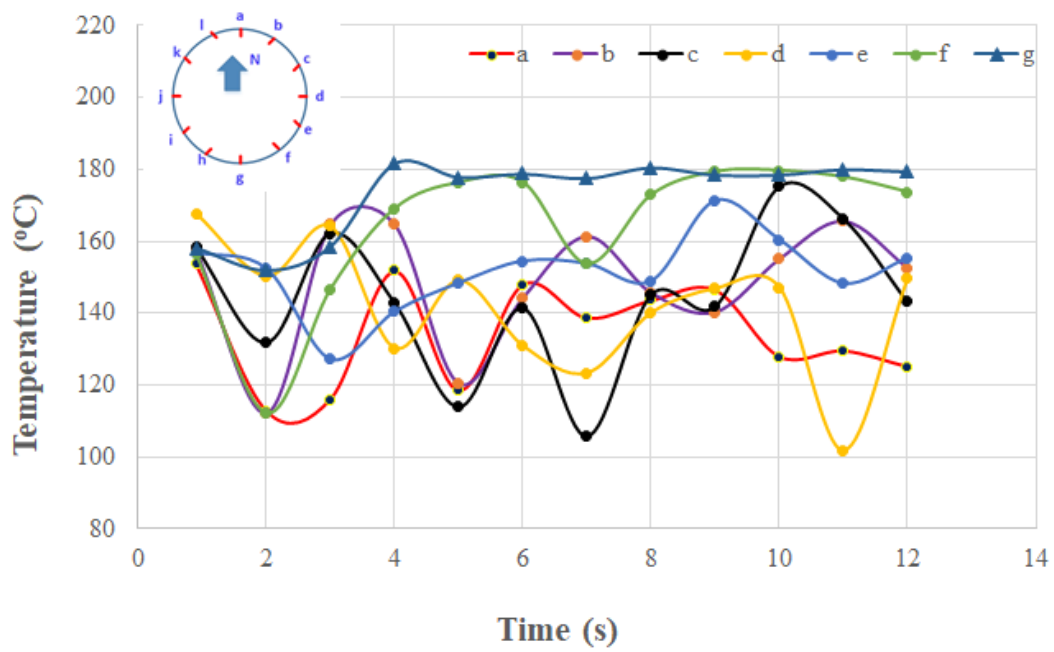


圖 3-26、肘管處 20° 之管壁溫度分布

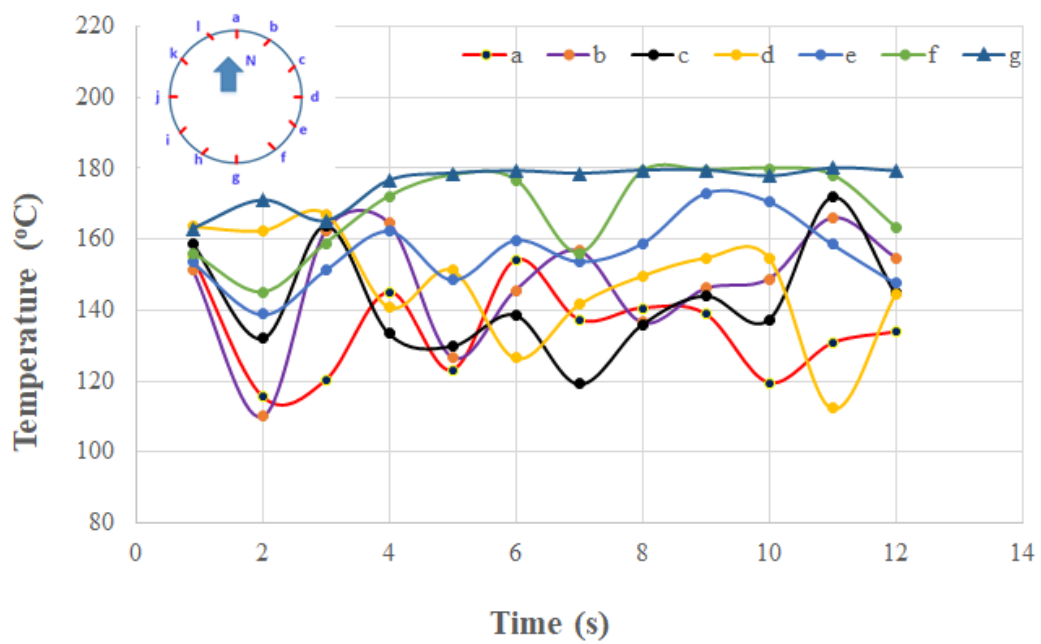


圖 3-27、肘管處 30° 之管壁溫度分布

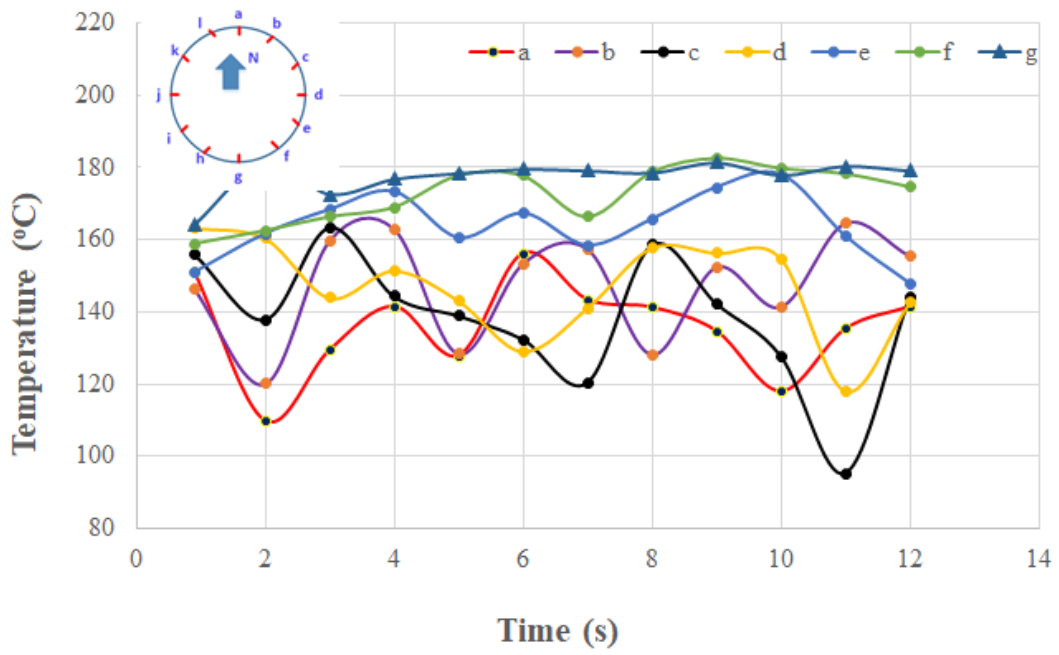


圖 3-28、肘管處 40° 之管壁溫度分布

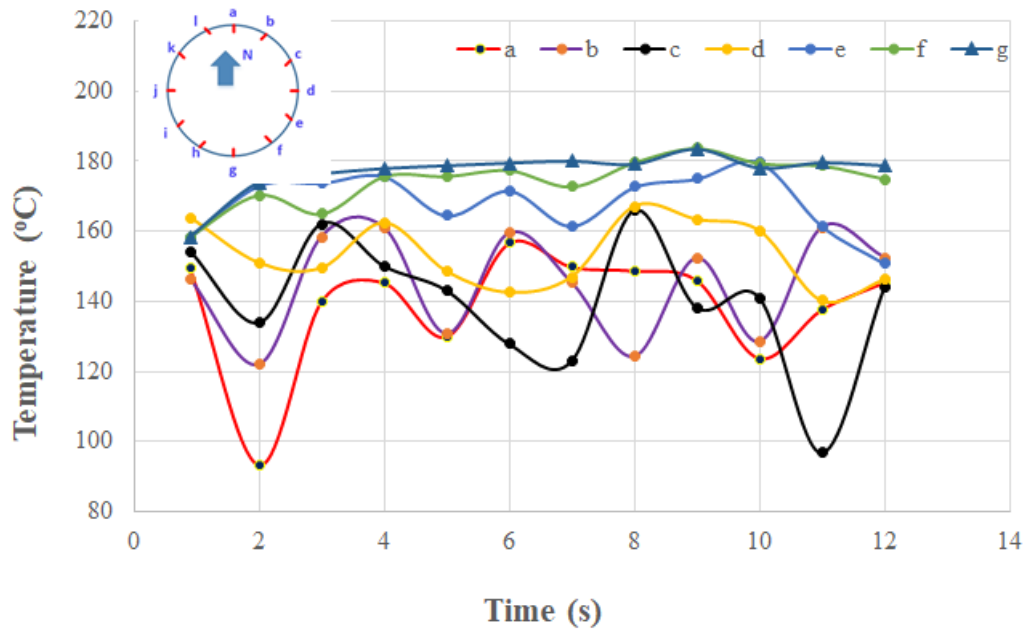


圖 3-29、肘管處 50° 之管壁溫度分布

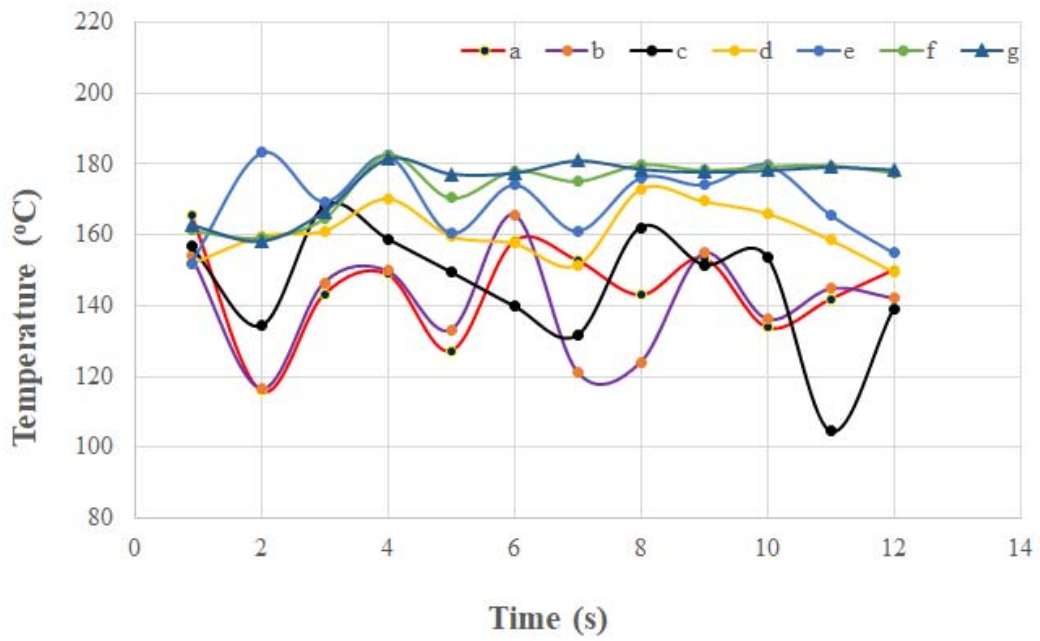


圖 3-30、肘管處 60° 之管壁溫度分布

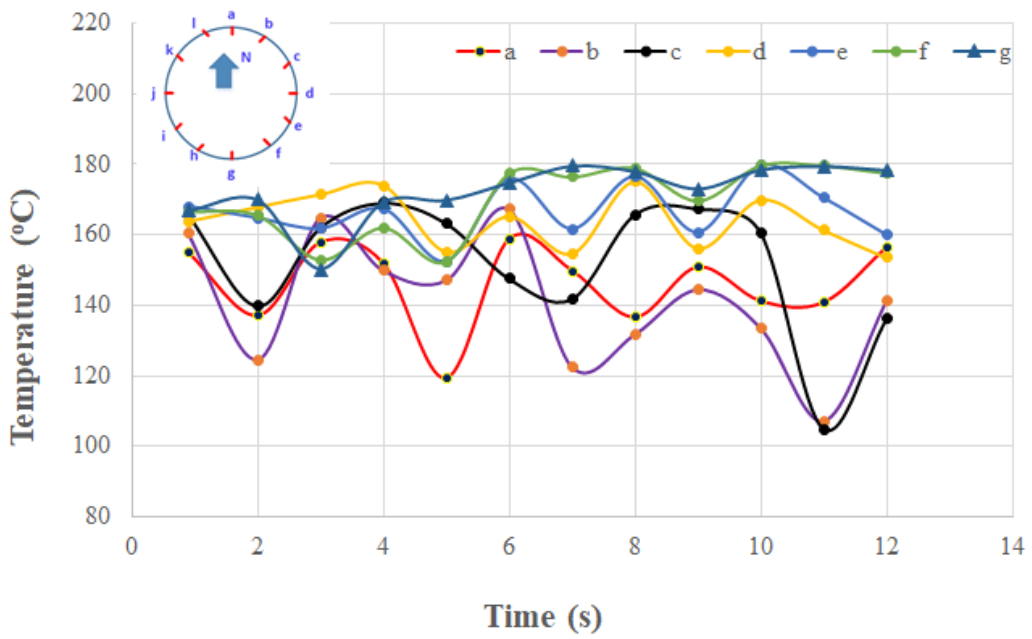


圖 3-31、肘管處 70° 之管壁溫度分布

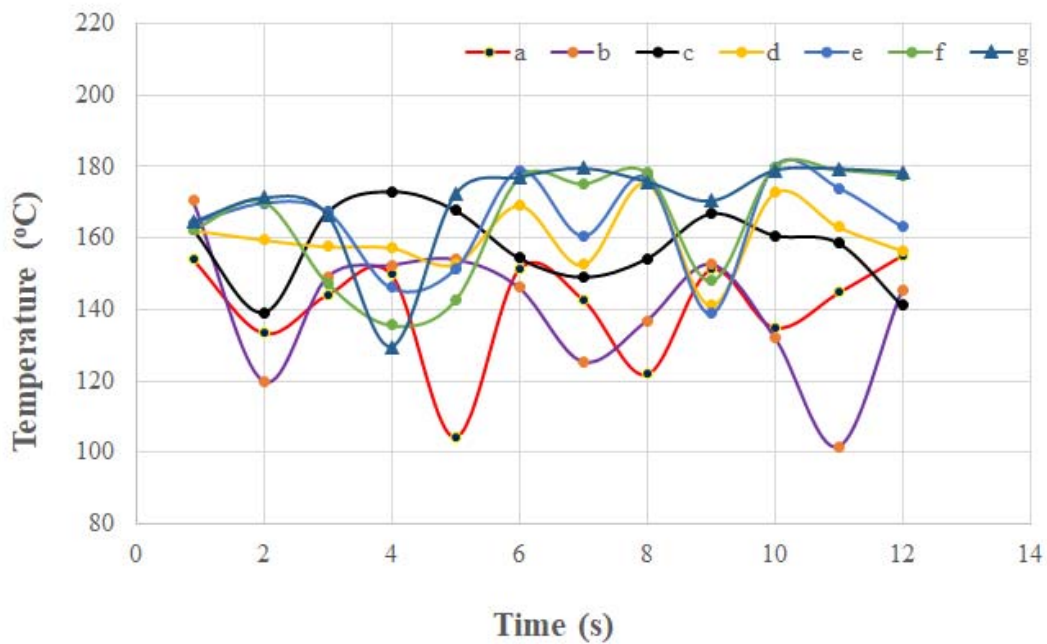


圖 3-32、肘管處 80° 之管壁溫度分布

四、熱疲勞分析

本研究利用應力分析的方法，將經過 CFD 分析後的溫度變化(圖 3-25~3-32)施加在混合三通管相對應的節點(Nodes)上，用以分析和計算管路的熱應力以及熱疲勞使用因子 (Thermal Fatigue Usage Factor)，在進行應力分析時，本研究將混合三通管之管路組件視為以無縫鋼管 (Seamless Steel Pipe) 製成，若是有縫鋼管 (Seamed Steel Pipe)，則需要加計設計安全因子 0.7 倍，以涵蓋組件的設計安全性。

本文採用 ANSYS 有限元素分析軟體來分析管路的熱分析 (Thermal Analysis) 和熱應力 (Thermal Stress Analysis) 分析，其中熱分析使用 SHELL 78 元素來建立混合三通管的分析模型，如圖 3-33 所示；在熱分析完成後，再使用 SHELL 83 元素來建立熱應力分析模型，因熱應力分析模型在外形上和熱分析

模型完全一樣，故同樣如圖 3-33 所示。

在進行熱應力分析時，混合三通管的邊界條件設定為：

1. 三通管下方的管路，其左端設定為固定；
2. 三通管上方的管路，其左端設定為可滾動。

上述的邊界條件標示在圖 3-33。

經過熱應力分析後，即可得到管壁上每一節點處的熱應力，混合三通管管壁上熱應力分布變化如圖 3-34 所示。經由觀察後發現，管路上較大的熱力發生在三通管下游肘管外側，因此，混合三通管最有可能發生熱疲勞損壞的位置將會發生在肘管處。

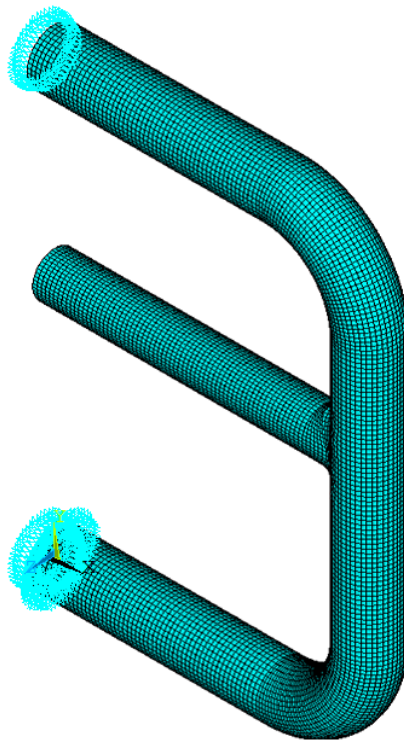


圖 3-33、混合三通管結構有限元素分析模型

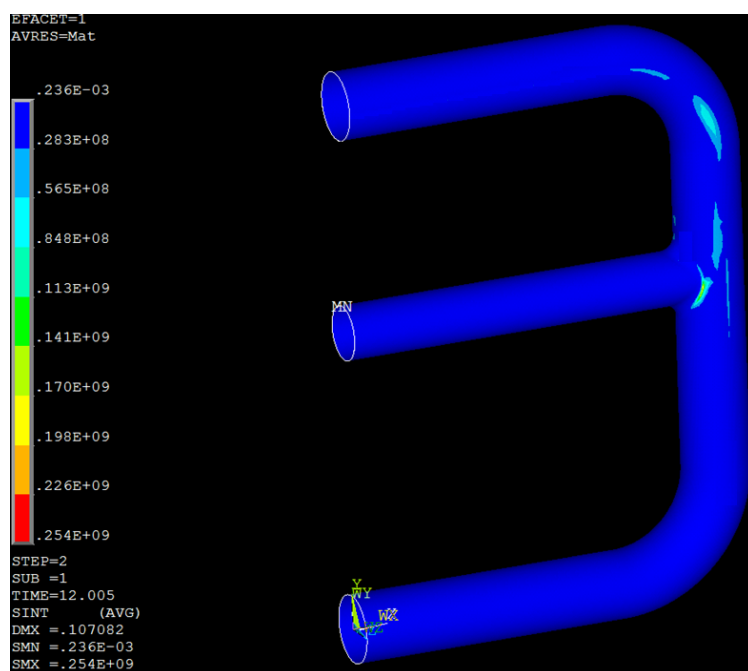


圖 3-34、應力分析結果(單位：Pa)

五、環境疲勞使用因子

在經過前節的熱應力分析後發現，最大應力發生在肘管外側約略中心處，其原因為在肘管遭受到激烈的溫度變化後，因結構邊界束制的原因，使得原本的圓形管壁發生橢圓化（Overlization）現象，故導致肘管側向的應力較大，圖 3-35 為肘管的橢圓化示意圖。

圖 3-36 描繪出肘管 A、B 點處（標示於圖 3-33）之應力強度隨時間的變化歷時圖，總時間為 12 sec；其中 S_1 為縱向應力（Longitudinal Stress）， S_2 為環向應力（Circumferential Stress）。因縱向應力 S_1 很小，其應力振幅（Stress Amplitude）小於疲勞設計曲線的耐力限值（Endurance Limit）93.77 MPa，對不銹鋼管路材料的疲勞沒有貢獻，因此在計算疲勞時，只需考慮環向應力 S_2 即可。

為了設計保守性以及讓循環次數更加簡單清晰，本文以一略大的包絡線來代表 S_2 應力，如圖 3-37 所示；由圖 3-37，可將包絡應力劃分成三個波，如表 3-2 所示。

表 3-2、包絡應力值

波	波峰 (MPa)	波谷 (MPa)	應力振幅 (MPa)	平均應力 (MPa)	容許循環次數 (Cycles)
1	140	-60	100	40	8.339 E6
2	140	-80	110	30	2.558 E6
3	80	-50	65	15	∞

在表 3-2 中的三個波可視為一個區塊 (Block)，而經歷一個區塊 (即第 1、2、3 波各發生 1 次) 所需的時間為 12 sec。

表 3-2 中最後一欄是將表中的應力振幅對應於圖 2-8 疲勞設計曲線所得到的容許循環次數。因第 3 波的應力振幅 55 MPa 小於疲勞設計曲線的耐力限值 93.77 MPa，對疲勞沒有任何貢獻，因此容許循環次數為無限大。在本案例中，當計算混合三通管的疲勞使用因子時，只需考慮第 1、2 波的作用。

當材料的環境疲勞累計使用因子達到 1 時，該材料會有開始發生疲勞裂紋的潛在危機。結合式(2-21)~(2-24)，可以計算出 RHR 混合三通管在經過 7.649×10^5 個熱循環區塊 (Block) 後，環境疲勞累計使用因子將達到 1，故 RHR 系統在開始運轉後(冷熱水混合)，會發生熱疲勞損壞的總時間為：

$$7.649 \times 10^5 \times 12 \text{ sec} = 2550 \text{ hrs}$$

以核三廠而言，RHR 系統在大修時才會運作，用以移除反應爐冷卻水系統的餘熱和衰變熱，當 RPV 機組從長期滿載停機後，機組由高溫冷卻至 60°C，若二串 RHR 系統同時運轉可在 16 小時內完成，若只單獨運轉一串的情況下，則可在 30 小時內完成；因核三廠每 18 個月才需停機進行一次大修，因此，肘管在 2550 小時熱疲勞損壞的時間可以分別計算出如下的結果：

二串同時運轉： $2550 / 16 =$ 需經過 160 次大修 = 240 年

只有運轉一串： $2550 / 30 =$ 需經過 85 次大修 = 128 年

核三廠的設計壽命為 40 年，因此可以判斷出核三廠在服役期限內，RHR 系統的混合三通管鄰近管路不致於發生熱疲勞損壞的情事。

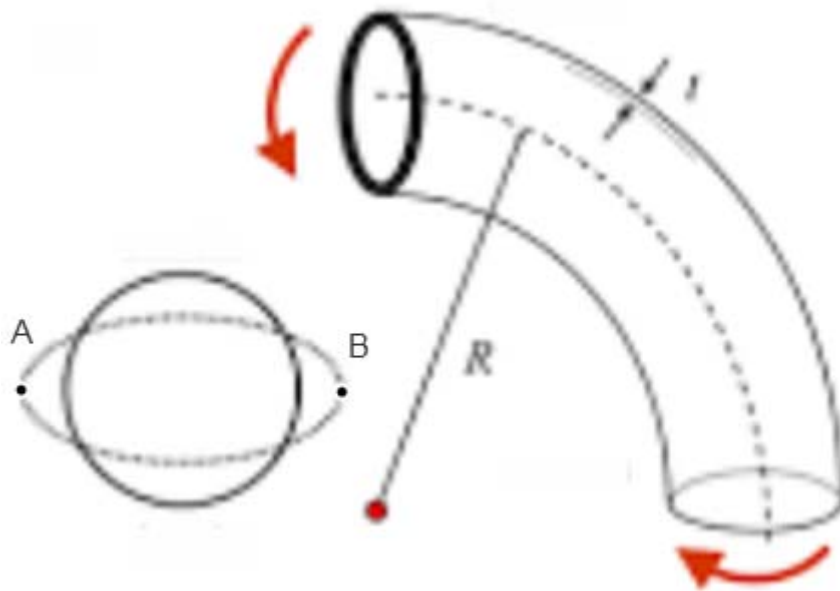


圖 3-35、肘管橢圓化示意圖

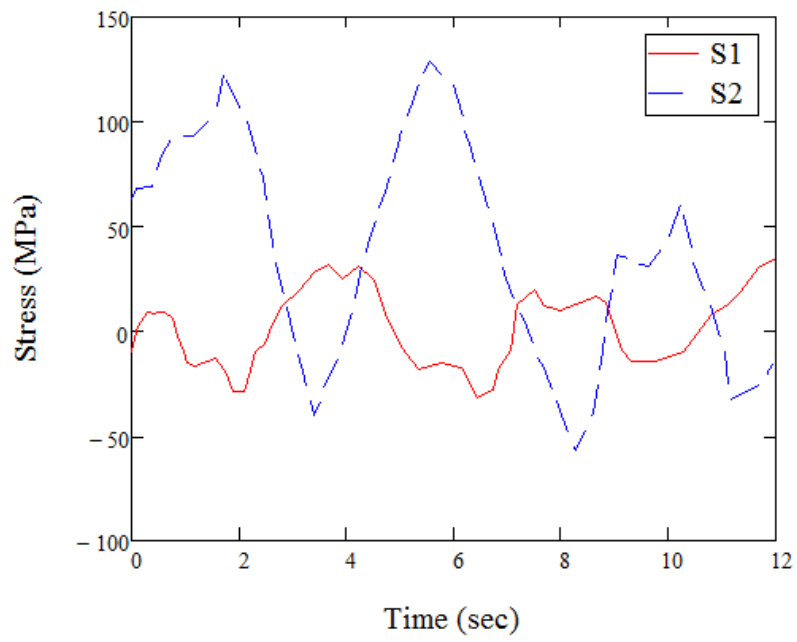


圖 3-36、肘管 A、B 點處之應力隨時間的變化圖

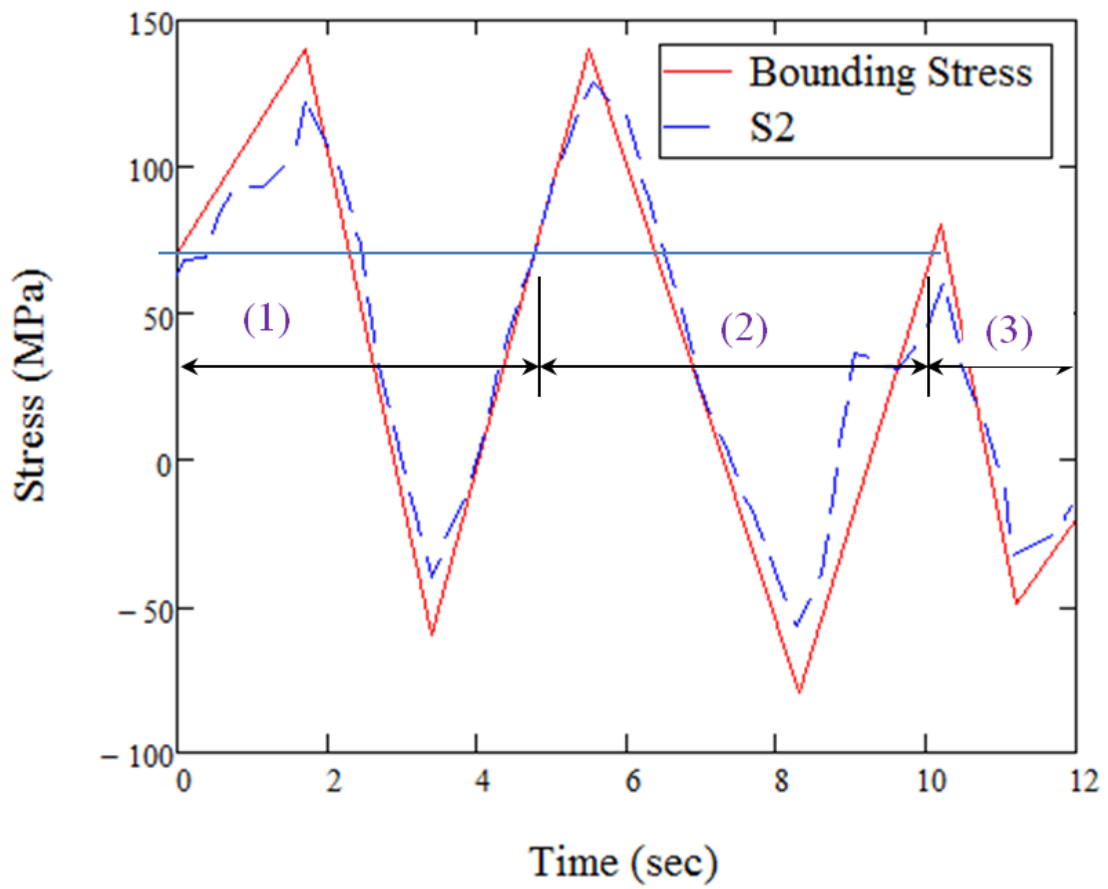


圖 3-37、包絡應力曲線

本研究之熱流與結構應力分析結果僅為初步研究成果，在此以較保守的理論分析方法來進行 RHR 系統混合三通管的熱疲勞現象，以讓電廠維護人員能及早做好防範準備，以確保電廠的運轉安全。在實務上，並非每個 PWR 電廠的 RHR 系統混合三通管都一定會發生熱疲勞損壞現象，影響熱疲勞的因素相當的多，可歸納為：

- 混合三通管的管路配置。
- 管路大小、材料和製造瑕疵。
- 管路組件選用無縫/有縫鋼管製成。
- RHR 熱交換器的操作條件和流量控制。
- RHR 熱交換器的進出口溫差。
- 旁通管的流量控制和冷卻水溫度。
- 冷卻水的溶氧量。
- RHR 系統操作的時間長度和間隔。

根據 MRP-192 報告[26]，美國經檢視其國內的九座 PWR 電廠的 RHR 系統混合三通管，均未發現有熱疲勞損壞洩漏事件，雖然如此，該報告仍然建議電廠的維護人員應該注意管路熱疲勞的議題。

基於精進核安管制技術，並且防範未然，本研究利用流固耦合的方法，對 RHR 系統混合三通管處的熱疲勞現象進行研究，以了解冷熱水混合所造成的熱疲勞成因和機制，以期找出改善措施，維護國內電廠的運轉安全。

肆、結論

本研究在進行計算分析時，遵照採用 ASME V&V 20-2009 中所規範的不準度評估方式，以進行不同紊流模式分析，並採用 LES 紊流模式模擬 T 型管之溫度與流場，所得結果可進行熱疲勞應力分析。利用結構應力分析軟體 ANSYS 分析 RHR 系統混合三通管處的熱疲勞現象，其中疲勞評估的方法是依照 ASME 設計規章和 NUREG/CR-6909 報告進行。在熱疲勞評估時，本研究已考慮管路材料隨溫度變化的非線性關係，並且考慮到高溫冷卻水對管路材料疲勞壽命加劇的影響參數。歸納分析結果，可以得到以下的幾項結論：

1. 進行網格靈敏度測試時，遵照 ASME V&V 20-2009 法則，選用同一種數值條件、紊流模式 (Turbulence model) 以及近壁面處理 (Near-wall treatment) 方式，先行驗證 CFD 之可行性。本研究先以混合 T 型管為主要分析對象來模擬流場、溫度以及紊流模式作為計算驗證之用。
2. LES 模式相較於其他 RANS 紊流模式更能準確的掌握溫度的震盪變化。
3. 以 LES 紊流模式進行 Civaux 模式之管路熱流與應力分析，並以材料疲勞曲線對 T 型管的疲勞壽命進行評估，以瞭解熱疲勞發生之原因及物理機制。
4. 對於混合三通管因冷熱水混合所造成的熱疲勞損壞機制已有初步了解。
5. 已成功建置混合三通管熱疲勞分析模型。

