

國立清華大學
工程與系統科學系

碩士論文

核四廠RELAP5/MOD3 輸入數據建立與
暫態事故分析

Transient Analyses of Advanced Boiling Water Reactor of
Lungmen Nuclear Power Station using RELAP5/MOD3

所別： 工程與系統科學系碩士班核工組

學號姓名：9511511 劉紹楷

指導教授：李 敏 博士

中華民國九十七年七月

摘要

本研究是針對台灣電力公司核四廠 – 進步沸水式核能電廠，以 RELAP5/MOD3 熱水流分析程式作部分核四廠終期安全分析報告 (Final Safety Analysis Report, FSAR) 暫態事故分析。

台灣電力公司核四廠，採用兩部美國奇異公司所發展之 135 萬千瓦之進步型沸水式反應器，本研究建立核四廠 RELAP5/MOD3 輸入數據，包含了反應爐壓力槽系統 (RPV) 與電廠平衡系統 (BOP)；詳細模擬汽機、熱交換器、再加熱器與水泵等機制，但並未建立中子計算所需之參數。建立之核四廠 RELAP5/MOD3 輸入數據已可完成穩態計算。

模擬之暫態系參考包含：爐內水泵跳脫，主蒸汽隔離閥關閉。模擬結果與核四廠 FSAR 報告比對，顯示因為輸入數據中尚未建立控制系統，因此暫態模擬的結果並不如預期。

ABSTRACT

In this study, a reactor system thermohydraulic system analysis code, RELAP5/MOD3 is used to analyzed selected transients in the Final safety analysis report (FSAR) of Lungmen Nuclear Power Stations (NPS).The plant employs two general electric designed Advanced Boiling Water Reactor (ABWR) with rated power of 1350MWe.

The Lungmen input deck of RELAP5/MOD3, models reactor pressure vessel (RPV) and banlance of plant (BOP), which includes major components such as turbines, heat ecxhangers , reheaters, and pumps. The input deck has been successfully initialize to a steady state condition.

The internal pump trip and main steam line isolation valves closures transients in FSAR of Lungmen NPS are simulated. The results are compared with the data in FSAR. The comparsion of the simulated results with the results shown in FSAR are not satisfactory due to lack of modeling of the control system in the input deck.



誌 謝

在此最為感謝當屬指導老師李 敏教授，沒有他的協助，就沒有這一本論文的產生。從大學時代就開始指導一直到研究所，期間我作計畫論文時有莫名的錯誤時，他從不會因為這些事而有微言，真的是一位對學生很有耐心的老師，能跟到他，花掉我不少的運氣。而從技術層面上幫助的梁國興博士與核研所的學長們，沒有他們的話，我可能需要花更多時間才能畢業吧！因此也要對他們致上充滿敬意的一鞠躬。系上老師們的教誨，讓我有此基礎，在此獻上衷心的謝意。

除此之外，還跟實驗室的同事(和宇民、亞霖一起同甘共苦)學長與學弟妹們、飯友、球友們說謝謝。因為實驗室的同事學長與學弟妹他們給予了快樂學習的環境，來到工作的實驗室不會有死氣沉沉的感覺，有快樂的心情才能有良好的工作品質；吃飯時間，常找不同實驗室的一起去吃，彼此聊聊心得，不管是快樂的還是悲傷的，分享分擔出去，可以減輕工作上的壓力，使研究更有效率；運動是另一個紓解緊繃的好方法，而我在大學研究所期間，最常就是去打網球，因此需要找一群志同道合的人一起打球運動，雖然和他們打完球常常累到不想作事，但在心底的悶氣往往就一掃而空，可以迎接更多的挑戰。

家裡對我的精神上的支持也是一個很大的幫助，父母都是在學校工作，對學生常遇到的問題蠻清楚與瞭解，因此常能給上許多中肯的建議。而另一位親人有幸讀同一間大學，他偶爾的噓寒問暖，雖沒太大實質幫助，但也是在沙漠中的及時雨。

在致謝詞的最後，我還要感謝心靈的導師華倫·巴菲特。為什麼提到他呢？因為他核心選股精神中的“耐心等待”，對我來說受用良多，不管是目前課業上、未來的工作上，慢慢來，將是成功之道。

目錄

摘要-----	i
誌謝-----	iii
目錄-----	iv
圖目錄-----	vi
表目錄-----	ix
第一章 序論-----	1
1.1 研究動機與範圍-----	1
1.2 文獻回顧-----	2
1.3 RELAP 分析程式發展-----	4
第二章 核四廠簡介-----	8
2.1 核四廠簡介-----	8
2.2 核四廠特色簡介-----	9
2.2.1 反應爐與爐內再循環水泵-----	9
2.2.2 微調控制棒驅動機-----	10
2.2.3 爐心及燃料設計的改良-----	11
2.2.4 緊急冷卻與輔助系統之配置-----	12
2.2.5 數位型儀控系統-----	14
2.2.6 圍阻體系統-----	16
2.2.7 汽機設計-----	18
2.2.8 廢料系統改善-----	20
第三章 核四廠 RELAP5/MOD3 輸入模式與初始狀態-----	30
3.1 前言-----	30
3.2 反應爐壓力槽系統-----	30

3.3 電廠平衡系統-----	32
3.3.1 飼水系統模擬-----	32
3.3.2 主蒸汽系統模擬-----	33
3.4 整廠系統整合-----	34
第四章 核四廠暫態事故分析-----	44
4.1 前言-----	44
4.2 爐內再循環水泵跳脫-----	47
4.2.1 爐內再循環水泵跳脫案例一-----	49
4.2.2 爐內再循環水泵跳脫案例二-----	50
4.2.3 爐內再循環水泵跳脫案例三-----	52
4.3 主蒸汽管路隔離閥關閉-----	53
第五章 結論與展望-----	75
參考文獻-----	77
附錄-RELAP5-3DK 與 RELAP/MOD3 之差異-----	79



圖目錄

圖 1.1	RELAP5 系列程式發展歷程-----	7
圖 2.1	進步型沸水式反應器反應爐-----	21
圖 2.2	進步型沸水式反應器爐內再循環水泵-----	22
圖 2.3	電動微調控制棒驅動裝置-----	23
圖 2.4	核四廠之核燃料束-----	24
圖 2-5	緊急爐心冷卻系統-----	25
圖 2.6	數位儀控系統-----	26
圖 2.7	核四廠圍阻體-----	27
圖 2.8	汽機與發電機外觀佈局-----	28
圖 2.9	核四廠液體廢料處理系統示意圖-----	29
圖 2.10	核四廠固體廢料處理系統示意圖-----	29
圖 3.1	反應槽節點圖-----	36
圖 3.2	飼水系統節點圖-----	37
圖 3.3	高壓飼水加熱器節點圖-----	38
圖 3.4	主蒸汽系統節點圖-----	39
圖 3.5	核四廠系統-----	40
圖 3.6	穩態建立重置前後爐心壓力-----	41
圖 3.7	穩態建立重置前後飼水流量-----	41
圖 3.8	穩態建立重置前後爐心進口流量-----	42
圖 3.9	穩態建立重置前後主蒸汽流量-----	42
圖 4.1	爐內再循環水泵跳脫之暫態功率-----	57
圖 4.2	飼水流量 (爐內再循環水泵跳脫事故案例一)-----	57

圖 4.3 再循環水泵流量(爐內再循環水泵跳脫事故案例一)-----	58
圖 4.4 爐心進口流量(爐內再循環水泵跳脫事故案例一)-----	58
圖 4.5 主蒸汽流量(爐內再循環水泵跳脫事故案例一)-----	59
圖 4.6 汽機蒸汽流量(爐內再循環水泵跳脫事故案例一)-----	59
圖 4.7 爐心壓力(爐內再循環水泵跳脫事故案例一)-----	60
圖 4.8 汽機壓力(爐內再循環水泵跳脫事故案例一)-----	60
圖 4.9 爐心水位(爐內再循環水泵跳脫事故案例一)-----	61
圖 4.10 飼水流量 (爐內再循環水泵跳脫事故案例二)-----	61
圖 4.11 再循環水泵流量(爐內再循環水泵跳脫事故案例二)-----	62
圖 4.12 爐心進口流量(爐內再循環水泵跳脫事故案例二)-----	62
圖 4.13 主蒸汽流量(爐內再循環水泵跳脫事故案例二)-----	63
圖 4.14 爐心壓力(爐內再循環水泵跳脫事故案例二)-----	63
圖 4.15 汽機壓力(爐內再循環水泵跳脫事故案例二)-----	64
圖 4.16 爐心水位(爐內再循環水泵跳脫事故案例二)-----	64
圖 4.17 飼水流量 (爐內再循環水泵跳脫事故案例三)-----	65
圖 4.18 再循環水泵流量(爐內再循環水泵跳脫事故案例三)-----	65
圖 4.19 爐心進口流量(爐內再循環水泵跳脫事故案例三)-----	66
圖 4.20 主蒸汽流量(爐內再循環水泵跳脫事故案例三)-----	66
圖 4.21 爐心壓力(爐內再循環水泵跳脫事故案例三)-----	67
圖 4.21 汽機壓力(爐內再循環水泵跳脫事故案例三)-----	67
圖 4.22 爐心水位(爐內再循環水泵跳脫事故案例三)-----	68
圖 4.23 主蒸汽管路隔離閥關閉之暫態功率-----	68
圖 4.24 飼水流量 (主蒸汽隔離閥關閉事故)-----	69
圖 4.25 再循環水泵(6 個)流量 1(主蒸汽隔離閥關閉事故)-----	69
圖 4.26 再循環水泵(4 個)流量 2(主蒸汽隔離閥關閉事故)-----	70

圖 4.27 爐心進口流量(主蒸汽隔離閥關閉事故)-----	70
圖 4.28 主蒸汽流量(主蒸汽隔離閥關閉事故)-----	71
圖 4.29 釋壓閥流量(主蒸汽隔離閥關閉事故)-----	71
圖 4.30 爐心壓力(主蒸汽隔離閥關閉事故)-----	72
圖 4.31 汽機壓力(主蒸汽隔離閥關閉事故)-----	72
圖 4.32 爐心水位(主蒸汽隔離閥關閉事故)-----	73



表目錄

表 3-1	核四廠 RELAP5/MOD3 輸入數據之初始狀態設定-----	43
表 4-1	終期安全分析報告主蒸汽隔離閥關閉事故重要事件時序表--	73
表 4-2	RELAP5/MOD3 MSIV Closure Direct Scram 事件列表-----	73



第一章

序 論

1.1 研究動機與範圍

近年來地球氣候的變遷被認為與地球大氣層中溫室效應氣體含量增加有關，溫室效應氣體的最大來源為化石燃料的使用，京都議定書訂定的目的即為強制各國必須設法降低溫室效應氣體的排放。京都議定書的生效，以及近年來石化燃料價格的飆漲，積極找尋不會排放二氧化碳的替代能源已是大家共同的目標。核能發電使用的燃料體積小，運輸儲存方便；核能發電成本中燃料成本所佔的比例較低，故發電成本較不易受到國際能源價格波動的影響；因此被稱為準自產能源。再加上核能發電幾乎不排放二氧化碳的優點，世界先進工業國及開發中國家均審慎考慮大規模開發已有近 50 年使用經驗的核能。我國超過 98% 的能源依賴進口，近年來人均二氧化碳排放量的年增率又名列世界第一，核能發電成為不得不的選擇。

核能電廠的反應器內有大量的放射性物質，為確保電廠工作人員及電廠附近民眾的安全不受到威脅，核電廠的安全設計採深度防禦的哲學。利用多重屏障包覆放射性物質，再利用多重與多樣性的備用安全系統，確保多重屏障可以在不同類型的事故中保持完整。核電廠的運轉須嚴格遵守運轉規範，所有運轉參數均不可超出安全限值，其目的亦在確保多重屏障在各類型事故中的完整性。核電廠系統重要在電廠暫態或事故中的變化，以及是否會威脅到多重屏障的完整性，為核電廠安全分析的重點。

核電廠安全分析依靠各種功能不同之電腦程式，所使用之電腦程式均經過不同程度的驗證程序。程式的使用須針對個廠準備輸入數

據，某些系統分析程式的個廠輸入數據亦須要驗證。本研究的範疇為建立台灣電力公司核能四廠 RELAP5/MOD3 輸入數據，範圍包括反應器冷卻水系統及必要之汽機與附屬系統。主要工作為完成核四廠 RELAP5/MOD3 穩態輸入數據，選擇性分析核四廠終期安全分析報告中適當之暫態或事故，並比對結果。本研究的最終目的為建立一套分析工具可用於支援核四廠即將進行之功率測試。本研究過程中亦發現數個 RELAP5/MOD3 程式問題，將提供程式發展單位參考。

本研究共分為五個章節與一個附錄，第一章為前言，簡略說明之前所作過之研究，與介紹程式的發展。第二章為核四廠的簡介，描述一下內部組件之特色。第三章在說明此研究的輸入參數建立，簡略說明如何將爐心與汽機部分作結合。第四章為暫態的介紹與結果的分析。第五章總結此研究，與說明未來本研究所繼續之方向。附錄將整理 RELAP5/MOD3 與 RELAP5/3D 之差異。

1.2 文獻回顧

核電廠系統在暫態或事故的反應，一直是核電廠安全分析的重點之一。核電廠系統安全分析通常利用依據實驗結果所發展的套裝軟體；依據分析的目的、結果精確的程度、或事故的類別，執行核電廠系統安全分析時可以選擇不同的套裝軟體。國內常見的核電廠系統安全分析程式包括例如 PCTran、MAAP、RETRAN 系列、TRACE、RELAP5 系列等程式。

PCTran 以較為簡單的計算公式或經驗模式，進行粗略性的暫態或事故模擬，分析準確度較低，好處在於計算速度很快、易於更改安全系統狀態、具有部分之嚴重事故現象分析能力，可以與廠外之大氣擴散模式相結合，直接估算核嚴重事故中的民眾劑量。PCTran 屬於較低

階程式，故每一個電廠都有其各自的程式版本。PCTran程式系統熱流分析的結果僅能作為系統變化趨勢的參考。

MAAP 程式由電力公司及核能工業界支助所發展，為美國核能管制委員會所認可之核電廠嚴重事故分析程式，可用於核電廠安全度評估之事故序列分析，及嚴重事故之輻射源項量化。MAAP 程式已發展到第五版，即MAAP5，有PWR 及BWR 兩個版本。MAAP5 程式的分析結果尚無法用於所謂執照分析的計算 (Licensing Calculations)。MAAP5 的計算結果遠較PCTran為精確，可用來驗證後者的結果是否可以接受。

RETRAN系列、TRACE、RELAP系列這幾套軟體程式都屬於所謂的First Principle Code；即程式計算所使用的公式均由最基本理論開始推導，如非必要即不使用經驗模式。這些程式計算結果的精確程度代表著核能界對核電廠系統分析的真正能力。一般說來，這些程式的分析結果可以直接用於協助電力公司及法規管制單位決定安全系統設定點，判定暫態或事故肇因等。運用這些程式必須準備分析電廠的輸入數據，輸入數據的適當性與正確與否可以透過與電廠功率測試的結果或實際暫態資料的比對而得知。

國內長久以來核能界對傳統壓水式電廠 (Pressurized Water Reactor, PWR) 和沸水式電廠 (Boiling Water Reactor, BWR) 所作的系統安全分析研究不勝其數，然而對於興建中的進步型沸水式反應器 (Advanced Boiling Water Reactor, ABWR) 就寥寥無幾，國內外對此的相關研究並不是很多。國內近年來與進步型沸水式反應器有關的碩士論文相關系所有清華大學工科所、中原大學機械所和大葉大學機械所。1998 年，大葉大學郭上齡及其指導教授謝其源利用RETRAN-02分析核能四廠-進步型沸水式核能電廠全功率棄載暫態^[1]；1999 年，

中原大學徐郁芬及其指導教授鄧治東以RELAP5-YA作了核能四廠失水事故之分析研究^[2]；2001年，中原大學陳義雄及其指導教授鄧治東以RELAP5-YA作了進步型沸水式反應爐冷卻水流失事故熱流現象之研究^[3]；2001年，國立清華大學劉壁銘及其指導教授白寶實、苑瑞盈作了核四廠圍阻體系統大破口失水事故下之熱流分析^[4]；2002年，中原大學吳坤隆及其指導教授鄧治東以RETRAN-02 MOD5進行進步型沸水式反應爐負載棄載及汽機跳脫事件之分析研究^[5]；2004年，中原大學蔡欣昌及其指導教授鄧治東以MAAP 4.0.4作了核能四廠電廠全黑事故及失水事故之分析研究^[6]；2004年，中原大學黃雅娟及其指導教授鄧治東以MAAP 4.0.4分析核一廠與核四廠之預見暫態未急停事故^[7]；2006年，中原大學陳俊翔及其指導教授鄧治東以MAAP 4.0.4作了進步型沸水式反應爐嚴重事故之研究^[8]；2006年，中原大學郭姿梅與其指導教授鄧治東以RETRAN-02作了進步型沸水式反應器預期暫態未急停緩抑設施性能分析。

本文重點將是針對台灣電力公司興建中之核能四廠（進步型沸水式反應器）建立 RELAP-MOD3 輸入數據檔並執行核四廠最終安全分析報告（Final Safety Analysis Report, FSAR）中部份事故暫態的分析。

1.3 RELAP 分析程式發展

RELAP^[9]（Reactor Excursion and Leak Analysis Program, RELAP）電廠系統熱水流分析程式係由美國愛荷達國家工程研究室（INEL），在美國核管會支助下所發展；主要用於輕水式反應器（Light Water Reactor, LWR）暫態事故模擬分析，被定位為最佳估算（Best Estimated, BE）之分析程式，程式的用途如下：

1. 作為核能管制法歸制定與電廠運轉執照申請等評估作業之分析

基礎，以及用以驗證較簡化之電廠分析程式之模擬結果，作為分析比對之基礎。

2. 提升核能機構更深入之核電廠暫態分析之能力，以作設計分析與安全分析及申請執照作業所需。
3. 協助熱流計畫的分析和執行實驗前預測之所需，更是作為實驗完成後之分析工具，增進實驗結果的實用性。

RELAP 的發展有長遠的歷史，圖 1.1 所示為 RELAP 系列程式發展的歷程。

RELAP 系列程式雖然是由美國所發展，但廣泛的被許多核能使用國家採用。透過美國核能管制委員會（U.S. Nuclear Regulatory Commission, USNRC）所主導之 ICAP（International Code Assessment and Applications Program）計畫及後續之 CAMP（Code Assessment, Maintenance and Application Program）計畫，世界各 RELAP 程式使用國家或研究單位將使用經驗回饋給程式發展單位，希望發展出更正確與實用之核電廠暫態事故模擬分析程式。參加計畫的會員可以獲得程式最新之資料獲版本更新。台灣亦為 ICAP 及 CAMP 計畫的會員，為滿足成為會員的義務，清華大學協助台電公司利用 RELAP5/MOD3 程式執行電廠暫態分析，驗證程式的能力，再將經驗提供美國核能管制委員會參考。因此本研究將以 RELAP5/MOD3 為分析工具。

RELAP/MOD3 分析程式是由 EG&G Idaho, Inc. 發展完成，採用 FORTRAN 語言撰寫之核電廠暫態事故熱水流分析程式。其主要特質為雙流體（two fluids），雙相非均勻混合態（non-homogeneous），雙相非平衡態（non-equilibrium），最少經驗式且模組化之最佳估算系統熱水流分析程式。採用流體模式為雙相流體分離模式（Separated

Model)，共用 6 個基本雙流體三項守恆方程式來描述：

1. 汽相質量守恆方程式
2. 液相質量守恆方程式
3. 汽相動量守恆方程式
4. 液相動量守恆方程式
5. 汽相能量守恆方程式
6. 液相能量守恆方程式

此程式有四個主要的計算區塊：

1. 環路熱水流程式 (Thermal and Hydraulic Loop Code)
2. 核心熱水流程式 (Thermal and Hydraulic Core Code)
3. 熱傳導程式 (Thermal Conduction Code)
4. 核反應程式 (Nuclear Reaction Code)

以上程式包含有五個系統模組：

1. 流體動力模式 (Hydrodynamics)
2. 熱結構模式 (Heat Structure)
3. 控制系統模式 (Control System)
4. 啟動與跳脫邏輯訊號 (Trip)
5. 中子反應點動態模式 (Point Kinetic)

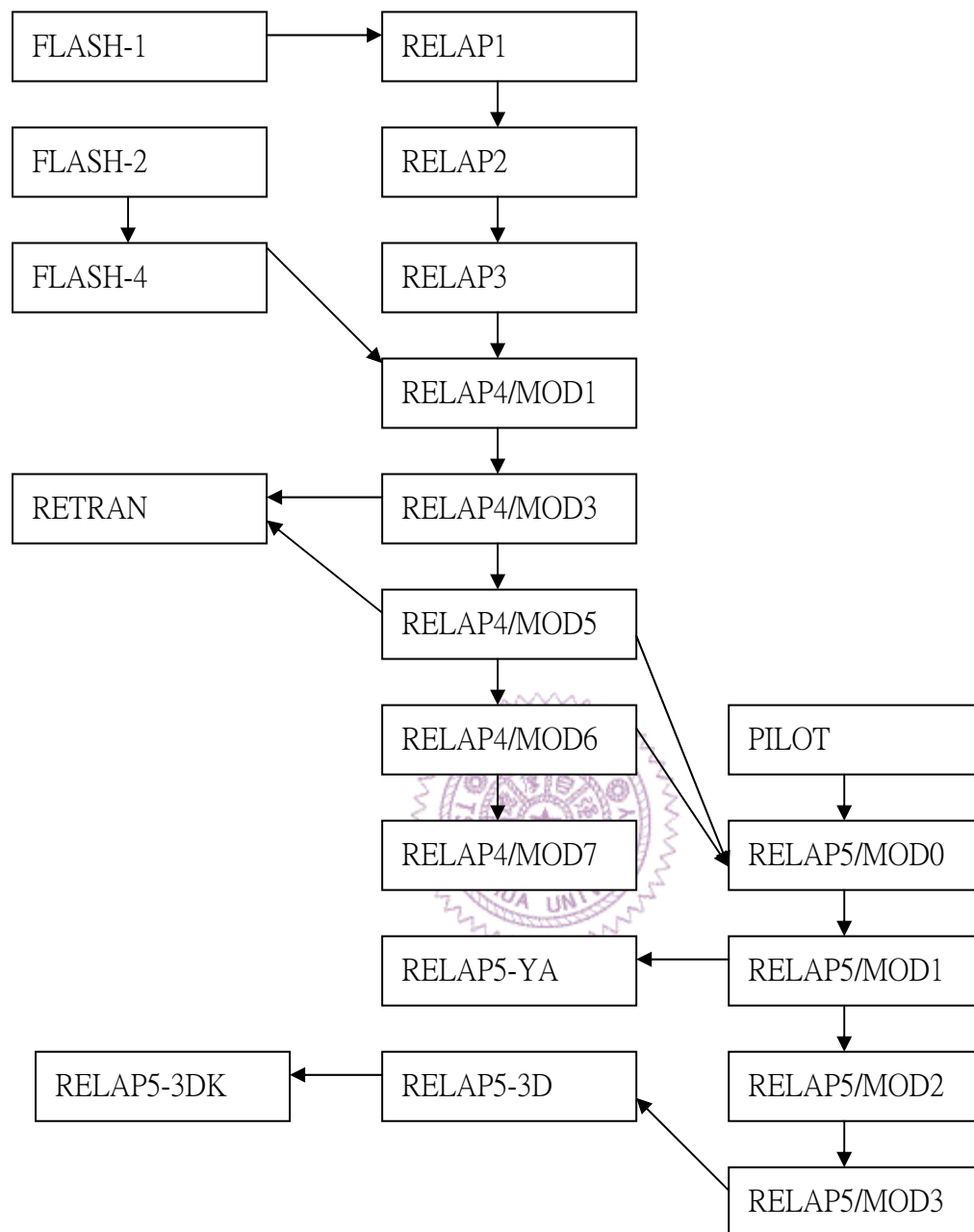


圖 1.1 RELAP5 系列程式發展歷程

第二章

核四廠簡介

2.1 核四廠簡介

核四廠即龍門電廠，為台灣電力公司所蓋的第四座核能發電廠－進步型沸水式反應器（Advanced Boiling Water Reactor, ABWR），廠址位於台灣東北角台北縣貢寮鄉。目前計畫是建立兩組發電機組，未來還可依需要擴建新的機組，現在的兩座發電機組，反應器功率各為3926百萬瓦，而汽輪發電機組容量各為1350百萬瓦。建造完成後，將成為台灣電力系統中，裝置容量最大之發電機組。

核四廠的廠房設計為雙機組式，除了廢料處理廠房及輔助燃料廠房及小部份系統結構為兩部機組所共用之外，其他皆為獨立的系統。各部機組擁有一座進步型沸水式反應爐，是由美國奇異公司所發展屬商用沸水式反應爐第七代產品。目前台灣電力公司是第二個使用進步型沸水式反應器之公司，第一個採用為日本東京電力公司的柏崎刈羽六號和七號機組，目前已正式商業運轉。而汽機機組為日本三菱重工所設計製造，汽渦輪機為四缸六排氣流串聯複合式，有一部高壓汽機和三部低壓汽機。圍阻體則和反應爐一樣，由美國奇異公司承包設計與建造。

蒸氣產生器系統在反應爐廠房，外圍有鋼筋混凝土之圍阻體以防止輻射外洩事件發生，且廠房內凡有可能發生輻射外洩之處，皆有屏蔽牆之結構。一切有關安全之設施，皆有雙套且安裝於隔離廠房內，以確保運轉安全。縱使有輻射外洩事件發生，也都會被擋在多重隔牆之內，不置於擴散到電廠之外而造成污染。

此外，核四廠冷卻水排放管路的設計為了建廠時所作的環境影響

評估之承諾，採用了潛盾工法，興建地下暗渠，此謂潛式排放。可將對環境景觀之衝擊降到最低，與台灣其他三座電廠的岸邊旁放所不同。

核四廠，進步型沸水式反應器，最大的特點有：

1. 反應爐再循環水泵（Reactor Internal Pump,RIP）。
2. 微調控制棒驅動機構（Fine Motion Control Rod Driving System ,FMCRD）。
3. 爐心及燃料熱計的改良。
4. 緊急冷卻與輔助系統之配置。
5. 數位儀控系統。
6. 圍阻體及反應爐廠房的改善。
7. 改進機組汽機設計。
8. 廢料系統的改善。



2.2 核四廠特色簡介

2.2.1 反應爐與爐內再循環水泵

核四廠採用進步型沸水式反應器的反應爐如圖 2.1^[10]所示。反應爐槽的設計直徑為 7.1 公尺，高度為 21 公尺，比一般的BWR電廠的體積來的較小一些，有助於減少圍阻體及反應爐廠房的營建。進步型沸水式反應器設計最特殊的地方可能是將反應爐再循環水泵 (Recirculation Pumps) 置放在反應爐底部。爐內再循環水泵 (Reactor Internal Pump, RIP) 共有 10 組，同時皆有超額定流量能力有助運轉彈性，若有其中之一的再循環水泵故障，其餘九個也可以供全功率運轉。爐內再循環水泵採用濕式馬達的設計，因此不需要有軸封，爐內再循環的內部結構如圖 2.2^[10]所示。爐內再循環水泵的轉動慣量很

小，使用的電源為固態變頻電源供電，可因應快速的系統負載暫態及運轉員的要求。此項設計概念來自瑞典早期沸水式反應器。將反應爐再循環水泵置於反應爐內，可以取消原先置於爐外之再循環迴路，燃料頂端以下將沒有的大型管道，大幅度改善冷卻水流失事故的嚴重性，並可適當的減小緊急爐心冷卻系統的設計容量。因為取消了再循環迴路，加上特殊自動檢查反應爐的設施，使維護工作人力及作業量減少；取消再循環迴路亦可有效的降低乾井空間輻射強度。此種設計亦大幅度的降低了運轉人員的作業輻射劑量。

反應爐內有所改進的部份還包括依據美國奇異公司所作的汽水分離器特性測試而縮短分離器直立管長度、因為有微調驅動機構特性而取消控制棒的速度限制器、和緊急爐心冷卻系統高壓爐心注水係以網狀設計自爐心頂部注水型。此外爐槽的主蒸汽口管嘴(Outlet Nozzles)已縮小口徑以測蒸汽流量，同時亦可降低破管時冷卻水流失的量、降低對爐內結構物的衝擊、和相連設備及圍阻體的負荷。蒸汽乾燥器及汽水分離器採低壓力損型，有助於爐心穩定性及降低再循環水泵的功率。反應爐槽底蓋則為碗型的厚鋼板設計，以利再循環水泵的結構安置。

