

行政院原子能委員會
委託研究計畫研究報告

核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之研究與應用
**Research and Applications of NPP Safety Analysis
Code - TRACE**

計畫編號：992001INER006

受委託機關(構)：國立清華大學工程與系統科學系

計畫主持人：施純寬教授、白寶實教授

核研所聯絡人員：王仲容博士、林浩慈博士

聯絡電話：03-5727991

E-mail address：ckshih@ess.nthu.edu.tw

報告日期：2010年12月15日

目錄

	頁次
目錄	i
中文摘要	iii
英文摘要	iv
壹、計畫緣起與目的	1
貳、研究方法與過程	3
參、主要發現與結論	5
一、核三廠之 TRACE 模式建立與驗證	6
(一) 核三廠簡介	6
(二) 核三廠之 TRACE 模式建立	7
(三) 案例驗證	8
二、核三廠 TRACE 點中子動力模式建立	9
(一) 點中子動力簡介	10
(二) 點中子動力模式建立	12
(三) 測試結果與討論	14
三、核三廠 TRACE 起動測試案例驗證	15
(一) 起動測試案例說明	15
(二) 案例驗證	16
(三) 分析結果與比較	16
四、核三廠 TRACE 喪失冷卻水測試案例驗證	18
(一) 事故說明	18
(二) 核三廠 TRACE 基本分析模式介紹	19
(三) 案例驗證	23

(四) 分析結果與比較.....	24
五、IIST TRACE 模式建立.....	26
(一) IIST 設備與實驗說明	27
(二) IIST 實驗之 TRACE 模式建立	29
(三) IIST SBLOCA 實驗與驗證	30
(四) IIST cooldown 實驗與驗證	31
(五) 實驗結果與討論	32
六、結論.....	37
肆、參考文獻.....	91

中文摘要

美國核管會 (NRC) 正在發展一套全新且先進的核電廠熱水流安全分析程式 TRACE，此程式以舊有 TRAC 程式為基礎，並整合 RELAP5 及其他程式，未來美國核管會將以 TRACE 作為主要熱水流安全分析程式，而不再發展 TRAC 與 RELAP5。配合 TRACE 之發展，同時正在研發先進圖形化使用者介面程式 SNAP。TRACE 之特色之一為具有以三維立體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，尤其對於核電廠破口冷卻水流失事故，會比舊有程式具有更佳的模擬能力。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，我方負責工作單位為核研所，我方工作內容為應用 TRACE 進行熱水流安全分析提供程式使用經驗與程式改進建議。根據這項目標，核研所與清華大學進行合作計畫已有數年，本年度計畫將應用 TRACE 進行兩個研究，一是發展核三廠結合點中子動力模式之分析模式，一是發展核研所 IIST 實驗裝置分析模式，前者以核三廠測試資料為驗證基準，後者則以實驗數據為驗證基準，包括破管事故實驗。本年度計畫工作成果將提供技術報告給美國核管會，作為台灣參與 CAMP 計畫之貢獻。本計畫主持人與共同主持人皆具有多年熱水流安全分析經驗，對於相關電廠系統安全分析應用程式之發展過程與應用有深入之研究與瞭解，足以完成計畫之目標。藉由本合作計畫，也可以培育一批國內年輕學者成為具有應用 TRACE 及其相關分析程式之核能專業人才。

關鍵字：核三廠，TRACE，點中子動力模式，IIST。

Abstract

The US NRC is developing a new and advanced thermal hydraulic code named TRACE for nuclear power plant safety analysis. Development of TRACE is based on TRAC, integrated with RELAP5 and others. NRC has decided that in the future TRACE will be the main code for thermal hydraulic safety analysis, no more development work 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 can perform more powerful and detailed safety analysis of nuclear power plants. TRACE has better simulation capability than the other old codes, especially for events like LOCA. Taiwan and USA has signed an agreement on CAMP which includes the development and maintenance of TRACE. INER is the responsible organization for Taiwan to apply TRACE for thermal hydraulic safety analysis in order to provide user experiences and development suggestions. To fulfill this responsibility, INER and NTHU have cooperated in the research of applying TRACE and other related codes for several years. The project for this year included two parts, one was to build up a Maanshan TRACE model with point kinetics, the other was to build up an IIST TRACE model. Maanshan plant test data and IIST experimental data which includes LOCA experiment will be used as benchmark to verify the prediction capability of the code. It is planned to present a technical report to the USNRC as an CAMP in-kind contribution from Taiwan. Both the principal investigator and co-principal investigator of this project are capable to accomplish the project goal because they have engaged in thermal hydraulic safety analysis for many years, and have studied the

development and application of TRACE, SNAP and PARCS in depth. Through this project, participating graduate students were trained to possess the ability to apply TRACE and its related programs.

Keywords: Maanshan, TRACE, point kinetics, IIST.