6. 依照 NUREG 報告，已建置一套應用於管路熱疲勞的評估程序。
7. 建立國內核能電廠於 FSI 應用之分析能力，並實際應用於既有電廠可能會遭遇的問題進行剖析與建議。
8. 協助管制單位作為核安分析與學術研究之基礎。
9. 核三廠 RHR 系統的混合三通管路因具有熱疲勞損壞的潛在風險，為了安全性，已根據 MRP-192 的建議，每十年進行檢測。

伍、参考文献

1. RELAP5/MOD 3 code manual – code structure, system models and solution methods, Vol. I., The Thermal Hydraulics Group, SCIENTECH Inc., Idaho, June 1999.
2. TRACE V5.0 theory manual – field equations, solution methods and physical models, Office of Nuclear Regulatory Research. US NRC, 2007.
3. D. Bestion, F. Barre, B. Faydide, “Methodology, status and plans for development and assessment of the CATHARE code”, Proc. OECD/CSNI Int. Conf., Annapolis, USA, 5-8 Nov. 1999.
4. GOTHIC Containment Analysis Program, Version 7.2a(QA), EPRI, Palo Alto, CA, Jan. 2006.
5. International Atomic Energy Agency, “Use of computational fluid dynamics codes for safety analysis of nuclear reactor systems,” IAEA-TECDOC- 1379, 2003.
6. S.K. Choi, S.O. Kim, “Turbulence modeling of natural convection in enclosures: A review,” Journal of Mechanical Science and Technology, 26, 283-297(2012).
7. Smith B. et al., “Assessment of CFD Codes for Nuclear Reactor Safety Problems”, OECD Nuclear Energy Agency Report

- NEA/SEN/SIN/AMA(2005)3, January 2005.
8. Smith B. et al, .Assessment of CFD Codes for Nuclear Reactor Safety Problem's., OECD Nuclear Energy Agency Report NEA/SEN/SIN/AMA(2005)3, January 2005.
 9. Sha, W.T., Domanus, H.M., Schmidt, R.C., Oras, J.J., Lin, E.I.H., “COMMIX-1: A Three-Dimensional Transient Single-Phase Computer Program for Thermal-Hydraulic Analysis”, NUREG/CR-0785, Argonne National Laboratory Report ANL-77-96, September, 1978.
 10. Sha, W.T., Chao, B.T., and Soo, S.L., “Porous-Media Formulation for Multiphase Flow with Heat Transfer”, Nuclear Engineering and Design, Vol. 82, pp 93-106, 1984.
 11. Rivard, W.C, and Torrey, W.C., “K-FIX: A computer program for transient, two-dimensional, two-fluid flow”, Los Alamos Scientific Laboratory report LA-NUREG-6623, April 1977.
 12. Nuclear Energy Agency, “Best Practice Guidelines for the use of CFD in nuclear Reactor Safety Applications,” NEA/CSNI/R(2014)11, May 2007.
 13. L. Hu, M Kazimi, LES benchmark study of high cycle temperature fluctuations caused by thermal striping in a mixing tee, Int. J. Heat

- Fluid Flow 27 (2006) 54.
- 14.S.J. Wang, A.S. Mujumdar, Flow and mixing characteristics of multiple and multi-set opposing jets, Chem. Eng. Process 46 (2007) 703.
 - 15.M. Le, I. Hassan, DSMC simulation of gas mixing in T-shape micromixer, Appl. Therm. Eng. 27 (2007) 2370.
 - 16.W. Vicente, M. Salinas-Vazquez, C. Chavez, E. Carrizosa, Different numerical methods in the study of passive scalar transport in a pipeline x-junction, Appl. Math. Model 33 (2009) 1248.
 - 17.J.I. Lee, L. Hu, P. Saha, M.S. Kazimi, Numerical analysis of thermal striping induced high cycle thermal fatigue in a mixing tee, Nucl. Eng. Des. 239 (2009) 833.
 - 18.C. Walker, A. Manera, B. Niceno, M. Simiano, H.M. Prasser, Steady-state RANS-simulations of the mixing in a T-junction, Nucl. Eng. Des. 240 (2010) 2107.
 - 19.V.S. Naik-Nimbalkar, A.W. Patwardhan, I. Banerjee, G. Padmakumar, G. Vaidyanathan, Thermal mixing in T-junctions, Chem. Eng. Sci. 65 (2010) 5901.
 - 20.F. Aulerya, A. Toutanta, R. Monod, G. Brilliant, F. Bataille, Numerical simulations of sodium mixing in a T-junction, Appl. Therm. Eng. 37

- (2012) 38.
- 21.H. Ayhan, C.N. Sökmen, CFD modeling of thermal mixing in a T-junction geometry using LES model, Nucl. Eng. Des. 253 (2012) 183.
- 22.A. Sakowitz, M. Mihaescu, L. Fuchs, Effects of velocity ratio and inflow pulsations on the flow in a T-junction by Large Eddy Simulation, Comp. Fluids 88(2013) 374.
- 23.B.L. Smith, J.H. Mahaffy, K. Angele, A CFD benchmarking exercise based on flow mixing in a T-junction, Nucl. Eng. Des. 264 (2013) 80.
- 24.A. Sakowitz, M. Mihaescu, L. Fuchs, Turbulent flow mechanisms in mixing T-junctions by large eddy simulations, Int. J Heat Fluid Flow, 45 (2014) 135.
- 25.M.S. Gritskevich, A.V. Garbaruk, Th. Frank, F.R. Menter, Investigation of the thermal mixing in a T-junction flow with different SRS approaches, Nucl. Eng. Des. 279 (2014) 83.
- 26.EPRI MRP-192, Assessment of RHR Mixing Tee Thermal Fatigue in PWR Plants, 2006.
- 27.壓水式核能電廠隔離不全管路熱疲勞問題之安全評估及管理，三聯技術公司，2011。
- 28.ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section II, Part D, 2016

Edition.

29. ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 1, 2016 Edition.

30. Regulatory Guide 1.207, "Guidelines for Evaluating Fatigue Analyses Incorporating the life reduction of Metal Components due to the Effects of the Light-Water Reactor Environment for New Reactors," U.S. Nuclear Regulatory Commission, March 2007.

31. NUREG/CR-6909, Rev. 1, "Effect of LWR Coolant Environments on the Fatigue Life of Reactor Materials," U.S. Nuclear Regulatory Commission, February 2014.

D 分項

核電廠系統安全分析應用程式

TRACE 之模式建立與驗證

目 錄

目 錄.....	1
中文摘要.....	3
英文摘要.....	4
壹、計畫緣起與目的.....	5
貳、研究方法與過程.....	8
參、主要發現與結論.....	10
一、2017 CAMP 春季會議與國際研究動態說明	10
(一) 2017 CAMP 春季會議說明.....	10
(二) 各國研究發展動態與技術報告	15
二、國內核電廠 TRACE 模式之精進.....	32
三、建立不準度分析研究模式.....	37
(一) 不準度分析介紹	37
(二) 不準度模式建立	43
四、暫態模擬與分析案例.....	54
(一) 分析案例說明	54
(二) 研究方法論	54

(三) 模式與假設	57
1. 核三廠 TRACE 分析模式	57
2. 暫態 LBLOCA 案例假設	59
(四) 分析結果與討論	61
1. 保守估算法	61
2. 最佳估算法	69
五、NUREG/IA 報告同行審查	74
六、嚴重事故處理訓練課程	75
(一) 公告與課表內容	75
(二) 講師介紹	80
(三) 參加學員名單	81
(四) 課程情況照片	83
(五) 訓練課程成果	85
七、結論	86
八、論文發表與人才培育	90
肆、參考資料	93

中文摘要

TRACE 程式為美國核管會所發展之全新且先進的核電廠熱水流安全分析程式，此程式以舊有的 TRAC 程式為基礎(TRAC-P 與 TRAC-B)，整合 RELAP5 及其他程式。未來美國核管會將以 TRACE 作為主要熱水流分析程式，同時正在研發先進圖形化使用者介面程式 SNAP，使程式運用簡單化，使用者更容易上手。TRACE 之特色之一為具有以三維立體模型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。我國與美國已簽訂一項合作協定 CAMP，內容包括共同維護與發展 TRACE，工作內容為應用 TRACE 進行熱水流分析，提供程式使用經驗與程式改進建議。本計畫配合 U. S. NRC 之 TRACE 與 SNAP 程式的改版，結合國內核電廠最新之系統與運轉資料，精進國內核電廠之 TRACE 熱水流安全分析模式，並完成 NUREG/IA 報告，提供給美國核管會參考，來完成我國參與 NRC 國際合作 CAMP 計畫中之責任與義務。

關鍵字： TRACE，CAMP，安全分析。

英文摘要

U.S. NRC is developing an advanced thermal hydraulic code named TRACE for nuclear power plant safety analysis. The development of TRACE is based on TRAC and combines the capability of RELAP5. U.S. NRC has declared that TRACE is the main code for thermal hydraulic safety analysis, without any further development for other thermal hydraulic codes like RELAP5 and TRAC. A graphic user interface program, SNAP, which serves as input and output processors for TRACE is also under development. One of the features of TRACE is the capability to model the reactor vessel with 3-D geometry. It could perform more powerful and detailed safety analysis of nuclear power plants. The authorities of Taiwan and USA have signed an agreement on CAMP which includes the development and maintenance of TRACE. INER/NTHU is the responsible organization for Taiwan to apply TRACE for thermal hydraulic safety analysis in order to provide user experiences and development suggestions. Based on the above goals, this project modified the TRACE safety analysis models of Taiwan nuclear power plants according to the revision of TRACE and SNAP. The results of TRACE were presented in the NUREG/IA reports. These NUREG/IA reports will be sent to U.S. NRC as the references.

Keywords: TRACE, CAMP, Safety analysis.

壹、計畫緣起與目的

美國核管會 (U.S. NRC) 過去依靠四種不同的熱水流系統分析程式作為審查工具，分別是應用在壓水式電廠的RELAP5與TRAC-P以及應用在沸水式電廠的RAMONA與TRAC-B，這些都是在1970年代開始發展的程式，時至今日，硬體設備已有長足進步，作業平台亦已多樣化，老舊程式語言不容易擷取今日硬體發展之優勢，且四個程式在其演變過程中在功能上彼此產生交集。考慮分別發展四個程式，人力與資源被分散之缺點，數年前美國核管會決定集中力量整合四個程式的功能發展一個新的程式TRACE (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine)，新程式使用福傳90 (Fortran 90) 作為程式語言，希望程式具有可讀性、可修補性、可擴充性與可攜性 (在不同平台運作) 等特色。TRACE發展之初，經過考量，選擇TRAC-P為基礎，再參酌其他三個程式特性而增強其功能，使TRACE成為可以普遍運用在所有輕水式核能電廠的熱水流分析程式。TRACE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。在程式使用方面，計畫發展出一套圖形化使用者介面程式SNAP (Symbolic Nuclear Analysis Program)，使程式運用簡單化，使用者

更容易上手。這個發展計畫顯示TRACE將成為美國核管會未來主要的熱水流系統分析程式，實際上其他舊有的四個程式已經不再進行新的發展，而TRACE的發展是全面的，新穎的，功能強大的，經過數年的研發，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其他熱水流安全分析程式。

台灣與美國於2004年簽訂CAMP（Code Applications and Maintenance Program）協定相互交流核電廠熱水流安全分析程式研究與應用，合約中所針對的程式為RELAP5及TRACE，但如前所述，真正的重心實為TRACE與其相關程式的發展。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，要達成這個目標，必須實際運用TRACE進行模式建立與校驗工作，如此才能獲得經驗，有機會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。

傳統的核電廠熱水流參數暫態安全分析方法中，將模擬所需的邊界條件與初始條件的單一數值輸入至程式中，經過一次的迭代分析後得到隨著時間變化的一條變化曲線，根據此變化趨勢，研究人員可以判斷於暫態時電廠的各種特性；當加入了不準度分析後，模擬所需要的邊界條件與初始條件，會根據現實狀況可能產生的誤

差，以一個範圍區間的方式，輸入多種組合，每個組合均會進行一次迭代，因此所產生的數據不再是單一曲線，而是一個不準度區間。因此，本計畫將配合美國核管會之TRACE與SNAP程式的改版，結合國內核電廠最新之系統與運轉資料，精進國內核電廠之TRACE熱水流安全分析模式，並發展核電廠不準度分析模式。經由本計畫，可以完成國內核電廠TRACE分析模式之精進，提升國內核電廠的安全分析能力及完成NUREG-IA報告，提供給美國核管會參考，來完成我國參與美國核管會國際合作CAMP計畫中之責任與義務。

本計畫將配合原能會技支中心的訓練，以原能會，核研所，台電，清大等研究人員，工程師，研究生為對象，邀請國內外專家學者在國內舉行短期訓練課程；另外也聘請美國北卡大學核工系Nam Dinh教授為顧問，提供有關嚴重事故現象之了解與緩解措施之有效性等等諮詢服務。

貳、研究方法與過程

根據 U.S. NRC 最新釋出的 TRACE 程式版本為 2017 年 8 月釋出的 V5.0 Patch 5；SNAP 最新版本為 2.5.5 版，故本計畫配合 U.S. NRC 之 TRACE 與 SNAP 程式的改版，精進原先國內核電廠之 TRACE 熱流分析模式，並加入不準度分析研究，提升國內核電廠的安全分析能力及完成 NUREG-IA 報告，提供給美國核管會參考，來完成我國參與美國核管會國際合作 CAMP 計畫中之責任與義務。

執行方法及進行步驟如下：

1. 蒐集與整理國內核電廠最新之系統與運轉資料、程序書及功率提升之相關資料。
2. 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之最新發展。
3. 配合TRACE或SNAP程式的改版，結合國內核電廠最新之系統與運轉資料，精進國內核電廠之TRACE分析模式。
4. 建立國內核電廠TRACE不準度分析模式，並且應用於國內核電廠暫態分析，評估結果整理成報告並提供管制單位參考使用。

5. 將相關研究結果，撰寫成美國核管會的NUREG-IA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。
6. 以委外服務之方式，聘請國內外專家學者在國內舉辦嚴重事故現象與緩解措施之訓練課程；以及聘請美國北卡大學核工系Nam Dinh教授進行有關嚴重事故現象與緩解措施有效性探討之遠端諮詢。
7. 整理相關的研究成果與產生，完成結案報告。

參、主要發現與結論

一、2017 CAMP 春季會議與國際研究動態說明

(一) 2017 CAMP 春季會議說明

台灣與美國於 2004 年簽訂 CAMP (Code Applications and Maintenance Program) 協定相互交流核電廠熱水流安全分析程式研究與應用，合約中所針對的程式為 RELAP5 及 TRACE，真正的重心為 TRACE 與其相關程式的發展。CAMP 國際合作計畫之內容包括共同維護與發展 TRACE、應用 TRACE 進行熱水流分析、提供程式使用經驗與程式改進建議等。CAMP 國際合作計畫為每年於春季與秋季均會召開一個討論會議，提供各會員國及參與組織一個溝通平台，分享目前 TRACE、PARCS、SNAP 等程式的研究成果及分析技術討論。每一次的 CAMP 會議，清華大學幾乎都會派人出席，介紹台灣對於這三個程式的使用現況，並發表相關技術文件與出版 (NUREG/IA)。跟美國簽訂協議的國家有十幾個，除了歐美洲方面如瑞典、德國、捷克、比利時、瑞士、義大利、西班牙、克羅愛西亞、斯洛維亞、加拿大等等，亞洲方面有台灣、日本、韓國、中國、阿拉伯聯合大公國等。對於核能電廠系統的安全分析程式的精進發展與驗證應用，是能夠達成專家意見的詳細討論與經驗交流，徹底可以澄清及改進程式的各項功能。

2017 年 CAMP 春季會議於 Poland 首都 Warsaw 舉行，為期三天 (5/22~5/24)，經多年努力，我國 NUREG/IA 報告的總數已累積 27 篇 (統計至 2017 年五月份)，目前的國際排名上升至第一名(如下圖所

示)，顯示我國在 CAMP 上的積極度與貢獻。(備註:2017 年 11 月 6 日，台灣第 28 篇 NUREG/IA-0472 已被接受及發表)

NUREG/IA's published (2009-2017)
Total of 116

- Spain – 26
- Slovenia – 13
- Finland – 6
- Germany – 9
- Korea – 7
- Czech Republic – 6
- Republic of China – 27
- Sweden – 5
- Argentina – 1
- Canada – 4
- Italy - 3
- People's Republic of China -2
- Poland - 4
- United Kingdom – 1
- Switzerland – 2
- Croatia – 1
- Ukraine - 1



2017CAMP 春季會議中，美國核管會針對 TRACE 程式發展提到新版本 TRACE Version 5, Patch 5 將於 2017 年夏季釋出 (備註:後來實際釋出日期為 2017 年 8 月)，新版本會包含 CANDU 反應爐模式。在簡報中，也提及了精進 TRACE 程式中數值計算能力、熱傳和流體的模擬，以及增加水的密度與黏性對於硼濃度的計算。而 SNAP 程式則精進程式介面的輸入，目前最新版本為 2.5.5 版，可以支援 TRACE patch4 以前之所有版本。



TRACE Development – A Peek Under the Hood

- New Correlations for Research and Test Reactors (TRIGA and plate fuel)
- Spacer Grid Heat Transfer Enhancement Models (Droplets and Breakup of Droplets)

TRACE – Recently Added Features Available for Testing

- Fully Implicit Solution for Heat Transfer and Fluid Flow
- Improved Second Order Advection Solution Using Lax-Wendroff Method with flux limiter
- Making Water Density and Viscosity a Function of Boron Concentration.
- Enthalpy-based and Fully Conservative Energy Equation for TRACE
- Interfacial Area Transport Implementation into TRACE

3



- **More on TRACE Development**

- TRACE Version 5, Patch 5
 - Target release for Summer 2017
- Status of CANDU modeling update
 - Will be in Patch 5
- Filing bug reports
 - Use Bugzilla to file a trouble report at www.nrccodes.com
 - Send email to trace.bugs@nrc.gov
- TRACE training
 - Taking feedback on the desire for training



SNAP Development – Enhanced User Productivity

- Current SNAP Version is SNAP 2.5.5
- Supports all TRACE versions through patch 4
- Automated PARCS CR Search.
- PARCS Multi-Cycle Depletion.
- Improved Uncertainty Quantification Plug-in
- Droplet Field input added to TRACE Plug-in
- See <https://www.snaphome.com/snap/> for more information.

4



TRACE Use at NRC

TRACE is used in licensing support and design certification activities:

- APR-1400
- NuScale and other SMRs
- ESBWR
- US-EPR
- US-APWR
- AP1000
- ABWR
- Power & research/test reactor licensing actions
- Generic Safety Issue (GSI) and Rulemaking support

3



TRACE is the Future of NRC Safety Systems Analysis T/H

- NRC would like CAMP members to focus their assessments on TRACE.
- **Suggested Areas:**
 - Fuel Rod Models
 - Spacer Grid Models
 - Droplet Field Void Fraction Predictions
 - Testing of new features (e.g., higher order numerics)
 - Additional Integral Tests
 - Research and Test Reactor Applications

2

(二) 各國研究發展動態與技術報告

1. Activities related to CAMP in Poland in 2016/17 (02_CAMP_Spring_2017_

Staron_Poland)

波蘭導入 TRACE 與 RELAP5 進行模式驗證和嚴重事故分析，未來仍將繼續使用 TRACE 進行模擬分析。

PAA in CAMP (2)

- Starting practically from zero
- First works – research reactor „Maria”
- Next – acquiring knowledge in reactor design and using codes,
 - IAEA trainings, workshops, on-the-job-trainings, conferences, specialised trainings, specific topics
- Further – understanding the results , assessment works
 - work on modelling the AP600, AP1000 and EPR (on the basis of available data), ordering analyses of specific problems (e.g. MSLB of the EPR using SCALE, PARCS, TRACE)

PAA in CAMP (3)

- One project – unluckily not continued - example of a good practice
- Governmental grant in the field of reactor safety: won by the Warsaw University of Technology
 - Topic of grant: Elaboration of methods for safety analysis of PWRs and BWRs in case of disturbances in the coolant system (SBLOCA, LBLOCA) and severe accidents. Codes: RELAP5, TRACE, MELCOR also CATHARE.
 - Project duration from October 2012 to August 2014
 - On the basis of publicly available data, the following models were created: Generic PWR, 3-loop, PWR 4-loop (Zion), EPR, ABWR, BWR (Peach Bottom); transients: SBLOCA, LBLOCA, MSLB, SGTR
 - People from PAA participated in the work to a limited extent.
 - The final results and report done by the university was shared with PAA,

Summary

- The Polish nuclear program is continued
- PAA has to be prepared for the regulatory process including assessment
- The PAA staff is gaining competence in NPP assessment using RELAP, TRACE and PARCS
- The number of people using the codes is increasing although the future of the Polish NPP project is unclear

2. Updated Status Report of CAMP Activities in Spain(03_CAMP_Spring_2017_Sanchez_Perea_Spain)

西班牙條列多項應用 TRACE 或 TRACE/PARCS 進行模式驗證和事故假設分析，並有多篇研究成果以 NUREG/IA 報告發表。



4. Recent Contributions (2)

	Case	Code	Author	Experimental Results	Objectives	Status
6	Analysis with TRACE code of PKL-2 Test F1.2	TRACE	UPV (group prof. Muñoz-Cobos)	PKL-2 serie F1.2 (Boron dilution on SBLOCA)	Check capacity of TRACE to model: boron tracking, reflux condensation heat transfer, natural circulation (stopping and restart)	NUREG/IA 0423
7	Analysis with TRACE Code of ROSA Test 1.2: ECCS Water Injection under Natural Circulation Conditions	TRACE	UPV (group prof. Muñoz-Cobos)	ROSA serie 1 (Temperature stratification and coolant mixing)	Check capacity of TRACE to model: stratification and coolant mixing; eventual connection to external code	NUREG/IA 0420
8	Analysis with TRACE Code of ROSA Test 1.1: ECCS Water Injection under Natural Circulation Conditions.	TRACE	UPV (group prof. Muñoz-Cobos)	ROSA serie 1 (Temperature stratification and coolant mixing in hot leg/downcomer)	Check capacity of TRACE to model: stratification and coolant mixing; eventual connection to external code	NUREG/IA 0419
9	Simulation of PKL loss of RHRS experiment E3.1 with RELAP5 and TRACE codes. Application to a PWR-W plant model	RELAP5 and TRACE	UPM (group. prof. Queral)	SETH serie E3.1 (Loss of RHRS on mid-loop operation with closed RCS)	Check capacity of TRACE at LPSD conditions	NUREG/IA 0256
10	Simulation of PKL loss of RHRS experiment F2.2 with RELAP5 and TRACE codes. Application to a PWR-W plant model	RELAP5 and TRACE	UPM (group. prof. Queral)	PKL-2 serie F2 (Loss of RHRS on mid-loop operation with closed RCS)	Check capacity of TRACE at LPSD conditions	NUREG/IA 0257
11	Vessel Upper Head SBLOCA. Assessment of TRACE 5.0 against ROSA serie 6.1. Application to a PWR-W plant model	TRACE	UPM (group. prof. Queral)	ROSA serie 6.1 (Vessel Upper Plenum SBLOCA)	Check capacity of TRACE to model vessel SB vessel LOCA phenomenology	NUREG/IA 0426

Spring 2017 CAMP meeting: May 22-24, 2017

3. Status of CAMP Activities in Czech Republic (07_CAMP_Spring_2017_Markova_Czech_Republic)

捷克應用 TRACE 執行新模式的空間熱傳導測試分析，並與 CFD 進行驗證。



Activities with TRACE:

- Version TRACE V5.0 Patch 03
- New model TRETSEAL-1.0: detail model of main circulation pump GCN-195M on Temelin (VVER1000) used for simulation of thermal loading of pump seal during SBO. The detail simulation of spatial heat conduction was prepared using 2D thermal structure in TRACE. Model was validated comparing with CFD codes results.
- New model TRETERY-1.0: detail model of auxiliary systems of steam generator in Temelin (VVER1000) used for analysis of consequences of blinding the pipe after steam generator draining after PRISE.
- Other activities with TRACE: Computation of CL-4, 1-03 (4,1 % cold leg break test) on PSB-VVER in Elektrogorsku using TRACE V5.0 Patch03 a Patch04 – see more in Mr. Heralecký (TES s.r.o.) presentation.

16



Institute for Applied Mechanics Brno (UAM)

Codes:

- TRACE
- SNAP

Activities with TRACE-SNAP:

- **Numerical analyses of steam generators blowdown effectiveness improvement possibilities (Temelin NPP VVER1000):** The object was to study how to improve hydraulic resistances on the steam generator (SG) blowdown pipelines DN25 between SG's hot and cold collector. „Uniforming” of flow from both SG's collectors can be achieved by adding, for example, sharp bends on DN25 pipelines. Their effectiveness was analyzed. For overall outflow rates were taken real measured flow rates.
- No testing activities

19

4. Review on the tube bank drag model of TRACE Ver. 5 Patch 4 code (14_CAMP_Spring_2017_Shin_Tube_bank_drag_model_TRACE)

韓國應用目前最新版本的 TRACE V5P4 建立 SFR 模式，進行許可審查的模擬，主要在於探討管道橫向流阻力，同時也模擬數個不同模式做靈敏

Triangular tube array friction factor assessment

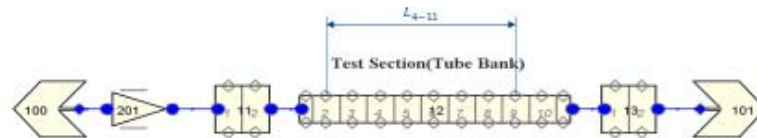
• **TRACE patch4 modeling & simulation**

– Test section : 11-cell-pipe(12) with type 11(tube bank crossflow)

- 3 tube rows for first and end cells, 6 rows for other cells,
- Friction factor estimation during reduced flow from 500kg/s to 1kg/s

$$f = K \frac{D_v}{L_{4-11}} = \frac{2 \cdot \Delta p}{\rho \cdot V^2} \cdot \frac{D_v}{L_{4-11}}$$

D_v : Volumetric hydraulic diameter = $4 \cdot \frac{\text{fluid volume}}{\text{wetted area}}$
 L_{4-11} : length between the tap 4 to 11 (cell 2 – 9)



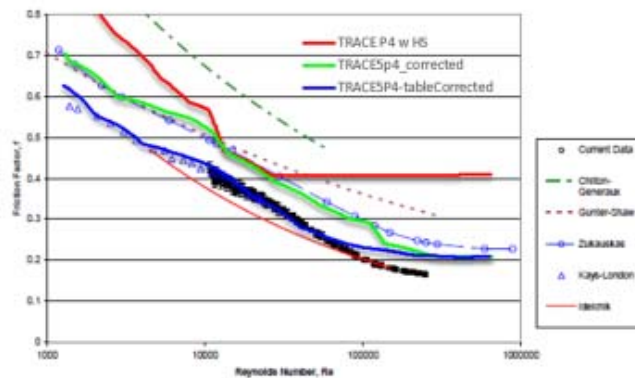
度分析。

10

Findings and correction

• **Sub. TubeBankFric correction**

- Re, momentum cell length
- Euler and correction factor table

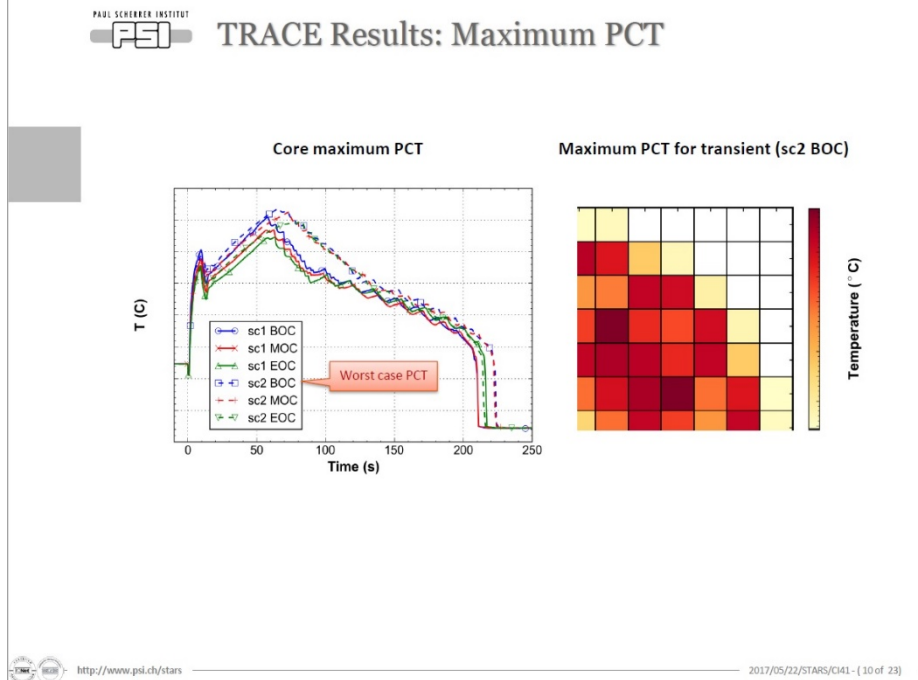
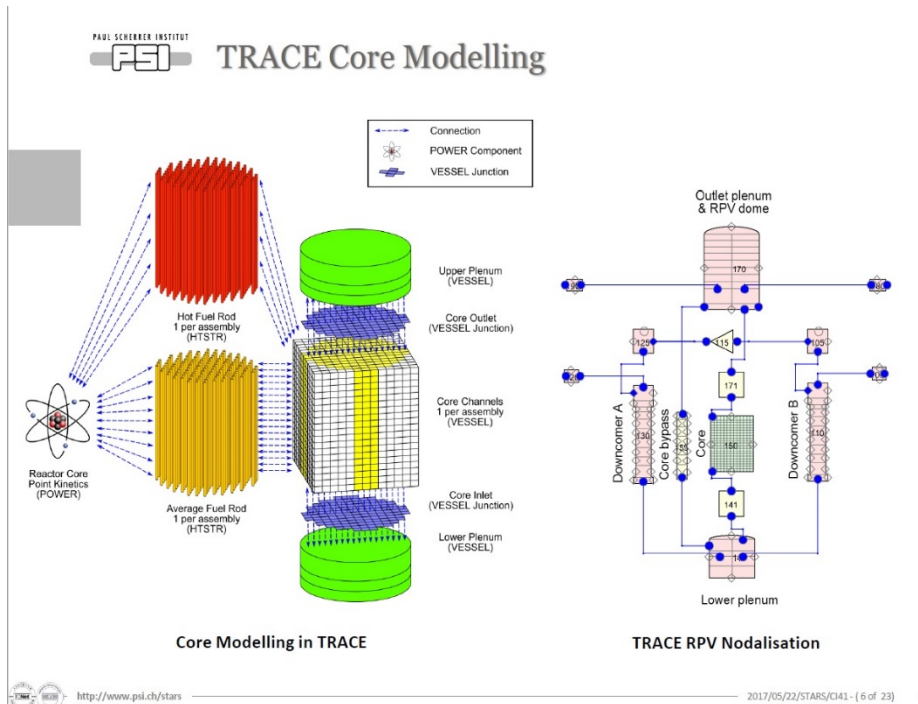


17

5. Full-core Assessments of TRACE's New Dynamic Gap Conductance Model

(15_CAMP_Spring_2017_Clifford_TRACE_dynamic_gap_conductance)

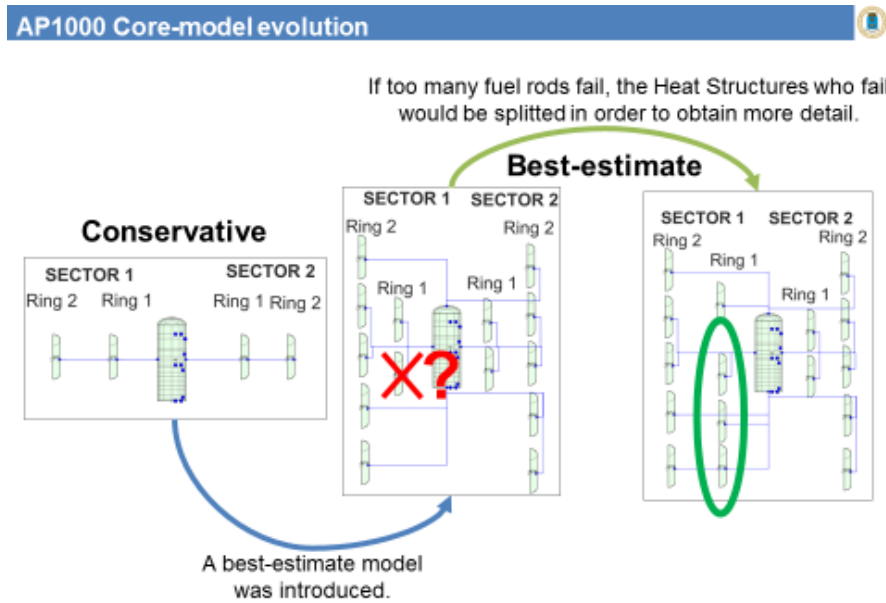
瑞士的 Paul Scherrer Institut 使用 TRACE 建立電廠模式，研究 4 迴路壓水式電廠在 LB-LOCA scenario 模式下的燃料狀況，包括燃料膨脹、破裂和氧化等，以及超出設計基礎分析的事件假設。



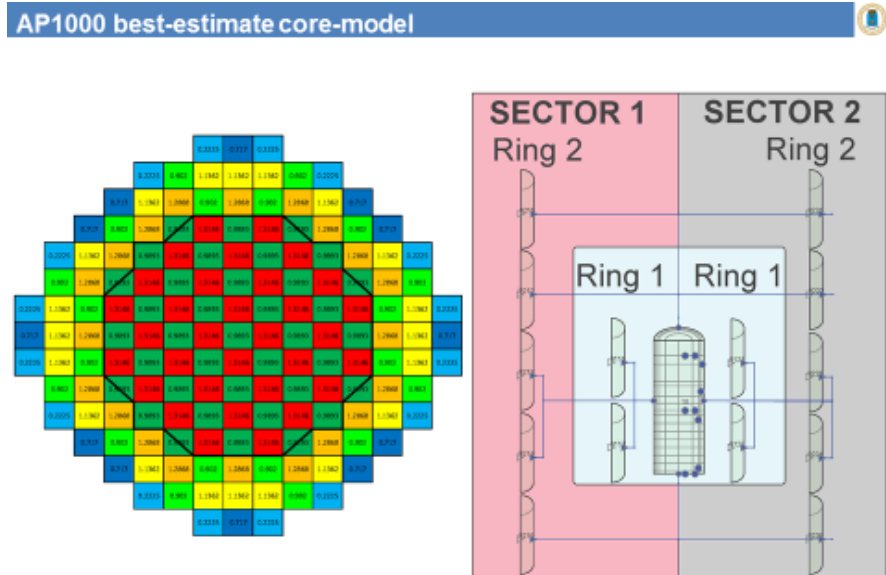
6. AP1000 Large Break LOCA studies with TRACE5 patch 4 with thermo-mechanical models.