2.2.2 微調控制棒驅動機 (FMCRD)

核四廠控制棒驅動系統採用電動液壓方式，正常運轉時可以電動馬達微調，而須要急停時則用液壓來驅動，馬達則作為備用驅動控制，以提高急停裝置的可靠度。核四廠的電動微調控制棒驅動裝置(Fine Motion Control Rod Drive, FMCRD) 如圖 2.3^[10]所示，裝置靠著球型螺帽將電動馬達驅動力傳至控制棒的驅動軸，當滾球螺桿轉動時，則滾球軸承螺帽會沿著螺桿軸（螺紋軸）移動。

微調控制棒對功率調整非常方便；必要時可進行棒群式之控制棒移動，即依照事先選定的棒位型式(Predetermined Rod Pattern)，同時移動同群(最多 26 支)之數支控制棒。微調控制棒驅動裝置的特點包括：

1. 控制棒管殼兩截型的設計，可以有效的減少作業時間與人員劑量。
2. 為了改進急停排水槽所發生的故障與避免需要進行管道閥的維護，設計急停後的水將直接導入反應爐內。
3. 控制棒配備有煞車裝置，可防止控制棒的快速掉落。
4. 減少控制棒施與燃料束之應力，以提升燃料棒護套的可靠度。

2.2.3 爐心及燃料設計的改良

核燃料設計的目標為提供一高度可靠的核分裂物質的燃料元件，經由燃料元件之位置排列、控制棒佈局的調整及爐心流量的控制，反應器可以到達臨界；並在維持燃料元件結構完整及包封分裂產物之前提下，核燃料能有效的將核分裂產生的能量傳遞到冷卻水，並逐步提升功率到滿載。圖 2.4^[10] 所示為核四廠之燃料元件。

核四廠 ABWR 的爐心設計和一般的 BWR 電廠的爐心設計相似，但是對爐心與燃料作些許的改進，龍門電廠爐心設計的重要特點如下：

1. 基於保守的應力限值、運轉經驗及實驗測試，確認約 70.3 Kg/cm^2 之爐壓為最適當的直接熱交換循環壓力，在此壓力下運轉可以降低護套溫度與應力。
2. 採取低冷卻水的溫度，高熱傳導係數，及中性的爐水水質之策略，以降低鋁合金護套的溫度，減少因溫度過高而引起的護套腐

蝕與氫化現象，以達到高燃耗燃料之目標。爐心設計時盡量維持燃料護套的溫度之均勻分佈，以減低氫化遷移現象並降低熱應力。

3. 使用龐大的照射過燃料資料庫統計結果作為核燃料之熱機械 (thermal-mechanical) 設計的基礎。設計的熱通量與最大線性熱產生率 (GE12B 燃料為 13.4Kw/ft) 已經通過照射後核燃料數據驗證。
4. 使用極保守的功率分佈做為爐心設計與安全分析的基礎，以確保實際運轉週期之運轉彈性與可靠性。
5. 整個運轉週期中，燃料束的最高功率仍遠低於臨界功率限值。

經過特殊設計後，ABWR 的緩和劑與空泡的負反應度係數較一般 BWR 大，因此有下列諸多好處：

1. 可以使用循環水 (冷卻水) 流量控制的方式替代抽插控制棒的方式來做負載跟隨運轉。
2. 功率分佈具有自我平坦 (self-flattening) 的特性。
3. 易於壓制負載跟隨運轉時的氬毒變化。

2.2.4 緊急冷卻與輔助系統之配置

圖 2.5^[3] 所示為核四廠之緊急爐心冷卻系統 (Emergency Core Cooling System, ECCS)、爐心餘熱移除系統 (Residual Heat Removal, RHR) 以及其它輔助設施。

ECCS 係由多種冷卻系統所構成，具有可靠性、重複性、與多樣性的特點。喪失廠外電源時，本系統可用廠內緊急電源 (柴油發電機)。核四廠 ECCS 設備區分為三個區，彼此互相分隔，每一區有一高壓補水泵與一低壓補水泵。第一區的高壓補水泵為爐心隔離冷卻系

統 (Reactor Core Isolation Cooling, RCIC)、第二、三區分別具有獨立之高壓爐心灌水系統 (High Pressure Core Flooder, HPCF)；第一、二、三區的低壓補水泵皆為各自獨立之低壓爐心灌水 (Low Pressure Core Flooder, LPCF A、B&C)。發生爐水流失事故時，ECCS 水泵能夠迅速地自動起動，淹蓋爐心燃料以免護套過熱受損。

冷卻水注入反應爐爐心的方法有兩種；噴灑與灌水：

1. 噴灑

高壓噴灑系統：高壓噴灑系統由凝結水槽或抑壓池取水，經噴水環直接噴灑於燃料上方。額定流量在水泵差壓為 0.69~8.24 MPaD (100~1195 psid) 時，流量為 182~727 m³/h (800-3200 gpm)。

2. 灌水

灌水方式有兩種：

- A. 高壓之爐心隔離冷卻系統由凝結水槽或抑壓池取水，經由飼水之噴水環，噴灑於降流區。爐心隔離冷卻水泵所提供的總水頭則介於 216 ~ 991 m；隔離冷卻系統在反應爐壓力 1.035 ~ 8.414 MPaD (150 ~ 1220 psid)時，其流量可維持在 182 m³/h (800gpm)。
- B. 低壓灌水系統包括三個相同且完全獨立之支系統，水泵由抑壓池取水，其中LPCF A支系統經由飼水之噴水環，噴灑於降流區，而LPCF B&C兩支系統則直接灌水到降流區，水泵水頭為 105 m時，每一迴路之流量為 954 m³/h (4200gpm)。

自動釋壓系統(ADS)：在小破口之冷卻水流失事故中，若高壓系統故障，而無法注水回復水位，但此時反應爐壓力仍高，使低壓灌水系統無法補水，自動釋壓系統將開啟八只安全釋壓閥，使反應爐壓力

下降，以便 LPCF 迅速補水。

爐心餘熱系統有下面幾項功用：

1. 發生冷卻水流失事故或暫態時，如果爐心隔離冷卻系統(RCIC)或高壓噴灑系統(HPCF)無法維持反應爐水位時，本系統能補水恢復水位。
2. 當機組須緊急停機或冷機時，本系統能移除餘熱以冷卻機組。
3. 本系統能採用抑壓池冷卻或圍阻體濕井噴水運轉模式，以移除釋放到抑壓池或圍阻體之熱量。
4. 當電廠發生異常或事故，而燃料池冷卻與淨化系統 (FPCU) 無法達成其功能時，本系統能作為燃料池之冷卻與淨化之後備系統。
5. 提供噴水到濕井的空間，以減緩抑壓池的洩漏，進而維持圍阻體壓力邊界的完整性。
6. 必要時，提供圍阻體隔離功能，以防止輻射物質外洩。
7. 維持反應爐壓力邊界的完整性。

2.2.5 數位型儀控系統

核四廠的儀器控制系統如圖 2.6^[10]所示，採用先進的數位控制系統。此種微電腦數位控制有多項優點，包括有自我測試、自動校正、使用者交談式控制盤、具有多工系統能力與人機界面標準化等功能。而數位控制的設計準則有下面幾項：

1. 單一失效設計準則。
2. 保護動作之完成設計準則。
3. 系統品質(QA)。
4. 設備品質驗證(EQ)。
5. 系統完整性設計準則。

6. 系統獨立性設計準則。
7. 測試與校正功能設計準則。
8. 資訊顯示設計準則。
9. 系統操作限制設計準則。
10. 系統維修設計準則。
11. 系統識別設計準則。
12. 輔助設施設計準則。
13. 多機組共用系統設計準則。
14. 人因工程設計準則。
15. 可靠度分析。
16. 自動控制設計準則。
17. 手動控制設計準則。
18. 系統輸入設計準則。
19. 運轉旁通設計準則。
20. 維護旁通設計準則。
21. 設定點設計準則。
22. 系統相互影響。
23. 電源需求設計準則。



在符合上面多項準則後，核廠儀控系統之設計特色如下：

1. 採用分散式控制與資訊系統(DCIS)，其控制處理器及網路為雙重的。
2. 部份系統採用三重容錯控制器。
3. 全廠控制和顯示資訊網路。
4. 進步型的控制室設計。

5. 智慧型多工系統。
6. 標準化之儀控設備。
7. 簡化之中子偵測系統設計。
8. 進步型反應爐流程控制。
9. 改良之微調控制棒驅動控制系統。
10. 廠用電腦系統支援電廠自動化功能。
11. 進步型的安全系統設計。
12. 增進電廠運轉性、可用性和可維護性。
13. 改良人機界面。
14. 減低運轉與維護費用。
15. 採用最新技術。

2.2.6 圍阻體系統

核四廠的圍阻體示於圖 2.7^[10]，和一般BWR電廠類似，核四廠圍阻體主要分為一次圍阻體與二次圍阻體。一次圍阻體完全封閉了反應器系統、乾井、與抑壓池，而二次圍阻體是在一次圍阻體外在建一層屏蔽，完全地把一次圍阻體封閉起來。

1. 一次圍阻體：

它被設計被成包封核能一次系統，它接收並保持來自反應器冷卻系統因破漏而流出之水、蒸汽及分裂產物於其圍阻體邊界內，因此限制了釋放至外界的輻射量於可接受限值內；在正常運轉與設計基礎之喪失爐水之事故狀態下，一次圍阻體都能完成上述之功能。

內面係以不銹鋼板內襯來形成氣密性，是一大型的桶狀之強化鋼筋水泥且與反應器廠房一體之結構物。其包括兩個主要部份：乾井與濕井。

2. 乾井：

上乾井區為一圍繞反應爐壓力槽之圓柱體，採強化水泥結構，具可拆下的鋼頂蓋及強化水泥隔膜地板。圓柱體結構上有蒸汽、飼水管路、及一次冷卻水系統相連的管路的通道，安全釋壓閥，乾井高壓交流電源冷卻器等。下乾井區內有爐內水泵，微調控制棒驅動裝置及反應爐下方的組件與維修設備；圓柱型的反應爐壓力槽基座與隔膜地板連接，同時將乾井下方區與濕井隔開。

乾井之設計能承受一次系統破管時的高溫與高壓暫態，也能承受在爐水流失事故後，因爐心緊急冷卻水系統起動而使乾井內蒸汽快速凝結產生之壓力變化。

3. 濕井：

主要包含空氣容積與充水的抑壓池，池水可快速冷凝由安全釋壓閥噴出或位於乾井內之主要管路斷裂而經通汽孔 (vent pipe) 來的蒸汽。

4. 二次圍阻體：

為一直接包圍一次圍阻體（除了其基座外）的強化水泥建築，使得自一次圍阻體洩漏之任何放射性或分裂產物可被監測，並作為暫時的停留空間以防止對環境造成無法控制的排放，此暫時的停留使得可以 Standby Gas Treatment System (SGTS)來處理，之後才在控制下排放。且作為輻射屏蔽保護電廠人員與大眾，並使一次圍阻體免受氣象因素與外在的飛射物的直接撞擊。

2.2.7 汽機設計

主蒸汽經汽機之流程為節流閥→汽櫃→調速閥→高壓汽機→汽水分離再熱器→再熱閥→中間閥→低壓汽機→主冷凝器。

1. 主蒸汽隔離閥 (MSIV)：

每一條主蒸汽管裝設兩只主蒸汽隔離閥(Main Steam Line Isolation Valve, MSIV)，在乾井內和圍阻體外，各裝一只。內側隔離閥儘量靠近乾井牆壁，外側隔離閥也是儘量靠近圍阻體外牆，穿越乾井與圍阻體處均裝有導管。其功能如下：

- A. 主蒸汽隔離閥在接受控制盤面之控制訊號後，約 3~4.5 秒關閉，時間的下限是考慮主蒸汽隔離閥關閉太快，對爐心之衝擊較大，時間的上限是考慮主蒸汽隔離閥關閉太慢，則有放射性物質洩漏至周圍環境之虞。
- B. 主蒸汽管在乾井外斷裂時，關閉主蒸汽隔離閥限制爐水流失，避免燃料護套損壞。
- C. 燃料放射性物質隨爐水或蒸汽流失時，關閉主蒸汽隔離閥，可限制放射性物質洩漏至周圍環境。
- D. 當二條主蒸汽管之主蒸汽隔離閥關閉到 92% 位置時，會造成反應爐急停。

2. 主蒸汽管 (Main Steam Line)：

以四條 711 mm (28") 主蒸汽管傳送蒸汽，經汽機關斷閥及控制閥至汽機高壓段。關斷閥上游，各主蒸汽管與主蒸汽集管連通，此蒸汽集管之功用，可在主蒸汽隔離閥或關斷閥做性能試驗時，使進入高壓汽機之蒸汽做適當的分配，而且也是抽至蒸汽噴射抽氣器、廢氣系統預熱器、汽水分離再熱器、飼水泵汽機、汽封蒸汽蒸發器以及蒸汽旁路系統等之蒸汽來源。

3. 高低壓汽機：

核四汽輪機由日本三菱公司承製，係四機殼或四汽缸（高壓一、低壓三），汽機位在汽機廠房頂樓內，高壓汽機靠近控制廠房，即西

側，再就是低壓汽機 C、B、A，然後是在東側的發電機串聯複合，六流排汽凝結式汽輪機 (Tandem Compound 6-Exhaust Flows Condensing Reheat Turbine)，代號 TC6F-46”。汽機發電機的廠房佈置與反應爐成”I”字型，用以避免汽機葉片飛出而形成噴射物 (Missile)，造成對反應爐廠房的潛在安全威脅。正常運轉時，鑑於一次圍阻體的設計安全考量，僅允許兩台汽機驅動的飼水泵運轉，故機組發電的額定出力為 1,369.5 MWe (最高出力 1,404.6 MWe)，轉速 1,800 RPM (即 60 Hz，角速度為 376.9 Rad/Sec)，汽機所使用飽和蒸汽之進汽壓力 6.79 Mpa (Abs)，進汽溫度 283.8 °C，真空度 715.5 mmHg (Vac)，蒸汽量 7640.3 公噸/小時，水份含量 0.39 %。汽機轉子轉向，由汽機機頭觀看是順時鐘方向。

4. 汽水分離再加熱器 (Moisture Separator and Reheater, MSR)：

包括兩組汽水分離再加熱器 (MSR A 與 MSR B) 平行運轉，高壓汽機出口之蒸汽由 MSR 殼側進入，經汽水分離與兩階段之加熱管加熱後，至低壓汽機作功。汽水分離再熱器 (兩個) 功用如下：

- A. 汽水分離再加熱器把高壓汽機排汽所含水份利用鋸齒形 (Chevron) 汽水分離葉片移除，乾蒸汽予加熱後變成過熱蒸汽，送入低壓汽機作工。
- B. 減少低壓汽機葉片侵蝕。
- C. 提高熱效率。

5. 主冷凝器：

主冷凝器的主要目的為提供熱沈 (Heat Sink)，接受下列各管路、設備之排汽及洩水。

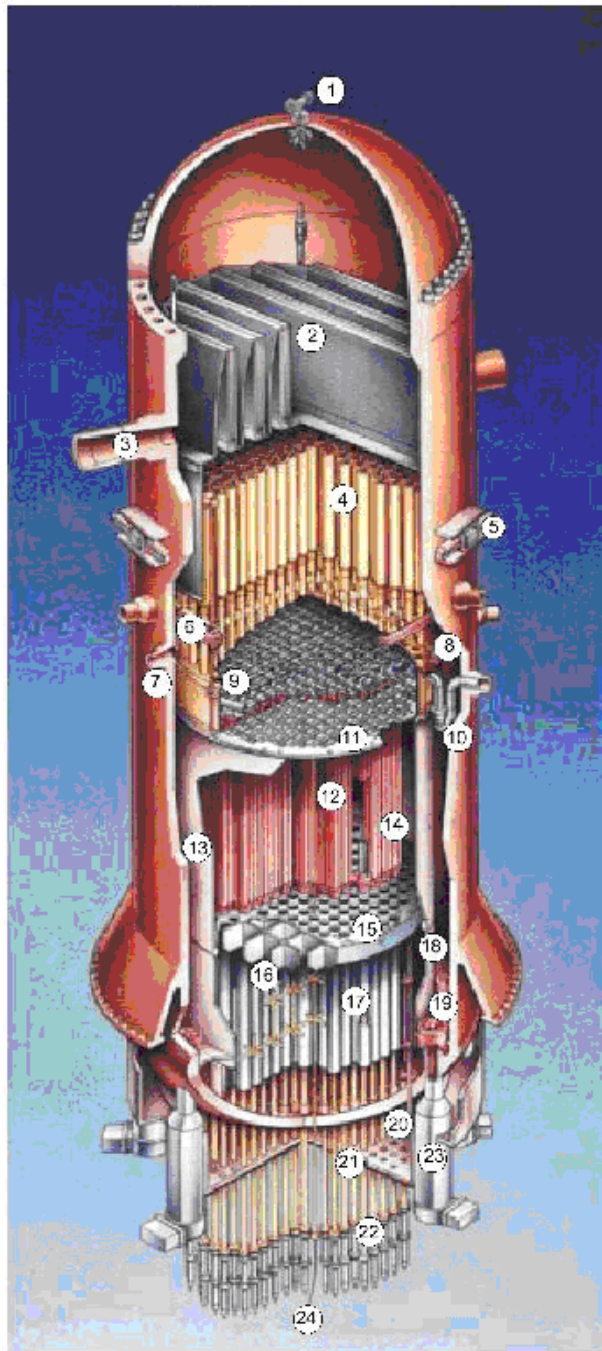
- A. 汽機排汽、洩水。(包括主汽機及反應爐飼水泵小汽機 MFPT)
- B. 汽機旁通系統之蒸汽。

- C. 加熱器之排汽、洩水。
- D. 蒸汽抽氣器冷凝器之洩水。
- E. 汽封蒸汽冷凝器之洩水。
- F. 其他蒸汽循環的洩水等。

2.2.8 廢料系統改善

核四廠在液體和固體廢棄物處理系統上作了許多改善。在飼水的管路上，為了減少液體的廢料，熱交換器洩水泵迴路和冷凝水處理作業使用中空纖維過濾器及深床除礦器而不用樹脂再生處理。固體廢料使用塑膠化或高壓壓縮處理，廢樹脂或其他可燃廢料以焚燒處理。





Advanced Boiling Water Reactor Assembly

1. Vent and Head Spray
2. Steam Dryer
3. Steam Outlet Flow Restrictor
4. Steam Separators
5. RPV Stabilizers
6. Feedwater Spargers
7. Shutdown Cooling Outlet
8. Low pressure Flooder (LPFL) and shutdown Cooling Sparger
9. High Pressure Core Flooder (HPCF) Sparger
10. HPCF Coupling
11. Top Guide
12. Fuel Assemblies
13. Core Shroud
14. Control Rod
15. Core Plate
16. In-core Instrument Guide Tubes
17. Control Rod Guide Tubes
18. Core Differential Pressure Line
19. Reactor Internal Pumps (RIPs)
20. Thermal Insulation
21. Control Rod Drive Housings
22. Fine Motion Control Rod Drives
23. RIP Motor Casing
24. Local Power Range Monitor

圖 2.1 進步型沸水式反應器反應爐

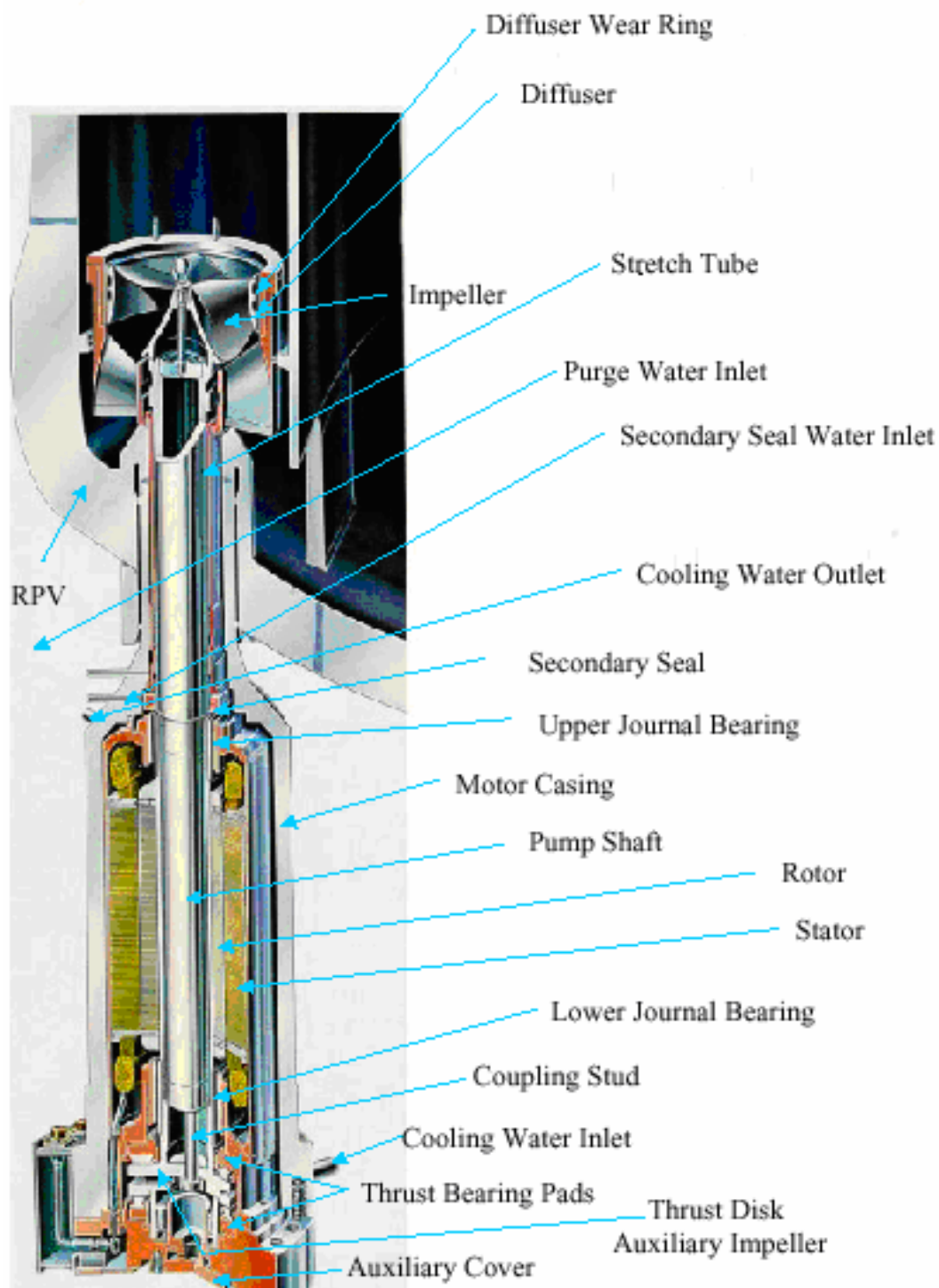
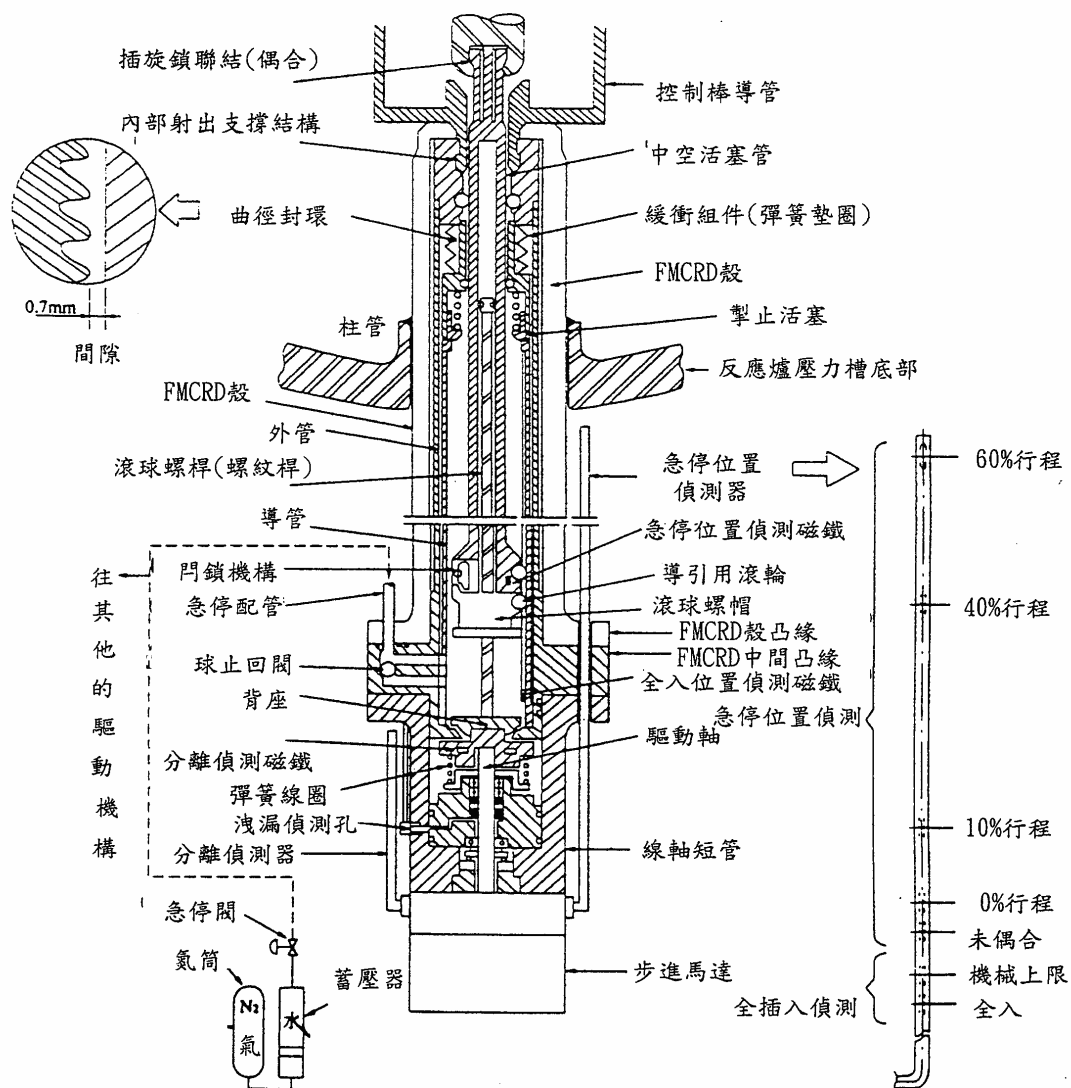