(16_CAMP_Spring_2017_Rivas_Lewicky_AP1000_UPM)

馬德里政治大學應用 TRACE5 patch 4 建立 AP1000 Large Break LOCA 模式做安全性分析研究，依照破口程度不同來假設模擬事件，並且利用 DAKOTA 進行 LBLOCA BEPU 分析。



8



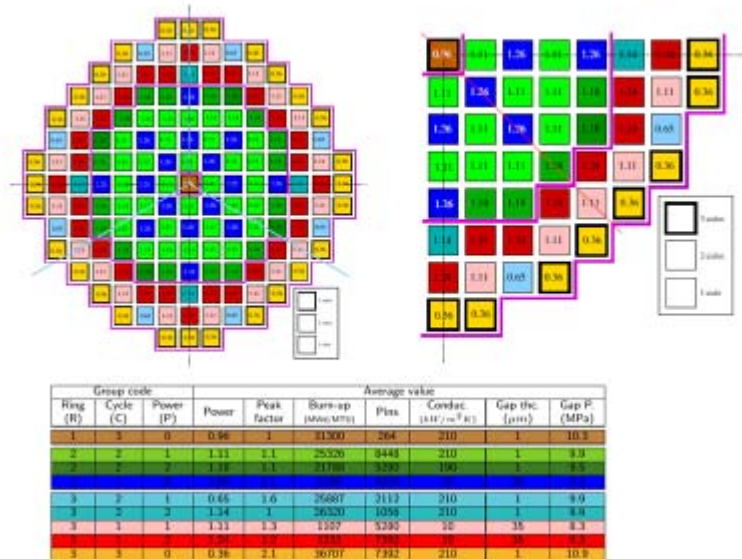
9

7. New Applications of Almaraz NPP model: LBLOCA and ATWS sequences
(17_CAMP_Spring_2017_Zugazagoitia_Almaraz_LBLOCA_ATWS)

馬德里政治大學應用 TRACE5 建立壓水式反應爐的熱流模式，用於修改 ATWS-PIRT 與 AMSAC 啟動時間的靈敏度分析。

Thermomechanics-PWR. Previous works

Almaraz NPP TRACE BE core model Cycle 16.

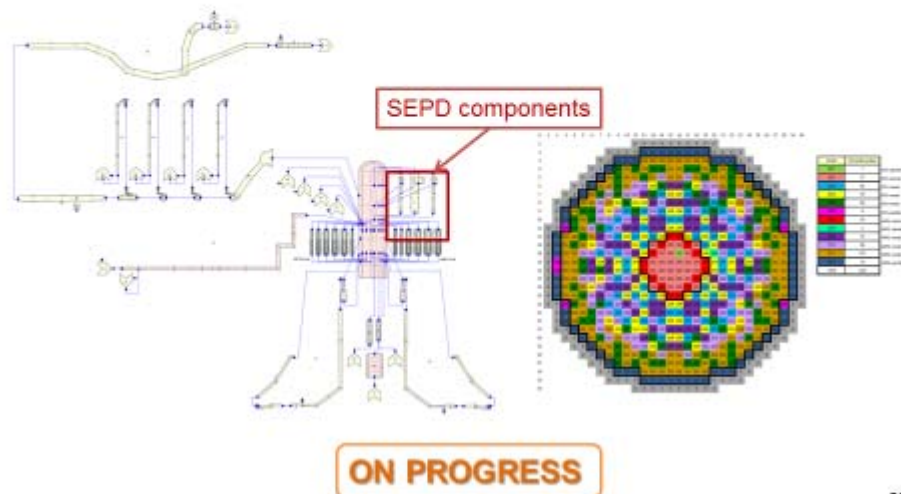


Figures: Best estimate core model for cycle 16. Configuration, clusters nomenclature and average values 7

Analysis of SEPD component

SEPD BWR model. Cofrentes NPP (TRACE-PARCS)

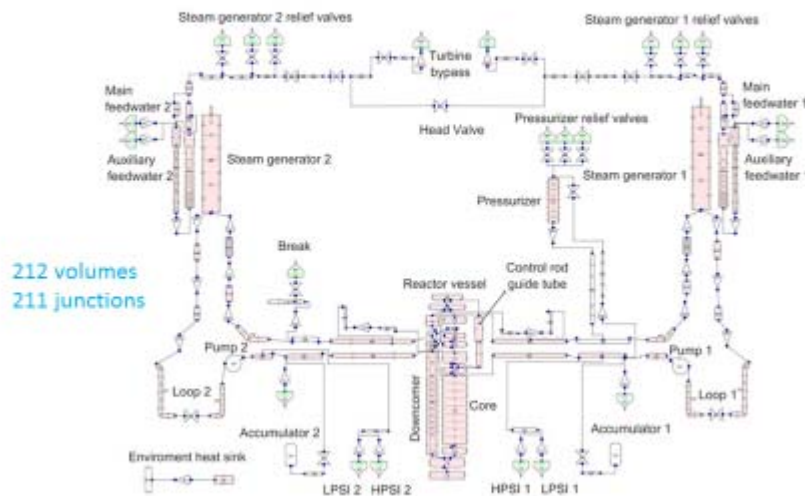
The 624 fuel elements are clustered in 12 chans. ARO-BOC conditions.



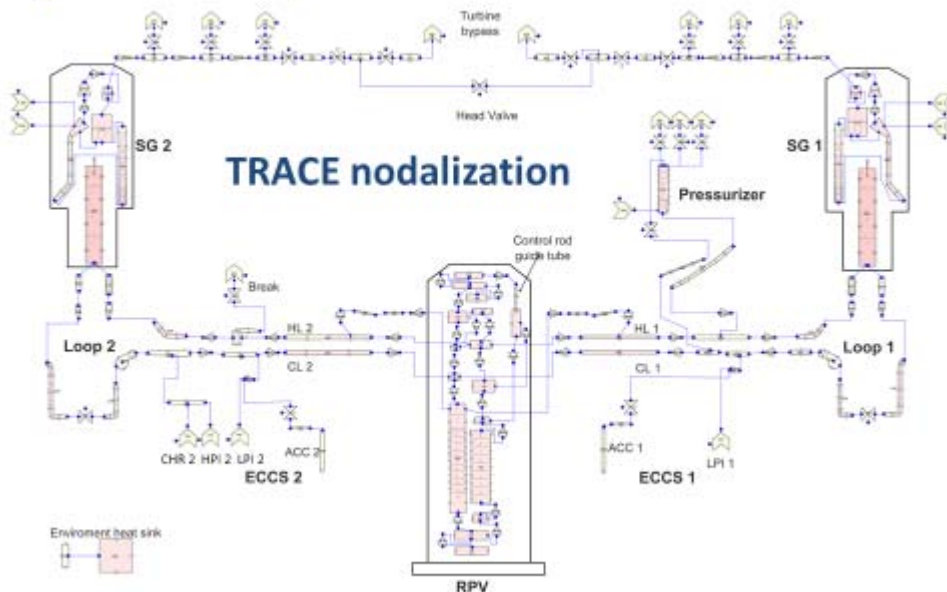
8. RELAP5 and TRACE Simulation of Hot Leg Break LOCA
 Experiment on LSTF. (18_CAMP_Spring_2017_Prosek_LSTF_LBLOCA)

斯洛維尼亞 R-4 Reactor Engineering Division 使用 RELAP5 與 TRACE 模擬在 LSTF 上的 10%熱管斷裂，同時根據研究結果建立動畫模式。

4.1 RELAP5 nodalization

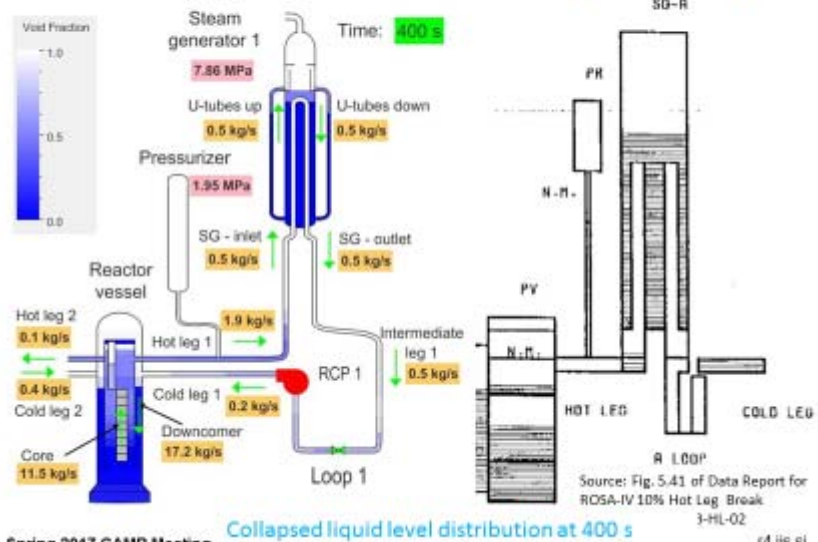


Spring 2017 CAMP Meeting



Spring 2017 CAMP Meeting

5.2 Results – animations (cont'd)



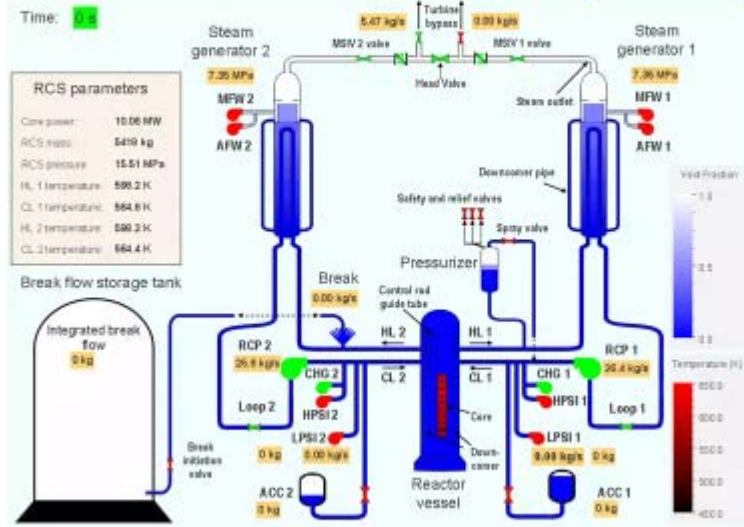
Spring 2017 CAMP Meeting

Collapsed liquid level distribution at 400 s

r4.ijs.si

24

5.2 Results – animations (cont'd)



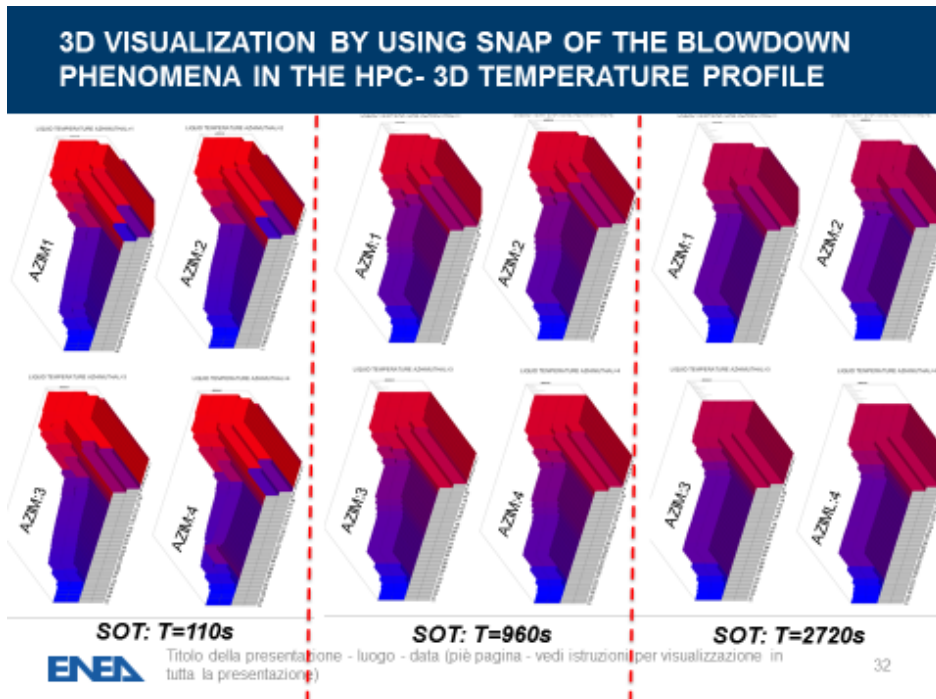
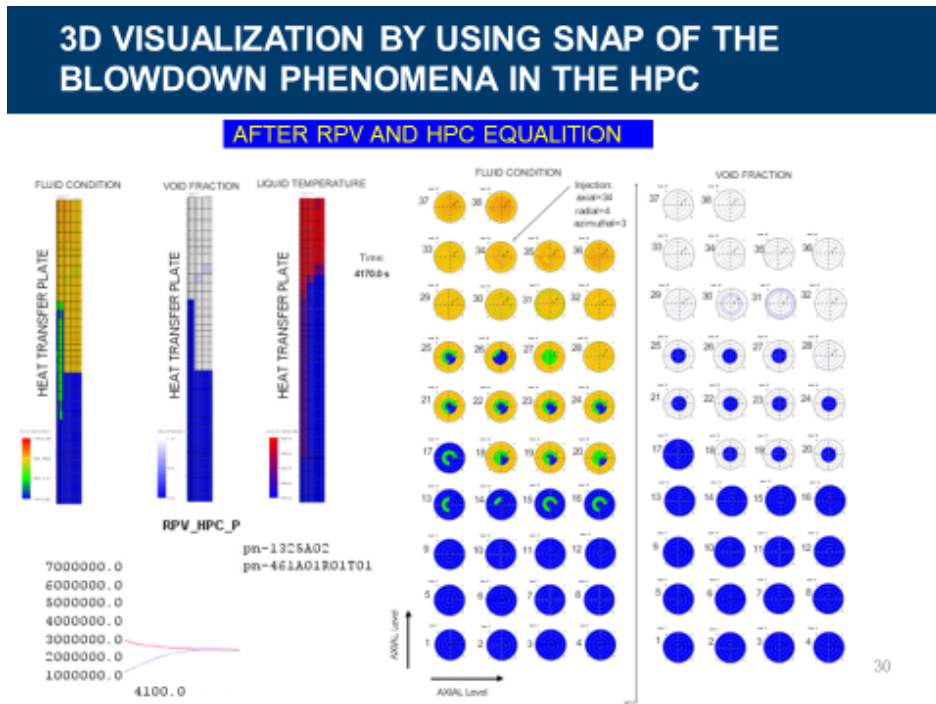
Spring 2017 CAMP Meeting

r4.ijs.si

25

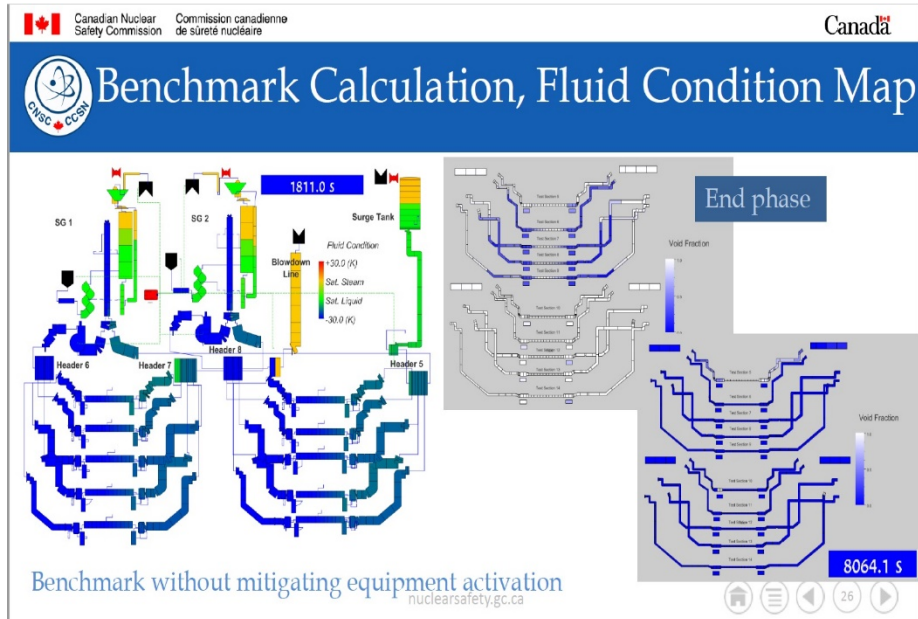
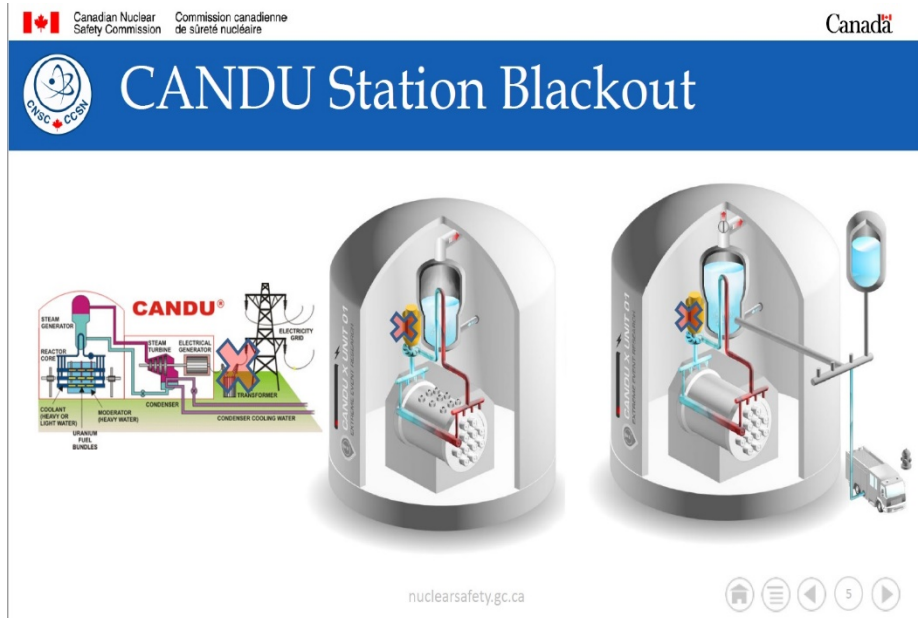
9. ANALYSES OF THE OSU-MASLWR 003A AND 003B BY USING TRACE CODE. (19_CAMP_Spring_2017_Mascari_MASLWR)

義大利 ENEA 以多用途輕水式反應爐做研究分析，主要目標是開發設計安全經濟的小型自然循環輕水反應爐，解決概念的經濟和安全屬性，通過在一體化測試設備中進行測試來展示技術的可行性與否。



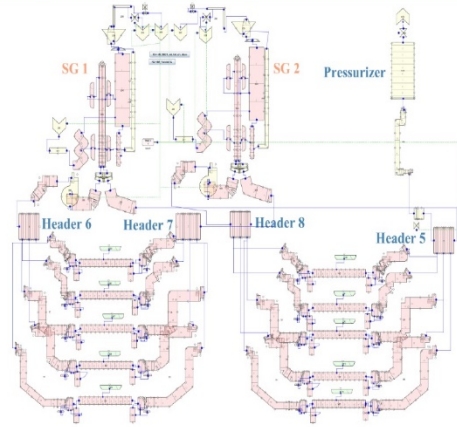
10. TRACE Pre-test Evaluation of RD-14M. (20_CAMP_Spring_2017_Delja_RD_14M)

加拿大 CSNC 提供熱流壓力法的概述，評估電廠全黑（SBO）事件期間的 CANDU 行為，以及介紹 SBO 的 RD-14M 預測分析工作。





RD-14M Nodalization - Model 3



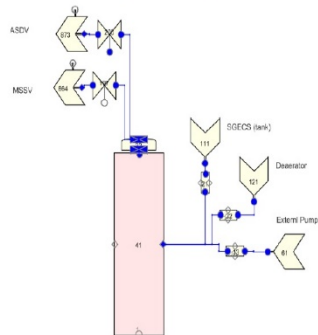
MODEL 3 (Full nodalization)

nuclearsafety.gc.ca



TRACE Simple Model and Full CANDU 900MW RELAP5 Model

MODEL 2 (TRACE)



RELAP5 MODEL [1]
Secondary Side

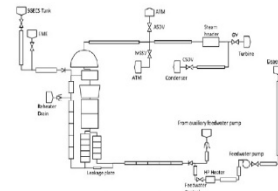


Figure 3: Nodalization of the SG Secondary Side

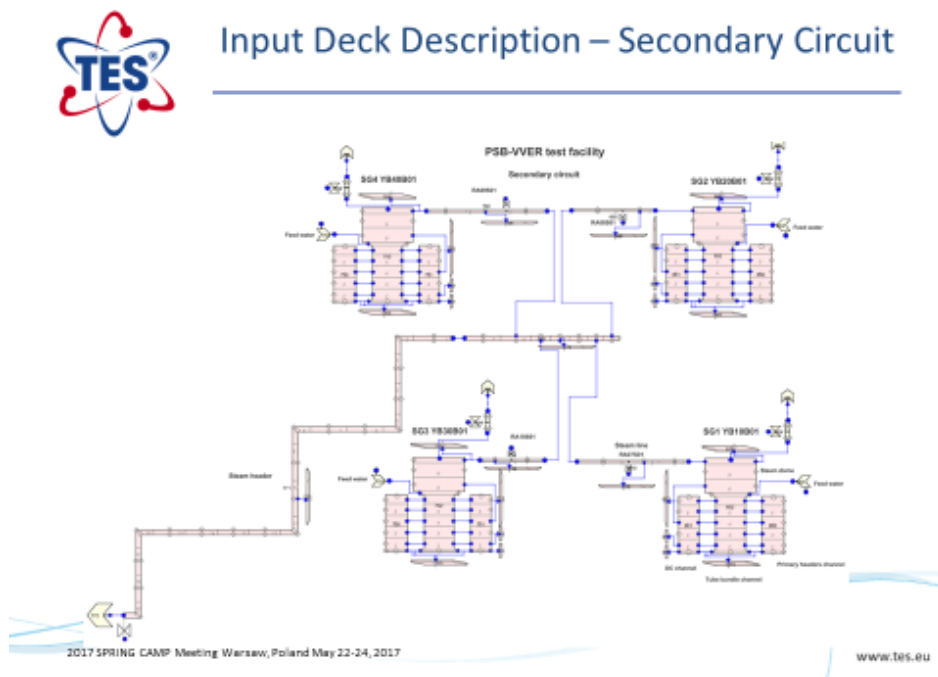
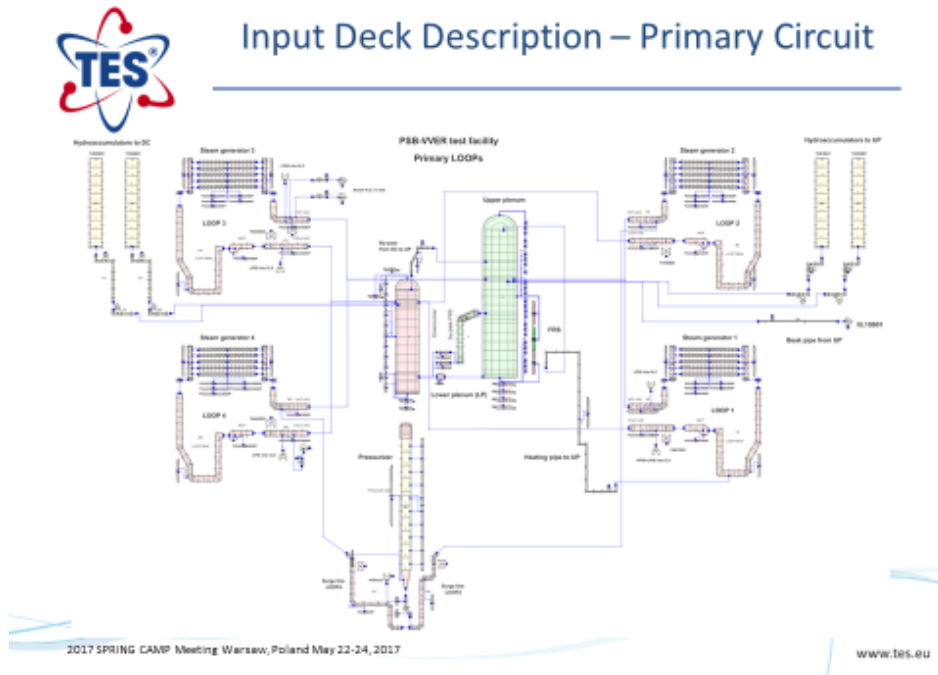
nuclearsafety.gc.ca



11. Final Post-Test Analysis of Cold Leg Small Break 4.1 % at PSB-VVER Facility Using TRACE V5.0.

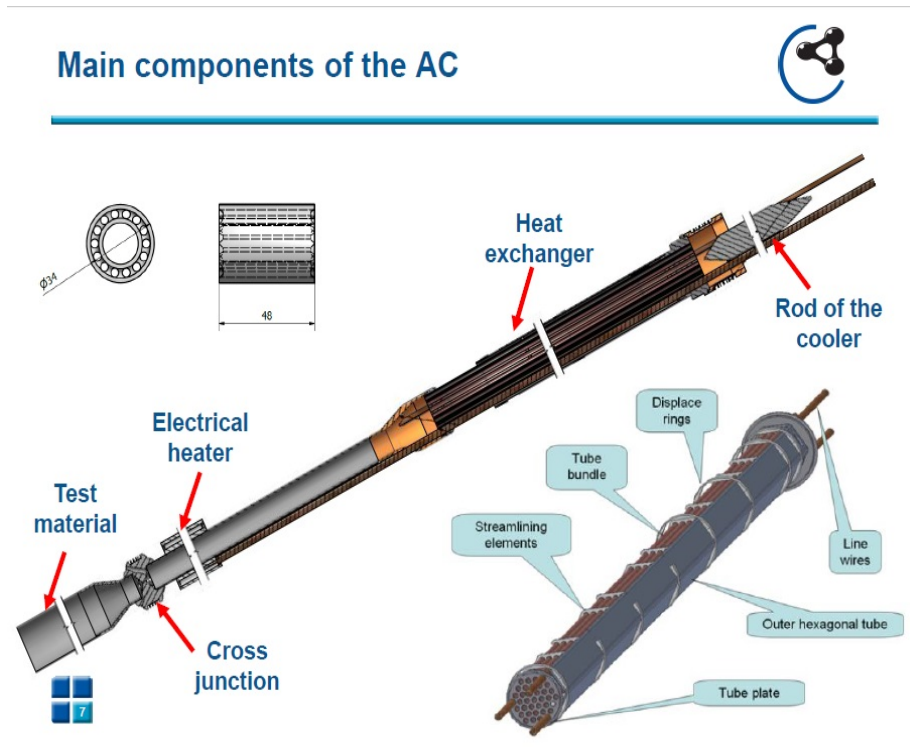
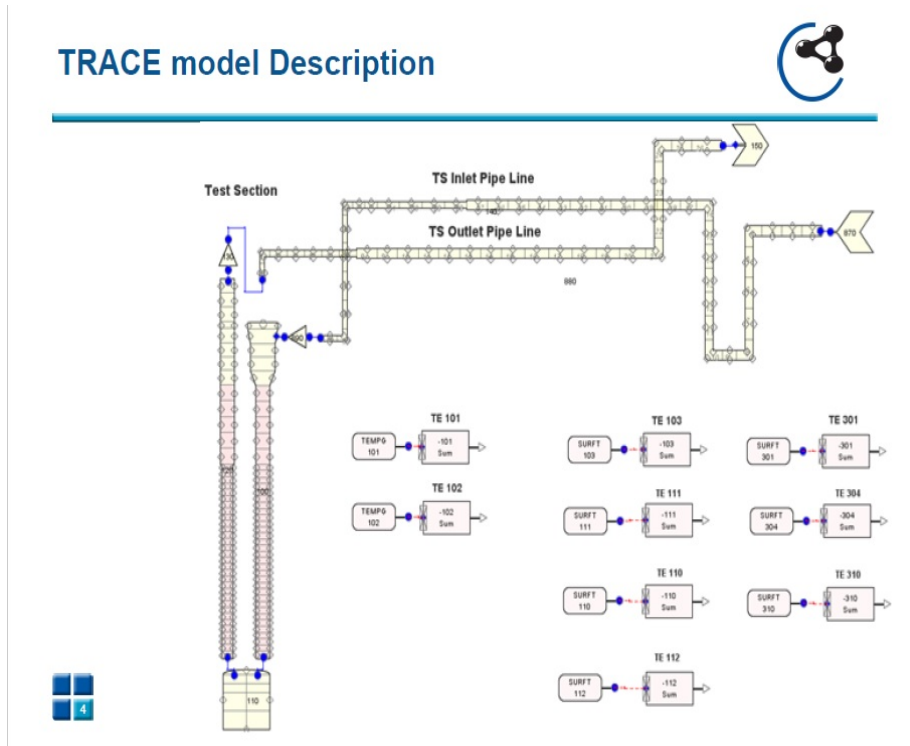
(21_CAMP_Spring_2017_Heralecky_PSB_VVER_SBLOCA)

捷克使用 TRACE V5.0 版建立 PSB-VVER 模式，用於模擬冷端管路發生 4.1%小破口時的狀況，且一併加入靈敏度分析。



12. Modelling of Helium Cooled Facilities using TRACE code.
 (22_CAMP_Spring_2017_Mazzini_Helium_cooled_TRACE)

位於捷克的 vyzkumu rez s.r.o 研究中心建立了 TRACE 模式，模擬設備使用氦氣進行冷卻。



13. Coupling Of TRACE and Subchanflow(SCF) Based on ECI.
(23_CAMP_Spring_2017_Zhang_SCF_TRACE_coupling)

亥姆霍茲協會將 TRACE 與 Subchanflow (SCF)結合進行 ECI 驗證，並完成模式測試。

Objective Analysis

Goal: Coupling of TRACE and SCF Based on ECI

TRACE - System code
Simulate the dynamics of **whole NPE systems** on a **TRACE scale**.
 > 1D or 3D coarse mesh TH
 > Empirical correlations
 > Fast running

SCF - Subchannel code
Simulate the **reactor core TH** on a **component scale**.
 > Detailed description of cross flow physics between Sub-channels or fuel assemblies

Coupling
A better thermalhydraulic description in the core

Two parts:
 > Numerical Coupling
 > Spatial Coupling

TRACE - Core TH calculation is **replaced** by SCF

ECI - The Exterior Communications Interface
A tool for **parallel** coupling of codes, **inherently** for TRACE.

TRACE 1, TRACE 2, TRACE 3
TRACE subroutines

4

Spring 2017 CAMP Meeting
May 22nd - 24th, 2017

Introduction of The Coupling: Modification to the input files

SCF input.txt: Four new input parameters.

- > **radial_n_f**: number of the radial rings of **FILL** in TRACE.
- > **radial_n_b**: number of the radial rings of **BREAK** in TRACE.
- > **angular_n**: number of TRACE azimuthal sections.

	Case 1	Case 2	Case 3	
radial_n_f	2	2	1	Core
radial_n_b	2	2	2	Downcomer
angular_n	4	6	6	

taskList: The taskname of SCF must be "SCF"

- > The file contains all the tasks information:

Taskname	Program name
Hostname	Working directory

TRACE tracin: Two new input parameters.

- > **_l_skip**: 0-TRACE will run a step to step coupling with SCF
1-TRACE is enabled to skip several SCF steps.
- > **bound_j**: its value is used as the **boundary** to identify the data transfer interfaces between TRACE and SCF.

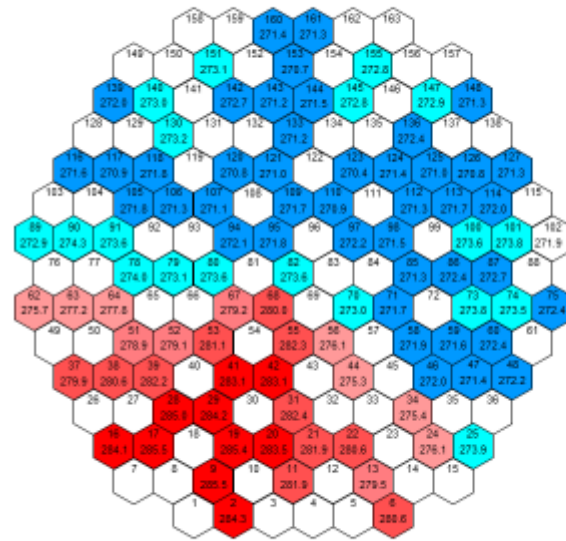
FILL From 1 to bound_j
BREAK From bound_i+1 to 2nd bound_j
Treated as interfaces

bound_j=3 FILL 1 FILL 2 FILL 3 FILL 11 FILL 12 BREAK 5 BREAK 6 BREAK 7 BREAK 15

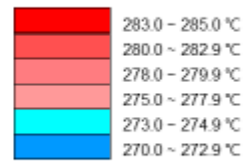
22

Spring 2017 CAMP Meeting
May 22nd - 24th, 2017

Code Testing: Results (3/7)



Temperature distribution
at fuel assembly outlet
- Experiment



二、國內核電廠 TRACE 模式之精進

配合 TRACE 與 SNAP 程式的改版，在原有的國內核電廠之 TRACE 熱水流安全分析模式中，加入圍阻體的模擬(如乾井、濕井與抑壓池等)，精進國內核電廠之 TRACE 熱水流安全分析模式，使得國內核電廠之 TRACE 模式除了可進行熱流分析外，也可同時進行圍阻體的分析，如圖 2.1~2.4 所示。以下展現國內四座電廠之 TRACE 熱水流安全分析模式(含圍阻體模式):

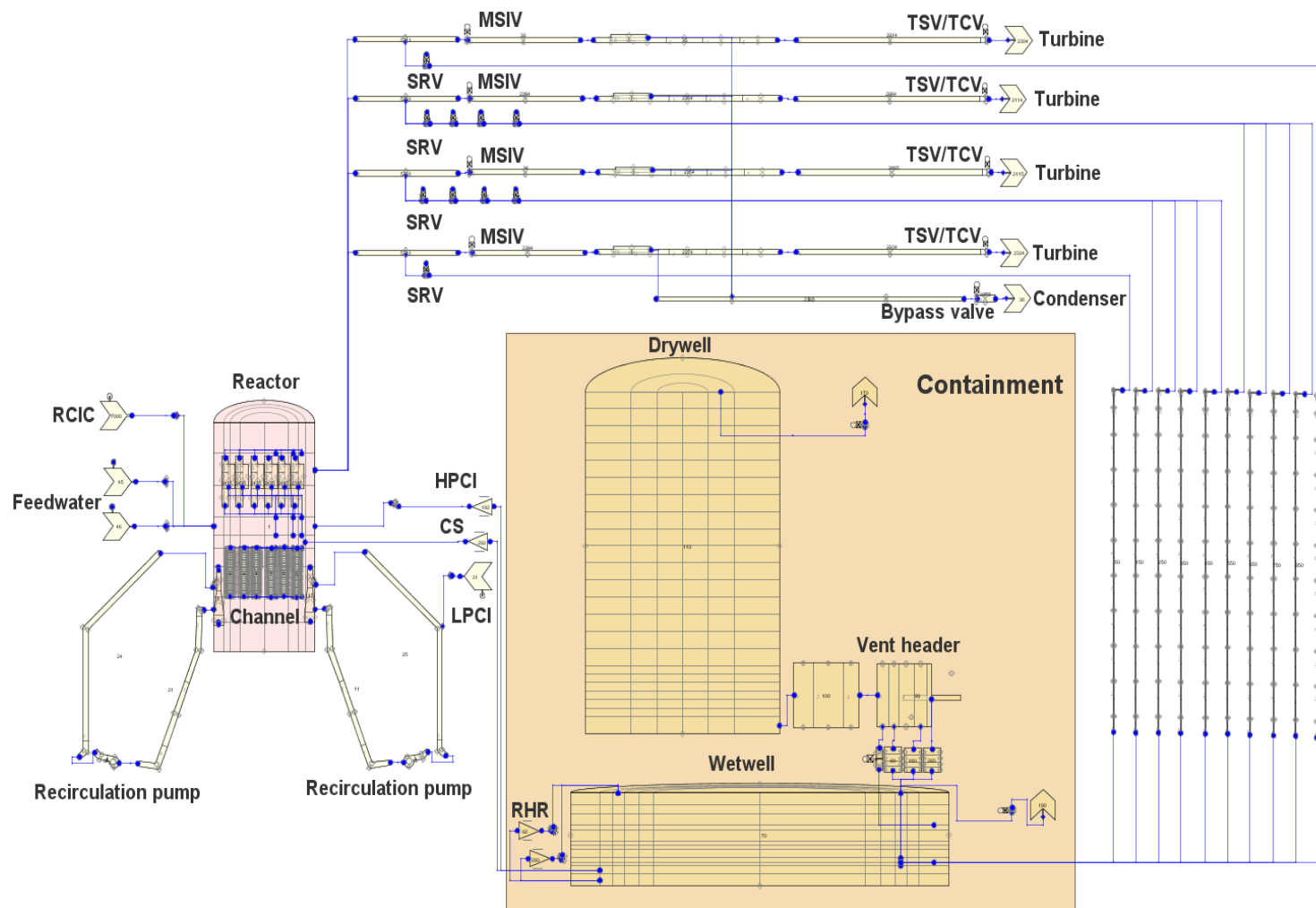


圖 2.1 核一廠之 TRACE/SNAP 熱水流安全分析模式

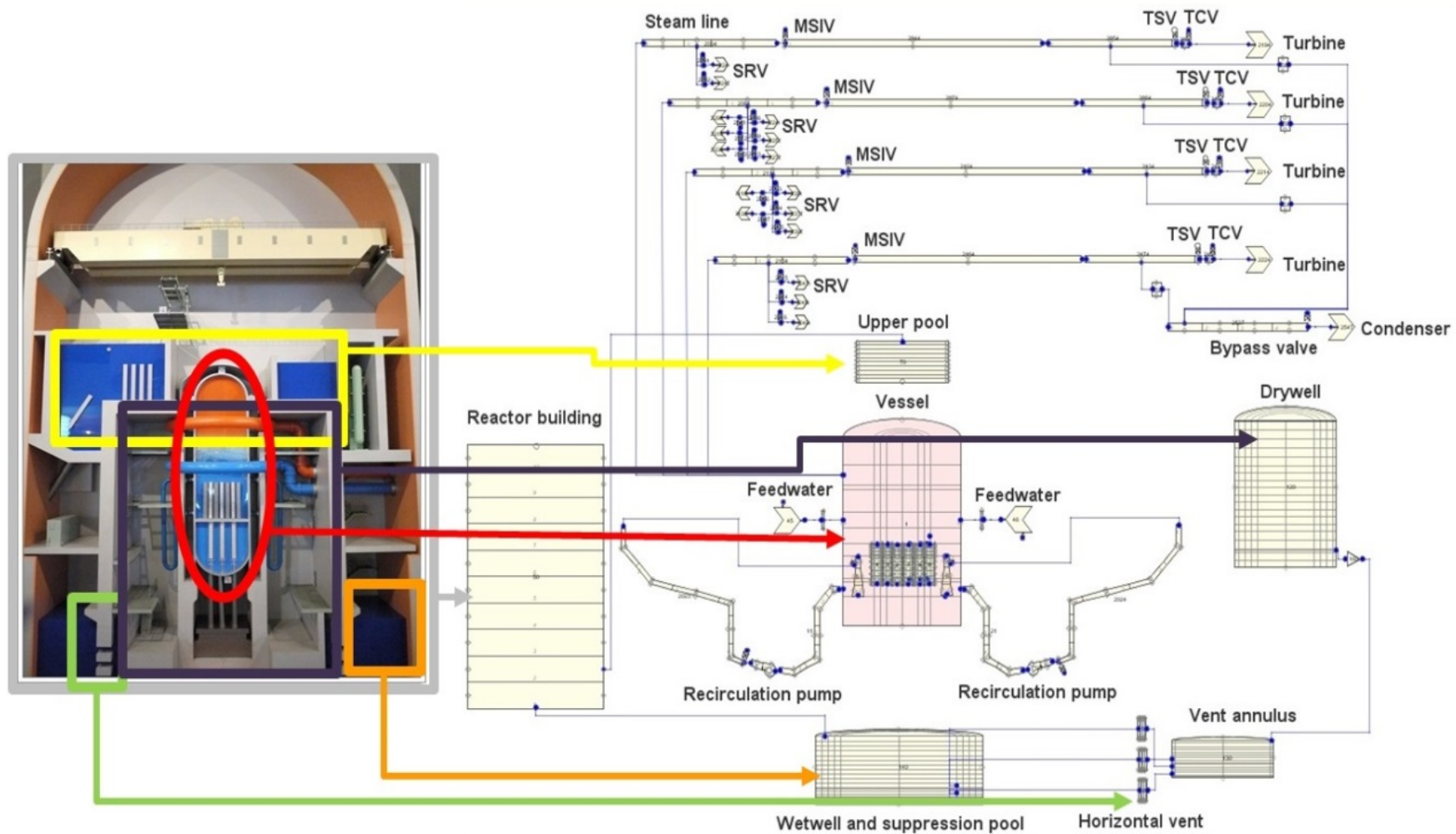


圖 2.2 核二廠之 TRACE/SNAP 熱水流安全分析模式

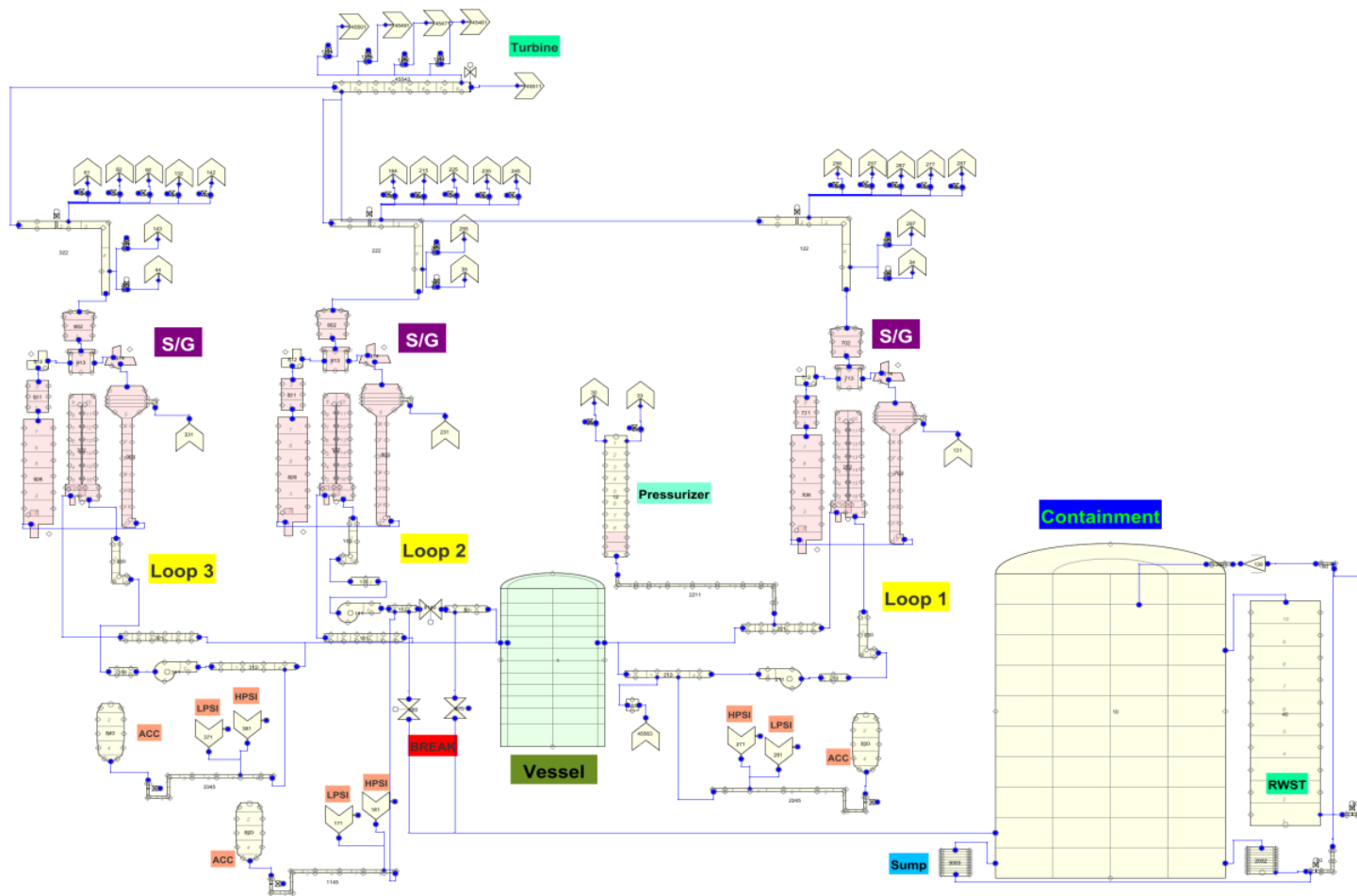


圖 2.3 核三廠之 TRACE/SNAP 熱水流安全分析模式

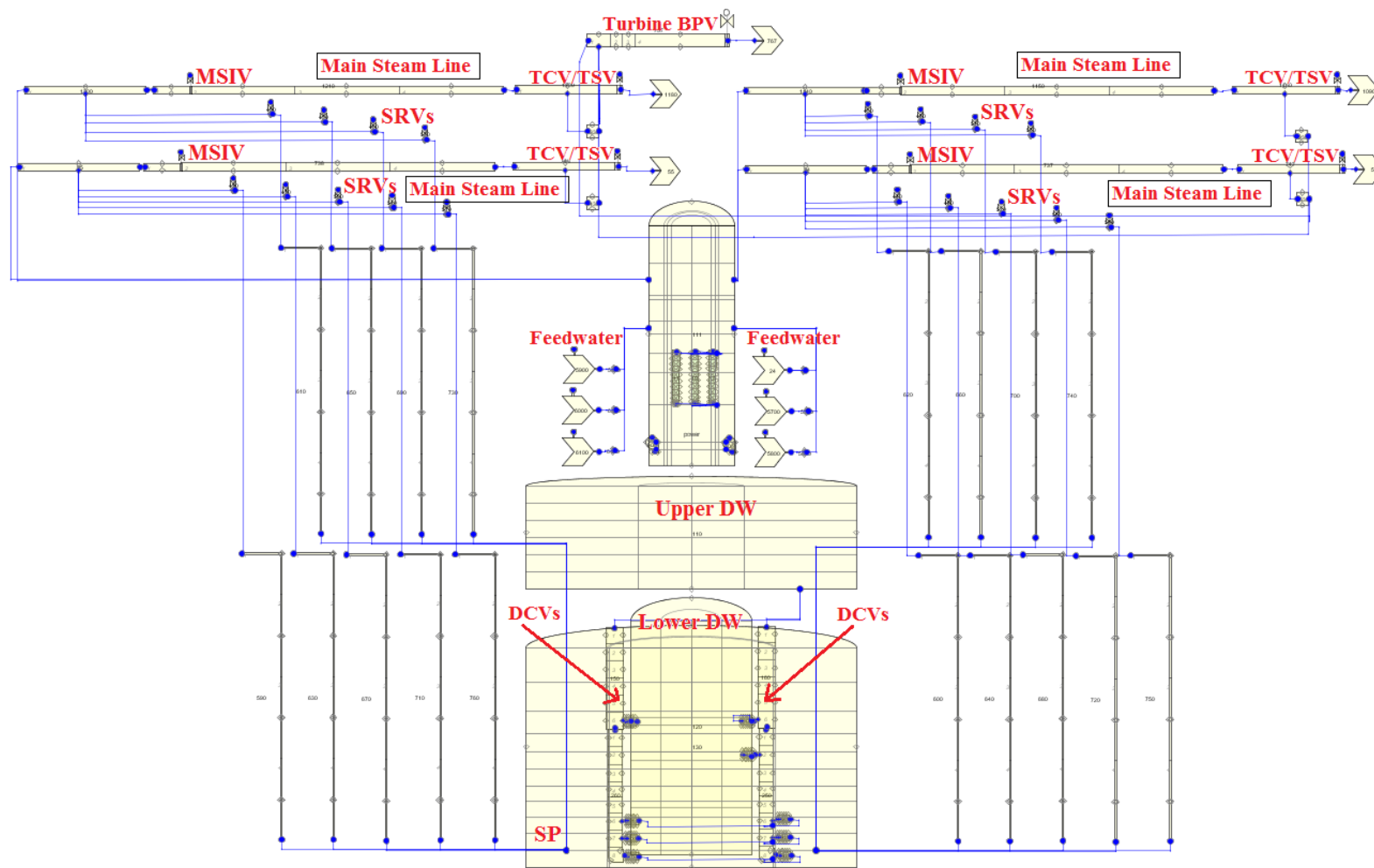


圖 2.4 龍門核電廠之 TRACE/SNAP 熱水流安全分析模式

三、建立不準度分析研究模式

(一) 不準度分析介紹

美國核管會自 1989 年起，針對使用最佳化估算程式(Best estimate codes) 評估過安全性，並且附上不準度分析之電廠，放寬其執照申請的標準；同年， Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD) 中的 Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) 部門亦召集了一批熱水流工程專家，發表了 State of Art Report (SOAR)，建議電廠於分析時應當考慮模型建立之不準度，進行完整的不準度分析。自此時起，各大核能學術研究機構均投入精力發展不準度分析之方法論，如 University of Pisa, AEA Technology、GRS、ENUSA、IPSN、CSAU、CSNI 等…。此外，CSNI 的 Task Group on Thermal Hydraulic System Behavior (TGTHSB) 團隊亦於 1994 年召開一次專題討論會，針對當時已經發展的八種不準度分析方法進行全面的討論與比較，此次討論會確認了不準度分析對於安全分析軟體的正面效益與幫助。

圖 3.1 呈現出傳統的分析方法與不準度分析方法之差異。傳統的分析方法中，只會將模擬所需的邊界條件與初始條件的單一數值輸入至程式中，經過一次的迭代分析後得到隨著時間變化的一條變化曲線，根據此變化趨勢，研究人員可以判斷於暫態時電廠的各種特性；而加入了不準度分析後，模擬所需要的邊界條件與初始條件，會根據現實狀況可能產生的誤差，以

一個範圍區間的方式，輸入多種組合，每個組合均會進行一次迭代，因此所產生的數據不再是單一曲線，而是一個不準度區間。根據 1994 年專題討論會共識，不準度分析方法可由其不準度參數決定方式分成以下三類：

1. University of Pisa method :

此方法的不準度參數來自實際且大量的實驗數據，藉由這些實驗數據決定參數的選擇與變動範圍。由電廠的實驗數據與量測公差取得之不準度參數最有說服力，其分析結果最能強化電廠安全性分析之可靠度，然大多數模擬分析的暫態難有真正的實驗數據可供參考；再者，部分電廠參數關係到建造廠商之商業機密，非電廠之研究組織難以取得資料。此種方法較適合電廠內部進行運轉管控，不適合學術研究單位進行分析。

2. AEA Technology method :

不準度參數的選擇與變動範圍直接由研究者根據過去的文獻資料、公式的變數計算直接給定。應用此方法時，研究者的經驗與理論計算能力顯得格外重要。在選擇不準度變數時，研究者需要能從一連串的可能變數中挑選出真正對於不準度分析結果有影響之參數；此外，尚需要從程式迭代的計算公式中，利用誤差傳遞等理論基礎先行計算，觀察各參數可能造成的不準度。此種方法需要許多的事前計算與準備，且需要專精於此領域的研究人員操作，分析結果才有說服力。

3. Probabilistic method :

針對不同的不準度參數給予特定的參數分佈條件(Distribution function)，也就是說直接利用一些亂數產生方法(蒙地卡羅法、...)，對欲分析的不準度參數不斷產生亂數並且進行多次的程式計算，進而得到多個分析結果，再利用統計方法決定其不準度。應用此模式可以節省許多如同 AEAT 前置作業，且無須取得電廠實際運作的資訊，但是 Probabilistic method 需要將每次產生的亂數進行多次的程式計算，因此計算時間將是個考量重點。

自 1989 年不準度分析方法成為執照審核的有利條件後，各研究機構均發展了專屬的 Probabilistic method，其中德國 GRS、法國 IPSN 與西班牙 ENUSA 所發展出來的方法最廣為人知，因此本研究參照了這三種方法進行不準度分析。

一般而言，Probabilistic method 可概分為四大步驟：決定分析主程式、輸入起始條件與邊界條件不準度參數、多次程式運算、利用統計方法進行數據處理。根據此流程，Probabilistic method 假設不準度參數之間並不互相影響，因此每個參數都會依照特定機率分佈方程式產生亂數，而機率分佈方程式之間並不互相影響；此外，由於 Probabilistic method 是將所有不準度產生的亂數批次輸入程式中運算，在分析結束後進行數據處理時，無法分辨不準度是來自輸入參數之影響、程式本身的迭代運算限制或是分析的理論方程式所產生的誤差傳遞。即便分析出的結果不能分辨不準度來自上述

三者的比例，然而在提出安全分析報告時，本當考慮理論模型或是程式運算所造成的誤差，此缺點並不會降低分析結果的可信度。

訂定了分析主程式與蒐集邊界條件資料後，即可開始進行 Probabilistic method 多次運算分析。在過去，運算分析次數與不準度參數組數是根據普林斯頓大學(Princeton University)數學系 S.S. Wilks 教授於 1941 年所發表的論文 Determination of Sample Size for Setting Tolerance Limits 決定。此篇論文中，詳細的用數學模型推導出可靠度(Reliability)、信賴區間(Confidence level)與運算次數(Sample size)之間的關係如下：

$$1 - a^n \geq b \text{ -----(1)}$$

$$1 - a^n - n(1 - a)a^{n-1} \geq b \text{ -----(2)}$$

其中 a 為信賴區間，也就是輸入的不準度參數所落在的分佈區間；b 為可靠度，表示分析後結果所落在的區間比例，而 n 則是不準度分析所需的運算次數，；此外，(1)式用於一階不準度分析，其分析結果只能從上偏差(Upper bound)或是下偏差(Lower bound)擇一觀察；而(2)式用於二階不準度分析，其分析結果可同時繪製出不準度的上下區間。

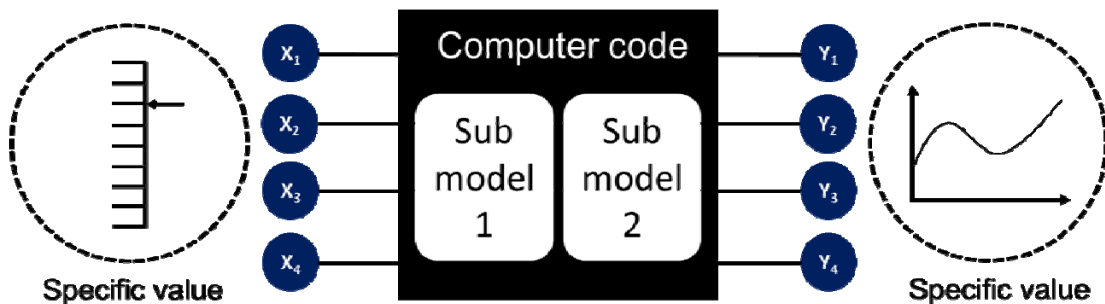
根據統計學鐘型曲線分佈(Normal distribution)結果，95%的數據會落在兩個標準差之間，因此一般的不準度分析大多假設可靠度與信賴區間均達 95%水準，亦即以 a、b 為 0.95 帶入此公式，所得到一階與二階不準度的運算次數分別為 59 次與 93 次。

然而根據 Wilks' formula 的理論基礎，若是研究者選取了多組不準度分

析結果討論，則同時只能有一組成立，意即根據此理論分析後的結果，只有一項不準度參數會落在 95% 的信賴區間，詳細說明如圖 3.2 所示。假設經過二階不準度 93 次分析後，有 95% 的數據 A 落於圖中的 A 圓圈中，而有 95% 的數據 B 落於圖中的 B 圓圈中，但是當研究者希望兩者同時成立，以符合電廠安全規範時，擇兩個圓圈的重疊部分必然小於 95%，因此碰上此種情形時需要採用匈牙利科學家 Attila Guba、Miha'ly Makai 與 Le'na'rd Pa'l 於 2003 年所發表的論文 Statistical Aspects of Best Estimate Method—I 為基礎，考慮多個輸出變數同時成立所需要的程式運算次數。此篇論文中，將 Wilks' formula 進一步推導至以下形式：

$$\beta = \sum_{j=0}^{N-p} \frac{N!}{(N-j)!j!} \cdot \gamma^j (1-\gamma)^{N-j} \quad \text{-----(3)}$$

其中 β 為信賴區間， γ 為可靠度區間，而 p 為期望輸出數據同時成立的數量。而此篇論文亦根據此公式，製作了可靠度區間、信賴區間與輸出數據數目關係的表格，方便研究者查表找出所需的分析次數。



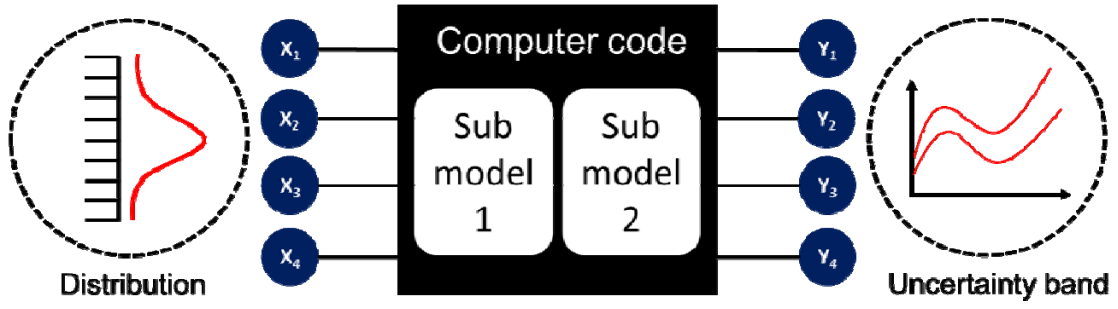


圖 3.1、一般分析與不準度分析方法示意圖

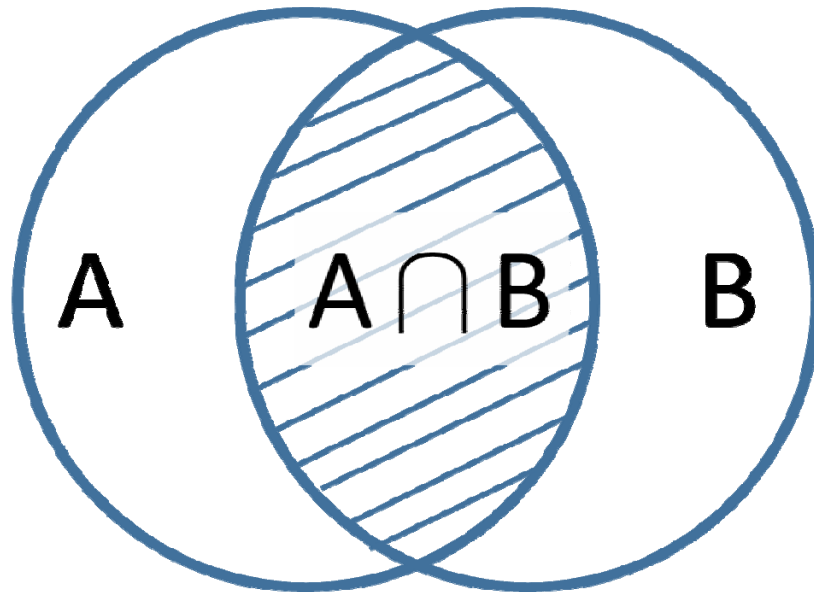


圖 3.2、兩種數據於不準度分析後須同時成立之示意圖

(二) 不準度模式建立

本研究以燃料棒分析做為範例，進行 DAKOTA 不準度分析設定。在進行不準度分析迭代前，需先指定欲分析之變數。開啟 SNAP 介面後，左邊欄會有個 Numerics 選項，點開後會有許多種數值形式可以進行設定，根據本研究不準度參數特性，右鍵點選 Reals 的數值模式新增一個變數，如圖 3.3 所示。