圖 2.2 進步型沸水式反應器爐內再循環水泵



FMCRD驅動機構概要圖

圖 2.3 電動微調控制棒驅動裝置

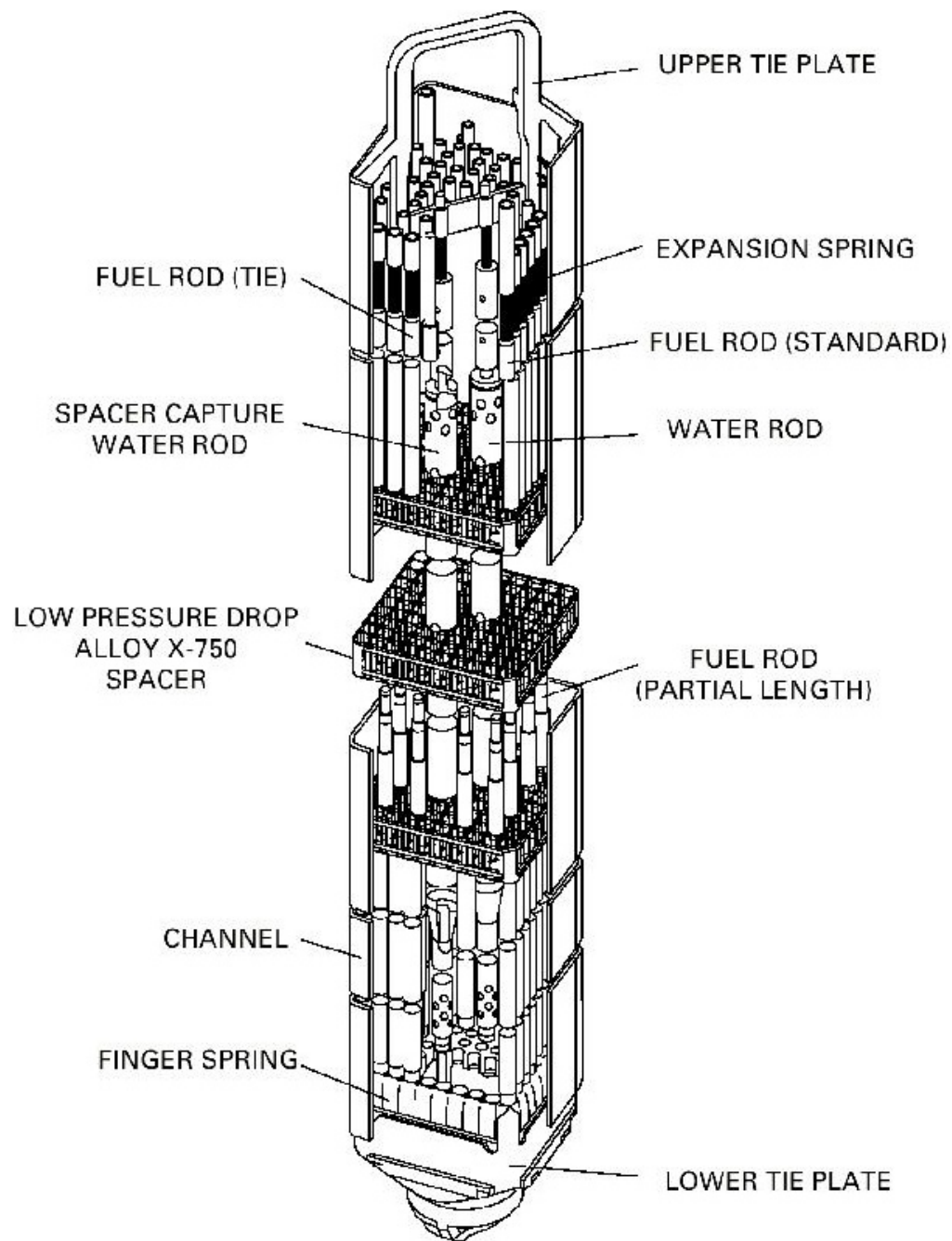


圖 2.4 核四廠之核燃料束

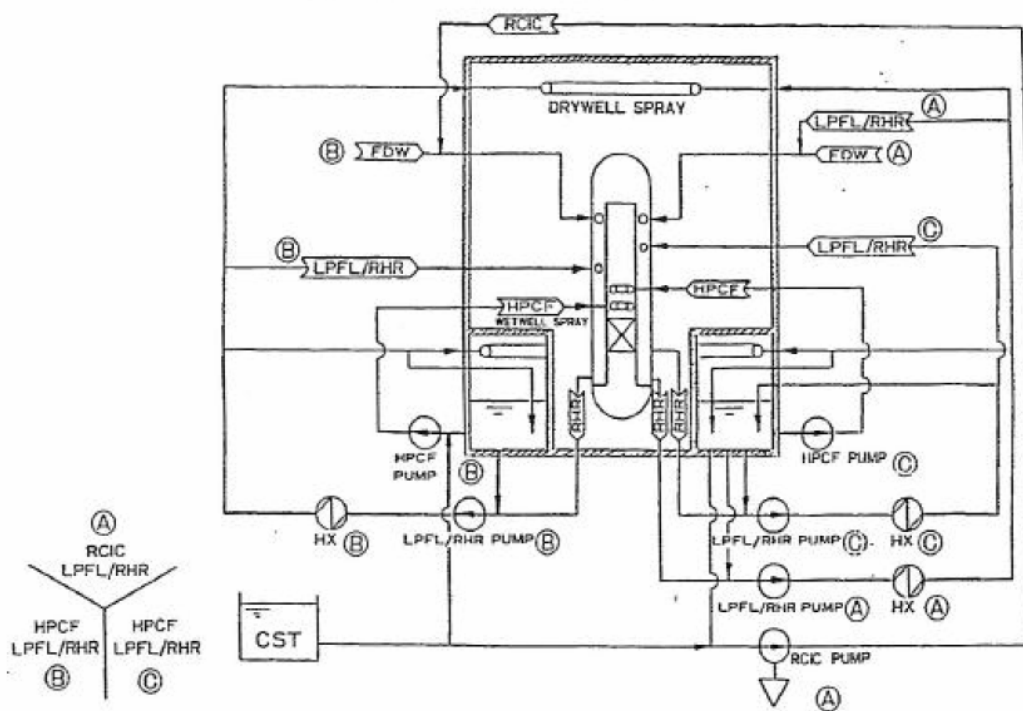


圖 2.5 緊急爐心冷卻系統



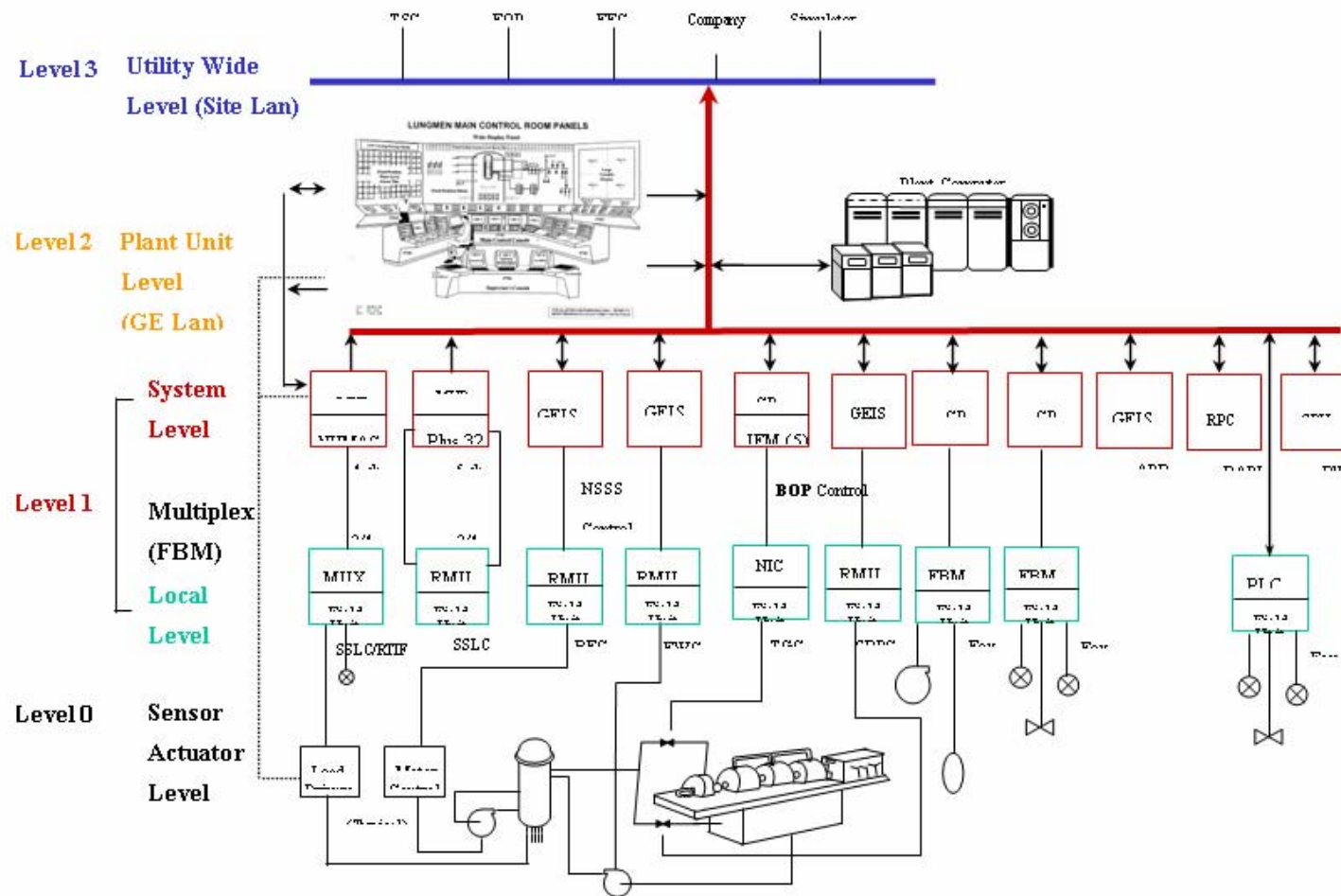


圖 2.6 數位儀控系統

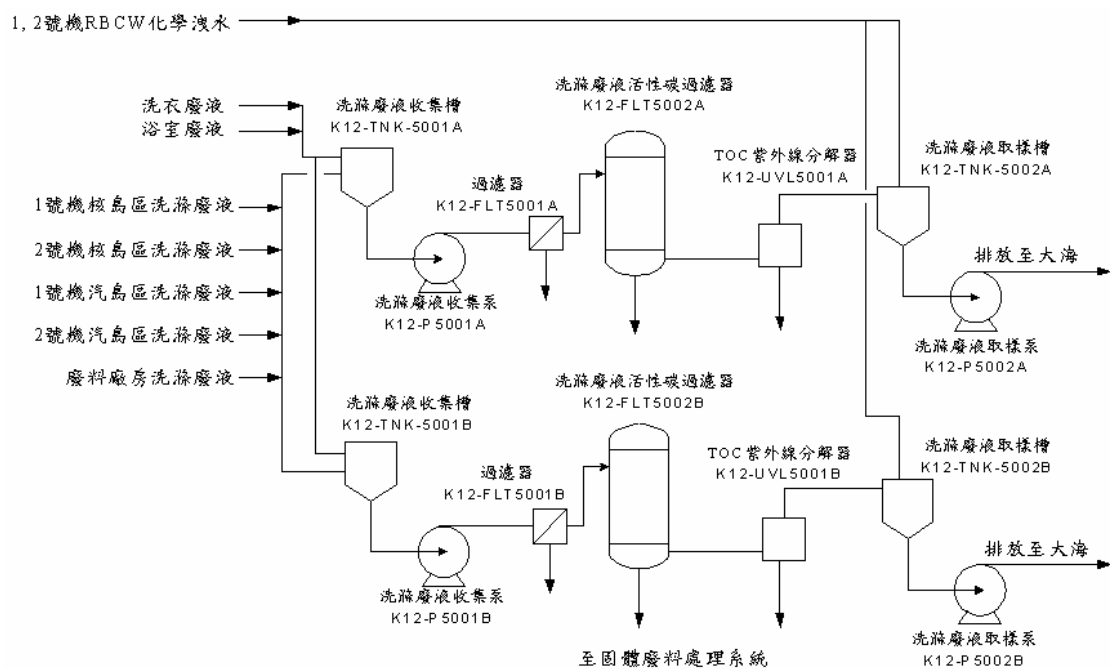


圖 2.9 核四廠液體廢料處理系統示意圖^[10]

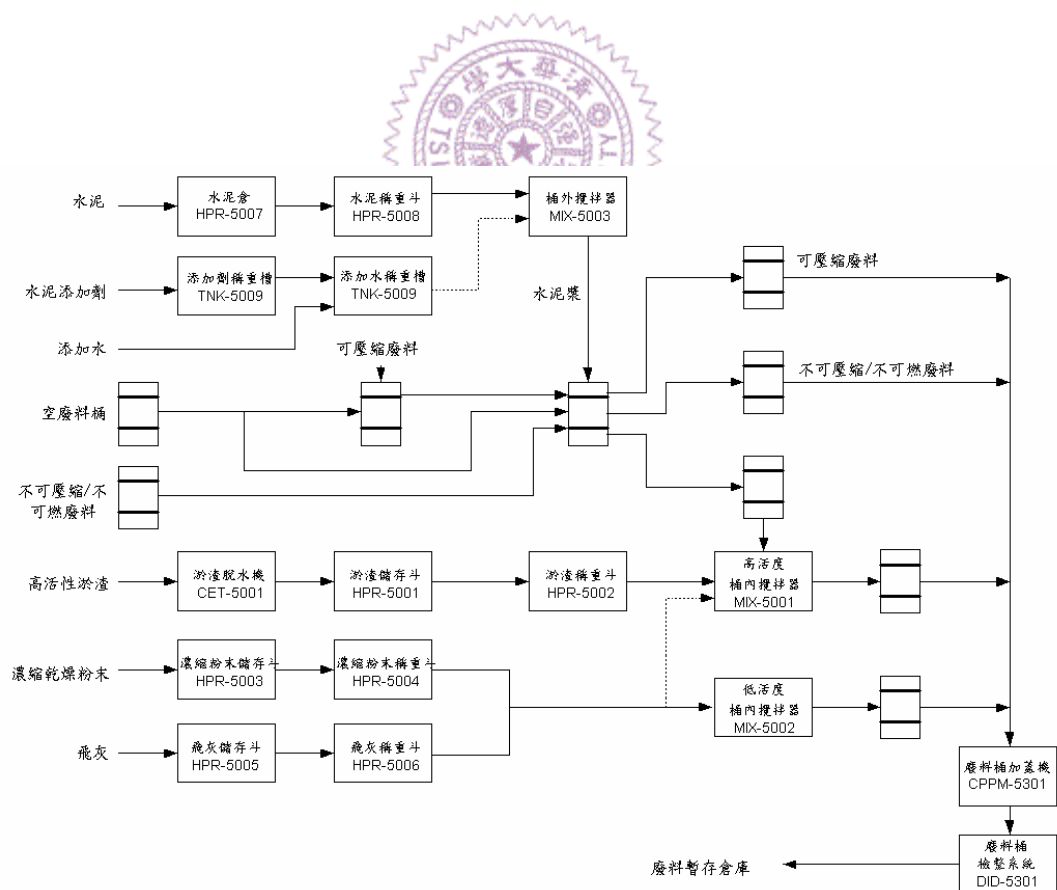


圖 2.10 核四廠固體廢料處理系統示意圖^[10]

第三章

核四廠 RELAP5/MOD3 輸入模式與初始狀態

3.1 前言

本研究所建立之核四廠RELAP5/MOD3 輸入模式是由核研所核四廠計畫所建立的RELAP5-3DK輸入模式^[11]修改而來。雖然兩者都為RELAP5 系列的熱水流模擬程式，依據使用手冊，兩個程式的輸入檔只要稍作修正，即可互通。但實際執行時發現，由於兩個程式某些模式上的小差異，造成在RELAP5-3DK程式可以達到穩態的輸入檔無法在RELAP5/MOD3 程式執行；必須進行除錯，再逐步微調相關參數輸入值，尋求RELAP5/MOD3 的穩態輸入。為方便進行除錯及微調，將輸入檔分為反應爐壓力槽系統、蒸汽系統、飼水系統等三塊處理，三個區塊的界面以依時體積 (Time Dependent Volume, TDV)及依時流體接點 (Time Dependent Junction, TDJ)作為邊界條件。以下分為反應爐壓力槽系統及電廠平衡系統兩節介紹核四廠三個區塊的RELAP5/MOD3 輸入模式，3.3 節說明三個區塊的整合。

3.2 反應爐壓力槽系統

龍門進步型沸水式反應器系統RELAP5/MOD3 的模式如圖 3.1^[11] 所示。系統細分成反應爐壓力槽 (RPV)、主蒸汽系統(MS) 、及反應器爐內泵(RIP)三個部分。反應爐壓力槽本體和反應爐壓力槽出口至主蒸汽集管範圍內的模擬總共包含 123 個節點 (Control Volume) 和 137 個流體接點 (Flow Junction)。在反應爐的模擬中，降流區 (Downcomer)、爐內泵(RIPs)、爐心進水區 (Lower Plenum)、反應爐爐心、蒸汽分離器和乾燥器、和蒸汽圓頂 (Steam Dome)等皆以適當的RELAP5/MOD3 元件來分別模擬。爐心的模擬採用兩個

RELAP5/MOD3 的管路 (Pipe) 元件，一個代表爐心的燃料流域 (volume 40)，另一個代表爐心旁通流 (Bypass Flow) (volume 70)；模式中未模擬熱通道(Hot channel)。採用主動式熱結構 (Active Heat Structures) 來模擬 872 燃料組件 (Assemblies)，軸向分為 25 個子熱傳結構，利用 25 個熱源來模擬燃料產生的熱。以被動式熱結構 (Passive Heat Structures) 代表燃料組件閘(Channel box of fuel bundle)，模擬旁通流與燃料通道間的熱傳效應模擬也分為 25 個子熱傳結構。

核四廠緊急爐心冷卻(ECC)注水包含了爐心隔離冷卻系統(RCIC)、高壓爐心灌水系統 (HPCF)、和低壓爐心灌水系統 (LPCF)。每個注水系統以一組依時體積 (TDV)和依時流體接點(TDJ)來模擬，爐心隔離冷卻系統(RCIC) 從降流區之控制體積(volume22、23)注入，高壓爐心灌水系統(HPCF)直接注水至燃料上方控制體積(volume 96)，和低壓爐心灌水系統(LPCF)從降流區控制體積 (volume 19) 灌水，注水流量是根據核四廠終期安全分析報告中之相關系統的流量及水頭表。

建立反應爐壓力槽系統輸入數據時以主蒸汽集管 (Pipe)為壓力邊界，飼水則以依時體積 (TDV) 與依時流體接點 (TDJ) 模擬。邊界條件及飼水設定為 100% 功率穩態運轉的狀況。輸入數據整理完成後，由 RELAP5/MOD3 程式進行計算，觀察水位、壓力等重要參數的變化。結果顯示核四廠反應爐壓力槽系統 RELAP5/MOD3 輸入模式已建立且可以達到穩態運轉的狀況。

3.3 電廠平衡系統

3.3.1 飼水系統模擬

核四廠RELAP5/MOD3 飼水系統模擬模式節點圖如圖 3.2 ^[12]所示。飼水系統總共包含 158 控制體積、151 個流體接點、及 133 個熱平板。模擬的飼水系統元件包含 (1) 飼水泵(Feed Water Pumps, FWPs)及其驅動汽機、(2)飼水加熱器、(3)冷凝水泵和冷凝水增壓泵、(4)主冷凝器、和 (5)系統管路。核四廠飼水泵係由汽機驅動，建立的輸入數據中以RELAP5/MOD3 程式的泵元件、汽機元件、及軸元件 (Shaft Connection) 模擬相關設備。

在飼水系統分析模式中，詳盡模擬兩級高壓飼水加熱器和四級低壓飼水加熱器。每個加熱器的管側和殼側皆包含五個流體節點，而管側和殼側的熱傳應用RELAP5/MOD3 的熱平板元件進行模擬。每個加熱器的汽機抽取和洩水路徑詳細模擬。高壓飼水加熱器的節點圖如圖 3.3 ^[12]所示。冷凝水泵和冷凝水增壓泵被結合成為一個等效泵來模擬。此結合的等效泵是基於每一個泵的個別設計資料來模擬。結合泵的性能曲線為冷凝水泵和冷凝水增壓泵原性能曲線的疊加。主冷凝器包含三個主要區域，即混合區、熱傳區、和熱井區 (Hot Well)。主冷凝器總共包含十三個節點。混合區以一個控制體積模擬 (volume 888)；熱傳區的殼側及管側皆有五個節點，殼側和管側之間有熱平板元件；而熱井由二個控制體積來模擬 (volume 886 and 892)，詳見圖 3.2。

在冷凝器這邊的模擬因為有太大的熱傳，如果以熱交換的方式來模擬這一塊，所出來的結果以調整參數的方式都無法達到真實所要之數值。因此在冷凝器上所作的模擬作大幅度的簡化，主蒸汽經過汽機

後水全部都流入體積無限大之依時體積(volume 897, 898, 899)，再以另一依時體積(volume 889)接出一個依時接點(junction 887)輸入定條件的飼水，作為飼水的輸出。

3.3.2 主蒸汽系統模擬

核四廠主蒸汽系統RELAP5/MOD3 模擬模式節點圖如圖 3.4^[11]所示。主蒸汽系統總共包含 141 個控制體積和 126 個流體接點。模擬的主蒸汽系統元件包含(1)蒸汽集管 (Pipe)，(2)高壓和低壓汽機，(3)汽水分離再熱器(Moisture Separator and Reheater, MSR) 和洩水槽，及(4)蒸汽抽汽機。所有元件由管路連接。蒸汽集管是以RELAP5/MOD3 branch 元件模擬。有四條蒸汽管路進入集管而另四條蒸汽管路離開集管到高壓汽機。汽機係將高壓、高溫蒸汽的熱能量轉換為機械能的裝置。主蒸汽系統運用RELAP5/MOD3 汽機元件來模擬多級高壓和低壓汽機。為了精確模擬加熱器的加熱源，高壓汽機的三個蒸汽抽汽和低壓汽機的四個蒸汽抽汽模式均已納入模式，詳如圖 3.4 所示。這七個蒸汽抽汽模式與相關飼水加熱器殼側或MSR 管側相連接如圖 3.2 及 3.3 所示。除了低壓汽機的最後一級蒸汽抽汽管路上沒有逆止閥外，其餘蒸汽抽汽管路皆有模擬用來保護汽機的逆止閥。

如圖 3.4 所示，汽水分離再熱器的汽水分離器和兩級再熱器是以RELAP5/MOD3 分離器(Separator) 元件、控制體積元件、和熱平板元件模擬。高壓汽機出口的蒸汽流入汽水分離再熱器分離器，而離開分離器的蒸汽將透過接下來的兩級再熱器加熱。第一級再熱器的加熱源為高壓汽機來的第一級蒸汽抽氣，而第二級再熱器的加熱源為蒸汽集管的蒸汽抽氣。此外分離器和兩級再熱器的洩水槽在模式中亦有考慮。洩水路徑將水洩至相關的飼水加熱器殼側，是以 RELAP5/MOD3

的管路元件(Pipe)來模擬。

3.4 整廠系統整合

發展核四廠RELAP5/MOD3 輸入數據的最後一步為結合反應爐壓力槽 (Reactor Pressure Vessel, RPV) 和電廠平衡系統 (Balance of Plant, BOP) 的RELAP5/MOD3 模擬模式，將所有的BOP 和RPV 元件藉著系統管路連接而成為一個完整的能量產生和能量轉換系統。最後再利用RELAP5/MOD3 程式依據輸入數據進行穩態計算。圖 3.5^[12]

顯示核四廠RELAP5/MOD3 輸入數據之簡化系統圖。如前所述，核四廠BOP RELAP5/MOD3 模擬模式包含 299 控制體積、277 流體接點、和 133 熱傳平板。RPV模擬模式包含了 123 控制體積、137 流體接點和 123 熱傳平板。反應爐壓力槽系統(RPV)和電廠平衡系統(BOP)的模式整合後，原先兩個系統發展時使用的固定邊界條件將取消，RPV 系統將以BOP 系統的主蒸汽集管壓力計算出主蒸汽流量，RPV 系統產生的主蒸汽將流入BOP 系統，用以推動汽機、汽機驅動飼水泵等元件，而主蒸汽經冷凝器冷凝後進入飼水系統，經過加熱增壓後，BOP 系統則以反應爐壓力槽中的飼水注入區的壓力計算出飼水流量，配合由主蒸汽抽氣加熱後的飼水溫度注入反應爐壓力槽而成一個完整的循環。

模擬的初始系統狀態為參照龍門電廠的Thermal Kit 和/或Process FlowDiagram (PFD)所提供的參數數值。經由分佈參數數值的比較，特別是壓力和流量，可初步確定系統模式中的流體接點阻力係數分佈。初始條件的設訂是根據 10 CFR 50 Appendix K的要求，將反應器初始功率設為額定功率的 102%；初始蒸汽和飼水流量亦為額定值的

102%。初始爐心流量假設為 111%，以給予RPV 最大的初始儲水。進入反應器的飼水溫度假設為 422.4 °F，此值是額定飼水溫度加上 2.4 度。其他參數的初始條件參考表 3-1^[12]。

將反應爐壓力槽 (RPV) 和電廠平衡系統 (BOP)結合之時，此兩部分之穩態，因聯結上之誤差，而使穩態模擬結果會有小幅度的振盪。在此需要作重置之動作(Peggy)，將初步結合的輸入數據以 RELAP5/MOD3 模擬後，當達到較穩定時，把此時的資料放回原數據檔當作初始值，以期用新的數據檔模擬時，一開始即為較穩定的狀態。圖 3.6、圖 3.7、圖 3.8 與圖 3.9 為前置前後之爐心壓力、飼水流量、爐心進口流量與主蒸汽流量之比較。