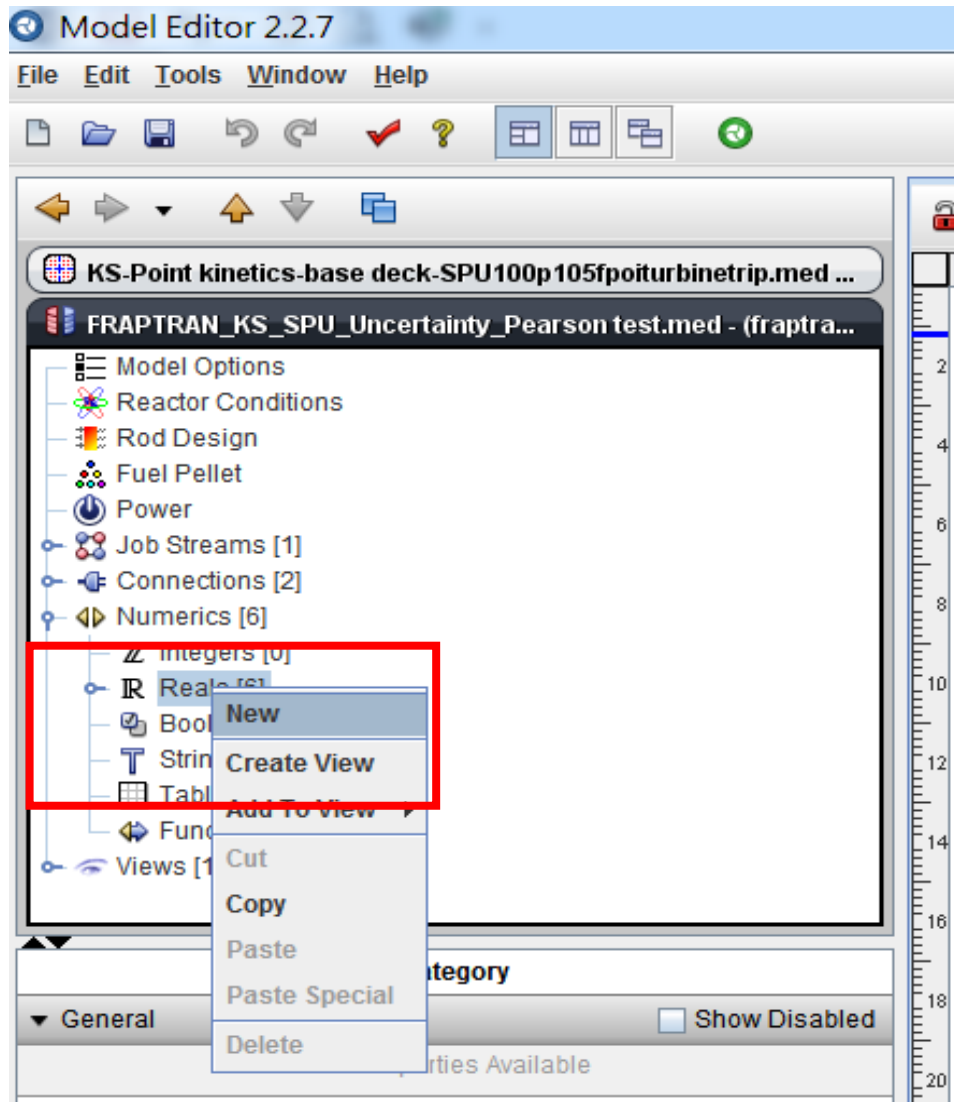


圖 3.3 於 SNAP 介面中新增程式迭代變數

接著會進入變數單位選擇畫面，如圖 3.4 所示。此處以護套直徑的單位英尺 (ft) 作為例子，進行下一步的設定。

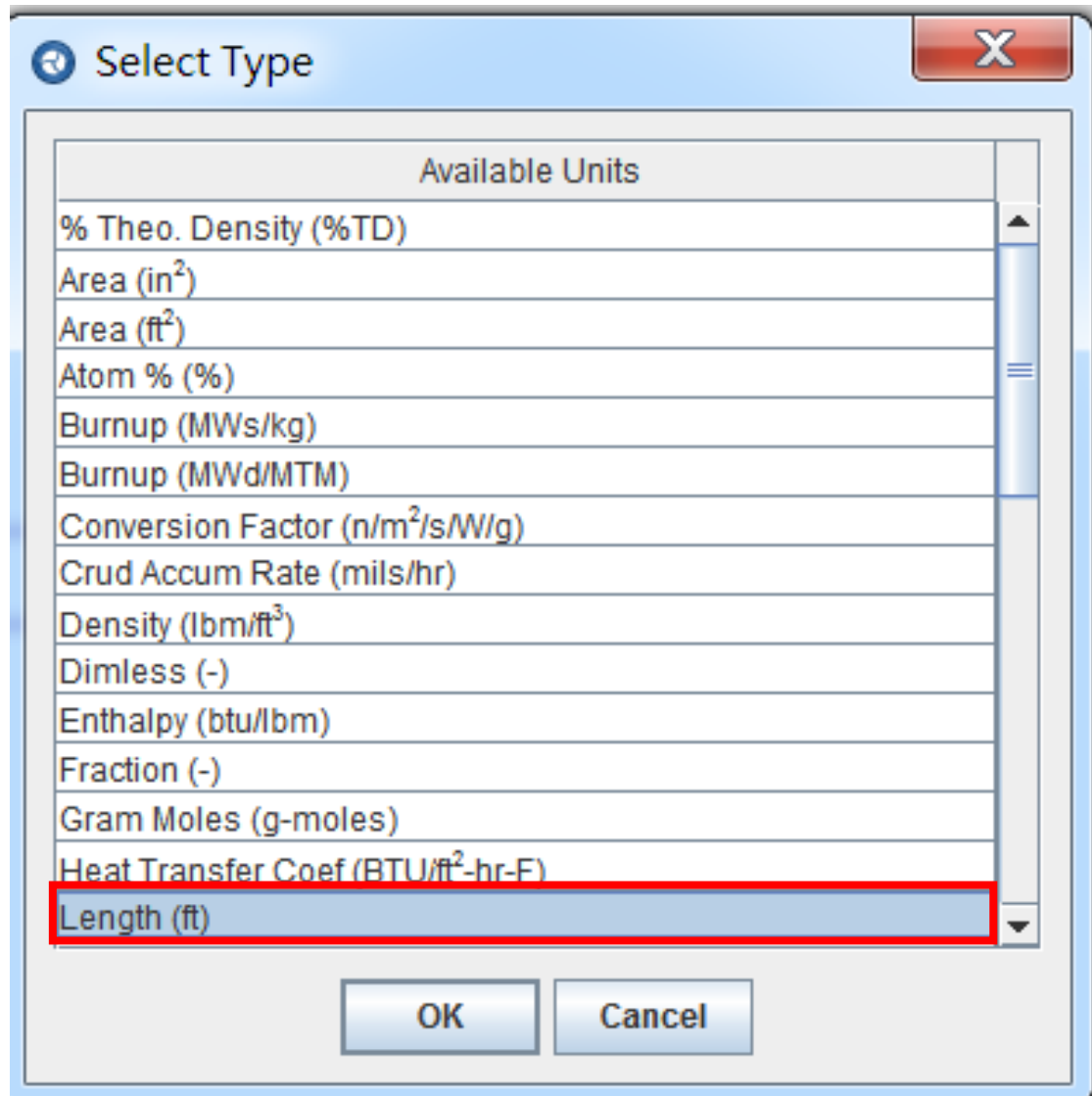


圖 3.4 變數單位選擇視窗

完成單位選擇後，便可見到左邊欄 Reals 的選單中，會多一個變數。滑鼠左鍵點選變數，下方便會出現設定的視窗，可以針對名字與數值進行改變。如圖 3.5 所示，每個變數均標註出所要替代的不準度參數，方便接下來的設定。

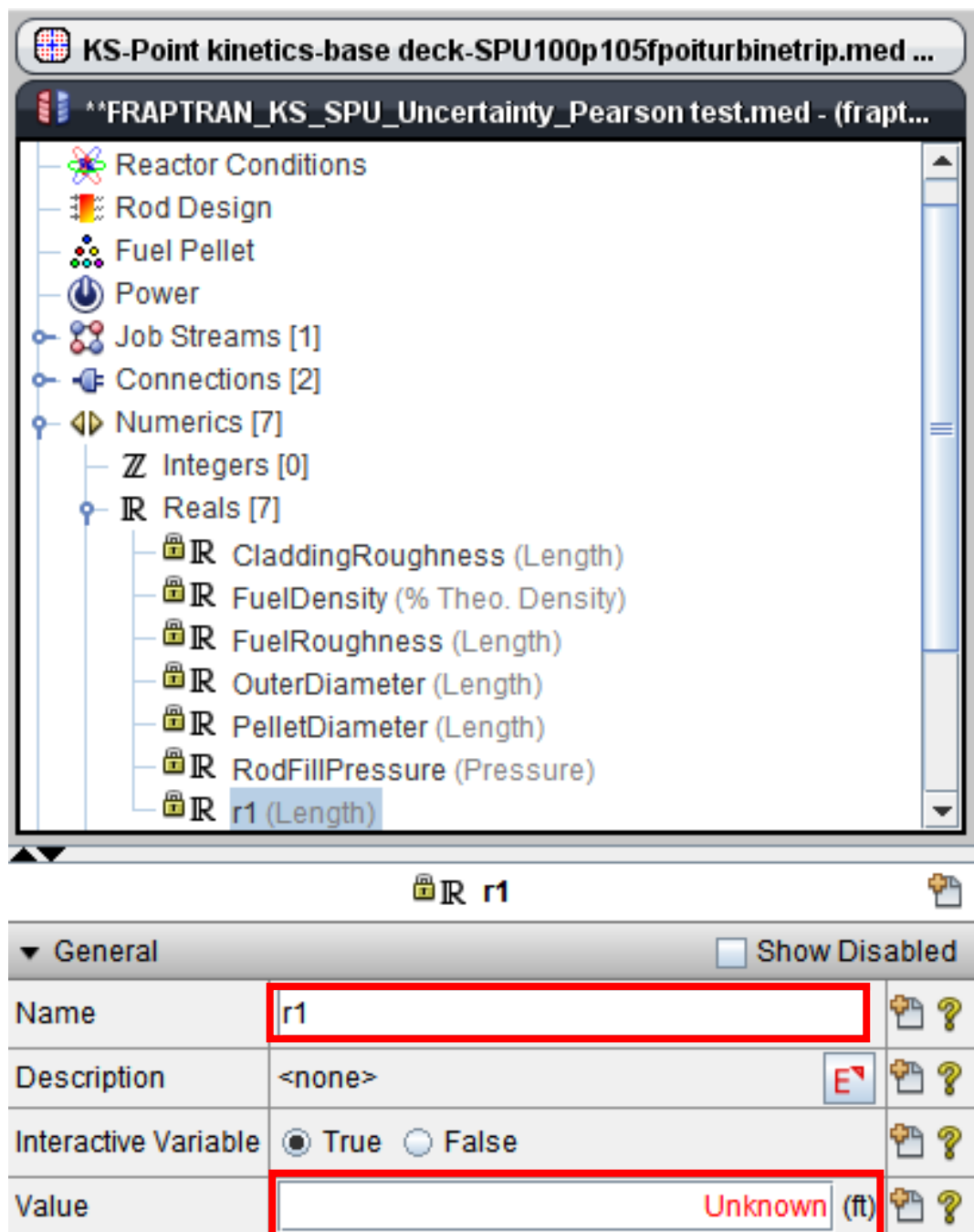


圖 3.5 變數名稱與數值設定視窗

接著回到左邊欄，用 SNAP 改變 FRAPTRAN 程式運算的方式。點選 Job Stream 後，選擇 DAKOTA 迭代模式，如圖 3.6 與圖 3.7 所示。

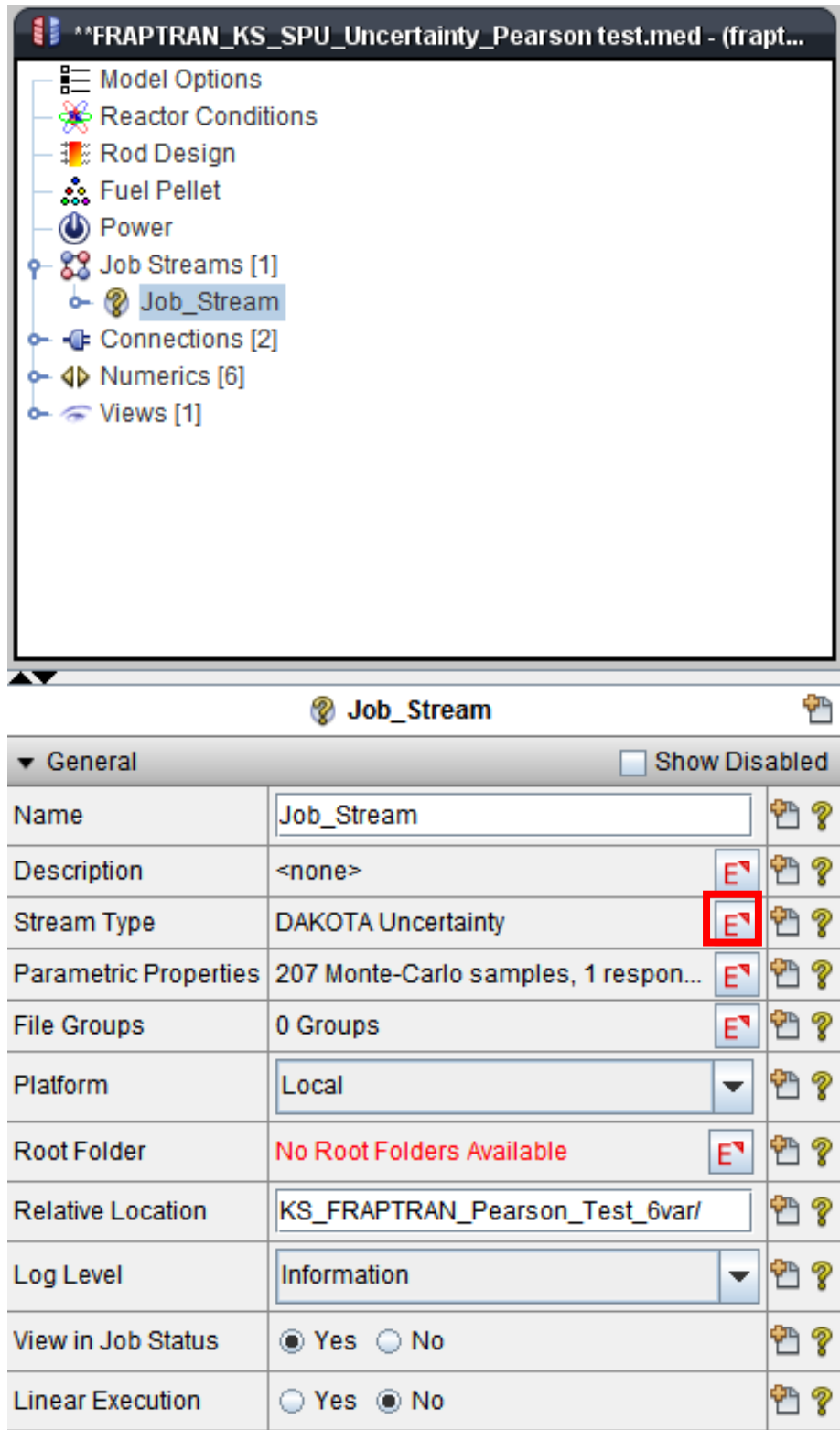


圖 3.6 DAKOTA 迭代模式選擇視窗

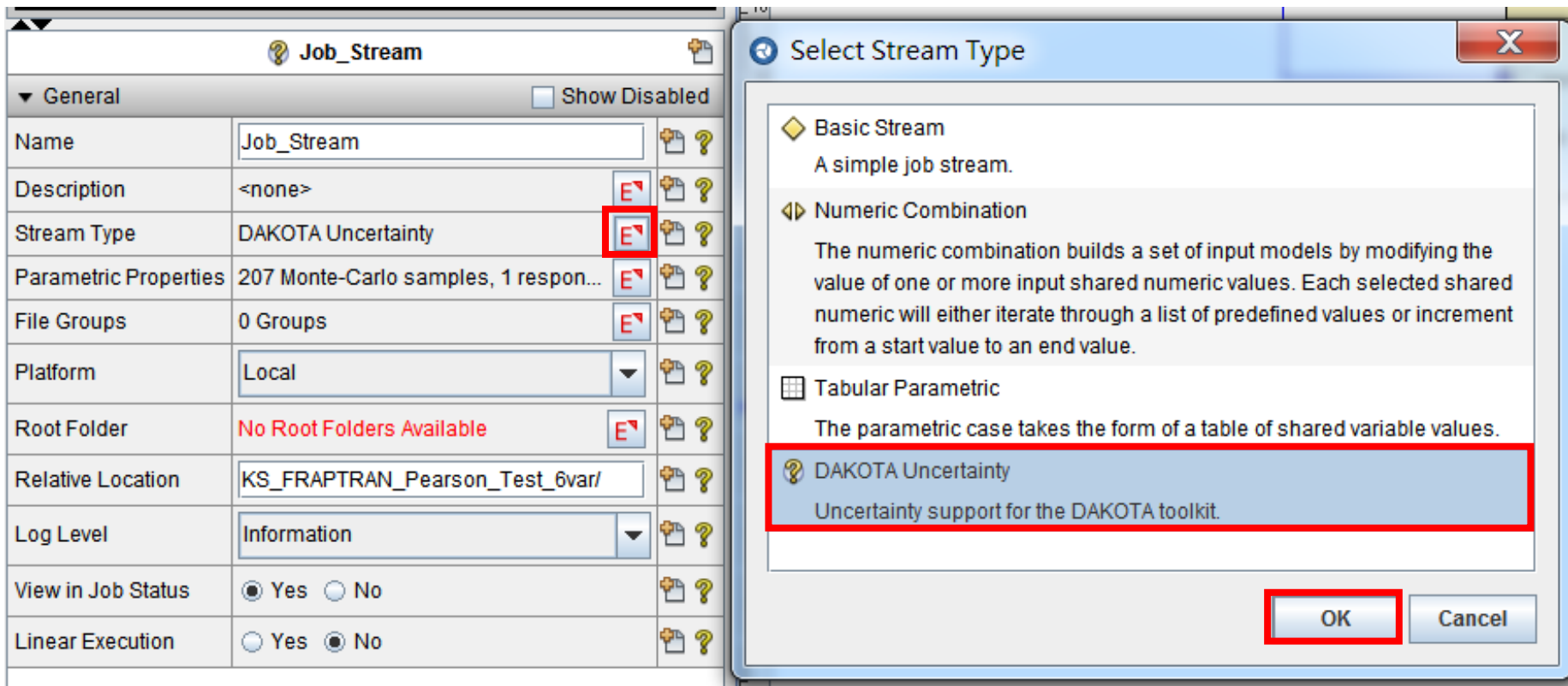


圖 3.7 DAKOTA 迭代模式選擇視窗

完成迭代參數新增與 Job Stream 模式變更後，回到 FRAPTRAN 部分設定燃料棒性質的頁面，如圖 3.8 所示。此時輸入 FRAPTRAN 燃料棒性質的對話框旁會多出一個雙箭頭的按鈕，點選此按鈕以連結此性質與剛剛設定好的變數，如圖 3.8 紅框所示。設定好後，原先輸入性質的對話框文字會變成藍色，並且標記與哪個變數連結。

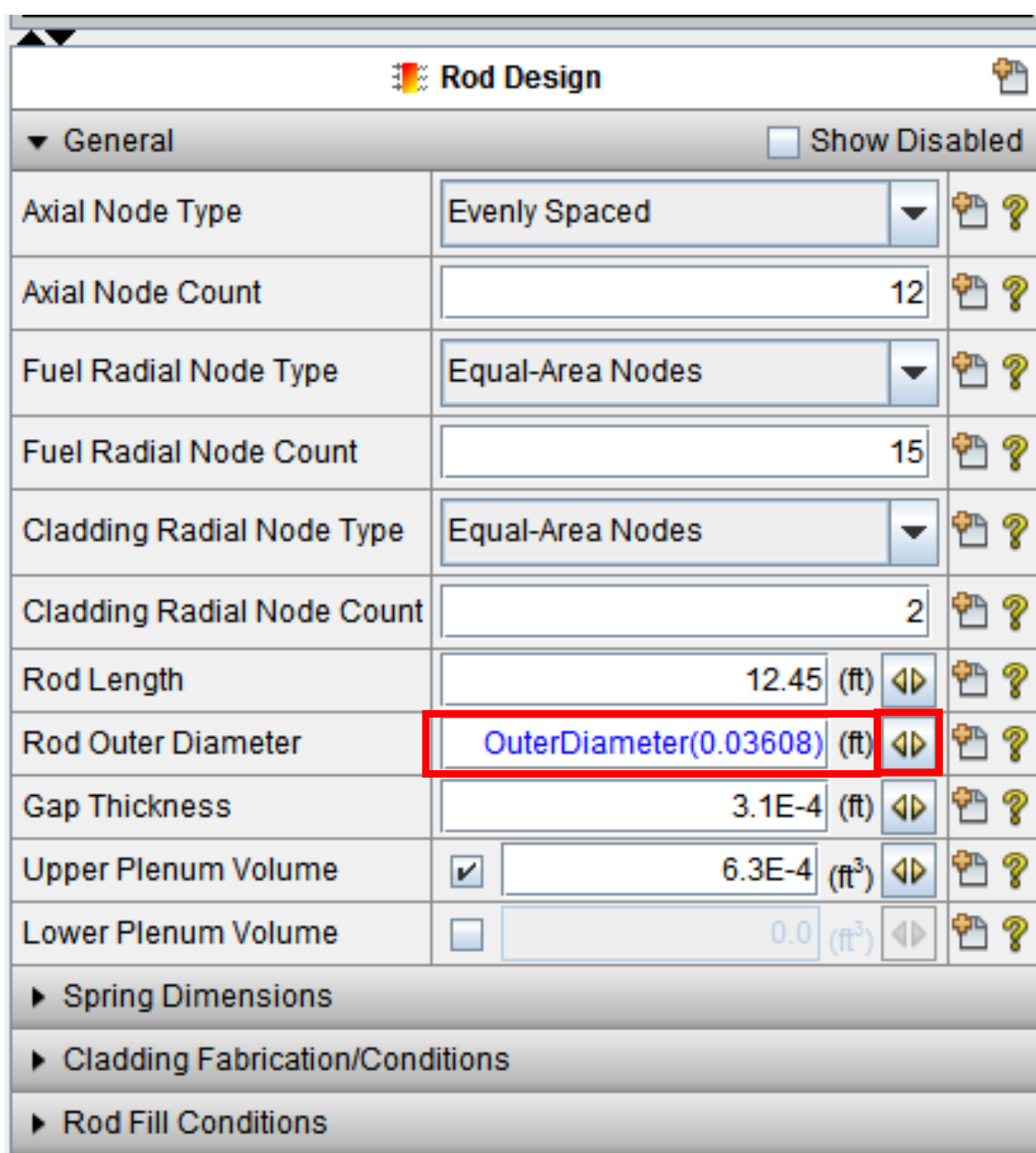


圖 3.8 變數連結視窗

將所有參數與 FRAPTRAN 燃料性質連結完成後，便可進入亂數範圍設定的步驟。回到 Job Stream 的設定中，點選 Parametric Properties 旁的按鈕，彈出設定參數變動範圍的視窗，如圖 3.9 所示。接著，參考 Wilks' formula 或是 Attiela Guba 之公式，算出在特定信賴區間與可靠區間所需之次數，輸入至 Number of Samples 對話框。並且於下方的 Figures of Merit 新增一個輸出變數。

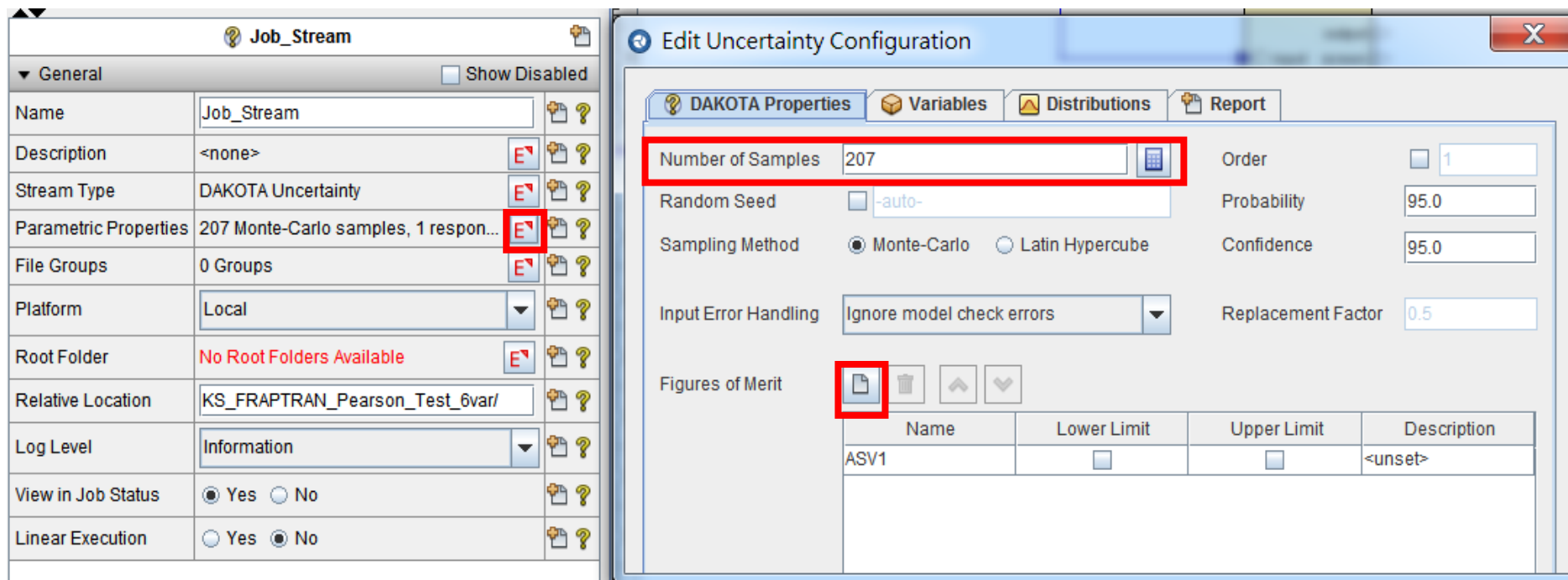


圖 3.9 DAKOTA 迭代次數設定視窗

選擇 Variables 選項，點選下方新增變數的圖示後(圖 3.10 中的紅色方框處)，換彈出視窗讓使用者選擇變數。重複這個動作直到所有設定的變數都已經加入 Variables 列表中。

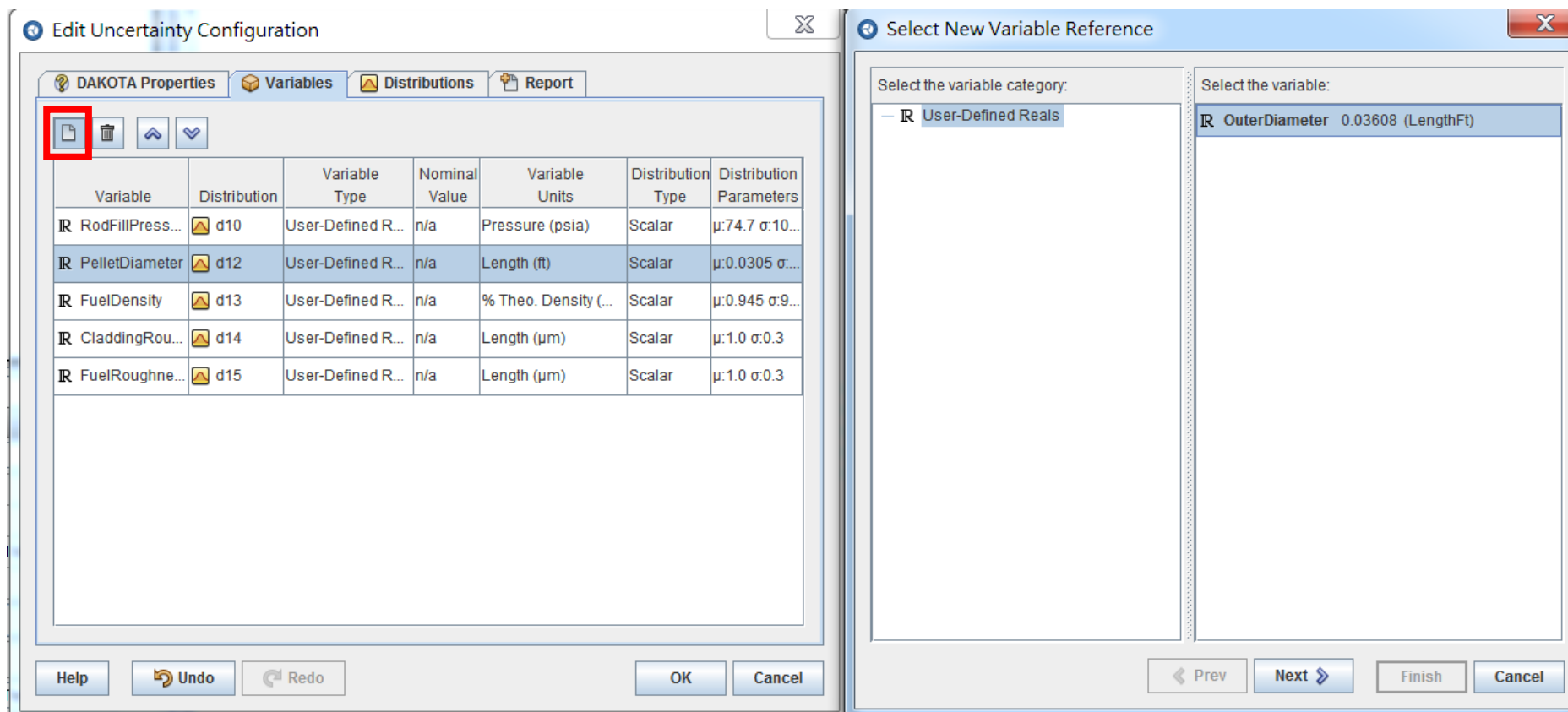


圖 3.10 將變數連結至 DAKOTA 的迭代模式中

選擇 Distributions 選項，進行變數範圍設定。如圖 3.11 所示，點選左邊的變處後，視窗右方會顯示其平均值、標準差、分佈方式與極大、極小值的設定。此處需照著所蒐集到的不準度參數變動資料進行輸入。

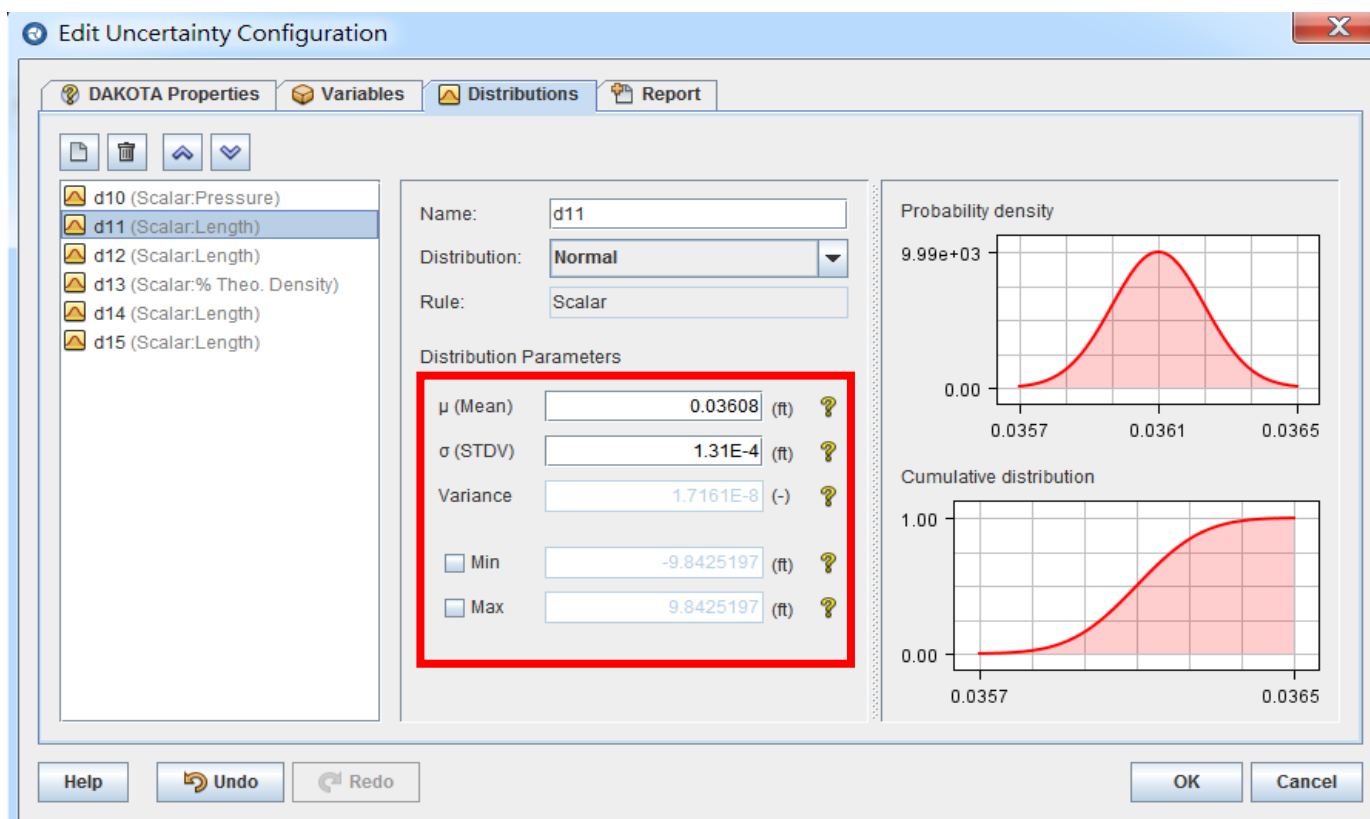


圖 3.11 參數之平均值、標準差與範圍設定畫面

完成上述變數設定後，最後須至 Job Stream 中的 Model Nodes 中，點選 FRAPTRAN model，將其 Parametric 選項改為 True，如圖 3.12。接著，便可遵循一般開始模擬分析的程序，點選 Submit job 進行分析。

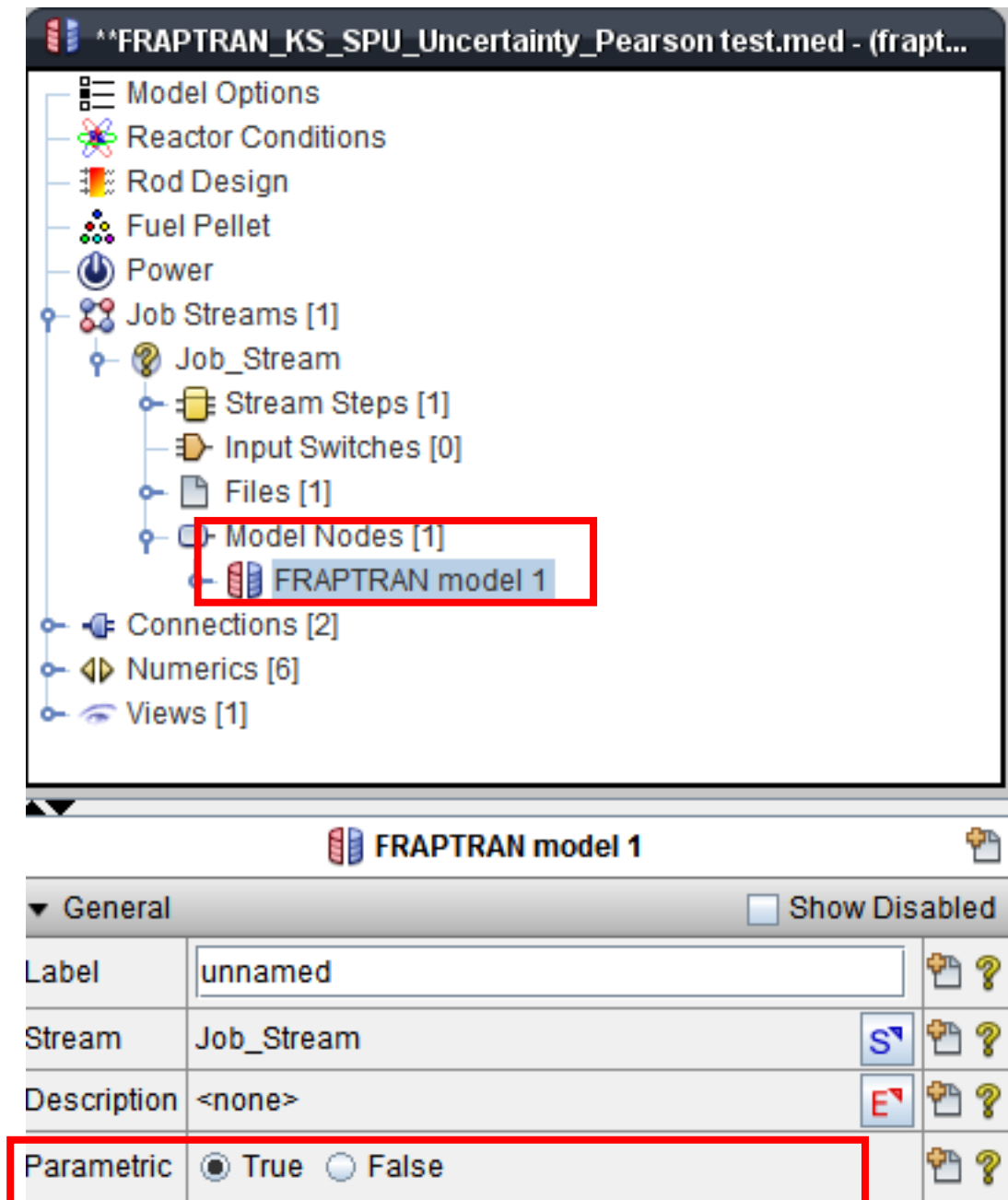


圖 3.12 FRAPTRAN 模式迭代方法更改選擇畫面

不準度分析所產出的輸出檔將會分別存放於許多資料夾中，如圖 3.13 所示。每個資料夾中均有一般 FRAPTRAN 分析後所得到的 Output 檔，這些檔案經過後處理與統計，便可得到不準度分析的上下偏差值。

FRAPTRAN result > 0212-KS_DAKOTA_TCVC > Job_Stream		
名稱	修改日期	類型
Step_T001	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T002	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T003	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T004	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T005	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T006	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T007	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T008	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T009	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T010	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T011	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T012	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T013	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T014	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T015	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T016	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T017	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T018	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T019	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T020	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T021	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T022	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T023	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T024	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T025	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T026	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T027	2015/2/12 下午...	檔案資料夾
Step_T028	2015/2/12 下午...	檔案資料夾

圖 3.11 不準度分析數據資料夾之畫面

四、暫態模擬與分析案例

(一) 分析案例說明

本計畫針對核三廠發生冷端破口事件，來進行不準度分析以及探討。冷卻水喪失事故 (Loss of Coolant Accident, LOCA) 是核電廠中重要的設計基準事故 (Design Basis Accidents, DBA)。在輕水式反應器中，破口事故的嚴重性會直接限制住反應器的運轉功率，而近年來反應器安全分析逐漸趨向於使用最佳估算加上不準度的方法來取代傳統保守假設，以釋放較多的運轉餘裕。跟傳統的方法比較起來，最佳估算加上不準度的分析方法採用最佳估算程式以及涵蓋不準度的實際輸入數據來量化破口事故中的限值護套尖峰溫度 (Peak Cladding Temperature, PCT)。而依據不準度的特性，常見的劃分成以下幾種：1. 初始條件(或稱邊界條件)不準度 2. 功率分佈不準度 3. 程式系統模式不準度 4. 局部模式不準度 5. 量測不準度 6. 製造公差不準度 7. 人因不準度...等。本計畫則針對初始條件不準度，包含了反應器冷卻系統 (Reactor Cooling System, RCS) 的條件與緊急爐心冷卻系統 (Emergency Core Cooling System, ECCS) 的流體條件(調壓槽壓力，反應器冷卻系統平均溫度，安全注水溫度，蓄壓槽體積、水溫與壓力...等)，來進行不準度評估。

(二) 研究方法論

本計畫研究分成兩部分，一是針對核三廠發生大破口喪失冷卻水流事故 (Large Break LOCA, LBLOCA) 進行傳統的保守假設分析，另外則是最佳估算加上不準度分析，來比較此兩種分析方式下，對於 LOCA 事故下燃料護套尖峰溫度的評估結果。對於 LOCA 的分析來說，最重要的即是探討燃料護套尖峰溫度，在 10CFR50.46 規範中，規定 LOCA 事故下 PCT 不可超過法規限值 1477.6K (2200°F)。在 10CFR50 的附錄 K 中，更詳細的對於 LOCA 事故的規範準則如以下所列：

- A：分析的護套尖峰溫度需低於 2200°F；
- B：燃料護套與水或蒸汽進行化學反應的總量需低於反應器鋁合金總量的 1%；
- C：護套溫度的幾何形狀維持完整性並且仍然可以冷卻，不論在淬冷中或冷卻後護套的氧化率皆須低於 17%；
- D：爐心在破口事故後仍然能進行冷卻；
- E：由於事故後一些衰變期長的放射性核種仍存在爐心，必須持續移除爐心衰變熱，且衰變熱的移除需持續一段時間。

圖 4.1 為本研究針對 LBLOCA 的不準度分析方法流程。藉由結合 DAKOTA 程式，我們可以根據特定的機率分佈函數 (PDF) 來隨機產生核三廠不準度的輸入參數。而當進行不準度分析前，需要定義採樣數，程式分析執行所需要的最小採樣數是根據機率與信心水準而定的，本研究根據 Wilks' Formula 來決定 95% 機率 95% 信心水準下之最小採樣數，執行程式的最小採樣數，信心水準與 Wilks' formula 的機率定義如下：

$$1 - \alpha^n \geq \beta \tag{Eq. 1}$$

where α is probability, β is the confidence level, and n denotes the number of code runs.

因為 PCT 的值是評估 LOCA 事故中燃料束完整性的重要指標，因此根據 Wilks' Formula 得知 95% 機率 95% 信心水準下之最小採樣數為 59 組。假定 PDF 與 PCT 為常態分佈，本研究使用 59 組試驗的平均值與標準差來計算涵蓋 95% PCT 分佈區域的 PCT 值。所使用的式子為下列 Eq.2：

$$PCT_{95/95} = PCT_{\text{mean}} + 1.645\sigma \tag{Eq. 2}$$

where PCT_{mean} is the mean value of PCT, σ is the standard deviation of PCT.

本研究中所有 TRACE 的運算都藉由 SNAP 介面的工作串流來定義並且

執行計算，而 TRACE 運算過後的結果則使用 Aptplot 程式來讀取。而最後，輸入參數與 PCT 之間的關聯性經過後處理方式，排序並進一步的評估哪項輸入參數對於 PCT 的分佈影響最為劇烈。

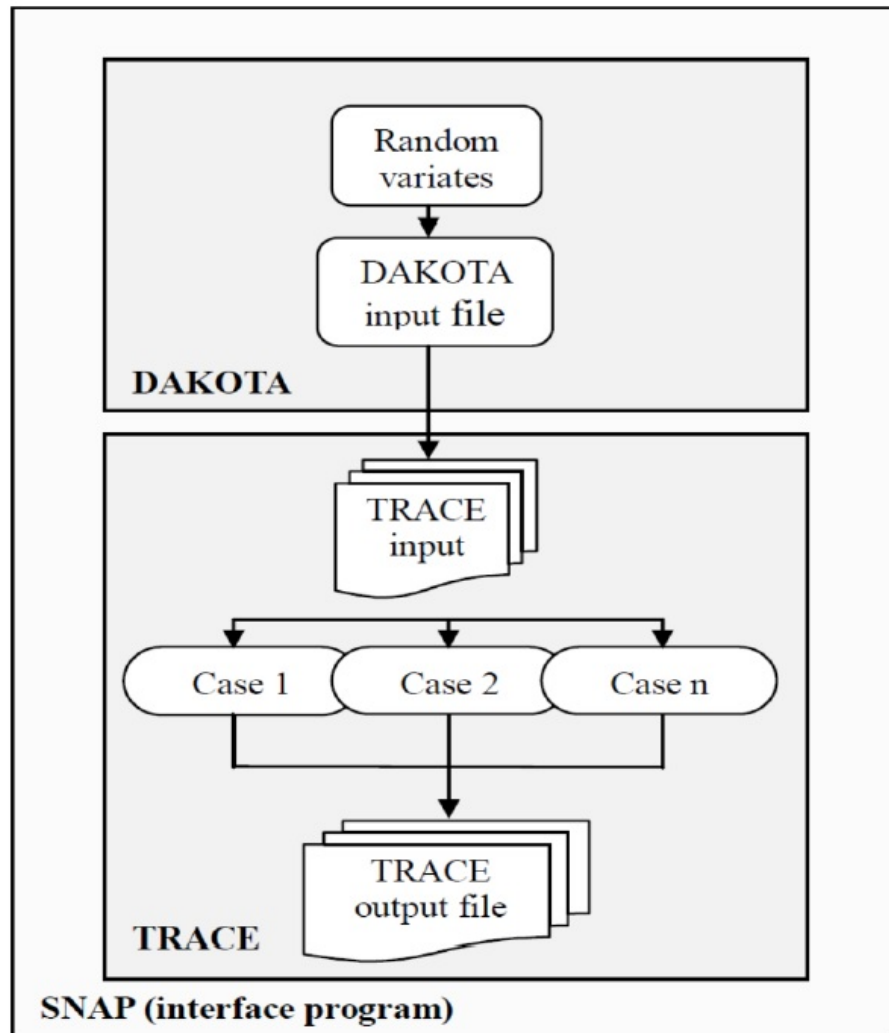


圖 4.1 不準度分析流程圖

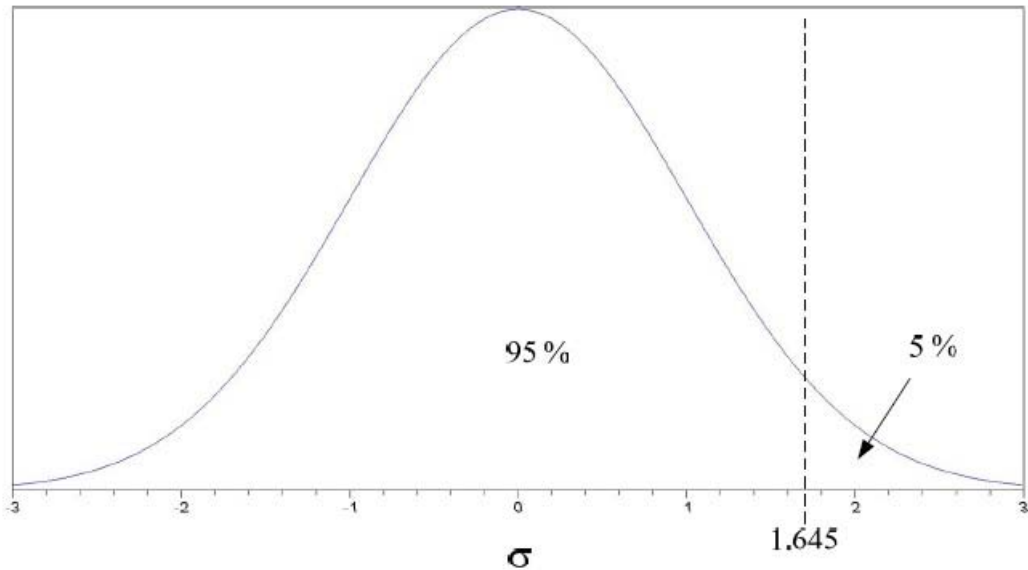


圖 4.2、PCT 分佈與信賴區間

(三) 模式與假設

1. 核三廠 TRACE 分析模式

圖 4.3 顯示了核三廠的 TRACE 分析模式，爐心的熱功率為 2830MW (102%額定功率)。核三廠為西屋三迴路的壓水式反應器，核三廠 TRACE 分析模式主要組件包含了壓力槽、調壓槽、RCS、蒸汽產生器、二次側的主蒸汽管、蓄壓槽與 ECCS 的安全注水系統...等。反應器壓力槽是用三維(3-D) VESSEL 組件模擬，本模式中將之分割成 2 個環、6 個方位角以及 12 個軸向層。第 1 環模擬爐心，即爐心筒(Core Barrel)內之區域；第 2 環模擬反應爐降流區(Reactor downcomer)；方位角區塊平均切割成六等分，每一區塊均為 60°，核燃料以 6 個熱結構模擬並平均分配於 6 個方位角區塊中，燃料高度約為 3.65 公尺，位於軸向之第 3 至第 6 層；熱端管路(Hot-leg)連接於第 1 環的第 8 層，冷端管路(Cold-leg)則連接於第 2 環的第 8 層，控制棒的管道則連接在軸向之第 7 至第 12 層。

本研究為假設核三廠於穩態運轉中突然發生大破口喪失冷卻水事故，管路破口位置位於第一迴路冷端(Cold-Leg)靠近反應爐側，破口型態為雙斷口

(Double Ended), 是冷卻水管路完全斷裂並錯開, 因此冷卻水全自斷裂口流失(200%), 且破口位置位於第一迴路, 也就是不含有調壓槽的兩個迴路其中一個。另外, 此 TRACE 分析模式採用”點中子動力 (point kinetic)”法來計算爐心功率, 而衰變熱則是根據 1973 ANS 所計算。

在不準度的分析中, 輸入參數的設定以及不準度分析的執行都是藉由 SNAP 來呈現, 不準度結構的圖形化使用者介面顯示於圖 4.4, 此介面提供了數個標籤以定義樣本、變數以及 PDF 的數量。

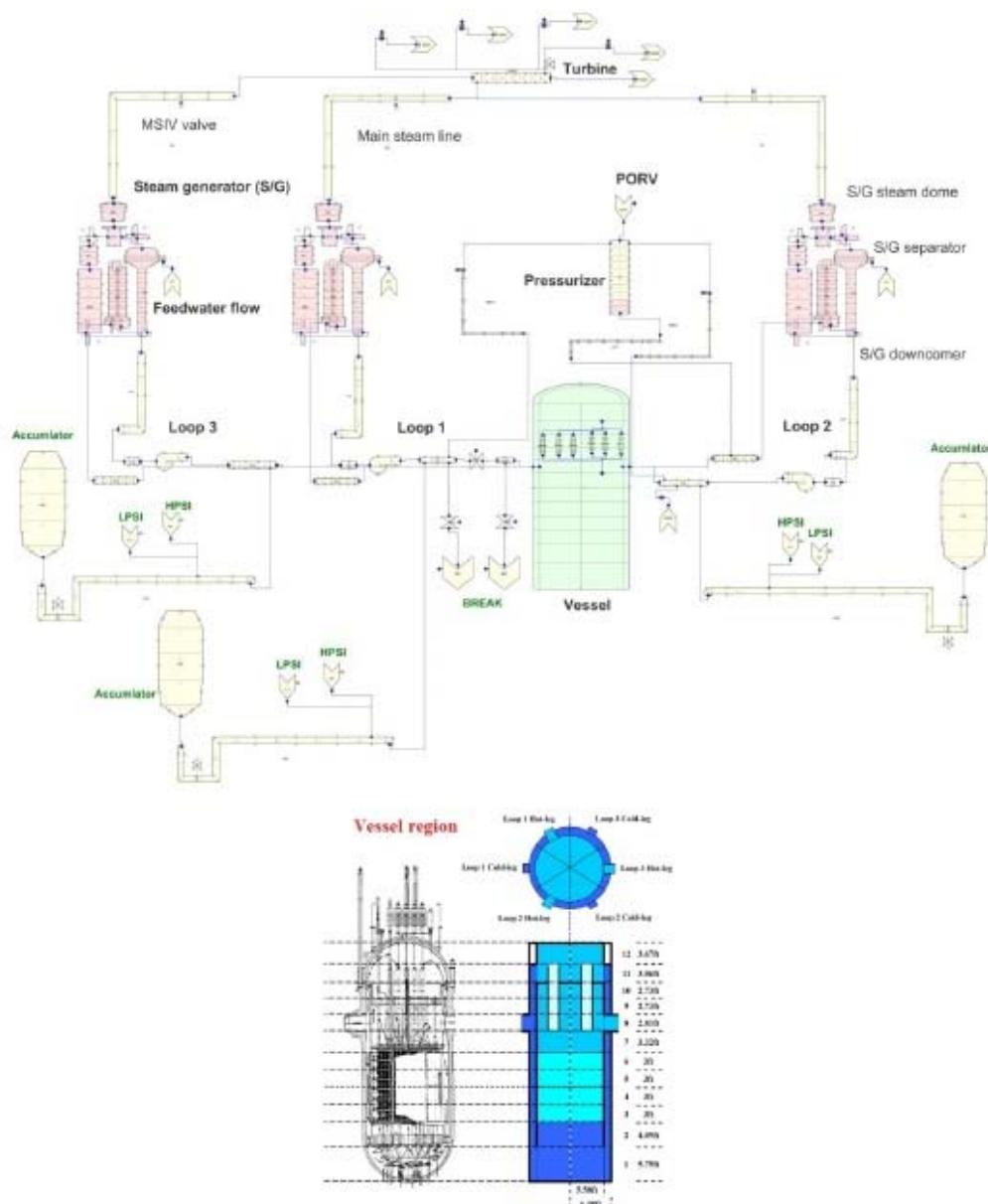


圖 4.3、馬鞍山電廠 LBLOCA 的 TRACE 模型

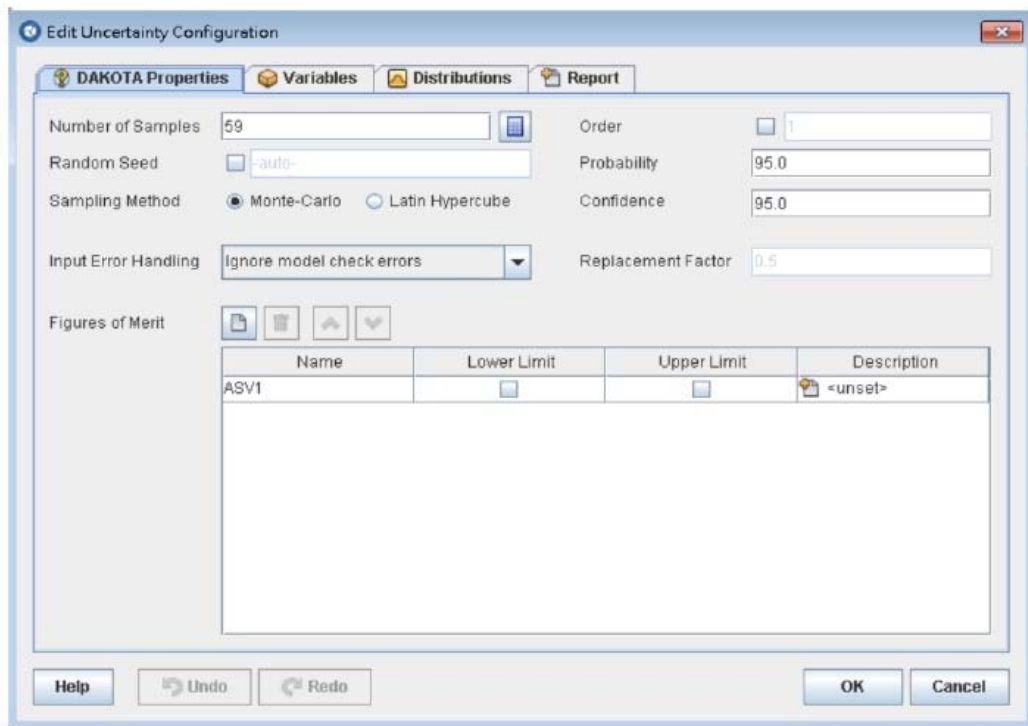


圖 4.4、不準度設定介面

2. 暫態 LBLOCA 案例假設

在 LBLOCA 的分析中，通常針對邊界條件和初始條件使用較保守的假設與限值。在保守的假設下，根據美國核管會所要求的法規，假設核能電廠起始功率為額定功率的 102% (2830MWt)。表 4.1 顯示了本研究中初始輸入參數的假設，並假設 RCS 管路破口於事故 0 秒時發生，並且保守假設 RCP 於事故發生時便無法使用。在破口發生後，由於調壓槽低壓訊號產生並引起反應爐停機，而系統低壓(系統壓力低於 615psia)引發蓄壓槽對 RCS 冷端進行被動注水並防止護套溫度過高。在此研究中，緊急爐心冷卻系統也採用單一失效保守假設，只有一組高壓安全注水與低壓安全注水幫浦可供操作。最終由於緊急爐心冷卻系統幫浦運轉提供了長期的冷卻注水並持續的移除爐心衰變熱，爐心溫度逐漸降低並避免燃料護套的損壞。

Input Parameters	Value
Licensed Core Power	102% of 2275MWt
Thermal Design Flow (kg/s/loop)	4331.8
Vessel Average Temperature (K)	584.5
Initial RCS Pressure (MPa)	15.858
Low Pressurizer Pressure Reactor Trip Setpoint (MPa)	12.824
Low Pressurizer Pressure SI Setpoint (MPa)	11.824
Safety Injection Initiation Delay time with loss of offsite power(sec)	27
Accumlator Water Volume (m ³ /tank)	27.89
Accumlator Tank Volume (m ³ /tank)	41.06
Minimum Accumlator Gas Pressure (MPa)	4.42
Accumlator Water Temperature (K)	310.9
Nominal RWST Water Temperature (K)	302.6

表 4.1、初始輸入參數的假設

(四)分析結果與討論

1. 保守估算法

使用 TRACE 程式進行電廠任何暫態(Transient)分析時，需進行穩態計算(Steady-state calculation)，又稱為初始化計算。在建立輸入模式時，每個水力組件內必須輸入初始條件(Initial condition)，通常為電廠正常運轉時之初始條件，包含壓力、液體溫度、氣體溫度、氣體體積分率，以及不可凝結氣體分壓等等。執行穩態計算時，TRACE 內建之穩態計算模組會自動檢查所有水力組件內的熱流參數在每一個計算時間距(Time step)的變化分率(Fractional change)並顯示於輸出訊息，例如壓力、溫度、速度等等，若系統內最大之變化分率小於使用者所設定之收斂條件(Convergence criterion)，則穩態計算自動結束(本輸入模式中，穩態收斂條件設定為 2.0×10^{-4})，若系統內最大之變化分率大於收斂條件，則穩態計算會持續進行至最大變化分率小於收斂條件或是計算時間達到使用者所設定之上限為止。穩態計算完成後，必須讀取穩態計算輸出的 TPR 檔(Formatteddump file)，將各水力組件中熱流參數穩態計算結果載入至暫態模式中，以做為暫態之初始條件，並使用暫態模式進行接續之暫態模擬。表 4.2 為重要系統參數如功率、調壓槽壓力、冷卻水溫度和 RCS 流率穩態初始化之後的結果與最終安全分析報告(FSAR)數據之比較，可以看出 TRACE 模式的穩態初始值與 FSAR 值非常符合，誤差值不超過 0.01%。在穩態的初始化之後，LBLOCA 暫態分析的結果也與 FSAR 的數據來進行比對與評估。表 4.3 顯示了 TRACE 分析核三廠 LBLOCA 的時序表並與 FSAR 分析報告中的數據相比較，表中可以看出 TRACE 程式預測的結果與 FSAR 分析報告中的數據相差不大，反應器跳脫的設定點都在 0.5 秒時達到，TRACE 預測安全注水訊號產生的時間為 1.5 秒，跟 FSAR 數據比差了 0.1 秒，導致 TRACE 預測 ECCS 開始注水時間也比 FSAR 報告數據晚了 0.1 秒(TRACE:28.5 秒，FSAR:28.4 秒)。而緊急爐心冷卻系統中的蓄壓槽為自發性

安全注水設計，當系統壓力低到 4.24MPa 時，蓄壓槽中的氮氣會將水由蓄壓槽中注入到冷端管路，TRACE 計算蓄壓槽開始注水的時間與 FSAR 數據差不多為 15 秒時開始注入，由於蓄壓槽注水流率趨勢的差異，導致 TRACE 預測蓄壓槽排空的時間與 FSAR 數據有所差異(差了約 7 秒)。

圖 4.5 為 TRACE 程式計算功率之結果並與 FSAR 數據做比較，當電廠發生喪失冷卻水事故時，由於系統壓力遽降而達到反應器低壓跳脫設定點 (13.5MPa) 而跳機，此時功率會迅速下降，圖中可以看到在 0.5 秒時 TRACE 計算之功率與 FSAR 數據都因為跳機而下降，但因為 TRACE 考慮到衰變熱 (decay heat) 的計算，因此下降速率較 FSAR 結果來的慢，而功率下降到最後剩下 10% 的功率。圖 4.6 為顯示系統壓力的變化趨勢圖，可以看出 TRACE 預測壓力變化的結果與 FSAR 數據相符合，同時在 0.5 秒時到達反應器跳脫設定點 13.5Mpa 壓力值。圖 4.7 為破口流率，一個分析程式能夠預測破口流率的準確性是非常重要的，破口流率會影響電廠其他參數，破口流出的水量影響著爐心水位的預測，並也影響著燃料護套尖峰溫度的計算，TRACE 程式在喪失冷卻水事故中具有相當好的模擬能力，並且能夠模擬破口位置的臨界流現象，因此能夠準確的預測破口流量與趨勢，圖 4.7 中可以看出 TRACE 程式所預測的破口流率趨勢與 FSAR 數據相符。圖 4.8 為 TRACE 程式模擬蓄壓槽注水趨勢結果，圖中可以看到 TRACE 預測注水的時間點與 FSAR 數據相同，都在 15 秒左右開始注水，但是蓄壓槽注水的速率趨勢卻不盡相同，由於蓄壓槽裡氮氣壓力為 4.24MPa，當系統壓力低於氮氣壓力時，蓄壓槽的冷卻水會因為壓力差的關係而被擠壓到系統迴路中，而 TRACE 所預測蓄壓槽的最大注水速率約為每秒 2000kg，不同於 FSAR 數據的每秒 2300kg，因此蓄壓槽冷卻水排空的時間點也會不同。圖 4.9 為反應爐進口流率比較圖，事故發生初期冷卻水由破口端流出，因此反應爐進口流率為負值，TRACE 在模擬進口流率的趨勢與 FSAR 數據相符，但是在 5 秒~15 秒間 TRACE 預

測有冷卻水流出系統外，這現象在 FSAR 數據中看不到，推測是 TRACE 有模擬反應爐旁通(bypass)的現象發生，因此旁通的冷卻水因為壓力差的關係經由破口流出系統外。圖 4.10 為 TRACE 模擬反應爐出口流率趨勢圖，由於 TRACE 程式考慮到 RCS 的自然對流現象，因此反應爐出口流率在破口事故發生之後，流體速率下降幅度較 FSAR 數據來的慢，約在 6 秒左右降為 0 kg/s，而 FSAR 數據則在 2 秒左右反應爐出口流率就已經降為 0 kg/s 了。