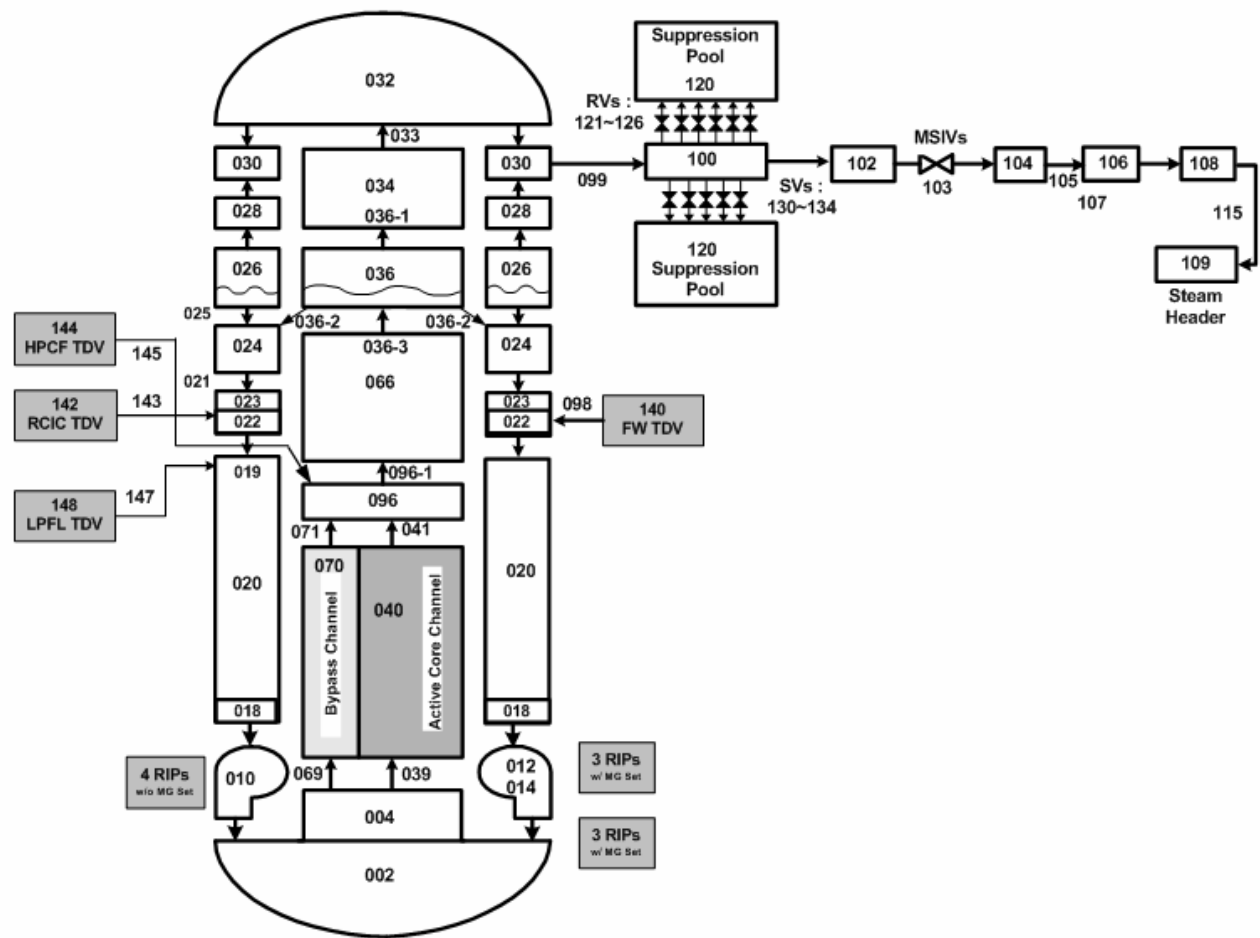


圖 3.1 反應槽節點圖

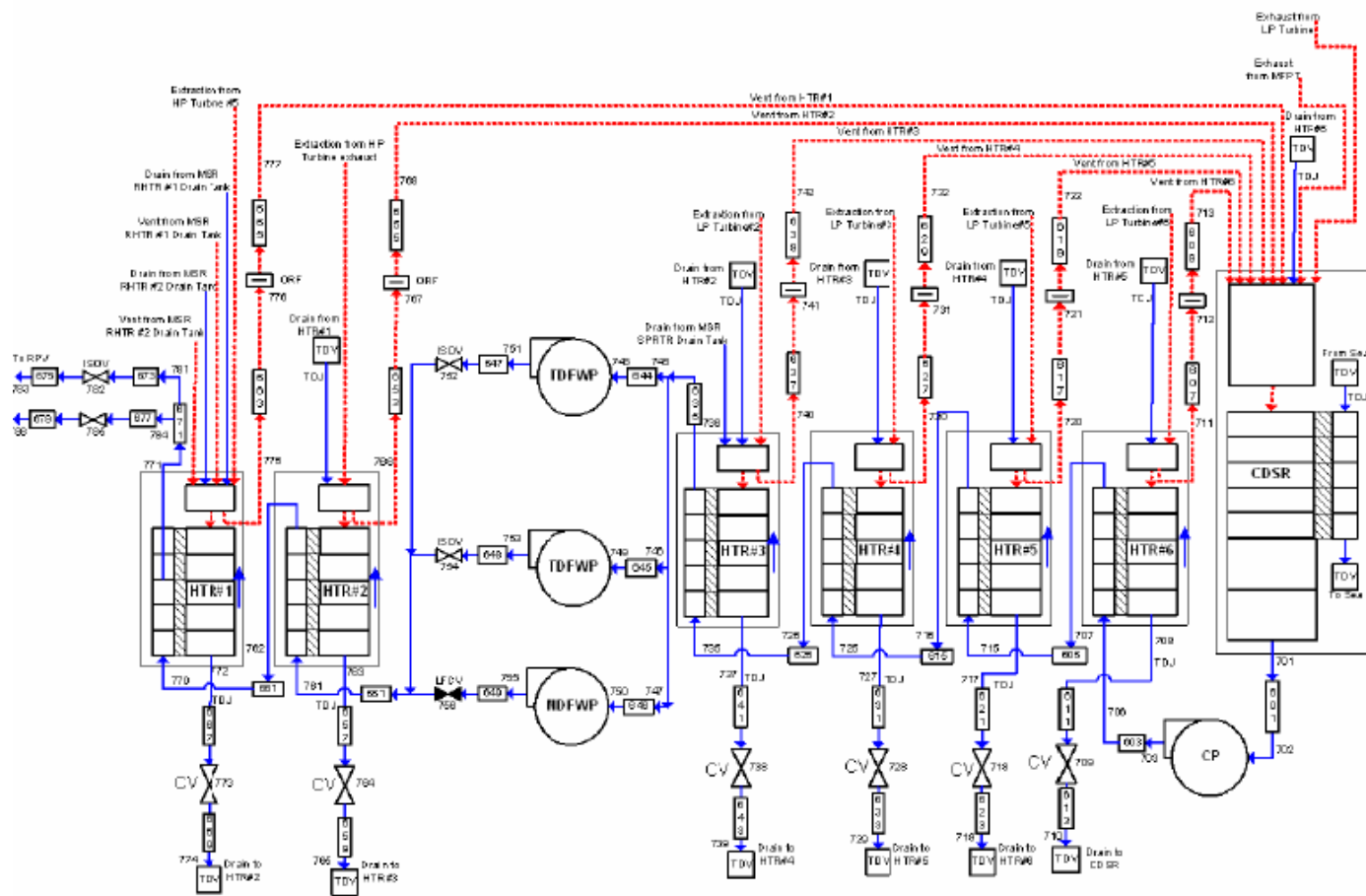


圖 3.2 飼水系統節點圖

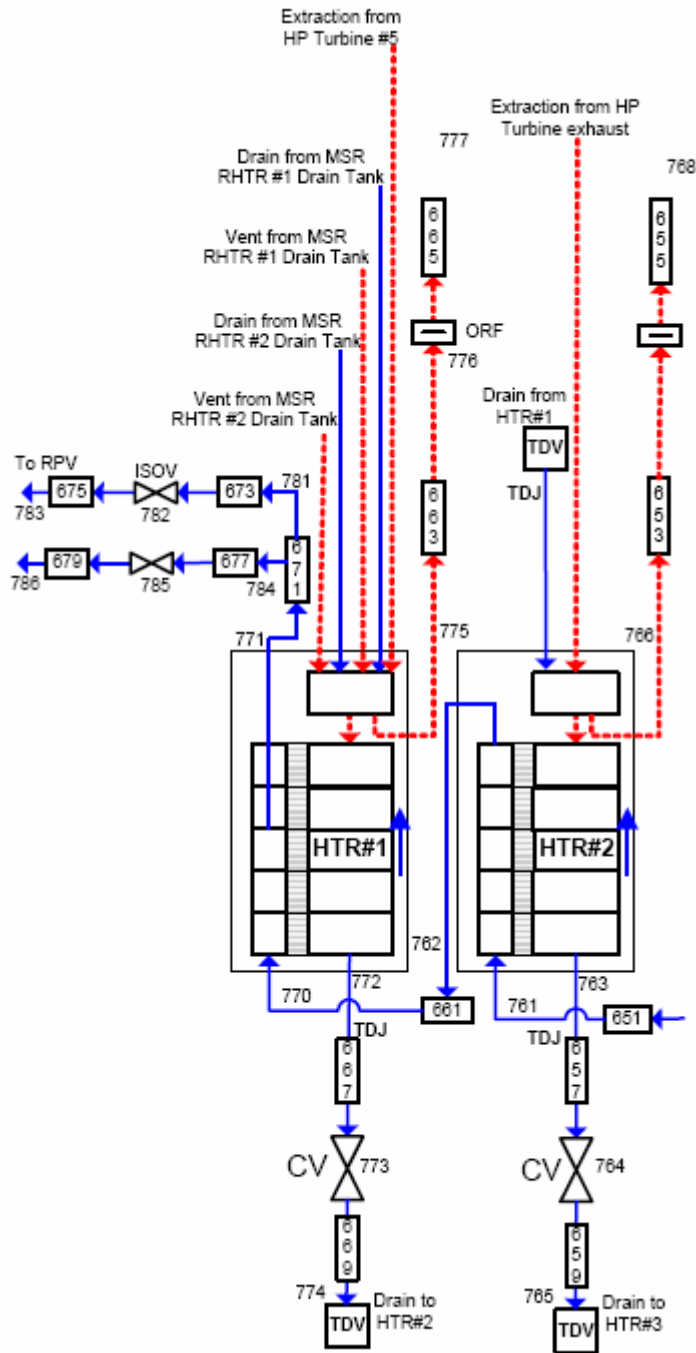


圖 3.3 高壓飼水加熱器節點圖

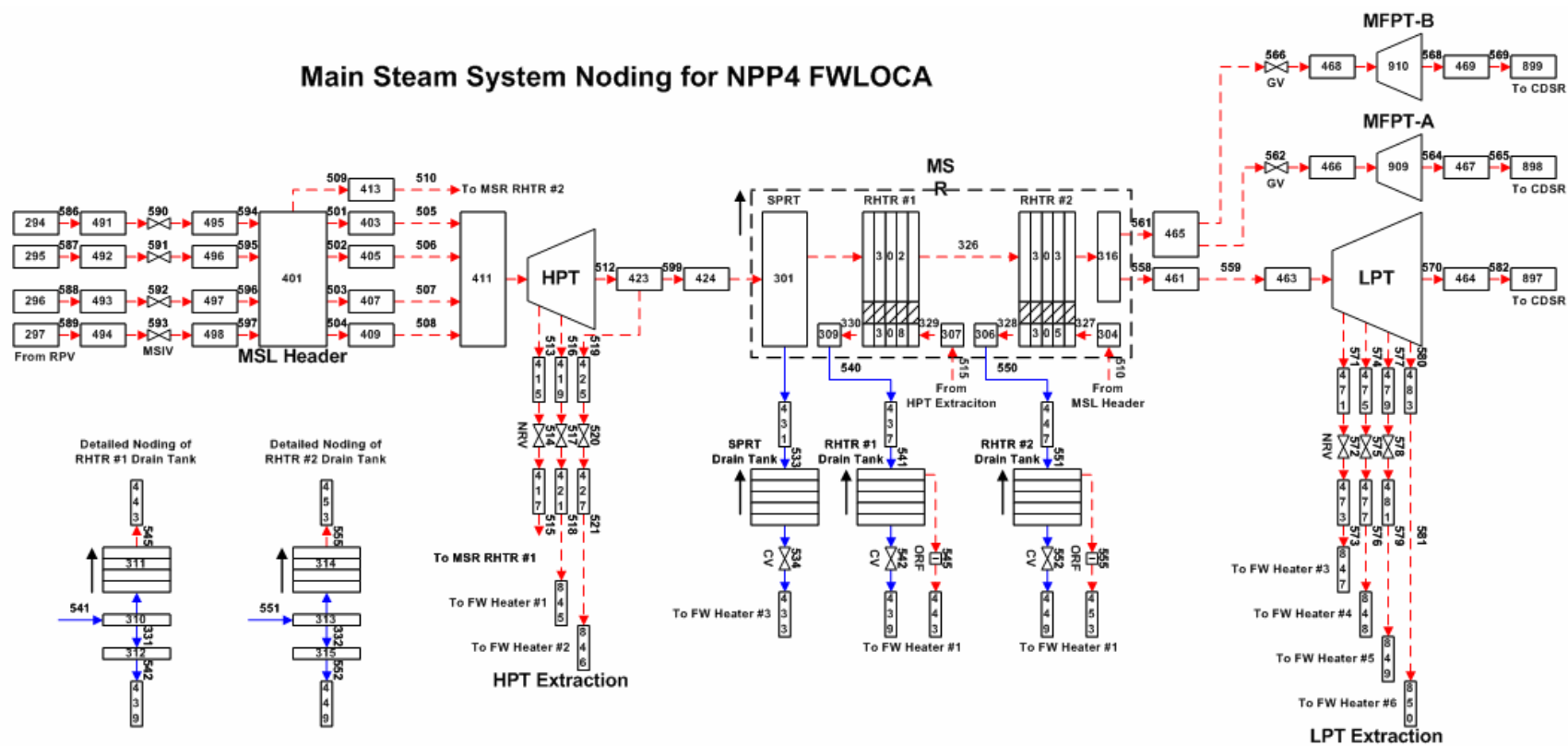
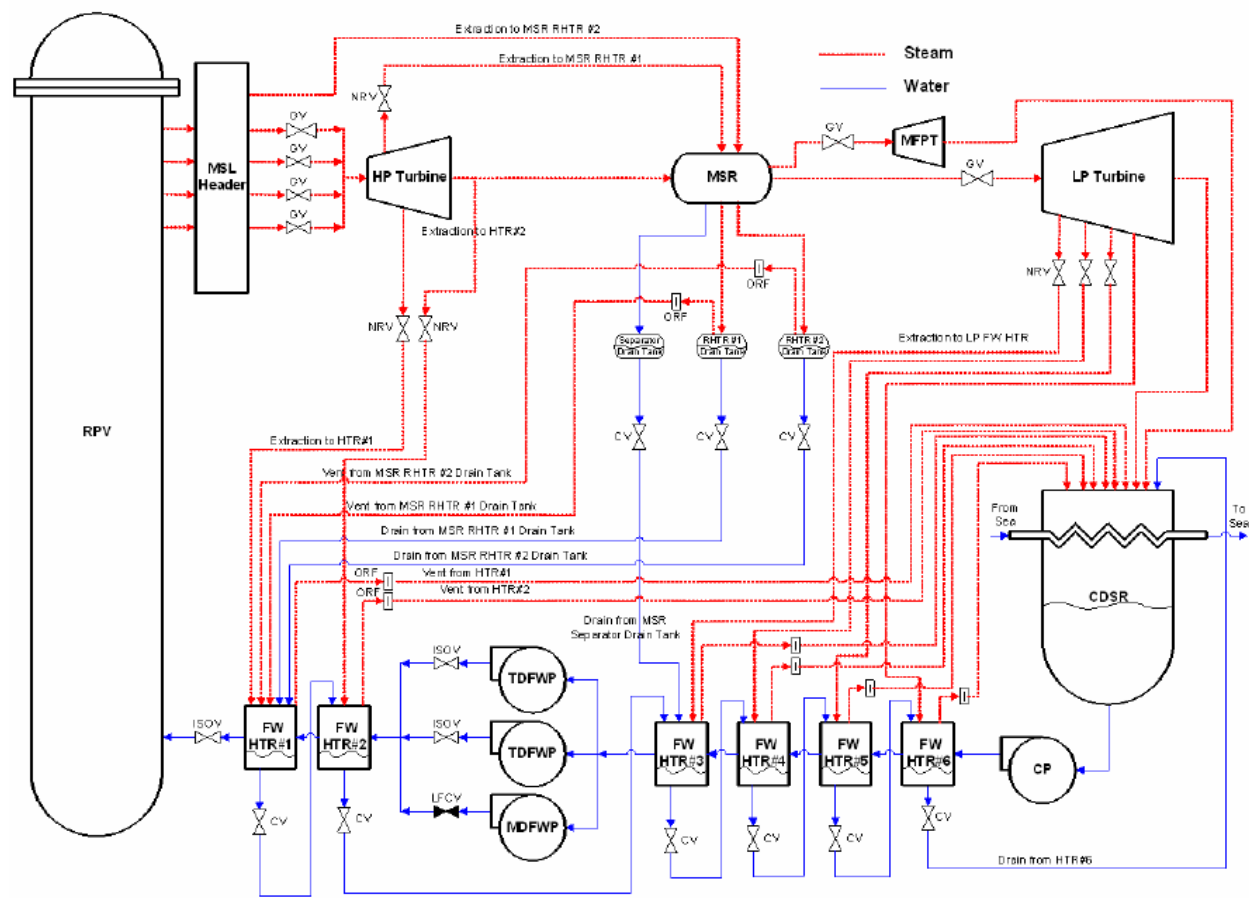


圖 3.4 主蒸汽系統節點圖



NPP4 System Simulation Diagram

圖 3.5 核四廠系統

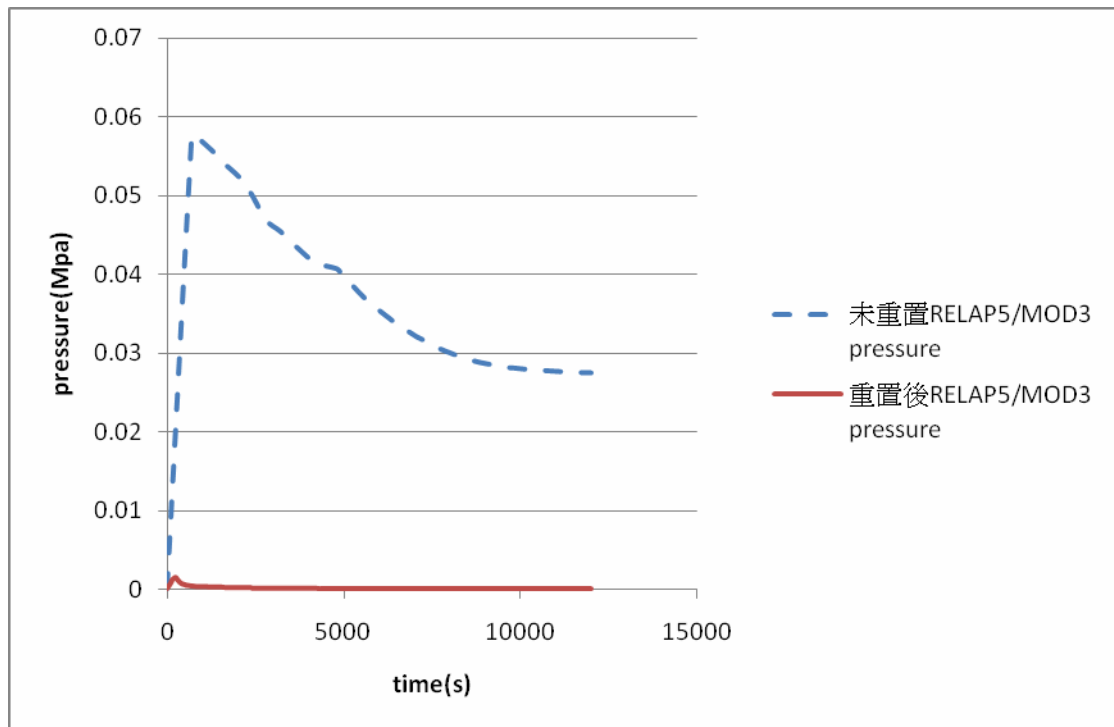


圖 3.6 穩態建立重置前後爐心壓力變化量

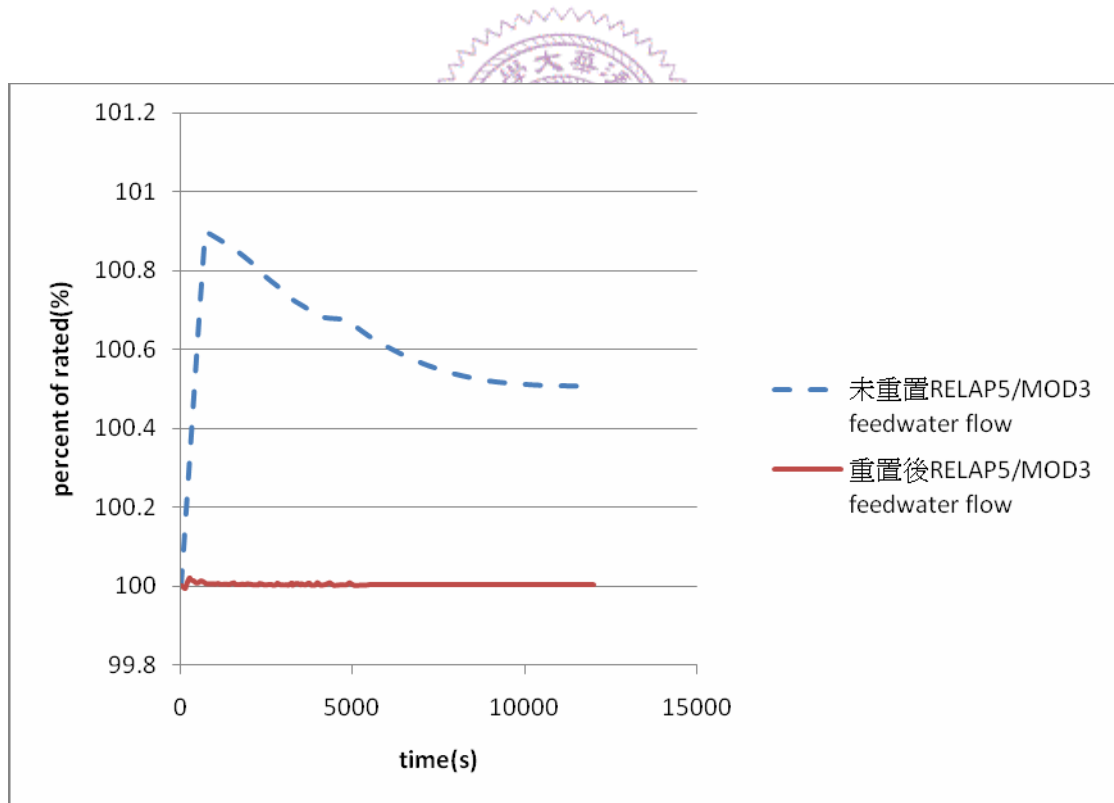


圖 3.7 穩態建立重置前後飼水流量變化百分比

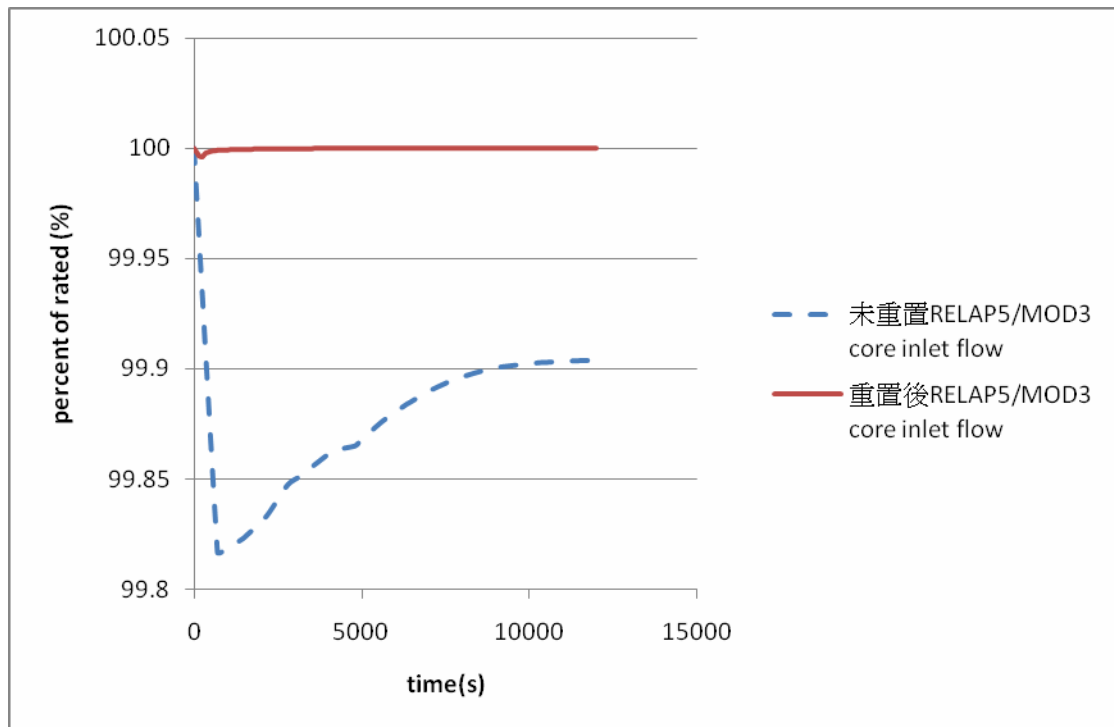


圖 3.8 穩態建立重置前後爐心進口流量變化百分比

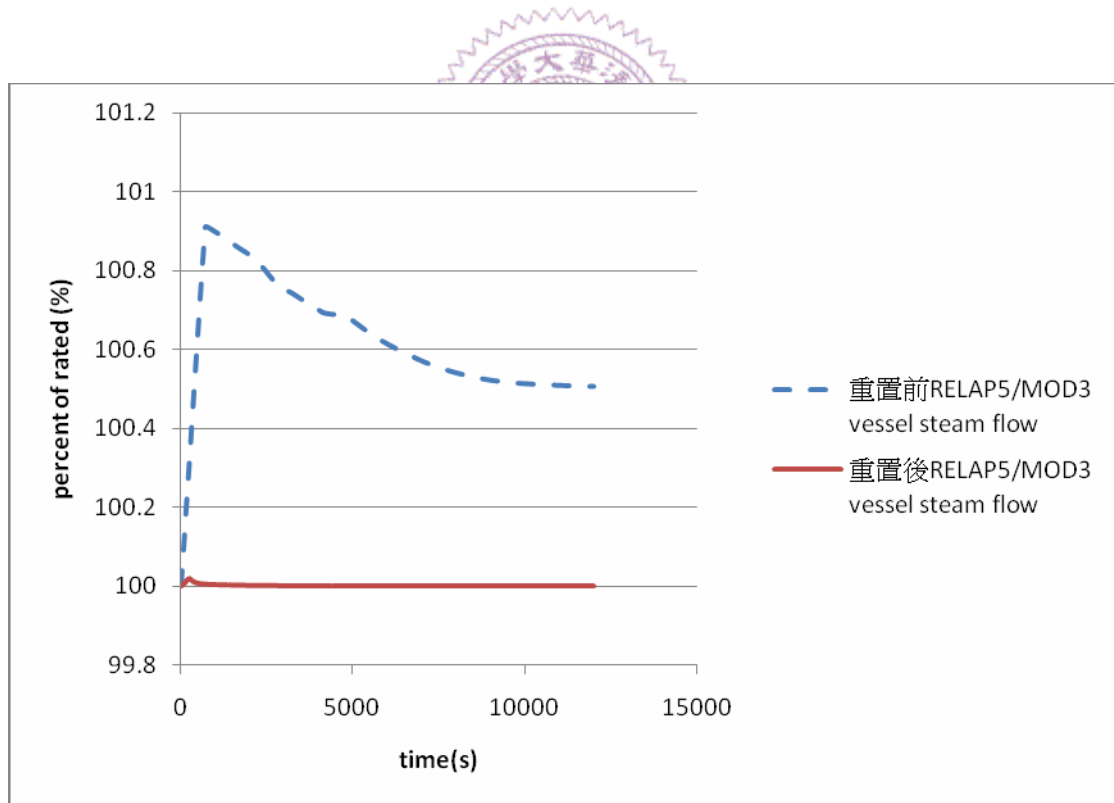


圖 3.9 穩態建立重置前後主蒸汽流量變化百分比

表 3-1 核四廠 RELAP5/MOD3 輸入數據之初始狀態設定

參數	初始值
Reactor Thermal Power [MWt]	4005.0(102 %)
RPV Dome Pressure [MPa]	7.31(1060psi)(102 %)
RPV Core Flow [kg/s]	16107.0(111.1 %)
RPV Narrow Range Water Level [cm]	426.0(normal W/L)
Steam and Feedwater Flow [kg/s]	2178.0(102 %)
Feedwater Temperature[°C]	216.9(422.4°F)(102 %)
Turbine Driven Feedwater Pump Speed [rpm]	5096.6(103.5% rated)



第四章

核四廠暫態事故分析

4.1 前言

核四廠終期安全分析報告^[13] (Final Safety Analysis Report) 第 15 章事故分析的事故可大致規類成以下 8 大種類。

1. 爐心冷卻劑溫度下降 (Decrease in reactor coolant temperature)。
2. 爐心壓力升高 (Increase in reactor pressure)。
3. 爐心系統流量下降 (Decrease in reactor coolant system flow rate)。
4. 反應度與功率分佈不均 (Reactivity and power distribution anomalies)。
5. 爐心冷卻劑量增加 (Increase in reactor coolant inventory)。
6. 爐心冷卻劑量減少 (Decrease in reactor coolant inventory)。
7. 輻射物質從次系統和其零組件釋出 (Radioactive release from subsystems and component)。
8. 預期暫態未急停 (Anticipated transients without scram)。

每一類事故所包括的暫態或事故如下所列：

1. 爐心冷卻劑溫度下降 (Decrease in reactor coolant temperature)。
 - 飼水加熱喪失 (Loss of feedwater heating)。
 - 飼水控制失效 (Feedwater controller failure)。
 - 壓力控制失效 (Pressure regulator failure — open)。
 - 安全閥與釋壓閥意外開啟 (Inadvertent safety/relief valve opening)。

- 餘熱遺除系統意外關閉冷卻功能（Inadvertent RHR shutdown cooling operation）。
2. 爐心壓力升高（Increase in reactor pressure）。
- 壓力控制失效（Pressure regulator failure – closed）。
 - 發電機組棄載（Generator load rejection）。
 - 汽機跳脫（Turbine trip）。
 - 主蒸汽隔離閥關閉（MSIV closures）。
 - 冷凝器失效（Loss of condenser vacuum）。
 - 輔助廠房失去緊急交流電源（Loss of non-emergency AC power to station auxiliaries）。
 - 喪失飼水（Loss of feedwater flow）。
 - 飼水管路破裂（Feedwater line break）。
 - 餘熱遺除系統冷卻失效（Failure of RHR shutdown cooling）。
3. 爐心系統流量下降（Decrease in reactor coolant system flow rate）。
- 爐內水泵跳脫（Reactor internal pump trip）。
 - 再循環水流控制失效（Recirculation flow control failure – decreasing flow）。
 - 爐內水泵停止運作（Reactor internal pump seizure）。
 - 爐內水泵軸斷裂（Reactor internal pump shaft break）。
4. 反應度與功率分佈不均（Reactivity and power distribution anomalies）。
- 低功率抽控制棒失敗（Rod withdrawal error – low power）。

- 運轉中抽控制棒失敗 (Rod withdrawal error at power) 。
 - 系統反應或運轉員對控制棒動作失敗 Control rod maloperation (system malfunction or operator error) 。
 - 不正常的啟動空閒的爐內水泵 (Abnormal startup of idle reactor internal pump) 。
 - 再循環水流控制失效 (Recirculation flow control failure with increasing flow) 。
 - 燃料束錯排事故 (Mislocated bundle accident) 。
 - 燃料束安排不妥 (Misoriented fuel bundle accident) 。
 - 控制棒射出 (Rod ejection accident) 。
 - 控制棒意外掉下 (Control rod drop accident) 。
5. 爐心冷卻劑量增加 (Increase in reactor coolant inventory) 。
- 高壓注水意外開啟 (Inadvertent HPCF startup) 。
 - 飼水控制失效 (Feedwater controller failure) 。（BWR transients which increase reactor coolant inventory）。
6. 爐心冷卻劑量減少 (Decrease in reactor coolant inventory) 。
- 安全閥與釋壓閥意外開啟 (Inadvertent safety/relief valve opening) 。
 - 主冷卻劑帶出到圍阻體外 (Failure of small line carrying primary coolant outside containment) 。
 - 在圍阻體外的蒸汽系統管路破裂 (Steam system piping break outside containment) 。
 - 冷卻水流失事故 (Loss-of-coolant accident (resulting from spectrum of postulated piping breaks within the reactor coolant pressure boundary) – inside containment)

- 爐心清洗管路破裂 (Reactor water cleanup line break – outside containment)
7. 輻射物質從次系統和其零組件釋出 (Radioactive release from subsystems and component)。
- 放射氣體廢料處理系統管路破裂 (Radiological consequences of radioactive gas waste system leak or failure)
 - 液體放射廢料槽失效 (Postulated radioactive release due to liquid radwaste tank failure)。
 - 燃料處理事故 (Fuel – handling accident)。
 - 用過燃料桶傾倒事故 (Spent fuel cask drop accident)。
8. 預期暫態未急停 (Anticipated transients without scram)。

本研究從FSAR報告中，選取兩個事故出來，以RELAP5/MOD3來作模擬分析。第一個事故為「爐內再循環水泵跳脫」，第二個事故則是為「主蒸汽管路隔離閥關閉」。

4.2 爐內再循環水泵跳脫

隨機跳脫事件或不可預期的操作失誤會引爐內水流的快速變化，將會導致爐內再循環水泵跳脫。爐內再循環水泵跳脫隨機跳脫可能發生的原因包括：操作的失誤、水泵喪失電力、以及設備和感測器的錯誤。爐內再循環水泵全部跳脫發生的機率非常的低，即使供電匯流排損壞也只有五個或者六個水泵跳脫。但當爐心水流降低，引起爐心再循環水泵跳脫訊號使水泵全數跳脫。爐內再循環水泵跳脫的詳細訊號包括：

1. 爐心水位達到 Level L3 (將有四台水泵跳脫)。

2. 爐心水位達到 Level L2（其它六台水泵跳脫）。
3. Turbine Control Valve (TCV) 快速關閉以及 Turbine Stop Valve 的關閉（跟 1.相同的四台水泵跳脫）。
4. 爐心壓力過高（跟 1.相同的四台水泵跳脫）。
5. 馬達電流過大保護（跳脫一台水泵）。
6. 馬達過載與保護機制（跳脫一台水泵）。

爐心水流快速下降將會造成跳機，終止核分裂反應，將功率降低到衰變熱的層級降，以免爐心過熱。根據設計，進步型沸水式反應器爐心的自然對流，可以將水位維持在燃料頂端，不會使燃料裸露而溫度過高。

運轉員要在所有水泵跳脫時馬上確定爐心是否急停。如果因為爐心水位的劇烈晃動導致主蒸汽機跳脫和飼水泵跳脫，運轉員就要以爐心隔離冷卻系統來控制系統的壓力與水位，在回到正常運轉前，運轉員得確認出水泵跳脫之原因。本模擬假中假設因為喪失電源造成爐內再循環水泵全部跳脫。為了使情況更加嚴重，因此在此假設爐心跳機失敗。根據終期安全分析報告的分析結果，爐內再循環水泵全部跳脫後 1.6 秒，反應器急停訊息產生，唯控制棒未插入爐心，系統於 10 秒後達到穩定狀態。本暫態屬於預見暫態未急停事故，事故過程中的爐心功率會是事故分析的最重要部份；RELAP5/MOD3 程式具有計算爐心中子通量動態分析的能力，但計算所須相關參數之核四廠特定值尚未完備，故本分析以終期安全分析報告的計算功率為邊界條件進行熱水流分析。圖 4.1 所示為爐內再循環水泵跳脫之暫態功率。

本研究模擬爐內再循環水泵跳脫事故分成三個案例來作討論：

案例一：反應爐壓力槽系統與電廠平衡系統都參與模擬計算。

案例二：把電廠平衡系統部份去除，然後汽機前設定一個低壓力當作反應爐壓力槽系統的邊界壓力。

案例三：把電廠平衡系統部份去除，以 FSAR 報告中的汽機前之壓力當作反應爐壓力槽系統的邊界壓力，以彌補本輸入數據中沒有壓力控制系統的缺陷。

4.2.1 爐內再循環水泵跳脫案例一

本研究所發展之核四廠RELAP5/MOD3 輸入模式是包含反應爐壓力槽系統及電廠平衡系統，故在案例一的分析中，將兩部分一起模擬計算。其結如下所述：

圖 4.2 所示為爐內再循環水泵跳脫事故案例一的飼水流量，RELAP5/MOD3 的模擬結果與 FSAR 所示的結果趨勢並不一致。RELAP5/MOD3 模擬結果顯示飼水流量會緩慢的下降，於 10 秒時下降至 80%。FSAR 所示的結果顯示飼水流量會先小幅的上升，再以較模擬結果為快的速率下降，最後會上揚。飼水進入壓力槽後，經過爐內水泵的加壓打入爐心，水泵流量圖如圖 4.3 所示，FSAR 與 RELAP5/MOD3 水泵的初始流量均為額定流量的 110%，事故開始後水泵流量會隨著水泵的 coast down 而下降，結果與 FSAR 的極為相似。爐心流量如圖 4.4 所示，FSAR 結果顯示爐心的流量的下降幅度與之水泵流量相同，但 RELAP5/MOD3 模擬的爐心流量的下降並未有那麼快，因此略高於 FSAR 結果。水流經過爐心，加溫後成為蒸汽從主蒸汽管路出去。蒸汽流量如圖 4.5 所示，FSAR 與 RELAP5/MOD3 模擬結果有很大的不同，前者顯示蒸汽流量會大幅度的降低，而後者僅相對緩慢的下降。蒸汽流經主蒸汽管路後，將進入汽機中，流入汽機的蒸汽流量如圖 4.6 所示，FSAR 與

RELAP5/MOD3 模擬出來之結果相差甚大。

圖 4.7 為爐內再循環水泵跳脫事故案例一的爐心壓力，RELAP5/MOD3 所模擬出來爐心壓力的結果比FSAR所顯示的下降較快，FSAR壓力呈現一個平緩下降之曲線。圖 4.8 為汽機壓力。如圖所示FSAR顯示的結果與RELAP5/MOD3 模擬結果非常不同，FSAR的汽機壓力維持在高壓狀態，RELAP5/MOD3 則預測汽機壓力大幅下滑。系統喪失強制對流，反應爐跳脫，蒸汽流量降低，汽機壓力理應降低；這部分差異的原因尚待釐清。

水位高低直接影響燃料安全，在事故發生時，要確保爐心還能被水覆蓋，能夠進行移熱，才能確保燃料的安全。FSAR與RELAP5/MOD3 水位模擬結果如圖 4.9 所示，兩者的飼水流量有相似的趨勢，但是在蒸汽流量上，FSAR中的流量降的比RELAP5/MOD3 中還要迅速，造成爐心水位FSAR會比RELAP5/MOD3 來的高。

4.2.2 爐內再循環水泵跳脫案例二

為了彌補無控制系統之缺陷，將此輸入數據檔之電廠平衡系統部分除去，以蒸汽集管作成壓力邊界來進行模擬。飼水的控制以蒸汽流量做為參考，再加以給定計算過後的狀態值來當成流進爐心的飼水。為了使模擬出來的蒸汽流量結果能與FSAR有較為類似的結果，因此把蒸汽集管之壓力邊界設定成一低壓邊界，不過問題在於此壓力並不是穩態時之壓力，而將會造成暫態發生前幾秒有不穩定的情況發生。

圖 4.10 所示為爐內再循環水泵跳脫事故案例二的飼水流量，比較圖 4.2 與 4.10，可以發現案例一與案例二之飼水流量趨勢有所不

同。RELAP5/MOD3 的模擬結果與 FSAR 所示的結果趨勢並不一致。RELAP5/MOD3 模擬結果顯示飼水流量會快速上升後，約於 3 秒達到最大值，然後快速下降到 10 秒時至 63%。FSAR 所示的結果顯示飼水流量會先小幅的上升，再以較模擬結果為慢的速率下降，最後會上揚。飼水進入壓力槽後，經過爐內水泵的加壓打入爐心，水泵流量圖如圖 4.11 所示，FSAR 與 RELAP5/MOD3 水泵的初始流量均為額定流量的 110%，事故開始後水泵流量會隨著水泵的 coast down 而下降，結果與 FSAR 的極為相似。爐心流量如圖 4.12 所示，FSAR 結果顯示爐心的流量的下降幅度與之水泵流量相同，但 RELAP5/MOD3 模擬的爐心流量的下降並未有那麼快，因此略高於 FSAR 結果。水流經過爐心，加溫後成為蒸汽從主蒸汽管路流出。蒸汽流量如圖 4.13 所示，RELAP5/MOD3 模擬結果蒸汽流量一開始先快速上升，在以和 FSAR 差不多的趨勢下降，因為一開始的流量升高，造成蒸汽流量 RELAP5/MOD3 的結果都比 FSAR 的模擬較為高。RELAP5/MOD3 模擬結果流量在前幾秒內會有大幅度之上升，原因在於把爐心的邊界設定為一個低壓，讓一開始暫態模擬會出現很大的壓力降，爐心的流量會快速的流往邊界所造成。

圖 4.14 為爐內再循環水泵跳脫事故案例二的爐心壓力，RELAP5/MOD3 與 FSAR 兩者的結果有很大之不同，雖然兩者的壓力都是下降的趨勢，但 RELAP5/MOD3 下降的幅度超過 FSAR 之結果。再來就是比較 RELAP5/MOD3 與 FSAR 邊界之壓力，汽機壓力如圖 4.15 所示，RELAP5/MOD3 之圖，為邊界壓力前之控制體積的 (volume 108) 壓力，可看出壓力降的比 FSAR 之結果大很多。

水位高低直接影響燃料，在事故發生時，要確保爐心能被水覆蓋，能夠進行移熱，才能確保燃料的安全。FSAR 與 RELAP5/MOD3

水位模擬結果如圖 4.16 所示，RELAP5/MOD3 中的模擬，前面 2 秒飼水的流量比 FSAR 大，因此水位上升，2 秒過後主蒸汽流量大增，造成水位急速的下降。

4.2.3 爐內再循環水泵跳脫案例三

案例二分析結果顯示 RELAP5/MOD3 的模擬中，因為邊界壓力設定不妥當，造成前幾秒的模擬有較大的振盪。為了讓模擬的結果更能符合 FSAR 報告，最後以 FSAR 中的蒸汽集管作為邊界條件。

圖 4.17 所示為爐內再循環水泵跳脫事故案例三的飼水流量，RELAP5/MOD3 的模擬結果與 FSAR 所示的結果在 7 秒前有相似的趨勢，但在 7 秒之後 RELAP5/MOD3 飼水流量下降，而 FSAR 的流量呈現小幅上升。飼水進入壓力槽後，經過爐內水泵的加壓打入爐心，水泵流量圖如圖 4.18 所示，FSAR 與 RELAP5/MOD3 水泵的初始流量均為額定流量的 110%，事故開始後水泵流量會隨著水泵的 coast down 而下降，結果與 FSAR 的極為相似。爐心流量如圖 4.19 所示，FSAR 結果顯示爐心的流量的下降幅度與之水泵流量相同，但 RELAP5/MOD3 模擬的爐心流量的下降並未有那麼快，因此略高於 FSAR 結果。水流經過爐心，加溫後成為蒸汽從主蒸汽管路出去。蒸汽流量如圖 4.20 所示，RELAP5/MOD3 模擬結果蒸汽流量以和 FSAR 差不多的趨勢下降，但流量略小於 FSAR 的結果。

圖 4.21 為爐內再循環水泵跳脫事故案例三的爐心壓力，RELAP5/MOD3 與 FSAR 兩者的結果在 4 秒之前有極為相似之結果，但 RELAP5/MOD3 之結果在 4 秒後下降幅度趨緩，沒有 FSAR 下降來得迅速。再來就是比較 RELAP5/MOD3 與 FSAR 邊界之壓力，汽機壓力如圖 4.22 所示，RELAP5/MOD3 之圖，為邊界壓力

前之控制體積的 (volume108) 壓力，可看出在兩者的值是大致相同的，因為在此是以 FSAR 之結果當成邊界條件輸入，不過在細部上還有些微誤差，此誤差值為輸入後作內插與畫圖格點選擇有關。

水位高低直接影響燃料安全，在事故發生時，要確保爐心能被水覆蓋，能夠進行移熱，才能確保燃料的安全。FSAR 與 RELAP5/MOD3 水位模擬結果如圖 4.23 所示，RELAP5/MOD3 和 FSAR 兩者的差異是來自於飼水流量與主蒸汽流量兩者差距所造成的結果。

4.3 主蒸汽管路隔離閥關閉

蒸汽管路低壓力、蒸汽高流量、爐心低水位、人為操作誤失均為導致主蒸汽隔離閥的關閉。主蒸汽隔離閥關閉事故被歸類於中等頻率的故事。單純的考慮此事故頻率而不加入其他事故所造成的關閉，主蒸汽隔離閥關閉肇始事件包括：人為的操作；警戒訊號，如低壓力、爐心低水位、冷凝器低真空等；設備上的缺失，如閥出現問題等。

當一個主蒸汽隔離閥關閉，會導致其它所有的蒸汽隔離閥因某些反應器訊號而全部都關閉。當兩個以上的蒸汽隔離閥的開度小於 85% 時，就會啟動反應器的跳機訊號。如果只有一個蒸汽隔離閥的開度小於 85%，反應器不會跳機。

當發生主蒸汽隔離閥關閉事故時，運轉員須要注意下面幾件事：

1. 注意是否控制棒是不是有全入。
2. 注意釋壓閥有否開啟，控制爐心內的壓力。
3. 如果爐心低水位時，測試爐心隔離冷卻系統是否自動啟動。
4. 把飼水控制調到手動的位置。

5. 確定爐心隔離冷卻系統能使爐心在正常水位。
6. 一開始即啟動餘熱移除系統，確定熱能充份的移除。
7. 找出造成此次主蒸汽隔離閥關閉事故發生原因。
8. 注意汽機的停機與破真空。
9. 控制狀況，如果一切符合啟動條件，即可把主蒸汽隔離閥重新開啟。
10. 最後就作一個跳機事故報告。

主蒸汽隔離閥關閉後，經由反應器的保護系統，會傳跳機訊號讓反應器急停。模擬中，假設所有的安全系統都是可用的，釋壓閥可順利的在壓力達到設定點時開啟釋壓，其他所有系統皆設定為正常運轉。表 4-1 所列為終期安全分析報告分析主蒸汽隔離閥關閉事故重要事件時序表。因為 FSAR 報告中，汽機壓力資料給的不夠完善，不能進行如同上一個事故，把爐心邊界壓力輸入 FSAR 的結果去進行模擬。圖 4.23 所示為主蒸汽管路隔離閥關閉之暫態功率。

圖 4.24 所示為主蒸汽隔離閥事故的飼水流量，RELAP5/MOD3 的模擬結果與 FSAR 所示的非常不同。RELAP5/MOD3 模擬結果顯示飼水流量會緩慢的下降，於 9 秒時下降至 92%。FSAR 所示的結果顯示飼水流量會先下降，4 秒後上升到原來的 102%，最後再小幅下降。飼水進入壓力槽後，經過爐內水泵的加壓打入爐心，水泵流量圖如圖 4.25 與圖 4.26 所示，圖 4.25 因為有 4 個水泵發生跳脫，所以其餘 6 個水泵為了維持爐內水流，因此這 6 個就需要有比原本來要大的流量。在這邊剩下的 6 個水泵流量在 FSAR 與 RELAP5/MOD3 結果都是增加，但是 FSAR 增加幅度比較大，圖 4.26 在 3.1 秒時，因為爐心壓力過高而跳脫 4 個水泵。在 FSAR 報告中這 4 個水泵流量直接降為 0，但是在 RELAP5/MOD3 中流量呈曲線

下降，且最後會有逆流的情況發生。爐心流量如圖 4.27 所示，RELAP5/MOD3 與 FSAR 結果顯示爐心的流量的都在 4 秒時開始下降，但在 FSAR 中流量下降後很快就可以達到另一個穩態而 RELAP5/MOD3 模擬的爐心流量未有那麼快達到穩態。水流經過爐心，加溫後成為蒸汽從主蒸汽管路出去。蒸汽流量如圖 4.28 所示，因為主蒸汽隔離閥關閉，蒸汽流量迅速下降，直到釋壓閥的開啟，把蒸汽從釋壓閥洩出去，而造成 4~8 秒這段的流量大增。此處兩者之結果不同最大原因是出自於水泵水流模擬出來的結果不太一樣。FSAR 中，水泵水流降的幅度很大，但在 RELAP5/MOD3 中則是以曲線下降。主蒸汽隔離閥關閉後，爐心壓力將會升高，到達釋壓閥開啟點後，蒸汽將從釋壓閥飾出，釋壓閥蒸汽流量如圖 4.29 所示，FSAR 和 RELAP5/MOD3 模擬之釋壓閥開啟和關閉時間相近，但在流量的曲線圖有很大的不同，在此的不同，是在於釋壓閥的釋壓量模擬的方式不相同，RELAP5/MOD3 釋壓閥流量是一個曲線，而 FSAR 中是一個直線的流量釋壓。

爐心壓力是作分析中，最主要的比較項目，圖 4.30 為主蒸汽隔離閥事故的爐心壓力，在主蒸汽隔離閥關閉後，會造成爐心壓力快速升高，此時當壓力到達釋壓閥開啟設定壓力時，即會打開釋壓閥洩壓，使爐心壓力下降，而當壓力降到釋壓閥關閉設定時，即會停止洩壓動作，爐心壓力又會有上升趨勢，FSAR 結果的爐心壓力升高較 RELAP5/MOD3 為迅速。再來就是比較 FSAR 邊界之壓力，汽機壓力如圖 4.31 所示，FSAR 中列出的資料不足，只有前面部分，只能得知壓力趨勢是下降。而 RELAP/MOD3 中，壓力下降程度上沒 FSAR 迅速。

水位高低直接影響燃料安全，在事故發生時，要確保爐心能被

水覆蓋，能夠進行移熱，才能確保燃料的安全。FSAR 與 RELAP5/MOD3 水位模擬結果如圖 4.32 所示，兩者的飼水流量有相似的趨勢，而差異來自於兩者之飼水的流量，因 FSAR 中的飼水在 4 秒後有大幅度的上揚，因此造成水位也會因此上升，8 秒時 FSAR 飼水下降，造成水位隨之下降。RELAP5/MOD3 水位因飼水持續下降的關係，水位也持續下滑。



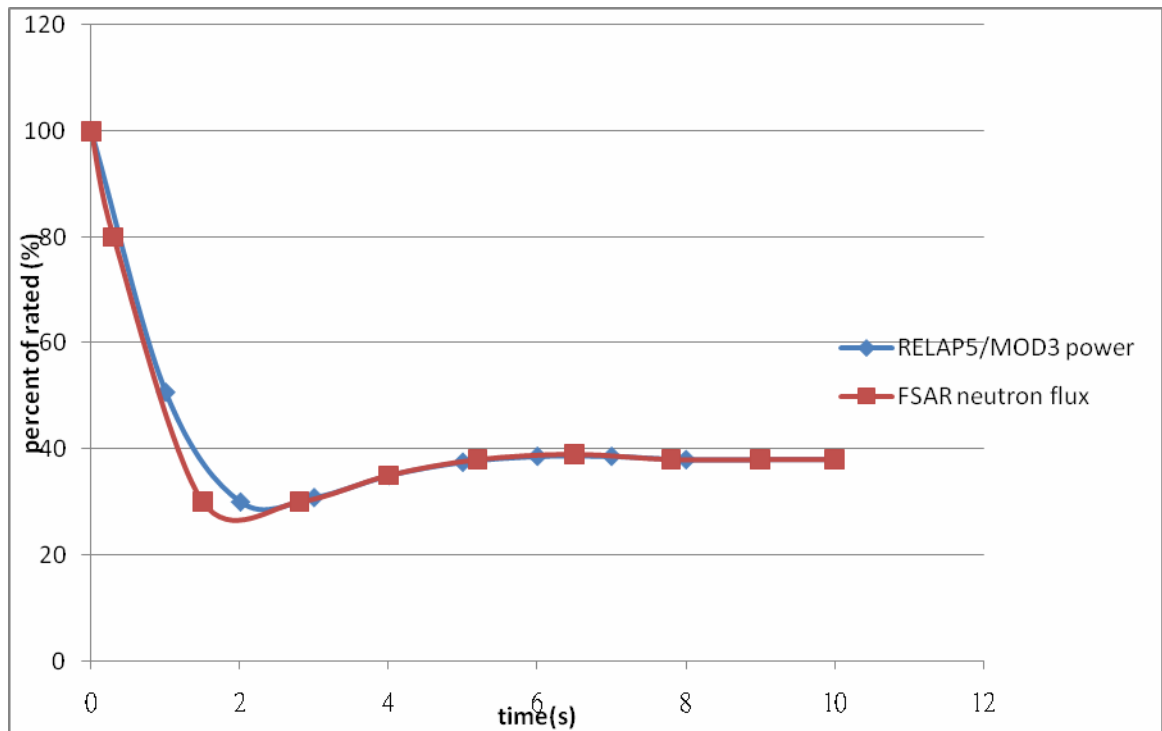


圖 4.1 爐內再循環水泵跳脫之暫態功率變化百分比

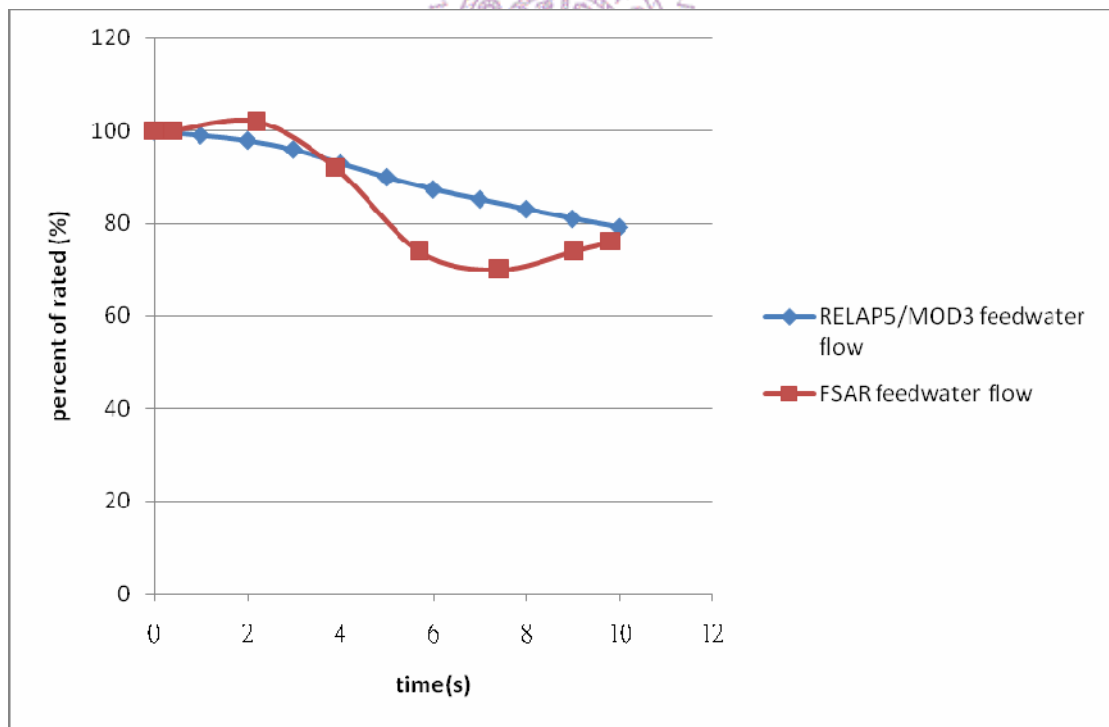


圖 4.2 飼水流量變化百分比 (爐內再循環水泵跳脫事故案例一)

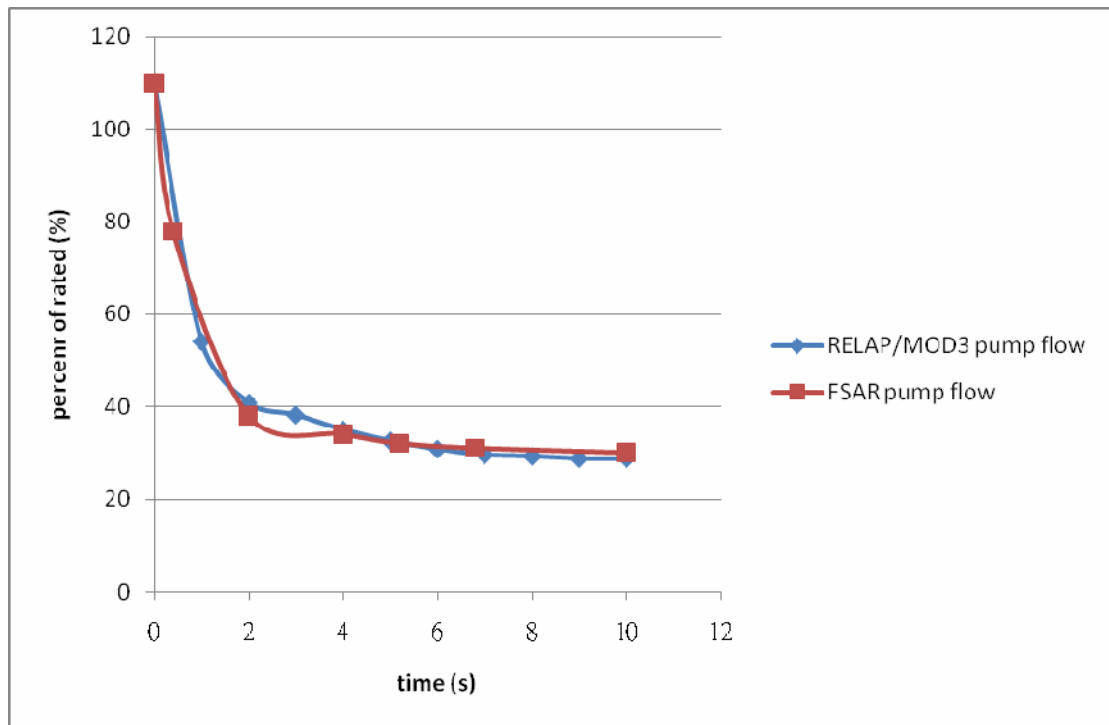


圖 4.3 再循環水泵流量變化百分比(爐內再循環水泵跳脫事故案例)

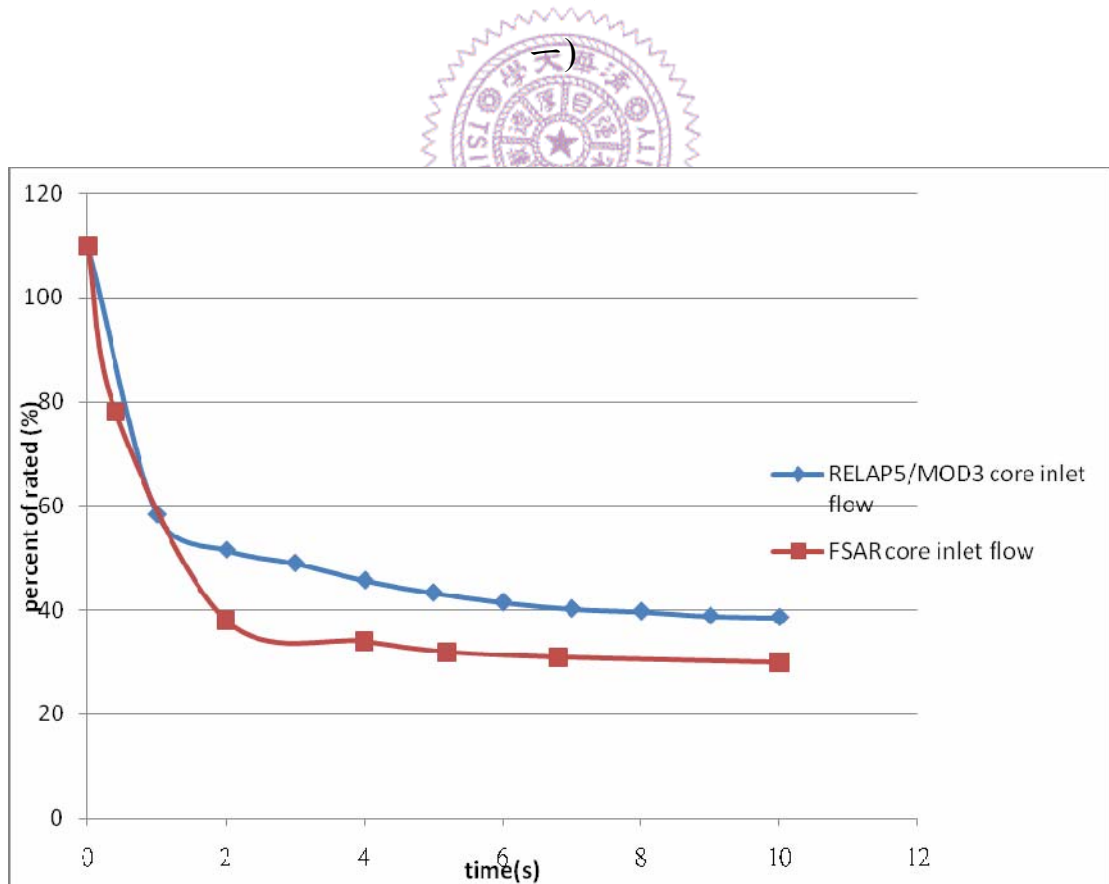


圖 4.4 爐心進口流量變化百分比(爐內再循環水泵跳脫事故案例一)