Parameter	FSAR	TRACE	Error (%)
Power (MWt)	2830	2830	0
Tavg * (K)	584.5	584.53	0.0001
Pressurizer pressure (MPa)	15.858	15.859	0.0001
Loop Flow (kg/sec)	4331.8	4347	0.0035

*Tavg = (Hot-leg temperature + Cold-leg temperature) / 2

表 4.2、穩態數據比較

LBLOCA	FSAR (sec)	TRACE (sec)
Break began	0.0	0.0
Reactor scram setpoint reached	0.50	0.50
SI signal generated	1.4	1.5
Accumulators Injection	15.0	14.2
Start of Pumped SI	28.4	28.5
Accumulators empty	52.1	59.5

表 4.3、TRACE 與 FSAR 的時序表

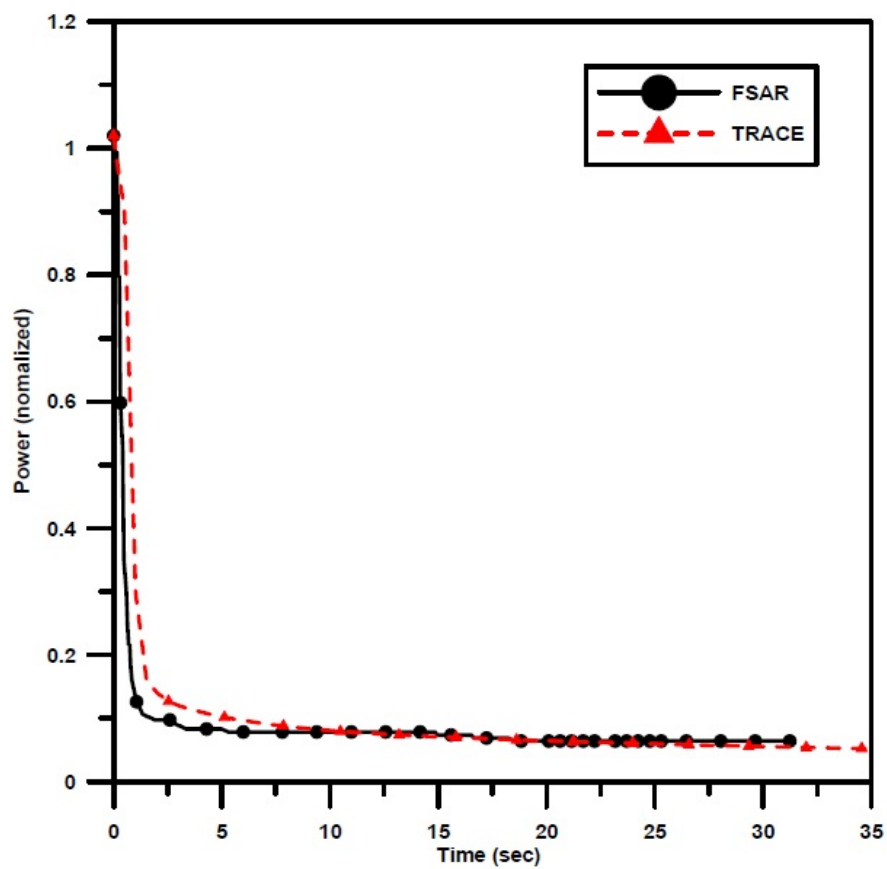


圖 4.5、TRACE 與 FSAR 的功率數據

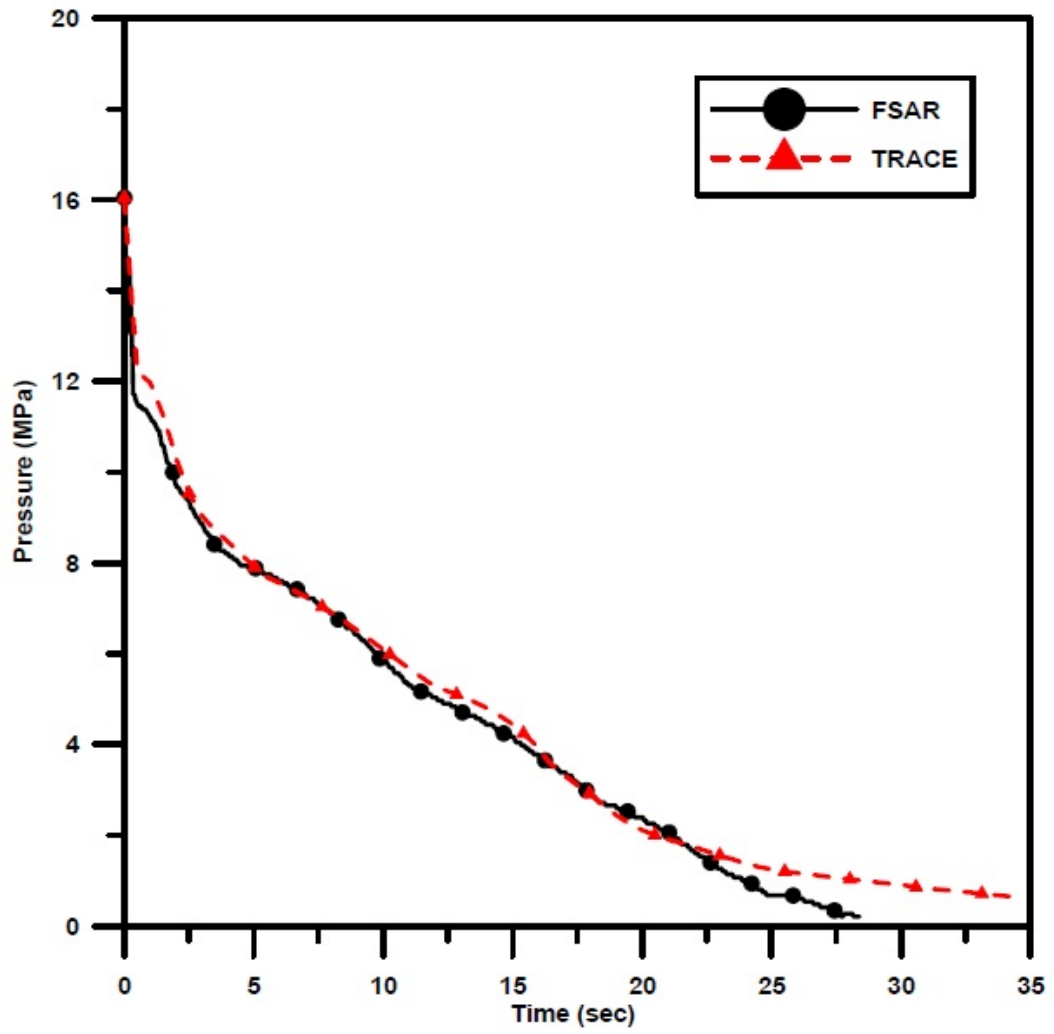


圖 4.6、TRACE 與 FSAR 的壓力槽壓力數據

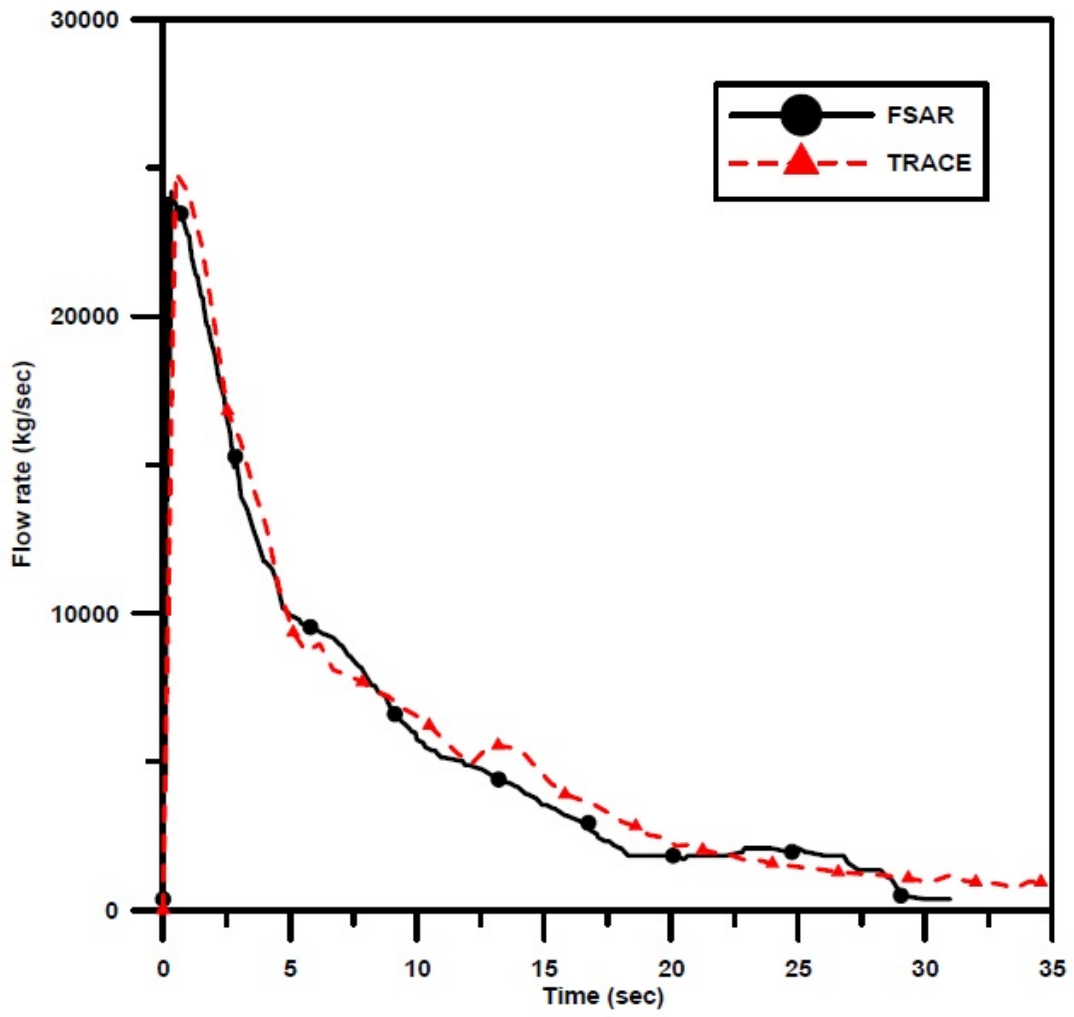


圖 4.7、TRACE 與 FSAR 的破口質量流率數據

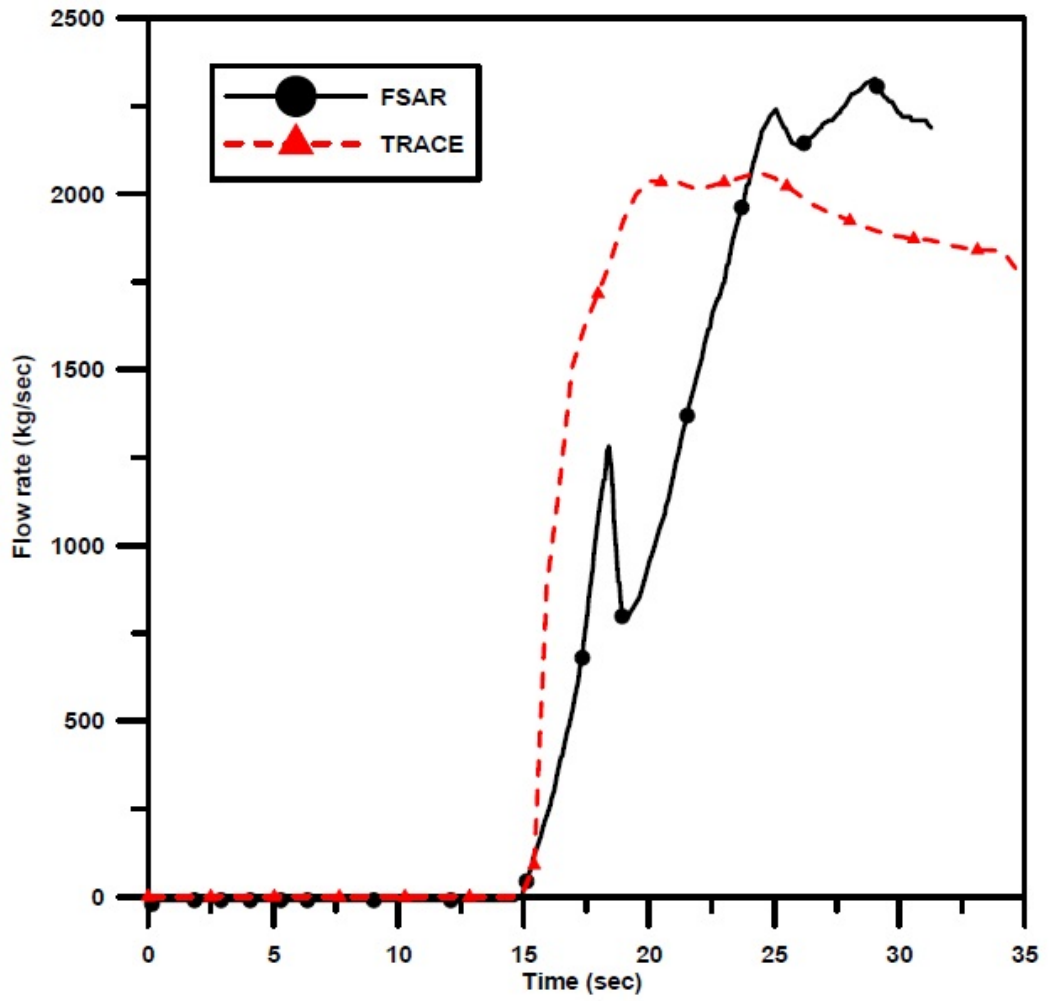


圖 4.8、TRACE 與 FSAR 的 ACC 質量流率數據

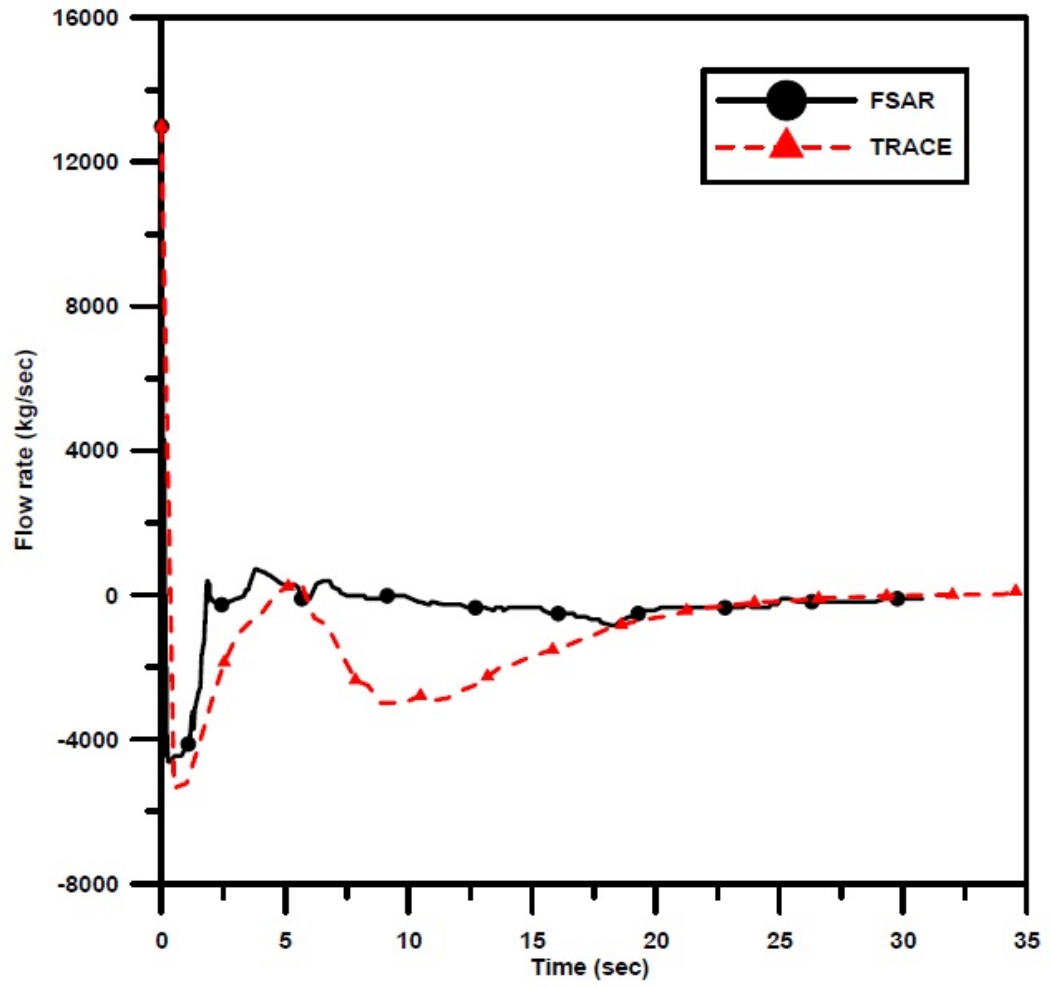


圖 4.9、TRACE 與 FSAR 的流入爐心流率數據

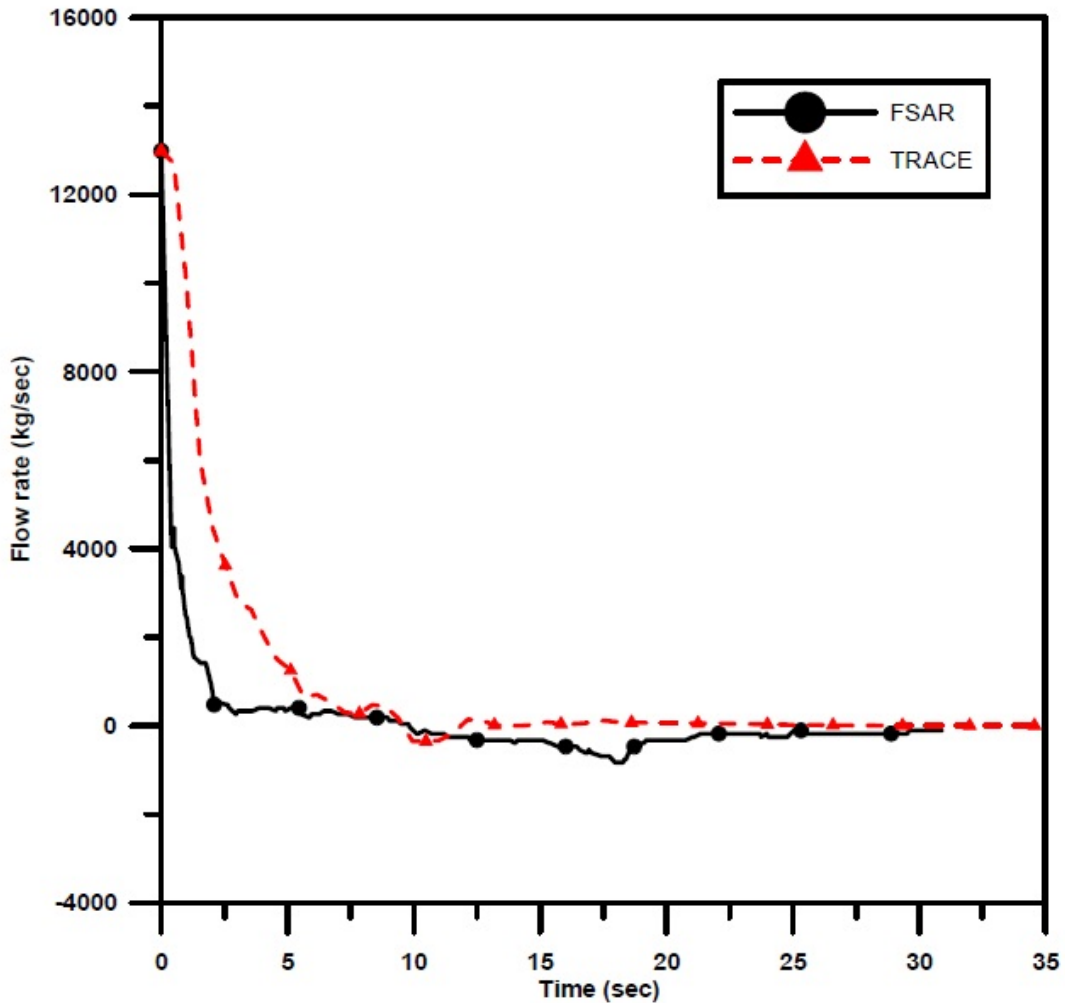


圖 4.10、TRACE 與 FSAR 的流出爐心流率數據

2. 最佳估算法

在使用最佳估算加上不準度進行的 LBLOCA 分析中，常考慮將一些電廠的熱流參數進行不準度量化的，其中包含 RCS 和 ECCS 的流體。本研究列出了五個常見的熱流分析參數（調壓槽壓力，安全注水溫度，蓄壓槽水量，蓄壓槽水溫和蓄壓槽壓力）如表 4.4 所示，這五個參數被定義成 SNAP 的”自定義變數”（參考圖 4.11），並連結到不準度程式以產生 TRACE 的輸入檔案。透過 Wilks' Formula 統計學的理论指出，若只針對單一參數（PCT）評估其 95% 機率與 95% 信心水準下，則最少需要 59 組計算，因此本研究經過 59 組的運算並且將其 PCT 計算結果與傳統保守假設方法做一比較，如圖 4.12

顯示。根據傳統保守假設的方法，馬鞍山電廠在 LBLOCA 下的 PCT 計算值為 1228.7K，另一方面，最佳估算的 59 次運算所得出的最大 PCT 值則為 1158.4K，皆低於法規限值。而根據 95/95 的機率與信心水準來計算，此 59 次運算的 PCT 平均值為 1022.8K 而標準差為 65.8K。根據公式 Eq 2，PCT_{95/95} 經計算為 1131.1K，低於傳統保守假設方法得出的 PCT 以及法規限值 (1477K)，因此與傳統的保守假設方法相比，最佳估算加上不準度分析對於 PCT 的評估提供了更大的安全餘裕。

另外，針對輸入參數和評估參數 PCT 之間的關聯性也被進行後處理和排序，以評估何種熱流初始參數值對於 PCT 分佈更具影響。本研究不只利用 DAKOTA 程式來進行輸入參數的抽樣，也評估輸入值與輸出值關聯性統計與輸入參數的排序，關聯性係數可藉由皮爾森關聯性(Eq 3)來得知：

$$r = \frac{\sum_{i=1}^n (x_i - \bar{x})(y_i - \bar{y})}{\sqrt{\sum_{i=1}^n (x_i - \bar{x})^2 \sum_{i=1}^n (y_i - \bar{y})^2}} \quad \text{Eq. 3}$$

其中 r 為皮爾森關聯性係數，n 是樣本數目，x 跟 y 則分別為輸入與輸出變數。PCT 和輸入參數之間的影响與關聯性顯示於圖 4.13-4.14，正值表示與輸出參數屬於正相關，負值表示與輸出參數屬於負相關，結果顯示蓄壓槽溫度為五個輸入參數中最具影響度之參數。

Input parameters	Nominal values	Uncertainty range	PDFs
Pressurizer pressure	15.513 (MPa)	[-3.45, +3.45]	Uniform distribution
Accumulator pressure	4.482 (MPa)	[-1.25, +1.25]	
Accumulator volume	28.32 (m ³)	[-0.43, +0.43]	
Accumulator temperature	311 (K)	[0, +27.78]	
Safety injection temperature	303(K)	[-20, +19.45]	

Note: normal distributions are sampled over $\pm 4\sigma$

表 4.4、不準度分析的初始條件

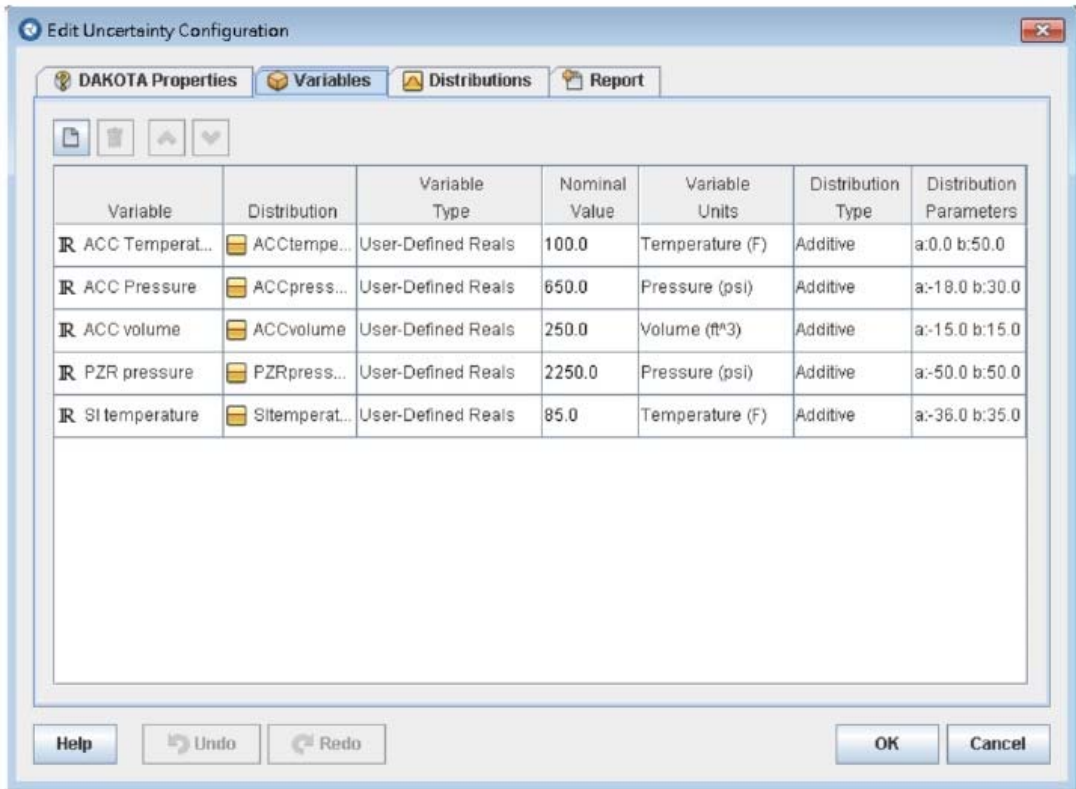


圖 4.11、SNAP 的自定義參數

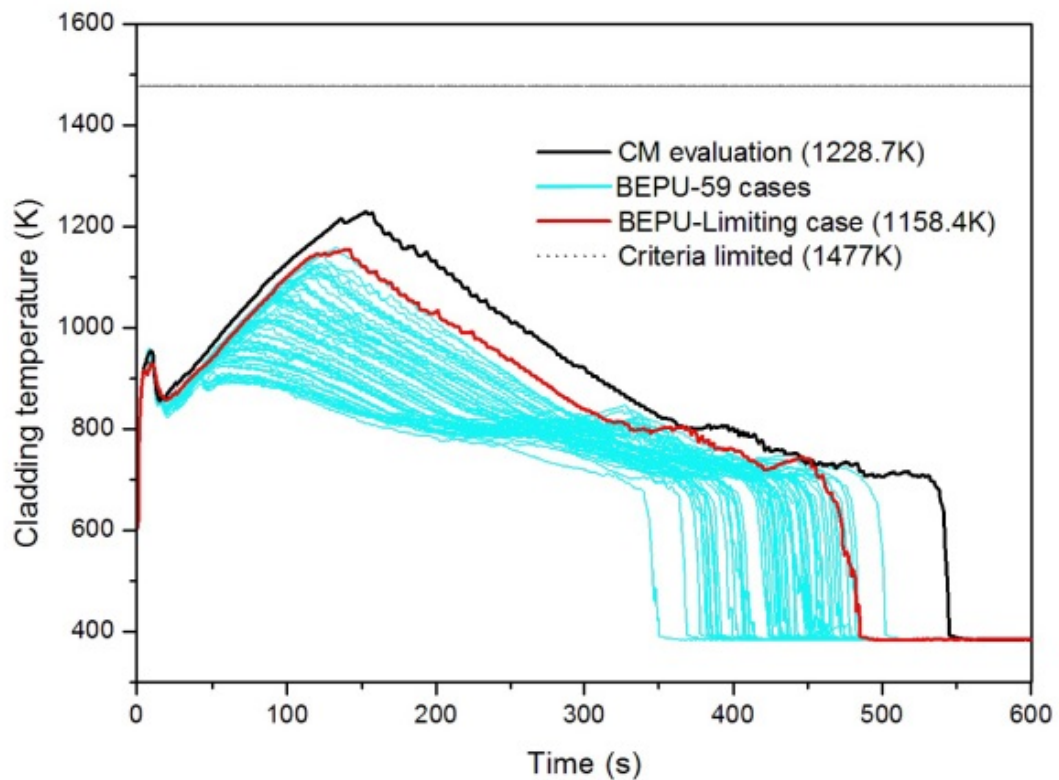


圖 4.12、LBLOCA 發生時的 PCT

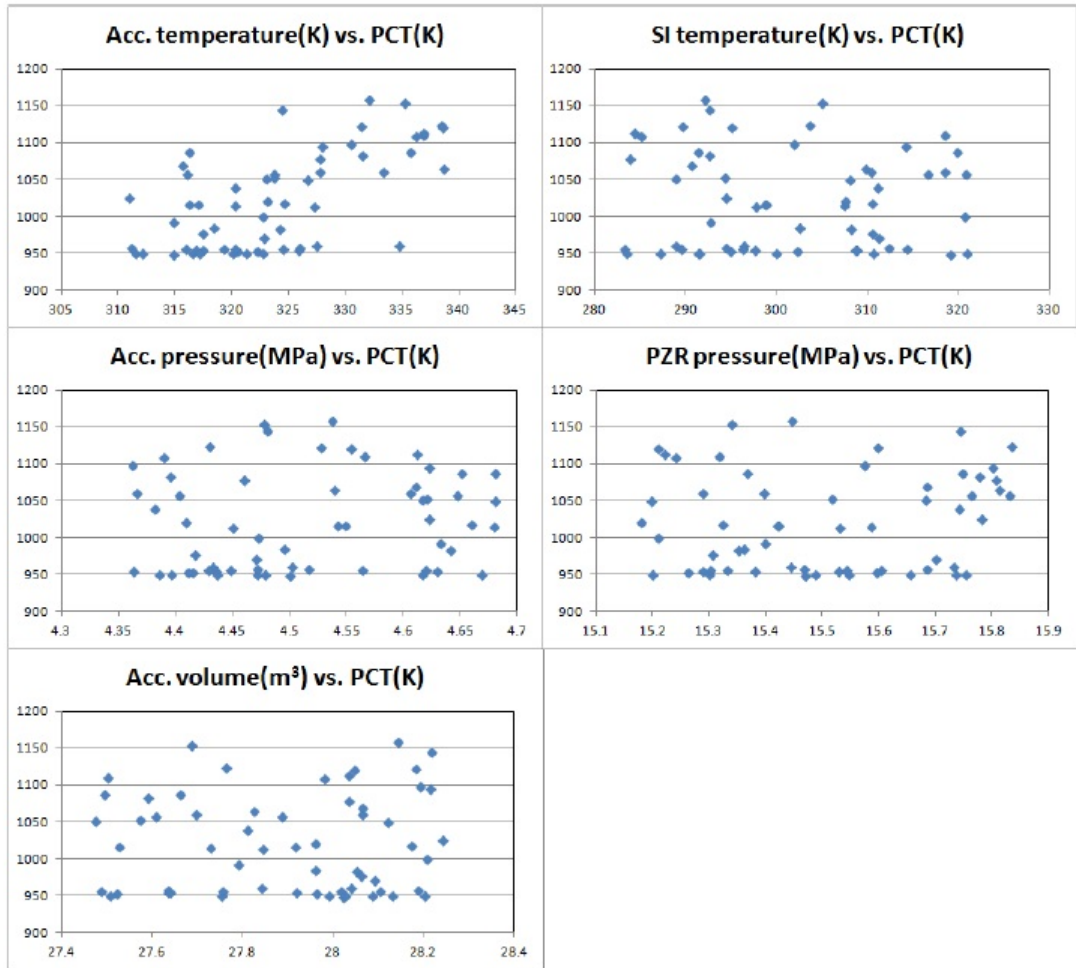


圖 4.13、輸入參數對 PCT 的影響

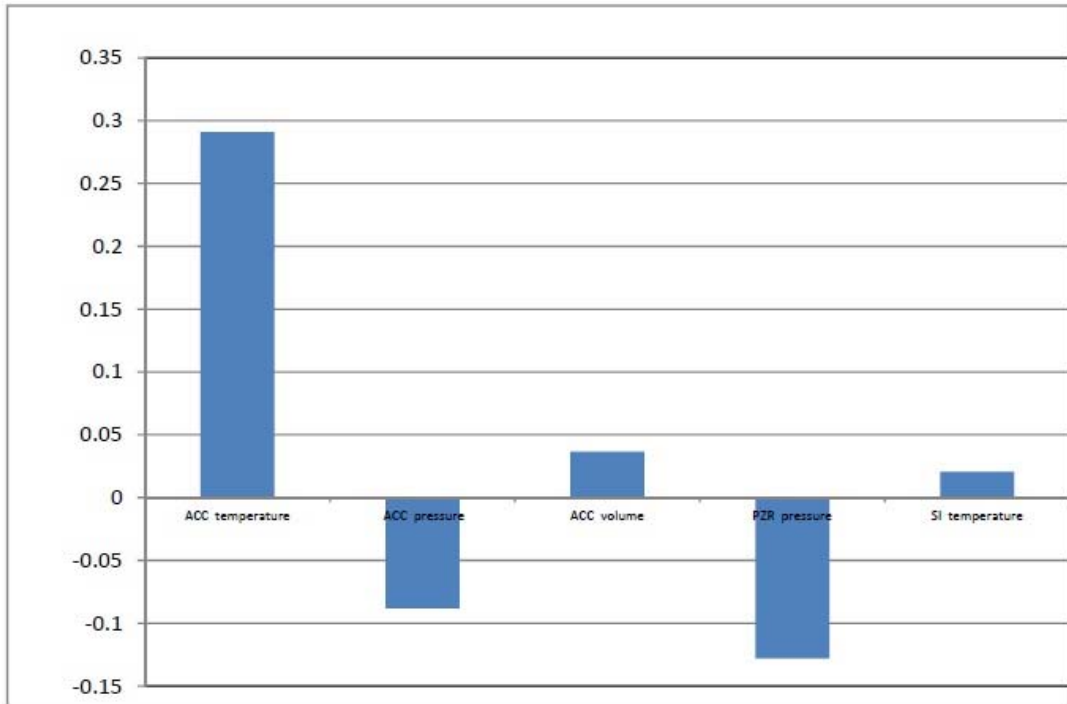


圖 4.14、輸入參數與 PCT 之間的關聯性

五、NUREG/IA 報告同行審查

台灣與美國簽署了 CAMP 合約，合約中規定台灣有義務提供 NUREG/IA 報告給美國核管會。因此，本計畫於 2017 年，完成一篇 NUREG/IA 報告並送於美國核管會審查，送審 NUREG/IA 題目為 Using TRACE, MELCOR, CFD, and FRAPTRAN to Establish the Analysis Methodology for Chinshan Nuclear Power Plant Spent Fuel Pool。此 NUREG/IA 報告在送給美國核管會審查之前，會先進行國內的同儕審查並且參照之前已發表之 NUREG/IA 報告格式確認格式是否相符。然後在收到同儕審查之意見後，會根據審查意見進行報告之修改。完成報告的修改後，才會送給 U.S.NRC 審查，此 NUREG/IA 報告的同儕審查之意見如下所示：