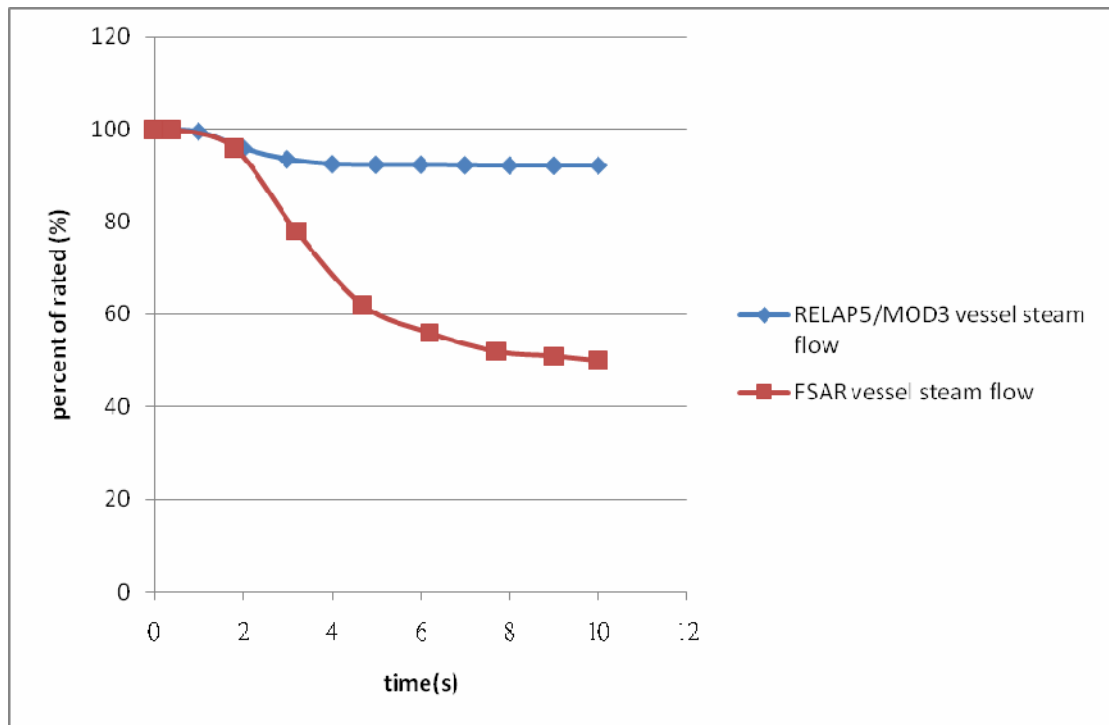


圖 4.5 主蒸汽流量變化百分比(爐內再循環水泵跳脫事故案例一)

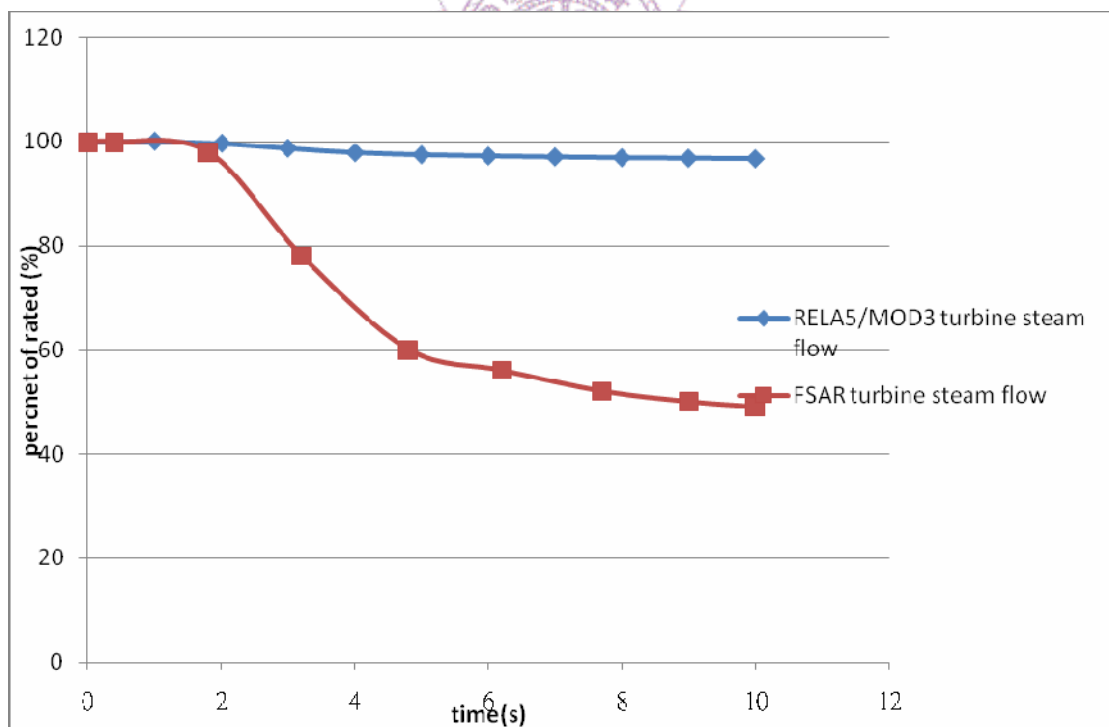


圖 4.6 汽機蒸汽流量變化百分比(爐內再循環水泵跳脫事故案例一)

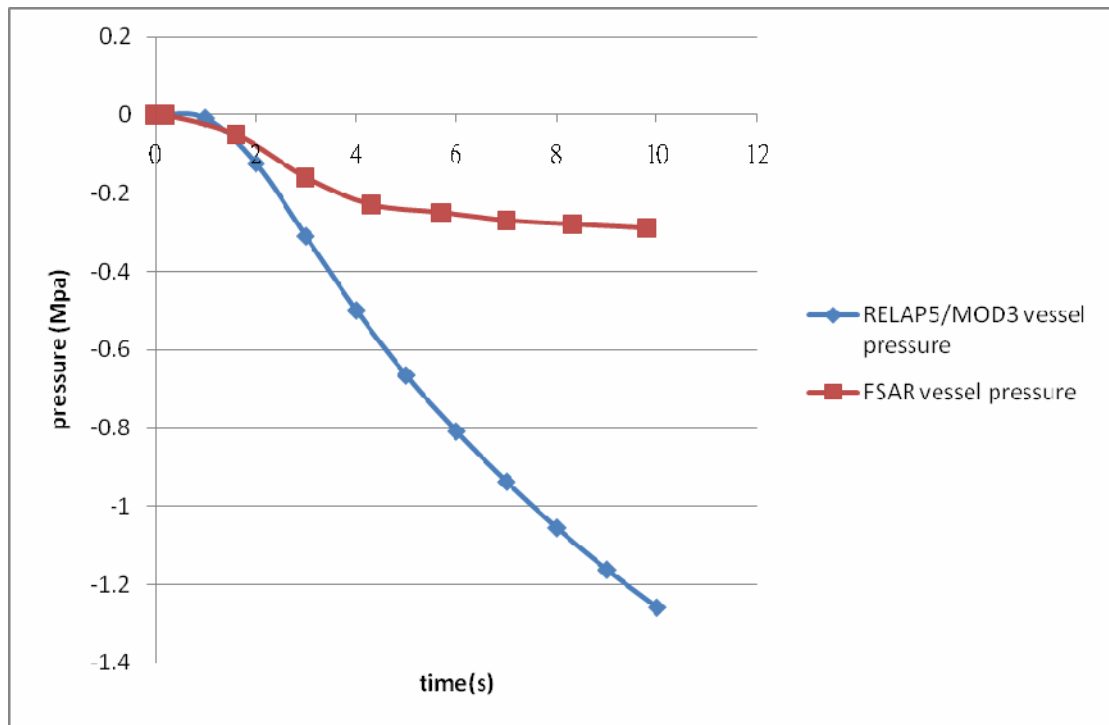


圖 4.7 爐心壓力變化量(爐內再循環水泵跳脫事故案例一)

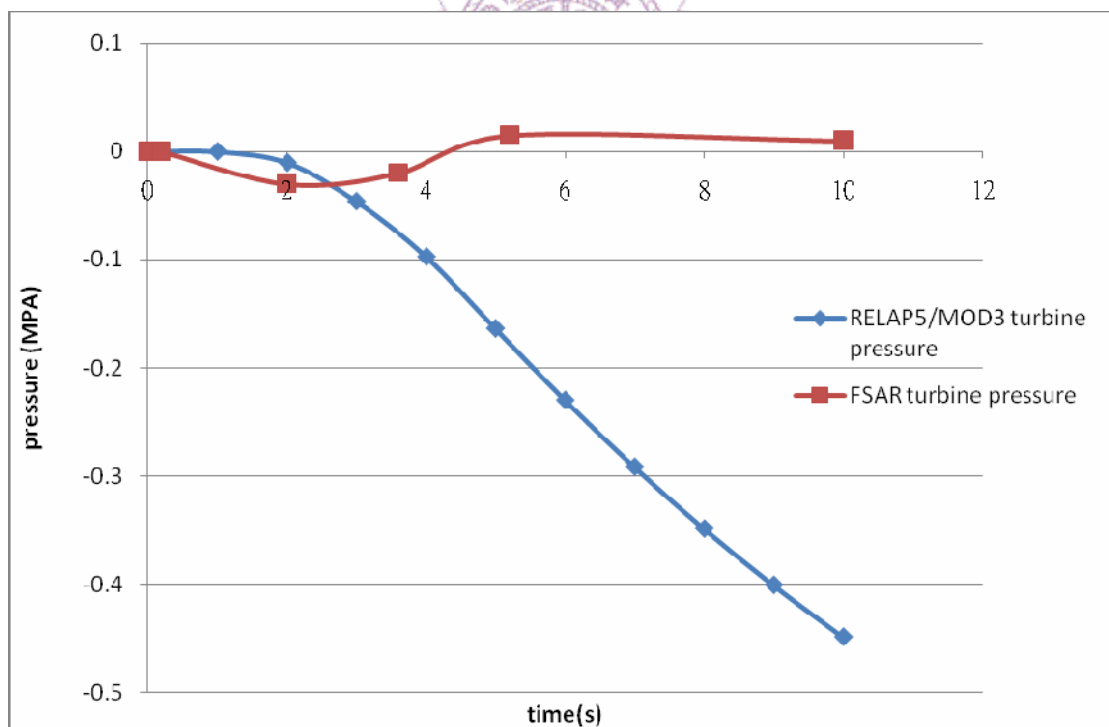


圖 4.8 汽機壓力變化量(爐內再循環水泵跳脫事故案例一)

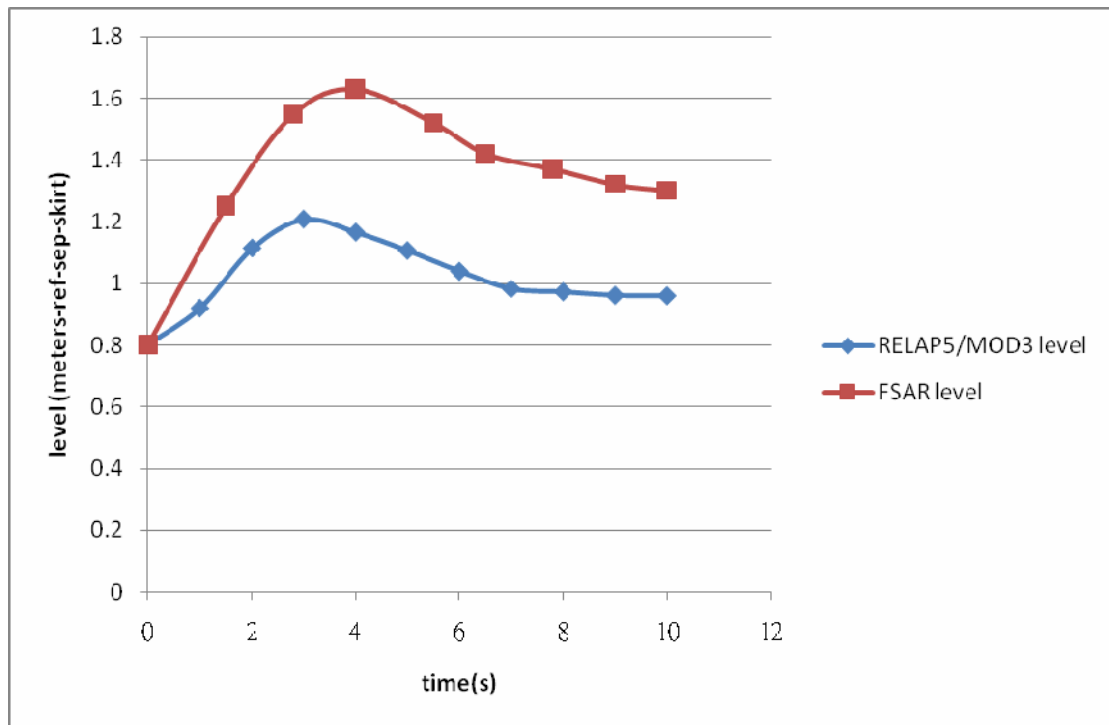


圖 4.9 爐心水位變化量(爐內再循環水泵跳脫事故案例一)

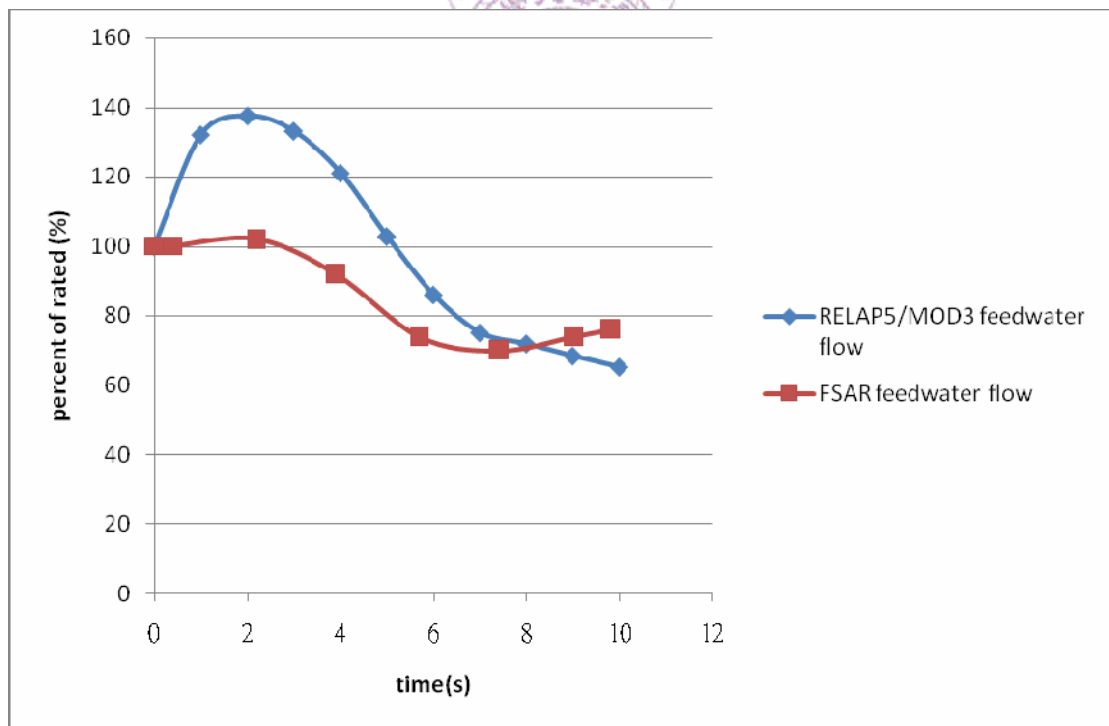


圖 4.10 飼水流量變化百分比 (爐內再循環水泵跳脫事故案例二)

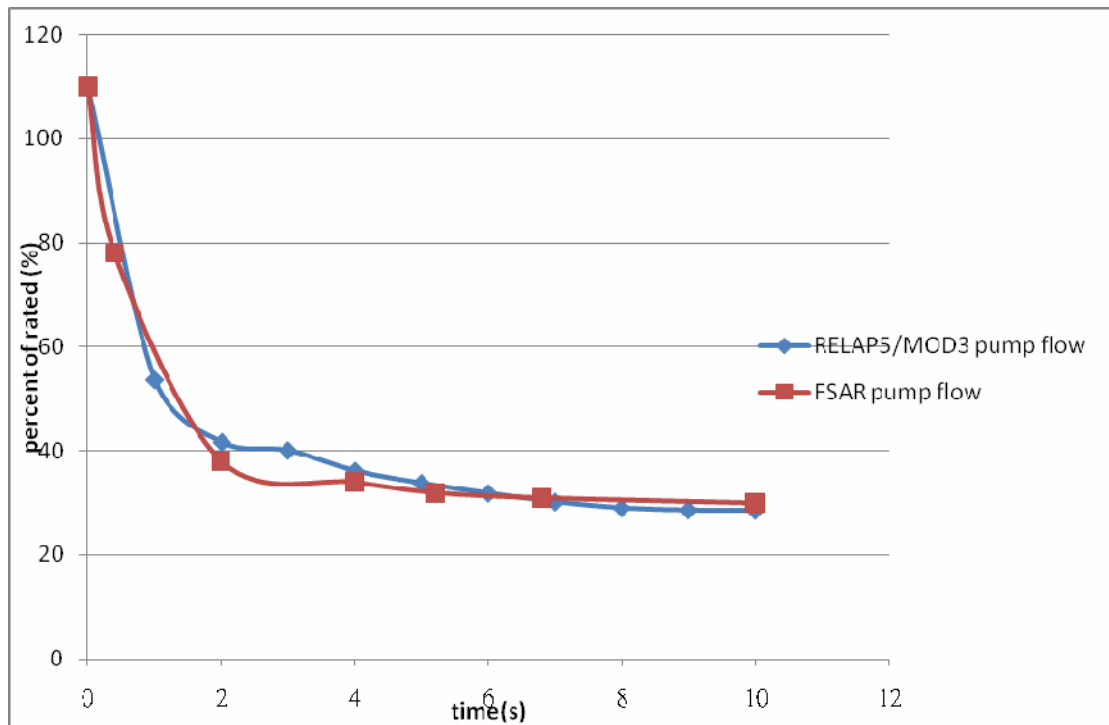


圖 4.11 再循環水泵流量變化百分比(爐內再循環水泵跳脫事故案例

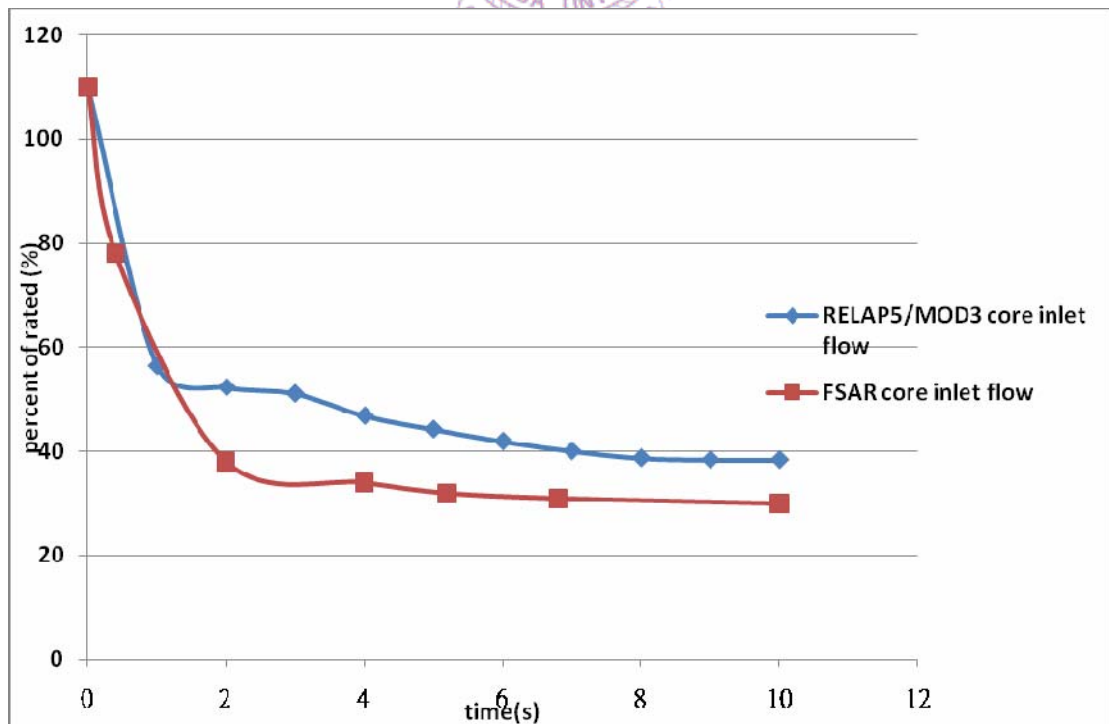
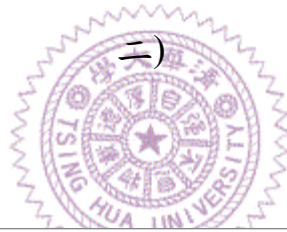


圖 4.12 爐心進口流量變化百分比(爐內再循環水泵跳脫事故案例二)

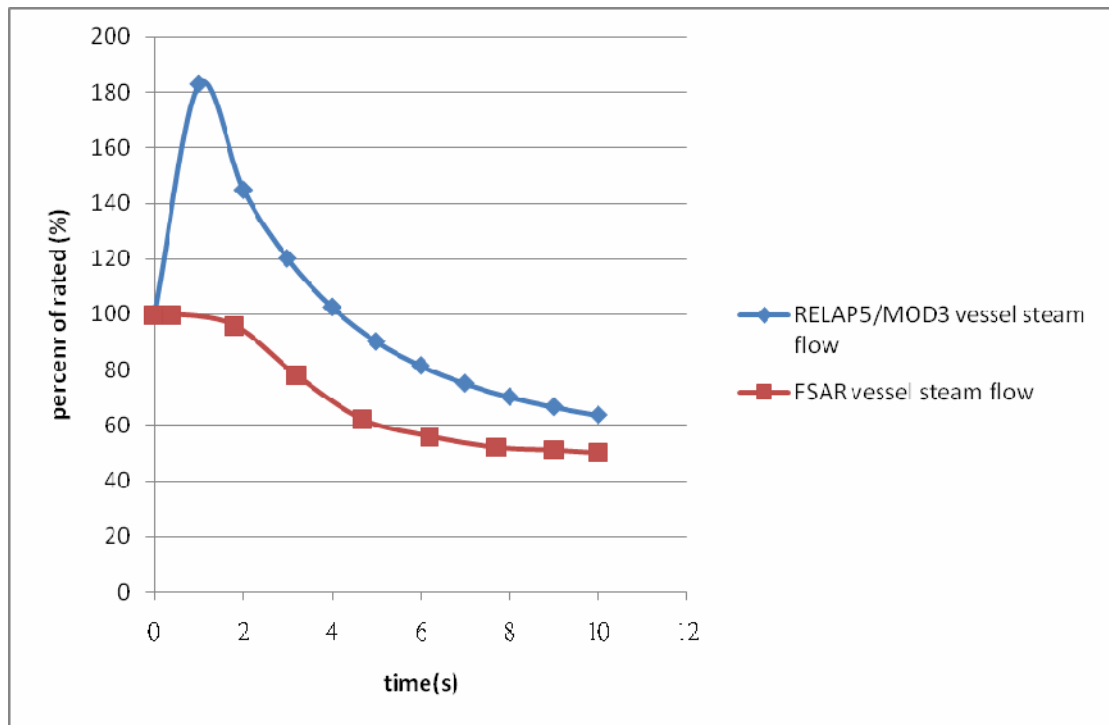


圖 4.13 主蒸汽流量變化百分比(爐內再循環水泵跳脫事故案例二)

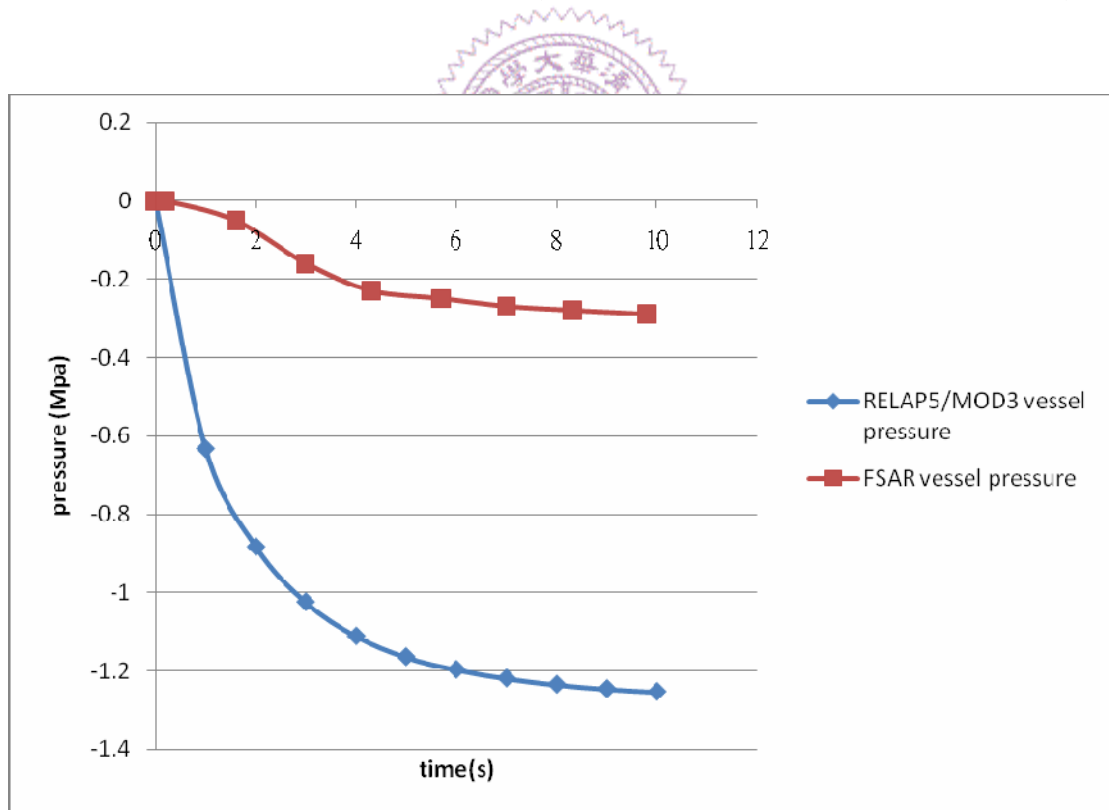


圖 4.14 爐心壓力變化量(爐內再循環水泵跳脫事故案例二)

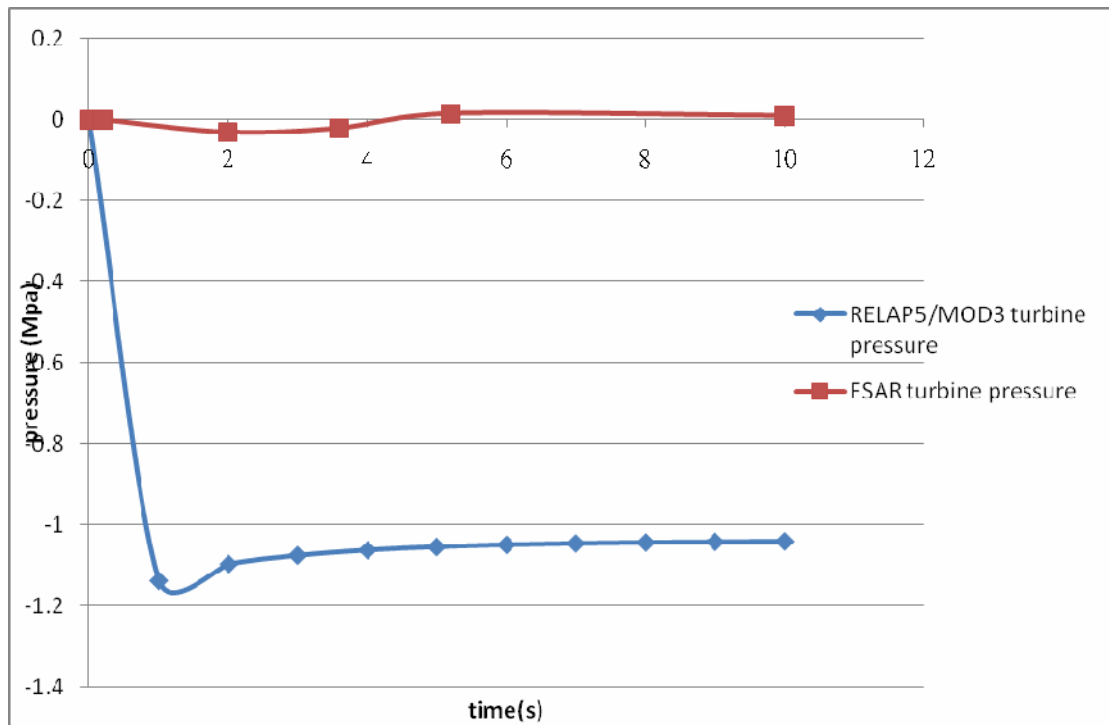


圖 4.15 汽機壓力變化量(爐內再循環水泵跳脫事故案例二)

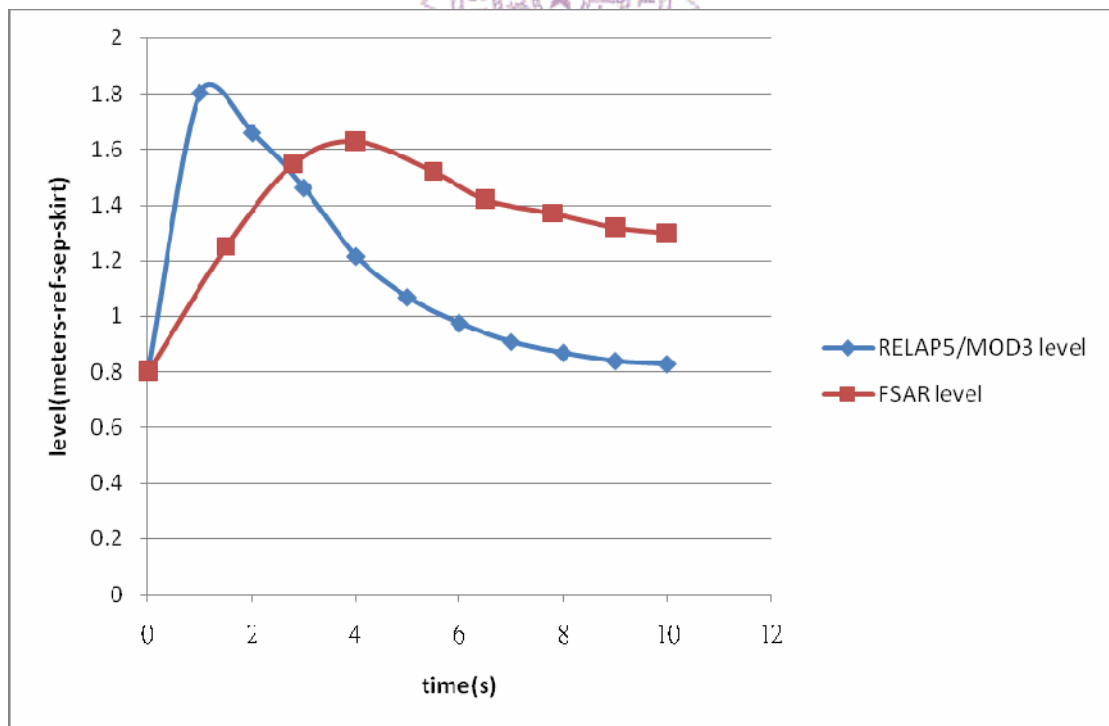


圖 4.16 爐心水位變化量(爐內再循環水泵跳脫事故案例二)

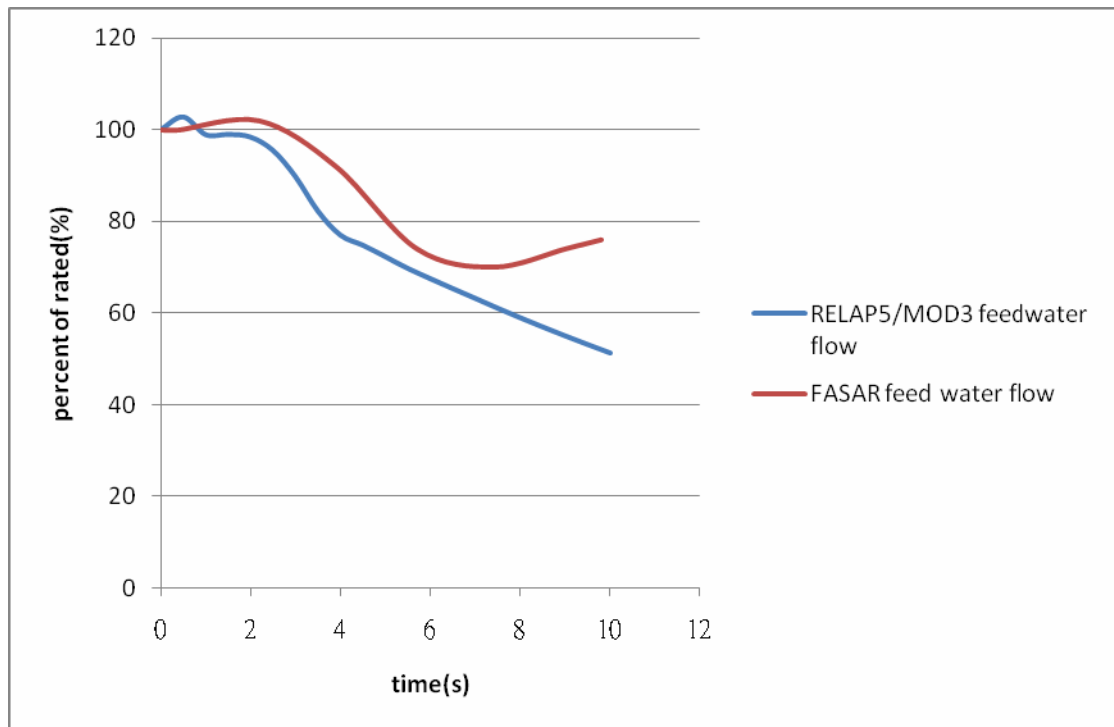


圖 4.17 飼水流量變化百分比 (爐內再循環水泵跳脫事故案例三)

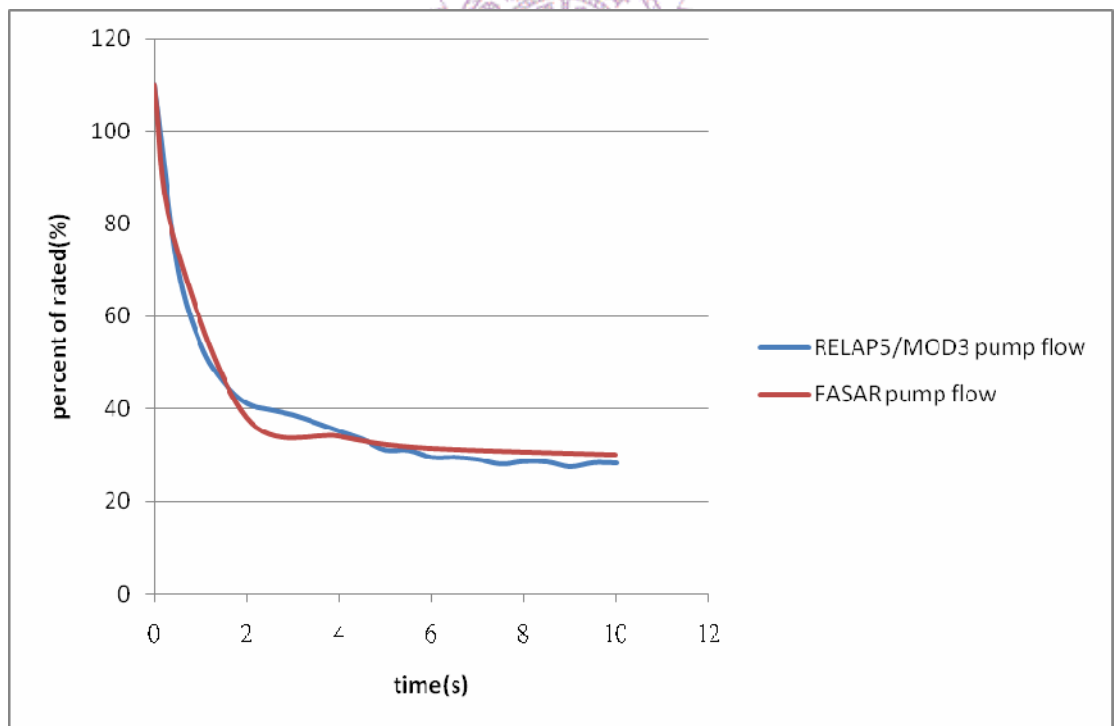


圖 4.18 再循環水泵流量變化百分比(爐內再循環水泵跳脫事故案例
三)

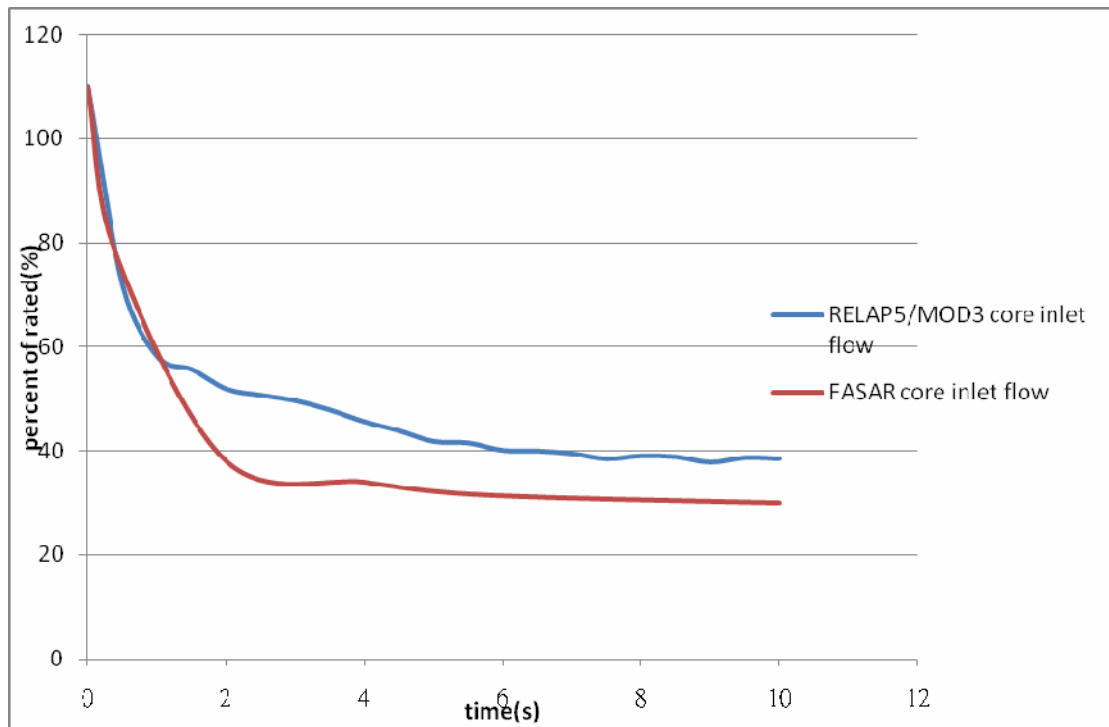


圖 4.19 爐心進口流量變化百分比(爐內再循環水泵跳脫事故案例三)

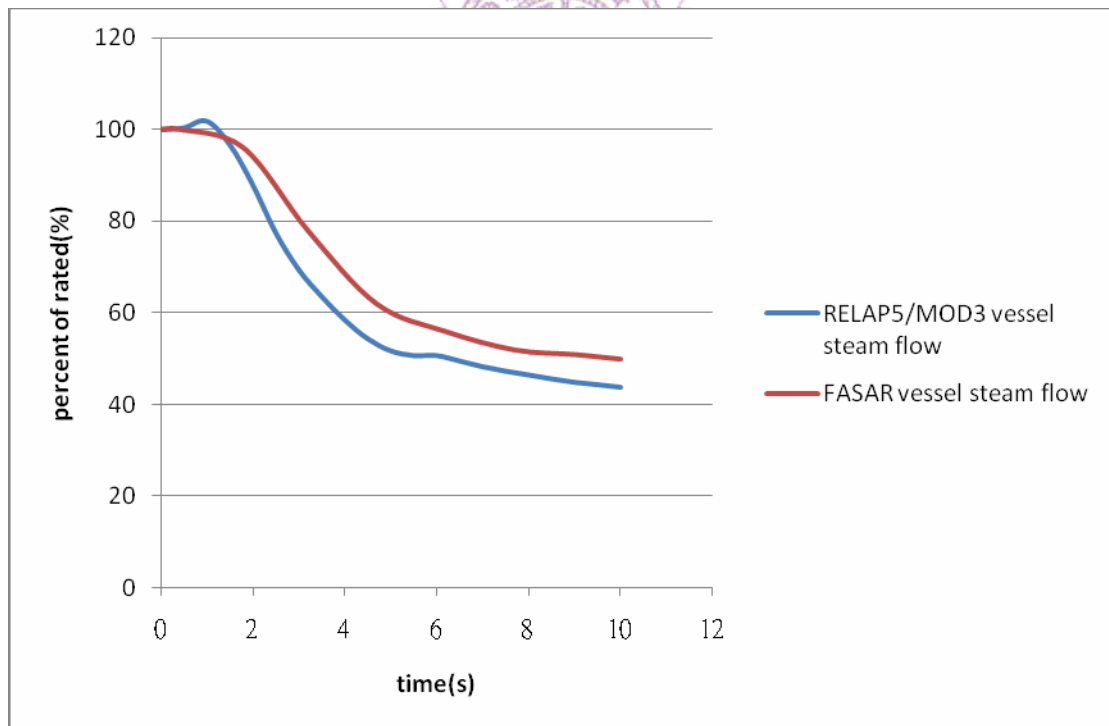


圖 4.20 主蒸汽流量變化百分比(爐內再循環水泵跳脫事故案例三)

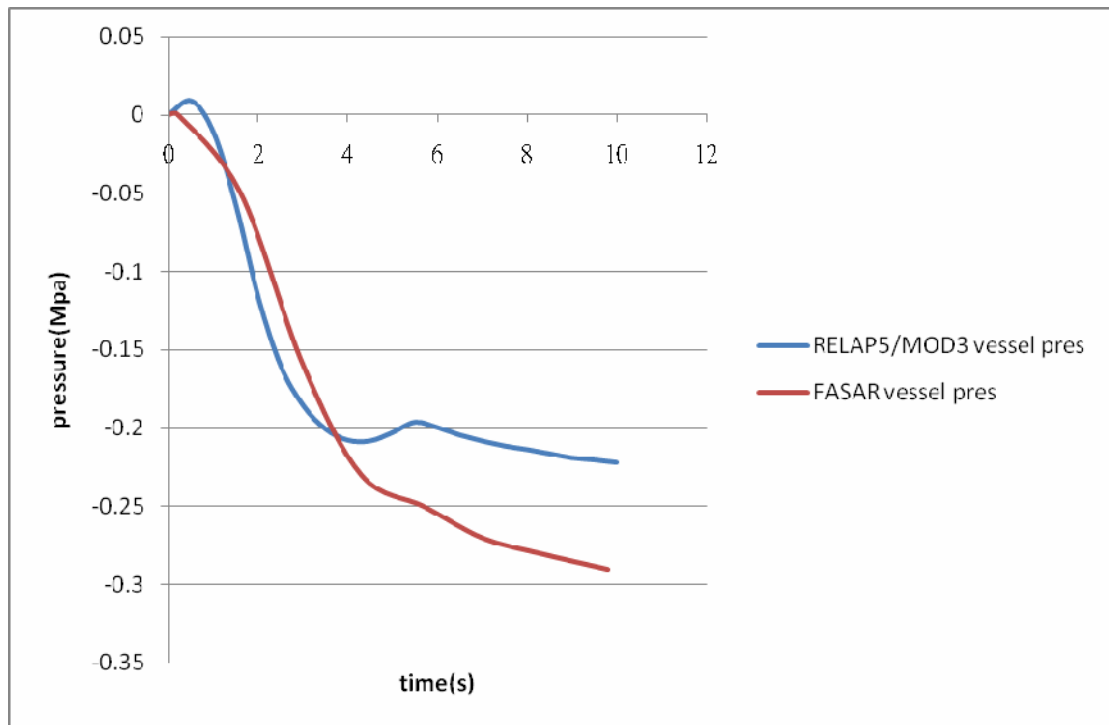


圖 4.21 爐心壓力變化量(爐內再循環水泵跳脫事故案例三)

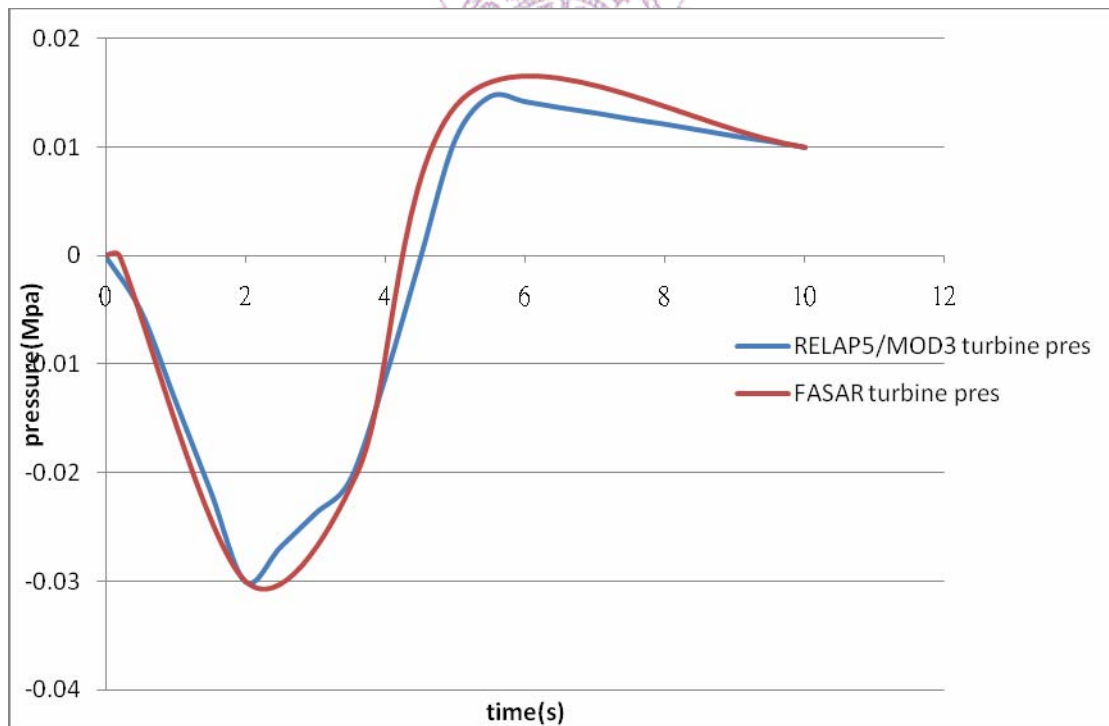


圖 4.21 汽機壓力變化量(爐內再循環水泵跳脫事故案例三)

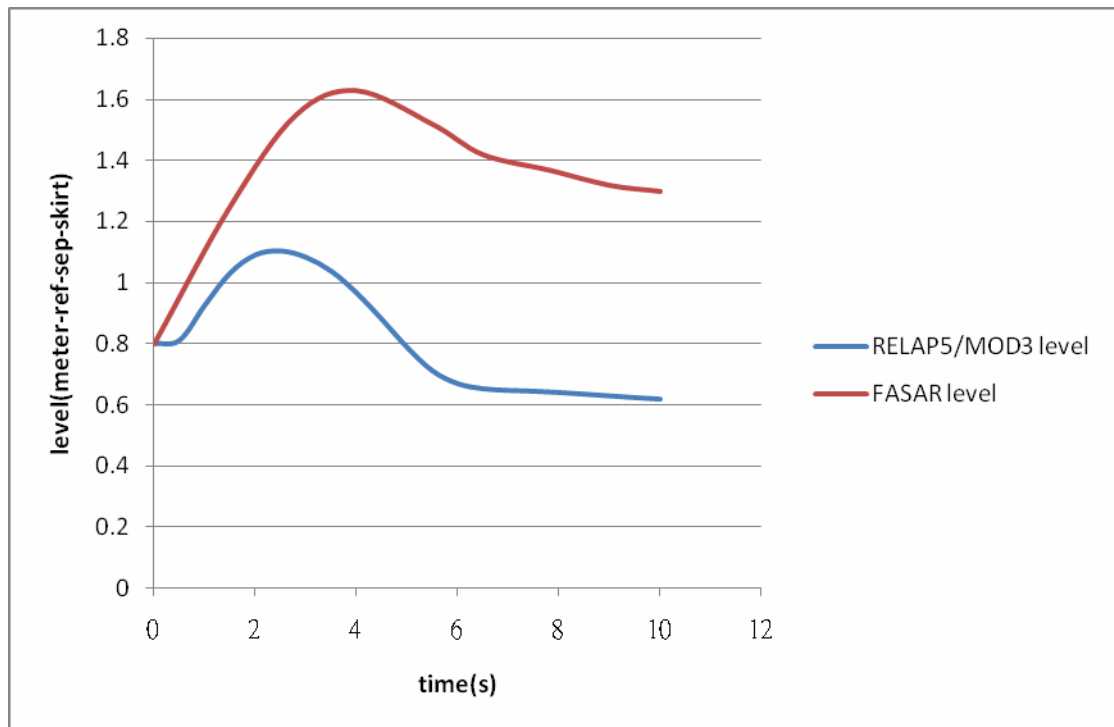


圖 4.22 爐心水位變化量(爐內再循環水泵跳脫事故案例三)

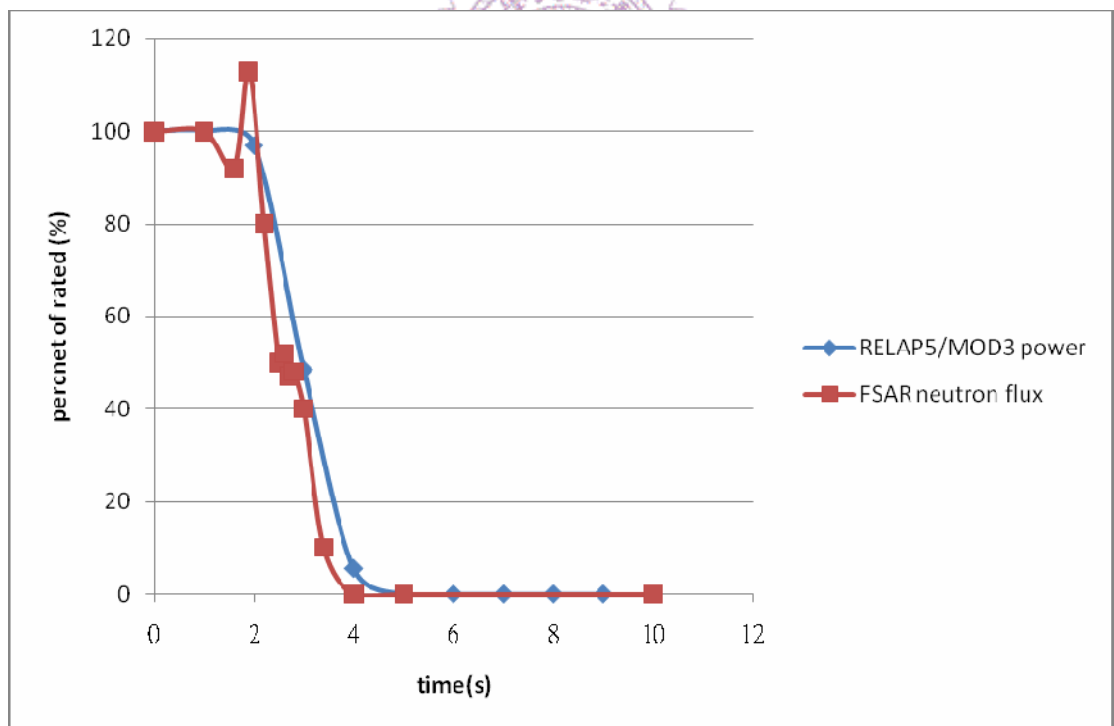


圖 4.23 主蒸汽管路隔離閥關閉之暫態功率變化百分比

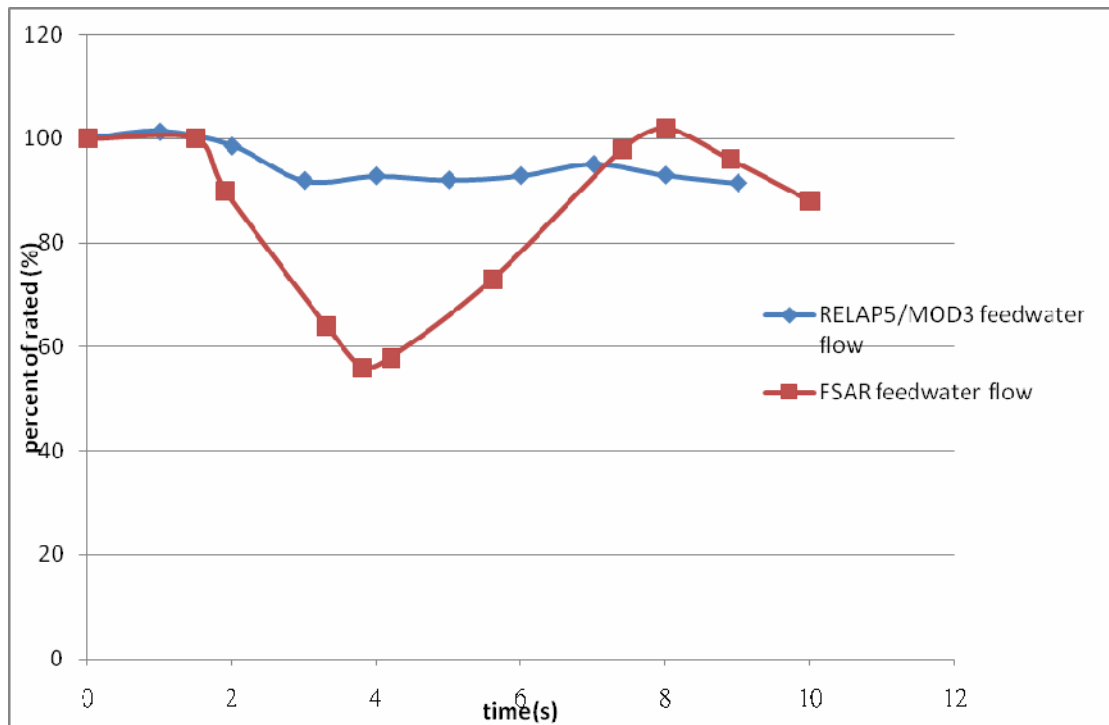


圖 4.24 飼水流量變化百分比 (主蒸汽隔離閥關閉事故)

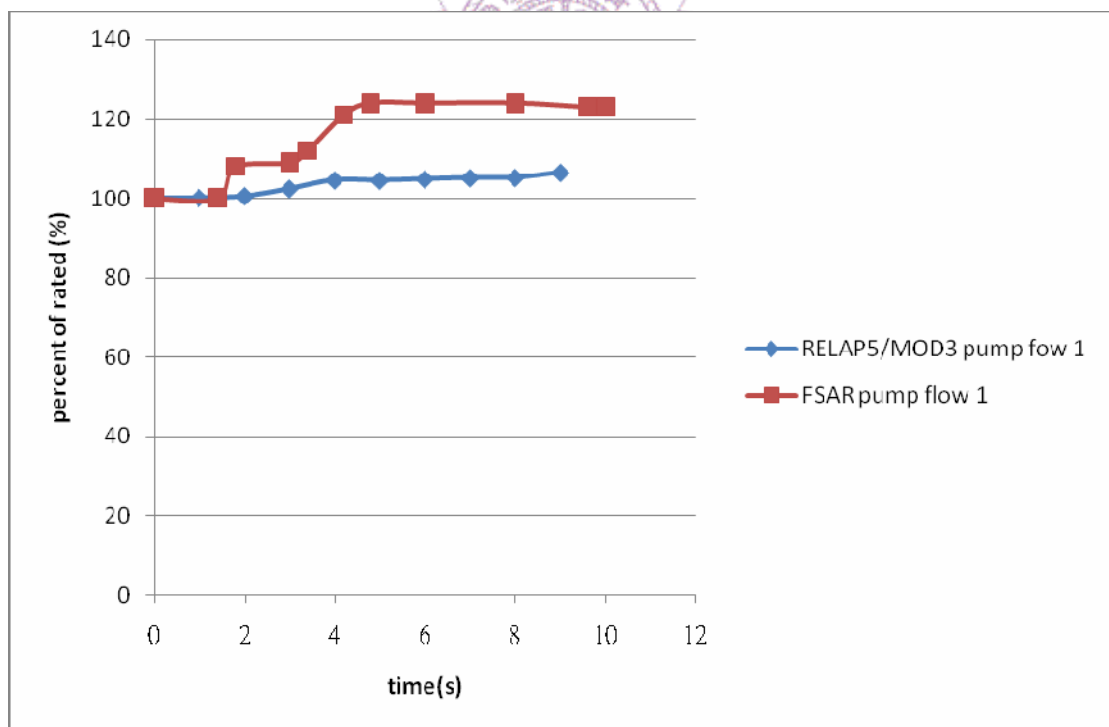


圖 4.25 再循環水泵(6 個)流量 1 變化百分比(主蒸汽隔離閥關閉事故)