審查意見：

1. 封面不符合NUREG/IA報告的格式
2. CONTENTS不符合NUREG/IA報告的格式，例如:頁碼
3. FIGURES不符合NUREG/IA報告的格式，例如:頁碼
4. TABLES不符合NUREG/IA報告的格式，例如:頁碼
5. 第一章INTRODUCTION不符合NUREG/IA報告的格式，例如:頁碼
6. 第二章METHODOLOGY不符合NUREG/IA報告的格式，例如:頁碼
7. 第三章RESULTS不符合NUREG/IA報告的格式，例如:頁碼
8. 第四章CONCLUSIONS不符合NUREG/IA報告的格式，例如:頁碼
9. 此報告內容沒有問題，無須修改

根據上述審查意見，修改後的報告詳如附件 A 所示。

六、嚴重事故處理訓練課程

自從311福島事故發生以來，國際間針對嚴重事故處置與預防做了一系列的研究，電廠嚴重事故開端時，藉由了解電廠管制與運行以掌握事故發展；電廠嚴重事故發生後，悉知如何進行事故緩解，避免廠外輻射污染。因此嚴重事故處理應變能力以及教育訓練實屬重要之一環，本計畫中藉由聘請國外教授進行有關嚴重事故現象與緩解措施有效性探討之遠端諮詢，並在國內舉辦嚴重事故現象與緩解措施的訓練課程，邀請國內外著名學者前來講授嚴重事故的現象，以及分析緩解的方法，確保國內的研究學者、學生、管制人員、運轉員能對此有深入的了解，確保環境不受輻射污染的威脅。

(一) 公告與課表內容

2017 核能電廠嚴重事故訓練課程

課程時間：2017 年 9 月 11 至 15 日

課程地點：國立清華大學綠能館 R208 會議室

主辦單位：財團法人核能與新能源教育研究協進會

清華大學能源與環境研究中心

清華大學低碳能源研究中心

共同承辦：國立清華大學核子工程與科學研究所

國立清華大學工程與系統科學系

聯絡窗口：顏麗娜小姐(TEL: (03)574-2828)，E-mail：nneerf2013@gmail.com

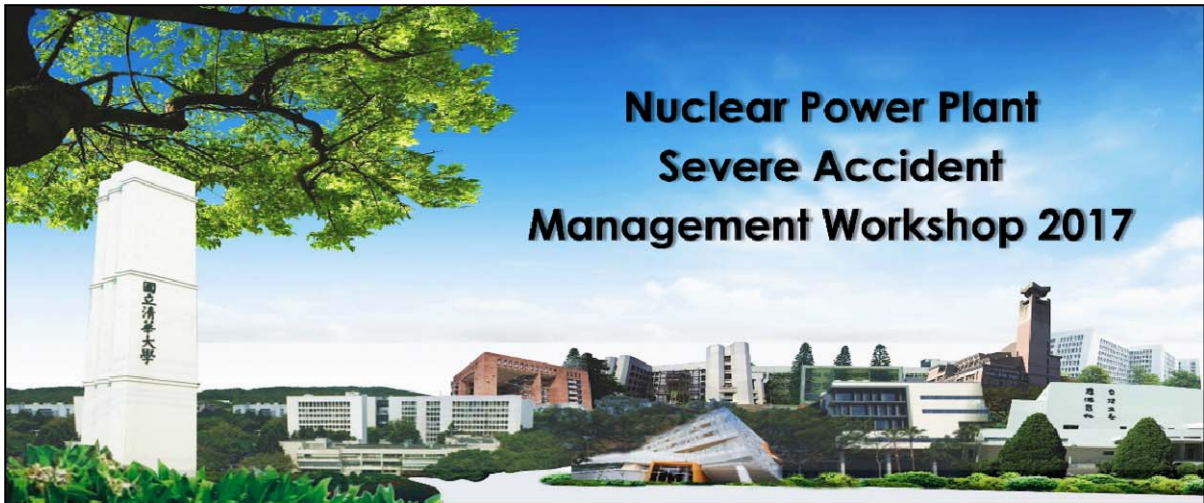
報名網址：<https://goo.gl/ZtzE63>

報名截止日期：9 月 5 日下午 6 點前

課程內容：

本部份課程共計 10 堂課，分成三日進行，並於第四天上午安排 2 小時之

議題討論。由講師有系統地編撰講義，首日講師 Mr. George Vayssier 將從 Severe Accident Management Guideline (SAMG) 嚴重事故管理導則之發展歷史介紹起，接著配合 Ms. Dr. Xiaoyang Gaus-Liu 向學員們介紹在德國與嚴重事故相關之實驗。其後，課程設計逐漸往細部講解，如 SAMG 驗證與確認 (verification and validation)、親水式電廠的組織應用、跨國合作計畫 ALISA Project 等。最後將學員課程所學與今年度 ERMSAR 2017 SAM 研討會做連結，讓學員能夠在短期內建立整體的嚴重事故處理概念。



Nuclear Power Plant Severe Accident Management Workshop 2017

AGENDA

September 12

08:30-09:00	Registration	
09:00-10:15	<ul style="list-style-type: none"> Severe Accident Management - Need and Justification, History, Future Development of Severe Accident Management Guidelines (SAMG), based on IAEA NS-G-2.15 - Principles, Strategies, Guidelines 	George Vayssier (NSC, Netherlands)
10:15-10:35	Coffee break	
10:35-12:00	<ul style="list-style-type: none"> KIT Activities on Severe Accident Experimental Research; Experiments Related with Severe Accidents in Germany 	Xiaoyang Gaus-Liu (KIT, Germany)
12:00-13:00	Lunch	
13:00-14:30	<ul style="list-style-type: none"> SAMG Verification & Validation, Organizational Aspects, Emergency Response Organization Approach for BWR/PWR Severe Accident Management Guidelines 	George Vayssier (NSC, Netherlands)
14:30-14:50	Coffee break	
14:50-16:10	<ul style="list-style-type: none"> Introduction of ALISA Project and its Progresses 	Xiaoyang Gaus-Liu (KIT, Germany)

September 13

9:00-10:20	<ul style="list-style-type: none"> Post-Fukushima Developments of PWR and BWR SAMG Lessons from SAMG Exercises for Existing and New Reactors 	George Vayssier (NSC, Netherlands)
10:20-10:35	Coffee break	
10:35-12:00	<ul style="list-style-type: none"> The Essential Elements of Severe Accident Management Present PWR and BWR SAMG – A Critical Review 	George Vayssier (NSC, Netherlands)
12:00-13:00	Lunch	
13:00-14:30	<ul style="list-style-type: none"> LIVE Program on In-Vessel Melt Retention 	Xiaoyang Gaus-Liu (KIT, Germany)
14:30-14:50	Coffee Break	
14:50-16:10	<ul style="list-style-type: none"> Experimental Data Base of the IVR Experimental Research- Their Uncertainties And Remaining Issues 	Xiaoyang Gaus-Liu (KIT, Germany)

September 14

9:00-10:15	<ul style="list-style-type: none"> SAMG for Shutdown Conditions, Spent Fuel Pool Accident Management under Extreme Events 	George Vayssier (NSC, Netherlands)
10:15-10:30	Coffee Break	
10:30-12:00	<ul style="list-style-type: none"> Summary of the Severe Accident Research Workshop ERMSAR 2017 in Warsaw, May 2017; Work by the OECD Severe Accident Research for Accident Management Applications 	George Vayssier (NSC, Netherlands)
12:00-13:00	Lunch	
13:00-18:00	Cultural Tour	

September 15

9:00-10:30	Opening Discussions	
10:30-10:45	Coffee Break	
10:45-11:00	Closing Remarks	

Time: Sept. 11-15, 2017, Location: R208, Green Energy Building, NTHU

Sponsors : Nuclear and New Energy Education and Research Foundation
Center for Energy and Environmental Research, NTHU
Low Carbon Energy Research Center, NTHU



Co-sponsors : Dept. of Engineering and System Science, NTHU
Inst. of Nuclear Engineering and Science, NTHU



圖 6.1、2017 嚴重事故處理訓練課程海報樣式

表 6.1、2017 嚴重事故處理訓練課程表

Day #1		
September 12		
8:30-9:00	Registration	
9:00-10:15	<ul style="list-style-type: none"> • Severe Accident Management - Need and Justification, History, Future • Development of Severe Accident Management Guidelines (SAMG), based on IAEA NS-G-2.15 - Principles, Strategies, Guidelines 	George Vayssier (NSC, Netherlands)
10:15-10:35	Coffee break	
10:35-12:00	<ul style="list-style-type: none"> • KIT Activities on Severe Accident Experimental Research; Experiments Related with Severe Accidents in Germany 	Xiaoyang Gaus-Liu (KIT, Germany)
12:00-13:00	Lunch	
13:00-14:30	<ul style="list-style-type: none"> • SAMG Verification & Validation, Organizational Aspects, Emergency Response Organization • Approach for BWR/PWR Severe Accident Management Guidelines 	George Vayssier (NSC, Netherlands)
14:30-14:50	Coffee break	
14:50-16:10	<ul style="list-style-type: none"> • Introduction of ALISA Project and Its Progresses 	Xiaoyang Gaus-Liu (KIT, Germany)
Day #2		
September 13		
9:00-10:20	<ul style="list-style-type: none"> • Post-Fukushima Developments of PWR and BWR SAMG • Lessons from SAMG Exercises for Existing and New Reactors 	George Vayssier (NSC, Netherlands)
10:20-10:35	Coffee break	
10:35-12:00	<ul style="list-style-type: none"> • The Essential Elements of Severe Accident Management • Present PWR and BWR SAMG – A Critical Review 	George Vayssier (NSC, Netherlands)
12:00-13:00	Lunch	

13:00-14:30	<ul style="list-style-type: none"> • LIVE Program on In-Vessel Melt Retention 	Xiaoyang Gaus-Liu (KIT, Germany)
14:30-14:50	Coffee Break	
14:50-16:10	<ul style="list-style-type: none"> • Experimental Data Base of the IVR Experimental Research- Their Uncertainties And Remaining Issues 	Xiaoyang Gaus-Liu (KIT, Germany)
Day #3 September 14		
9:00-10:15	<ul style="list-style-type: none"> • SAMG for Shutdown Conditions, Spent Fuel Pool • Accident Management under Extreme Events 	George Vayssier (NSC Netherlands)
10:15-10:30	Coffee Break	
10:30-12:00	<ul style="list-style-type: none"> • Summary of the Severe Accident Research Workshop ERMSAR 2017 in Warsaw, May 2017; Work by the OECD • Severe Accident Research for Accident Management Applications 	George Vayssier (NSC Netherlands)
12:00-13:00	Lunch	
13:00-18:00	<ul style="list-style-type: none"> • Cultural Tour 	
Day #4 September 15		
9:00-10:30	<ul style="list-style-type: none"> • Opening Discussions 	
10:30-10:45	Coffee Break	
10:45-11:00	<ul style="list-style-type: none"> • Closing Remarks 	



圖 6.2、2017 嚴重事故處理訓練課程橫幅樣式

(二) 講師介紹

George Vayssier

- Country: The Netherlands / Austria
- Organization: Founder and director of Nuclear Safety Consultancy Netherlands (NSC Netherlands)



Mr. George Vayssier, M.Sc., leads NSC Netherlands now 20 years to consult world-wide on guidelines and safety measures, designed to manage and control nuclear reactor accidents. He and his team work extensively with US and European nuclear industry, and nuclear safety authorities in US, Canada and Europe, to support development of accident management guidelines and deliver peer review of accident management at nuclear power plants. He also supported during many years missions and plant reviews by the IAEA.

Before, he worked at the nuclear safety authority of The Netherlands and a consortium led by GE Hitachi to build the Leibstadt NPP in Switzerland. He graduated from the University of Amsterdam and the Eindhoven University of Technology (with distinction), both in the Netherlands. Mr. Vayssier lives and works in Vienna, Austria.

Xiaoyang Gaus-Liu Ph.D

Senior scientist at the Division of severe accident analysis of Institute of Nuclear and Energy Technology at Karlsruhe Institute of Technology (KIT) Research emphasis is in-vessel melt retention. She is the group leader of LIVE programme at KIT. (2006 till now)



Till 1994: Master degree at the school of Thermal Engineering, Harbin Institute of Technology (HIT), PR China

1997-2003: PhD student and scientific staff at University Stuttgart, working at the area of co-combustion of biomass and coal in existing power plants

2005-2006: Project manager at the Siemens Research Center of Power Generation in Erlangen, Germany

Recent Research:

Experimental research on in-vessel melt behavior and cooling strategies with the emphasis on melt stratification and its consequences, debris melting and pool formation process as well as evaluation of the experimental conclusions of the early and current in-vessel melt retention experimental programs

Honours, Memberships etc. :

Memberships in SARNET2, IVMR, SATEST and ALISA projects

(三) 參加學員名單

序號	姓名	服務單位	職稱
1	廖俐毅	原子能委員會核能研究所	主任
2	吳景輝	原子能委員會核能管制處	技正
3	黃亮程	台灣電力公司核能發電處	專員
4	黃晉渝	台灣電力公司核發處核心組	核能工程師
5	黃小琛	中華民國核能學會	秘書長
6	施純寬	國立清華大學核子工程與科學研究所	榮譽退休教授
7	錢景常	國立清華大學核子工程與科學研究所	榮譽退休教授
8	陳紹文	國立清華大學核子工程與科學研究所	副教授
9	王仲容	國立清華大學核子工程與科學研究所	兼任副教授
10	楊鎧駿	國立清華大學核子工程與科學研究所	碩士生
11	黃偉哲	國立清華大學核子工程與科學研究所	碩士生
12	葉璟賢	國立清華大學核子工程與科學研究所	碩士生
13	游士德	國立清華大學核子工程與科學研究所	碩士生
14	林鈺博	國立清華大學核子工程與科學研究所	碩士生
15	王振安	國立清華大學核子工程與科學研究所	碩士生
16	沈宗逸	國立清華大學核子工程與科學研究所	碩士生
17	鄭惟遠	國立清華大學核子工程與科學研究所	碩士生
18	陳建廷	國立清華大學核子工程與科學研究所	碩士生
19	王亭懿	國立清華大學核子工程與科學研究所	碩士生
20	劉衛蒼	國立清華大學核子工程與科學研究所	博士生

21	楊融華	國立清華大學能原與環境研究中心	博士後研究員
22	黃文樞	國立清華大學能原與環境研究中心	助理研究員
23	辜郁庭	國立清華大學工程與系統科學系	博士生
24	張 靖	國立清華大學工程與系統科學系	碩士生
25	黃品鈞	國立清華大學核子工程與科學研究所	博士生
26	莊天睿	國立清華大學工程與系統科學系	博士生
27	張永漢	國立清華大學工程與系統科學系	研究生
28	陳韶萱	清華大學	研究助理
29	張筠非	清華大學	研究助理
30	陳雄智	清華大學	研究助理

(四) 課程情況照片

活動翦影集錦	
	
計畫主持人施純寬教授引言	課程主持人錢景常教授
	
Mr. George Vayssier 授課	上課情況(一)
	
Ms. Dr. Xiaoyang Gaus-Liu 授課	上課情況(二)



授課講師與各方學者合照



團體合照



上課情況(三)



上課情況(四)

(五) 訓練課程成果

本訓練課程順利於九月十一至十五日辦理完畢，邀請來自荷蘭 NSC 的 George Vayssier 與德國 KIT 研究機構的 Dr. Xiaoyang Gaus-Liu 講授 10 堂嚴重事故訓練課程。內容由簡入深從 Severe Accident Management Guideline (SAMG) 嚴重事故管理導則之發展歷史介紹起，並配合已有多多年相關實驗研究成果的 Ms. Dr. Xiaoyang Gaus-Liu 向學員們介紹在德國與嚴重事故相關之實驗。緊接著為 SAMG 驗證與確認 (verification and validation)、輕水式反應器電廠的組織應用、跨國合作計畫 ALISA Project 等內容。並提出多項將 SAMG 導入運用且符合現下核能電廠運轉介紹如：後福島事故 SAMG 發展與用過燃料池之 SAMG 等。最後將學員課程所學與今年度 ERMSAR 2017 SAM 研討會做連結。

課程最後邀請原子能委員會核能研究所核安管制技術支援中心廖俐毅主任分享對於喪失最終熱沉所做的減災議題「加長型喪失最終熱沉事故之減災策略及過程中可能面臨之安全挑戰 Investigation of the Mitigation Strategies for Prolonged Loss of Ultimate Heat Sink Accident and the Associated Potential Safety Challenges」並與講者、與會者做意見交換，學員參與狀況十分熱烈。本次嚴重事故訓練課程之意見調查，附於附錄中。

七、結論

本計畫已配合 U.S. NRC 之 TRACE 與 SNAP 程式的改版，精進國內核電廠之 TRACE 熱水流安全分析模式，並加強國內核電廠之安全分析的能力。根據 U.S. NRC 最新釋出的 TRACE 程式版本為 2017 年 8 月釋出的 V5.0 Patch 5，SNAP 最新版本為 2.5.5 版。

CAMP 國際合作計畫為每年於春季與秋季均會召開一個討論會議，提供各會員國及參與組織一個溝通平台，分享目前 TRACE、PARCS、SNAP 等程式的研究成果及分析技術討論。今年度 CAMP 春季會議於波蘭華沙舉行，為期三天(5/22~5/24)，本研究已收集 CAMP 各會員國簡報以及會議資料，彙整成重點摘要報告，以便讓國內單位了解目前最新國際間發展趨勢與進度。根據這次的 CAMP 會議，可以發現：(1) 與上屆會議(阿布達比)相比，本次 CAMP 會員國所使用的 TRACE 程式版本皆已更新至 V5.0 Patch 4。(2) 各會員國使用 TRACE 程式主要在於電廠模式的建立或平行驗證，特別是多個單位都將 TRACE 結果與 RELAP5 做比較，再來則是用在靈敏度分析上。(3) 部分會員國也有將 TRACE 結果導入其他分析程式相互結合，如捷克用於 CFD，西班牙用於 DOKOTA 等。本計畫已完成一篇 NUREG/IA 報告並送 NRC 審查中，完成我國參與 CAMP 國

際合作計畫之責任與義務。台灣發表之 NUREG-IA 技術報告歷年來通過審查共 28 篇(累積至 2017 年底)，在參與 CAMP 國際計畫之所有國家中排名第一，NUREG/IA 技術報告皆可於 U. S. NRC 的網站上查 詢：

<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/agreement/>。

針對不準度分析，本計畫已完成核三廠之 TRACE 不準度分析模式建立，並且應用於電廠暫態模擬與分析。在此計畫中，暫態模擬案例為假設核三廠發生設計基準事故中的大破口喪失冷卻水事件(LBLOCA)，評估護套尖峰溫度值是否超過法規限定，並與傳統保守假設分析來進行比對。TRACE 暫態分析與不準度分析結果，整理成以下重點：

1. 電廠熱流分析結果顯示核三廠 TRACE 分析模式預測電廠重要熱水流行為參數趨向於 FSAR 數據，驗證核三廠 TRACE 分析模式具有能力模擬電廠 LBLOCA 事故且結果具有一定之可信度。
2. 根據傳統保守假設的方法，馬鞍山電廠在 LBLOCA 下的 PCT 計算值為 1228.7K，另一方面，最佳估算的 59 次運算所得出的最大 PCT 值則為 1158.4K，皆低於法規限值。

3. 根據 95/95 的機率與信心水準來計算，此 59 次運算的 PCT 平均值為 1022.8K 而標準差為 65.8K， $PCT_{95/95}$ 經計算為 1131.1K，低於傳統保守假設方法得出的 PCT 以及法規限值(1477K)，因此與傳統的保守假設方法相比，最佳估算加上不準度分析對於 PCT 的評估提供了更大的安全餘裕。
4. 針對輸入參數和評估參數 PCT 之間的關聯性也被進行後處理和排序，以評估何種熱流初始參數值對於 PCT 分佈更具影響。結果顯示蓄壓槽溫度為五個輸入參數中最具影響度之參數。

在嚴重事故訓練課程順利安排，邀請來自荷蘭 NSC 的 George Vayssier 與德國 KIT 研究機構的 Dr. Xiaoyang Gaus-Liu 講授 10 堂嚴重事故訓練課程。內容由簡入深從 Severe Accident Management Guideline (SAMG) 嚴重事故管理導則之發展歷史介紹起，並配合已有多年相關實驗研究成果的 Ms. Dr. Xiaoyang Gaus-Liu 向學員們介紹在德國與嚴重事故相關之實驗，緊接著為 SAMG 驗證與確認 (verification and validation)、輕水式反應器電廠的組織應用、跨國合作計畫 ALISA Project 等內容，並提出多項將 SAMG 導入運用且符合現下核能電廠運轉介紹如：後福島事故 SAMG 發展與用過燃料池之 SAMG 等。訓練課程之舉辦，能提升國內的研究學者、學生、

管制人員、運轉員能對相關知識有深入的了解，對於核能安全以實質之幫助。

透過本計畫的執行，不僅精進了國內四座核電廠的分析模式，也發展 TRACE 不準度分析模式，擴展核電廠熱流分析之能力；研究技術報告也送至 NRC 審查，顯示台灣在技術發展上的能力；此計畫培育了許多核工領域之人才，包含兩位博士生、四位碩士生、以及兩位研究助理，成果豐碩。

八、論文發表與人才培育

- 本研究完成 5 篇國內外研討會論文發表：
 1. Wan-Yun Li, Yu Chiang Jong-Rong Wang, Hao-Tzu Lin, Shao-Wen Chen and Chunkuan Shih, The Analysis of Kuosheng Nuclear Power Plant Spent Fuel Pool by Using FRAPTRAN-2.0, ICAPP 2017, April 24-28, 2017 / FUKUI and KYOTO, JAPAN.
 2. Chun-Fu Huang, Jung-Hua Yang, Shao-Wen Chen, Jong-Rong Wang, Chunkuan Shih, Analysis of A Postulated ELAP Event in Maanshan NPP Using TRACE Code, TopSafe2017, 12 - 16 February 2017 in Vienna, Austria.
 3. J. R. Wang, J. H. Yang, Y. Chiang, H. C. Chen, C. Shih, S. W. Chen, S. C. Chiang, T. Y. Yu, The Study of Ultimate Response Guideline of Kuosheng BWR/6 Nuclear Power Plant by Using TRACE and SNAP Code, WASET, Apr 16-17, 2017/Lisbon, Portugal
 4. Shang-Yu LI, Jung-Hua YANG, Shao-Wen CHEN, Jong-Rong WANG, Chunkuan SHIH, Wan-Yun LI, Fuel Rod Behavior Analysis Using FRAPTRAN/TRACE code for Maanshan NPP under Fukushima-like Conditions, WRFPM, Sep10-14,2017/Jeju Island Korea
 5. Y. Chiang, W. Y. Li, J. H. Yang, S. W. Chen, R. J. Sheu, J. R. Wang, C. Shih, The Mitigation Strategy Analysis of Maanshan Nuclear Power Plant Spent Fuel Pool Using TRACE/FRAPTRAN/SNAP, SDEWES, Oct4-8,2017/Dubronik

Croatia.

- NUREG-IA 技術報告 1 篇:

1. Using TRACE, MELCOR, CFD, and FRAPTRAN to Establish the Analysis Methodology for Chinshan Nuclear Power Plant Spent Fuel Pool

- 人才培育部分、共培育了兩位博士生、四位碩士生、以及兩位專

任助理：

姓名	職稱	研究工作
何愛玲	博士生	TRACE/PARCS 程式結合與案例分析
李宛芸	博士生	TRACE/FRAPTRAN 程式結合與分析
李尚諭	碩士生	TRACE 程式建模與案例分析
楊鎧駿	碩士生	TRACE 動畫模式建立與案例分析
鄭惟遠	碩士生	TRACE 程式建模與案例分析
沈宗逸	碩士生	TRACE 不準度分析模式建立
陳雄智	專任助理	TRACE 動畫設計製作與案例分析
陳瑋	專任助理	研究模擬彙整與行政庶務

肆、參考資料

- [1] TRACE V5.0 USER'S MANUAL, U. S. Nuclear Regulatory Commission
- [2] Jaeger, W., et al., "On the uncertainty and sensitivity analysis of experiments with supercritical water with TRACE and SUSA," ICONE-18, Xi'an, China, May 17-21, 2010, paper ID: 29044
- [3] J. Freixa, A. Manera, "Analysis of an RPV upper head SBLOCA at the ROSA facility using TRACE", *Nuclear Engineering and Design*, Volume 240, Issue 7, July 2010, Pages 1779-1788
- [4] J. Freixa, Tae-Wan Kim, A. Manera, "Thermal-hydraulic analysis of an intermediate LOCA test at the ROSA facility including uncertainty evaluation", *Nuclear Engineering and Design*, Volume 249, August 2012, Pages 97-103
- [5] J. Freixa, A. Manera, "Verification of a TRACE EPR™ model on the basis of a scaling calculation of an SBLOCA ROSA test", *Nuclear Engineering and Design*, Volume 241, Issue 3, March 2011, Pages 888-896
- [6] Konstantin Nikitin, Annalisa Manera, "Analysis of an ADS spurious opening event at a BWR/6 by means of the TRACE code", *Nuclear Engineering and Design*, Volume 241, Issue 6, June 2011, Pages 2240-2247

- [7] TRACE V5.0 theory manual – field equations, solution methods and physical models, Office of Nuclear Regulatory Research. US NRC, 2007
- [8] Y. H. Cheng, C. Shih, J. R. Wang, H. T. Lin, “An investigation of steam–water countercurrent flow model in TRACE”, *Annals of Nuclear Energy*, Volume 37, Issue 10, October 2010, Pages 1378-1383
- [9] J. R. Wang, H. T. Lin, Y. H. Cheng, W. C. Wang, C. Shih, “TRACE modeling and its verification using Maanshan PWR start-up tests”, *Annals of Nuclear Energy*, Volume 36, Issue 4, 1 May 2009, Pages 527-536
- [10] Y. H. Cheng, J. R. Wang, H. T. Lin, C. Shih, “Benchmark calculations of pressurizer model for Maanshan nuclear power plant using TRACE code”, *Nuclear Engineering and Design*, Volume 239, Issue 11, November 2009, Pages 2343-2348
- [11] J. H. Yang, J. R. Wang, H. T. Lin, C. Shih, “LBLOCA analysis for the Maanshan PWR nuclear power plant using TRACE”, *Energy Procedia*, Volume 14, 2012, Pages 292-297
- [12] Wilks, S. S., “Statistical prediction with special reference to the problem of tolerance limits,” *Annals of Mathematical Statistics*, Vol. 13, 400, 1942.
- [13] APT, 2007. Symbolic Nuclear Analysis Package (SNAP). User’s Manual. Report, Applied Programming Technology (APT), Inc.

- [14] T.J. Heames, R.C. Smith, “Integrated MELPROG/TRAC analyses of a PWR station blackout”, *Nuclear Engineering and Design*, Volume 125, Issue 2, 1 February 1991, Pages 175-188
- [15] Andrija Volkanovski, Andrej Prosek, “Extension of station blackout coping capability and implications on nuclear safety”, *Nuclear Engineering and Design*, Volume 255, February 2013, Pages 16-27
- [16] Gingrich, C. “Recent developments in SNAP and SNAP uncertainty analysis capabilities,”
- [17] K.S. Liang, S.C. Chiang, Y.F. Hsu, H.J. Young, B.S. Pei, L.C. Wang, “The ultimate emergency measures to secure a NPP under an accidental condition with no designed power or water supply”, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 253, Issue 4, December 2012, pp. 259–268
- [18] Taiwan Power Company, “Maanshan Nuclear Power Station Final Safety Analysis Report (FSAR)”, 1987
- [19] 10 CFR 50.2 - Definitions, Code of Federal Regulations
- [20] Hibiki, T., and Ishii, M., 1998, “Effect of flow-induced vibration on local flow parameters of two-phase flow”, *Nuclear Engineering and Design*, 185, pp. 113–125.
- [21] TRACE-SUSA: a comparison based on NUPEC BFBT experimental data,” presentation slides, CAMP 2012 spring meeting, Ljubljana, Slovenia, May 30-June 1, 2012.