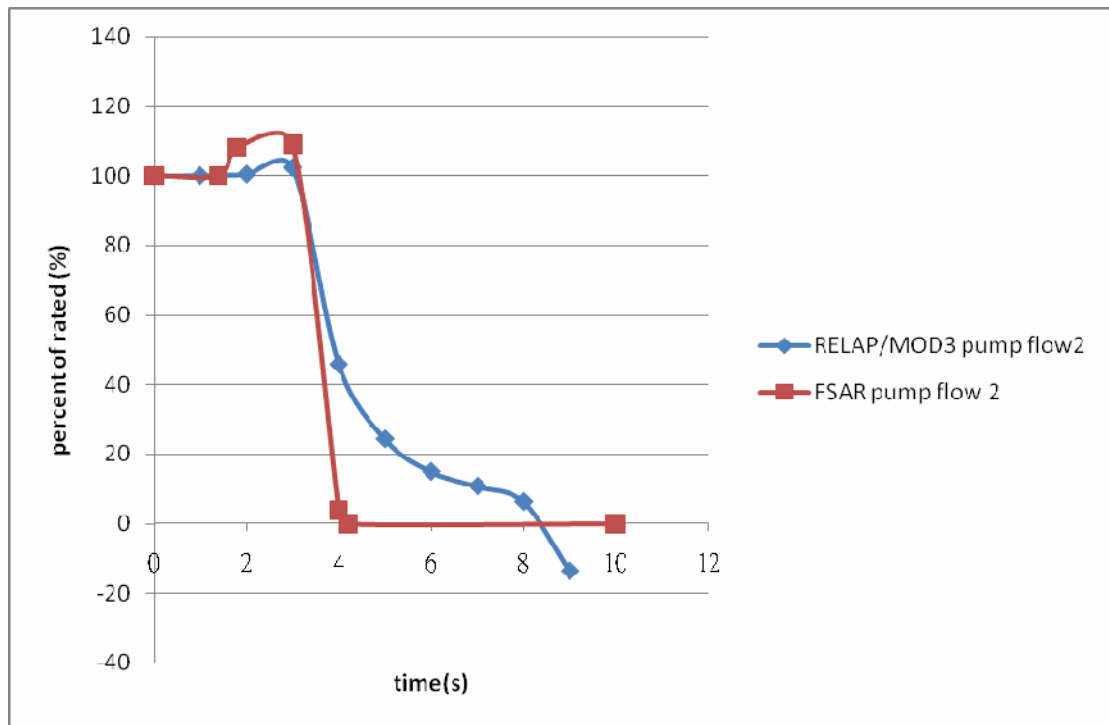


圖 4.26 再循環水泵(4 個)流量 2 變化百分比(主蒸汽隔離閥關閉事故)

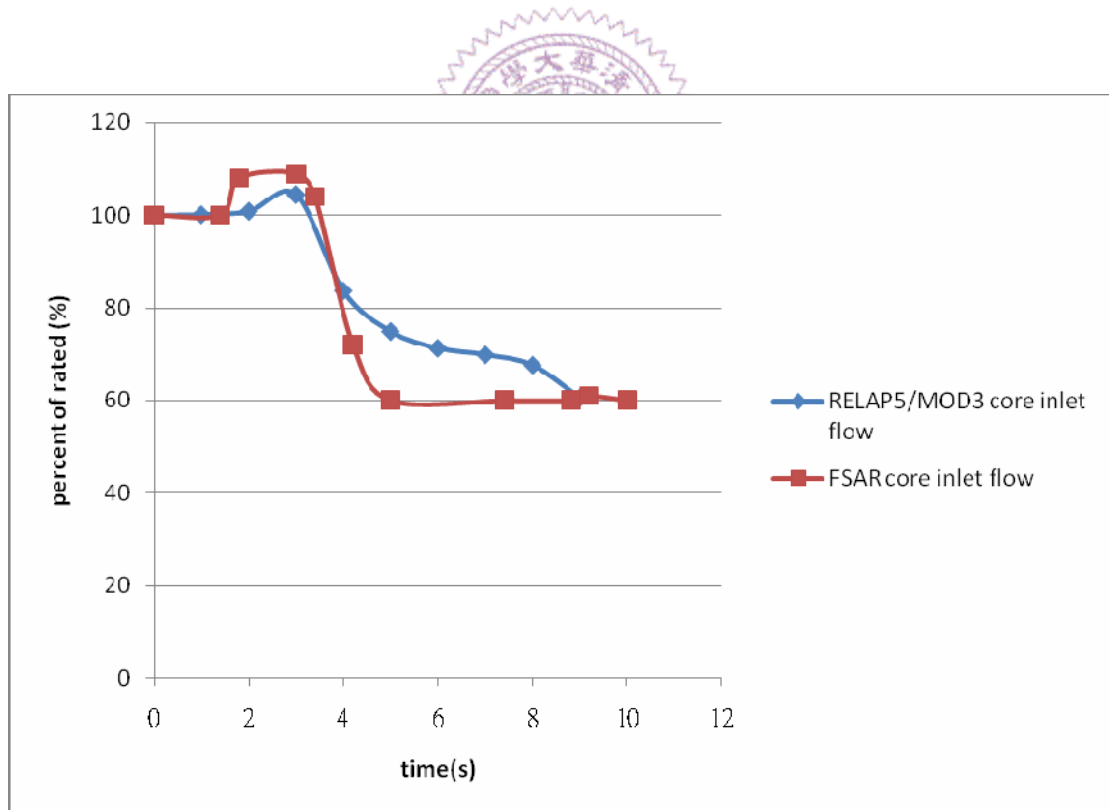


圖 4.27 爐心進口流量變化百分比(主蒸汽隔離閥關閉事故)

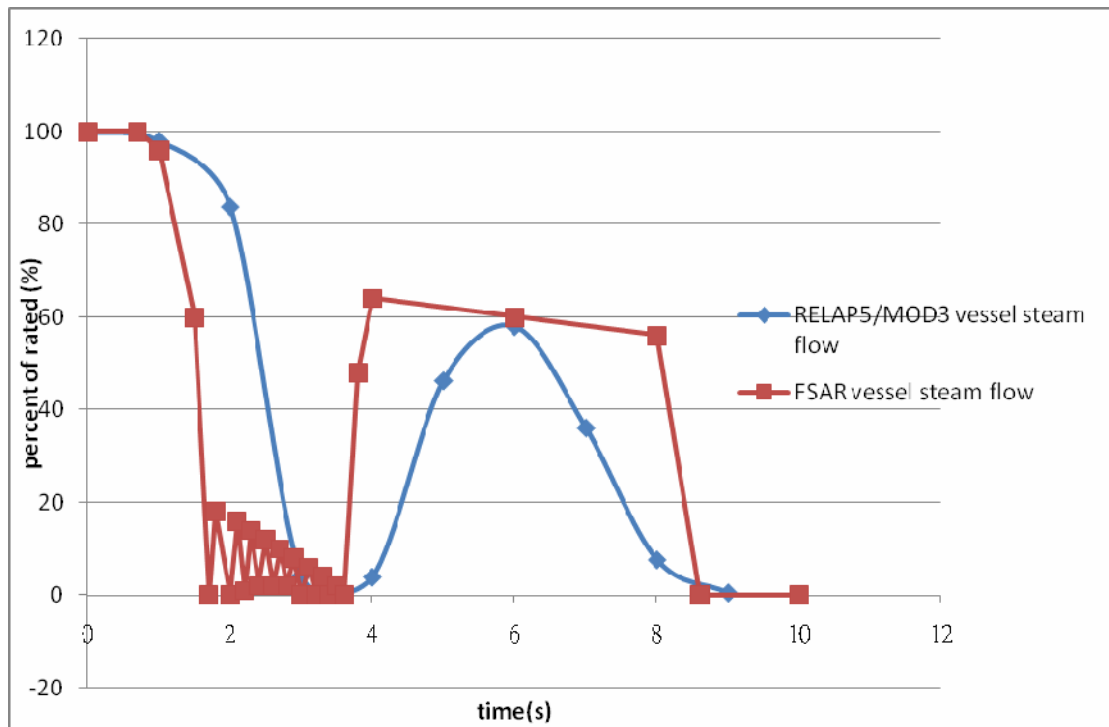


圖 4.28 主蒸汽流量變化百分比(主蒸汽隔離閥關閉事故)

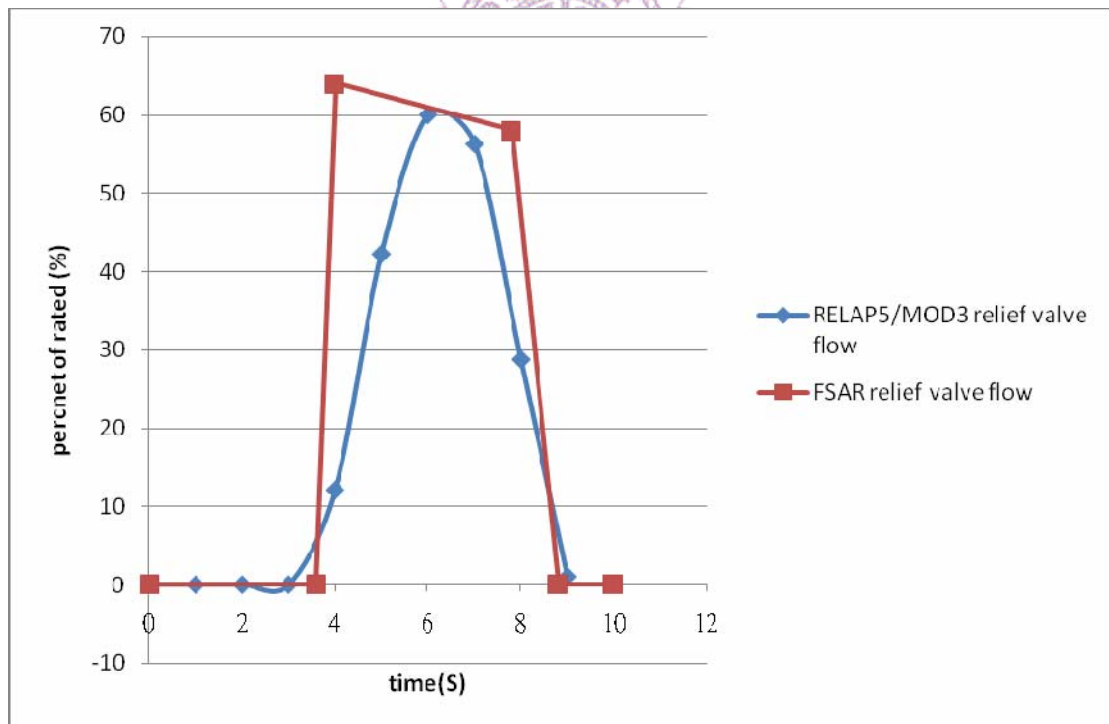


圖 4.29 釋壓閥流量變化百分比(主蒸汽隔離閥關閉事故)

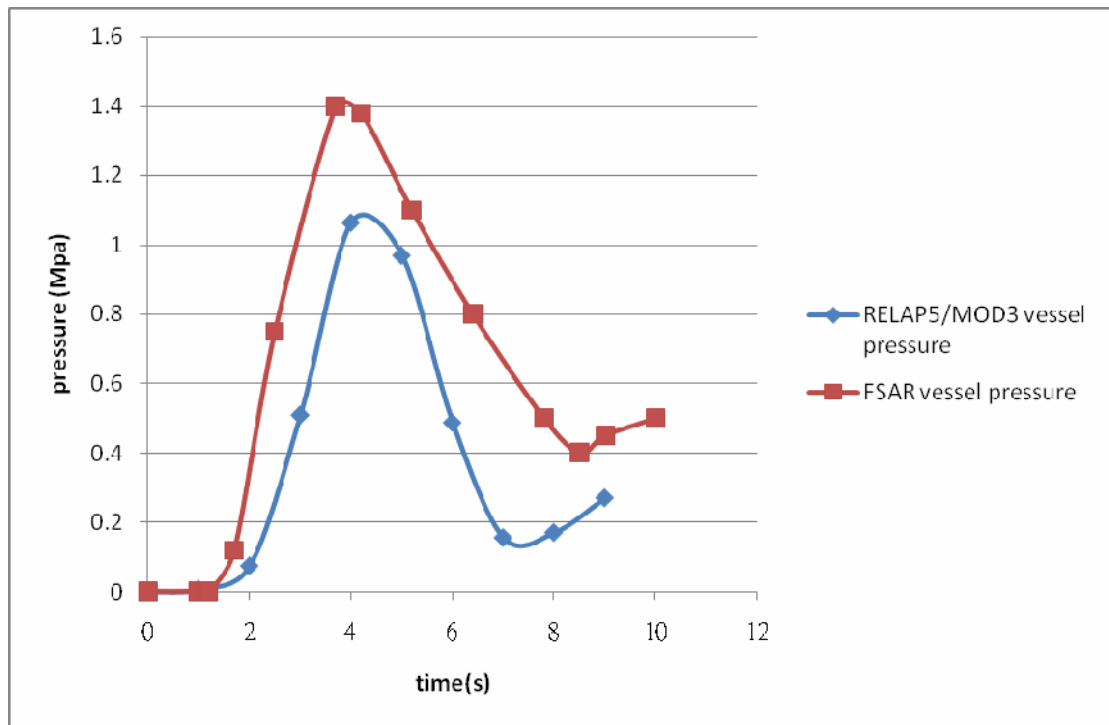


圖 4.30 爐心壓力變化量(主蒸汽隔離閥關閉事故)

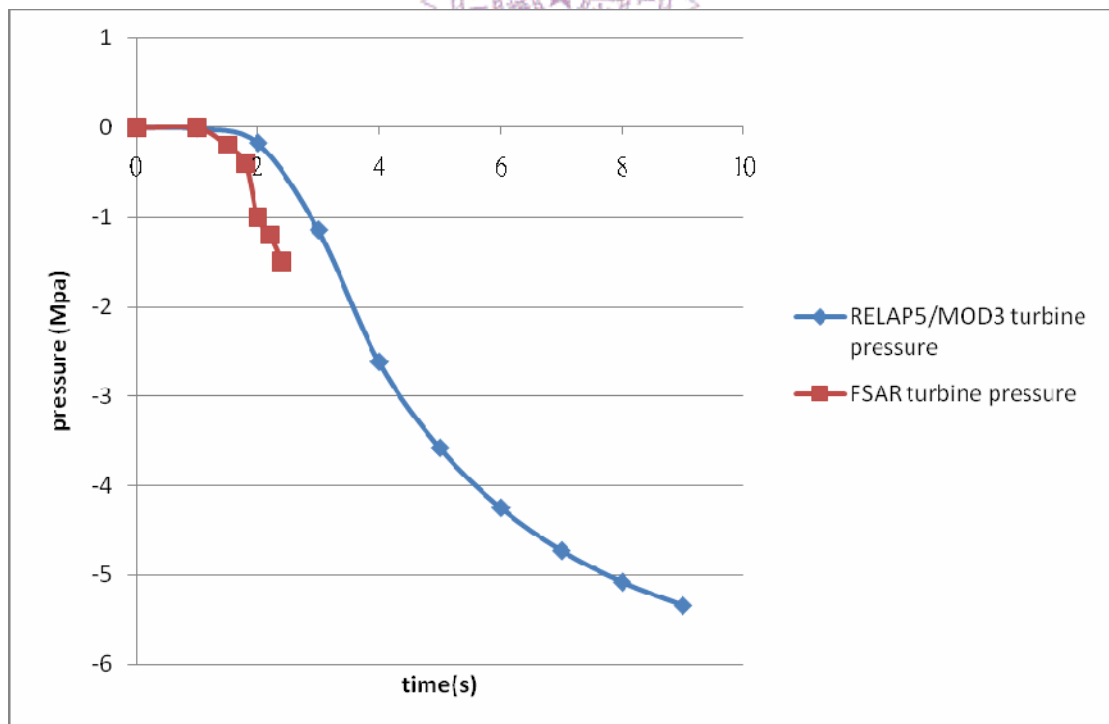


圖 4.31 汽機壓力變化量(主蒸汽隔離閥關閉事故)

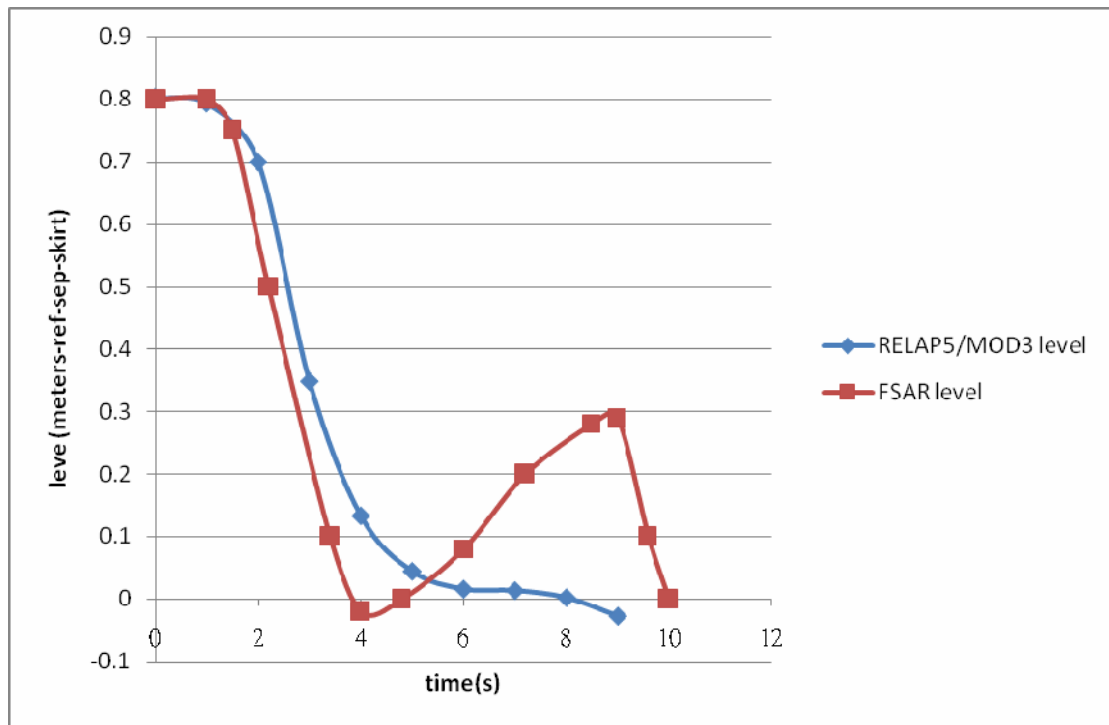


圖 4.32 爐心水位變化量(主蒸汽隔離閥關閉事故)



表 4-1 終期安全分析報告主蒸汽隔離閥關閉事故重要事件時序表

Time(s)	Event
0.0	Closure of all mani steamline isolation valves (MSIVs).
0.45	MSIVs reach 85% open (based on 3 sec stroke).
0.89	MSIVs position scram initiated (based on a stroke time >5sec).
3.1	Four RIPs trip initiated due to high reactor pressure (after 0.7 sec delay).
3.7	Safety/relief valves open due to high pressure.
8.8	Safety/relief valves close.

表 4-2 RELAP5/MOD3 MSIV Closure Direct Scram 事件列表

Time(s)	Event
0.0	Closure of all mani steamline isolation valves (MSIVs).*
0.45	MSIVs reach 85% open
0.89	scram initiated.*
3.1	Four RIPs trip initiated due to high reactor pressure (after 0.7 sec delay).*
3.3	Safety/relief valves open due to high pressure.
9.	Safety/relief valves close.

*代表為輸入條件

第五章

結論與展望

核電廠安全分析可以分為組件型之局部分析，及全部重要現象均納入考量之系統化分析；例如在作爐心物理分析時，可以將爐心熱水流狀況設為邊界條件；在作爐心熱水流分析時，可以將爐心功率設為邊界條件；作反應器系統熱水流分析時可將 BOP 的反應視為邊界條件。RELAP5 系列程式應該是核電廠安全分析程式中功能最完整之最佳估算 (Best Estimated, BE) 系統分析程式。唯 RELAP5 系列程式的使用須耗費龐大的人力建立特定電廠的輸入數據。輸入數據檔完成後尚須要進行各種驗證工作，才能夠完成一個據實用價值的分析工具。

本研究主要目的為建立台灣核四廠 RELAP5/MOD3 輸入數據檔，模式包括爐心部分、主蒸汽管路與飼水管路的模擬建立。同時輸入數據檔內各重要運轉參數符合穩態運轉條件。主要工作為將原先之核四廠 RELAP5-3DK 輸入數據檔轉換為 RELAP5/MOD3 輸入數據檔。本研究以 RELAP5/MOD3 為工具是為了符合台電公司的須求，及滿足國內參加國際合作 CAMP 計劃的義務。此兩個程式系出同門，根據程式使用手冊 (user manual)，只要將輸入數據作少許之修正即能互通，但事實並非如此。

最大的困擾為 RELAP5/MOD3 程式在於熱傳計算邊界，有使用手冊描述不一致的地方，使得程式無法模擬熱交換器兩側之熱傳。RELAP5/MOD3 程式之汽機模式亦有設定問題。以上問題與目前解方法詳述於附錄。

本研究所建立之輸入數據檔未包括計算爐心中子通率所須之數

據，故尚無法用於反應器未急停之暫態。模擬功率的變動需要經由其他管道取得功率與時間關係曲線。

未來核四廠 RELAP5/MOD3 輸入參數作修改增加而更完善後，希望能作出 FSAR Ch 15 裡之所有事故暫態，給台灣電力公司核四廠多一份資料可以作為參考，對未來幾年後，核四廠起爐測試、商業運轉給予事故暫態的安全分析上有所協助。



參考文獻

- 【1】郭上齡等，“核能四廠-進步型沸水式核能電廠全功率棄載暫態”，大葉大學，1998
- 【2】徐郁芬等，“核能四廠失水事故之分析研究”，中原大學機械工程學系，1999
- 【3】陳義雄等，“進步型沸水式反應爐冷卻水流失事故熱流現象之研究”，中原大學機械工程學系，2001
- 【4】劉璧銘等，“核四廠圍阻體系統大破口失水事故下之熱流分析”，國立清華大學工程與系統科學系，2001
- 【5】吳坤隆等，“進步型沸水式反應爐負載棄載及汽機跳脫事件之分析研究”，中原大學機械工程學系，2002
- 【6】蔡欣昌等，“核能四廠電廠全黑事故及失水事故之分析研究”，中原大學機械工程學系，2004
- 【7】陳俊翔等，“進步型沸水式反應爐嚴重事故之研究”，中原大學機械工程學系，2006
- 【8】郭姿梅等，“步型沸水式反應器預期暫態未急停緩抑設施性能分析”，中原大學機械工程學系，2006

【9】”RELAP5/MOD3.3 Code Manual” , Vol.1~Vol.8,
NUREG/CR-5535, March 2006

【10】台灣電力公司，“核能四廠”，核能發電訓練教材，2003

【11】自核能研究所核能工程組核四廠計畫資料取得

【12】白寶實等，“核四廠**RELAP5** 分析模式建立與事故校驗數據提供”，國立清華大學工程與系統科學系，行政院原子能委原會計劃研究報告，2005

【13】”Final Safety Analysis Report Lungmen Nuclear Power Station
Units 1&2”, Taiwan Power Company



附錄

RELAP5-3DK 與 RELAP5/MOD3 之差異

輸入參數的建立是參考核研所建立之核四廠 RELAP5-3DK 的輸入數據檔修改而來。雖然兩者都為 RELAP5 系列的熱水流模擬程式，但是在所選用的計算公式有所不同，因此要作稍許的修正，才能使之為 RELAP5/MOD3 之輸入參數。

1. Card 1 輸入參數 1：

可以選擇輸入很多不同種類的流力、熱傳公式模式，方便使用者作測試用。在 RELAP5-3DK 與 RELAP5/MOD3 兩個程式中，所內建的模式有部分不同，因此從 RELAP5-3DK 輸入參數改為 RELAP5/MOD3 具有之計算換掉。

2. Single junction format 普通連接點格式：

RELAP5-3DK 與 RELAP5/MOD3 在一般流體連接點計算模式選擇有不同之處，RELAP5/MOD3 中並不使用 Subcooled discharge coefficient（次冷態釋出係數）、Two-phase discharge coefficient（雙相態釋出係數）和 Superheated discharge coefficient（過熱態釋出係數），從 RELAP5-3DK 輸入參數改到 RELAP5/MOD3 時需要把這幾個係數去掉。

3. Heat transfer coefficient table 熱傳係數表：

在 RELAP5/MOD3 中，它在計算熱傳的過程中無法讀取給定的熱傳係數表，因此需要改由程式自行計算熱傳係數，為了讓計算出來的熱傳係數與原本的熱傳係數表的數值接近，需要對熱傳的面積與熱傳邊界的溫度作調整。

4. Flow energy loss coefficient 流體能量衰減係數：

此一係數將造成壓力降，對整個系統的壓力分佈有決定性的影

響。RELAP5-3DK 與 RELAP5/MOD3 兩者有不同的計算模式，給與相同的流體能量衰減係數，所計算出來之壓力降結果有很大差異。因此每一個輸入流體接點流體能量衰減的地方皆須要重新作調整。而這個係數對於流量也有很大的影響，往往把壓力調整接近後流量就變了，因此還要分析此處是流量還是壓力比較重要，調整流體能量衰減係數使較重要的參數接近，通常會採調整流體能量衰減係數使流量接近。

5. Turbine type 汽機模式：

在 RELAP5/MOD3 中，汽機的功率模式中，選擇 Constant efficiency stage group（固定效率模式），所模擬出來的汽機功率結果會出現物理上的錯誤，功率出現負值。因此，從 RELAP5/3DK 輸入參數改到 RELAP5/MOD3 需要改變輸入的汽機功率模式。

6. 輸入字母格式：

RELAP5/MOD3 輸入格式中，無法辨識大寫的字母“E”。科學記號以此“E”簡化多位數字的輸入，如 300.0 寫成 3.0E+2。就以前面的 3.0E+2 為例，RELAP5/MOD3 輸入格式中必須改為 3.0e+2。

另外，處理熱傳更是一件棘手之事，RELAP5-3DK 中熱傳模式都以給定熱傳係數表來作熱交換的輸入參數，但在 RELAP5/MOD3 中無法給定熱傳係數表，因此需要改由讓程式自行算熱傳係數。不過往往算出來之熱傳係數和所要的不合，或者是無法達到穩態。因此以在這邊常以給定熱通率之表，使之先達到穩態，再把給定熱通率之熱結構，一“小部份”改回以程式計算熱傳係數，以期程式能在那一小部份的熱結構中計算出接近所要之熱傳係數。

簡略熱結構修改步驟:

1. 先檢查此熱結構是否它的熱傳系數是給定時間/熱傳系數表。
2. 如果是給定熱傳系數表，會發現RELAP5/MOD3並無法接受此輸入方式。因此先查原本狀況之熱通量，以時間/熱通量表輸入進RELAP5/MOD3中。
3. 時間/熱通量表輸入進RELAP5/MOD3中後，將可得到新的熱傳結構初始條件。
4. 把時間/熱通量表模式改為熱傳系數以程式自行計算的方式來模擬。而熱傳結構初始條件，就以步驟3所得到的輸入進去。
5. 熱傳系數以程式自行計算應可以和原本的時間/熱傳系數表有較為接近之值，在此可以調整熱傳面積來作更進一步的調整。