壹、計畫緣起與目的

美國核管會（NRC）目前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，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，尤其對於核電廠破口冷卻水流失事故，會比舊有程式具有更佳的模擬能力。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。配合此一全新的熱水流分析程式，美國核管會也同時開發一個嶄新的中

子動力模擬程式 PARCS (Purdue Advanced Reactor Core Simulator)，與 TRACE 結合模擬核電廠之反應爐中子動力行為。

台灣與美國在 2004 年簽訂了 CAMP (Code Applications and Maintenance Program) 協定,協定中所針對的程式為 RELAP5 與 TRACE，但如前所述，真正的重心為 TRACE 與其相關程式的發展。核研所為我方負責 TRACE 的單位，其職責為應用 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。過去數年的研究已分別建立核三與龍門核電廠之安全分析模式，本計畫為整個 TRACE 計畫中之一環，目標是進行更深入的程式計算能力驗證，計畫目標之一是以過去核三廠之模式為基礎，加入點中子動力模式進行電廠測試資料驗證。另一個目標是建立核研所 IIST 之分析模式，IIST 是核三廠的縮小比例實驗裝置，已經進行過許多相關的實驗，留有完整的實驗數據，TRACE 模式建立後，將進行實驗事故之模擬，並以實驗數據進行驗證。清華大學對於 TRACE 與相關程式之發展一直有持續之關注與研究，已累積相當之經驗，程式安裝與測試工作早已完成，並且順利完成核三廠壓水式、龍門進步型沸水式兩座核能電廠整廠 TRACE 模式之建立與校驗，具備完成本計畫之能力。

貳、研究方法與過程

在研究方法與步驟上，本計畫採用 TRACE 程式來進行電廠之安全分析。本研究包括核三廠點中子動態模式的建立與 IIST 實驗設施 TRACE 模式的建立。點中子動力模式為壓水式核電廠模擬分析時之一部份，研究過程中經由研讀 TRACE 使用手冊，從而輸入不同相關之反應度並對其做研究與比較，試圖找尋最佳的反應度回饋機制，以增加 TRACE 模擬分析的準確性。IIST 實驗設施之 TRACE 模式建立則是參考 RELAP5 相關研究資料，而建立 IIST 設施 TRACE 模式。

TRACE 在作暫態分析前，先進行穩態分析之研究，穩態分析一般是驗證模式建立者所提供參數是否能使整個系統達到熱平衡，經由穩態計算後所得之參數與電廠運轉或設計參數比較，可以得知模式建立與輸入參數之正確性。TRACE 的輸入方式有其特殊之處，使用者必須提供模式中所有節點的熱水流參數的大約值，而穩態的計算如同進行暫態計算，程式會對所有節點進行計算調整，最後得到每一節點之收斂值，進而進行暫態分析。

穩態分析是所有模式的基礎，得到一可靠的穩態分析結果，才能進行其他如安全分析等工作，否則可能產生兩個問題，第一是模式系統不是穩態，則以此模式進行任何分析，其本身就隱含了未知的暫態計算條件。第二是模式的初始參數與電廠的運轉值或設計值不吻合，則無法確定分析結果之準確性。

本研究利用一個起動測試案例與三個 FSAR 案例作為核三廠點中子動力模式之暫態分析研究與驗證，以及利用 IIST 設施之兩種實驗(SBLOCA 及 cooldown 實驗)數據來驗證 IIST TRACE 之模式準確性。

經過 TRACE 計算之後，核三廠 TRACE 點中子動力模式結果將與 RETRAN 和 LOFTRAN 分析結果進行比較，IIST 設施 TRACE 模式結果將與 RELAP5 分析結果以及 IIST 實驗結果進行比較。驗證所建立之 TRACE 模式與校驗基準之間的差異是否在合理範圍內，尤其重要的是系統參數在暫態過程中之變化走向與系統對暫態之反應是否一致。

參、主要發現與結論

進步神速的電腦計算能力在核能電廠的設計、申照、運轉各方面都扮演著重要的角色，現代核能電廠之複雜性使得非正常運轉狀況時的系統反應已非單憑人腦或簡單的理論模式加以推論來應付。過去 30 餘年間，許多國家致力於發展適合的電腦程式模擬核能電廠系統在假想的或真實的事故時的反應。身為世界擁有最多輕水式核能電廠國家，美國核管會一路自行發展且資助其他單位發展多樣的核電廠熱水流安全分析工具，TRACE 是美國核管會近期所推動發展的最先進的熱水流安全分析程式，目的在統合並取代舊有的多個程式，主要是 TRAC-P, TRAC-B, RELAP5 以及 RAMONA 這四個程式，使人力與經費能集中在發展並維護這個最先進的程式。舊有的程式發展有其侷限性，有的是電廠形式適用性受限，只能分析壓水式或沸水式核能電廠，有的是分析事故類別適用性受限，如一般暫態分析或大、小破管冷卻水流喪失事故分析之分別，而 TRACE 的設計目標就是打破這些藩籬，使其有能力對所有輕水式核能電廠的各種暫態進行最佳估算。

配合 TRACE 之發展，另一個為使用者著想的圖形介面程式 SNAP (Symbolic Nuclear Analysis Package) 也同時進行，SNAP 使程式應用不再侷限於純文字輸入，而且美國核管會還希望它能具有轉換舊程式 (TRAC-P, TRAC-B, RELAP5) 輸入檔成為 TRACE 輸入檔的功能，如此一來，習慣於舊程式的使用者可以較輕鬆的轉換到這個新發展的程式，但是這個轉換的功能尚未完善，無法保證順利轉換複雜的整廠模式。

另外針對計算完成後的資料處理，發展了一個新的程式 APTPLOT，讓使用者可以輕鬆的檢查計算結果與繪製暫態變化圖。

一、核三廠之 TRACE 模式建立與驗證

在本章節將介紹核三廠，並描述如何建立核三 TRACE 模式與進行電廠案例分析來驗證核三廠整廠之 TRACE 模式的準確性。

(一) 核三廠簡介

核三廠是一座位於台灣屏東縣恆春鎮的核能發電廠，由台灣電力公司所經營。因為鄰近馬鞍山地區所以核三廠又稱馬鞍山發電廠，是唯一位於台灣南部的核能發電廠。反應爐的型式為輕水型壓水式反應爐(Pressurized Water Reactor, PWR)，也是國內唯一使用此型式核能反應爐的發電廠。核三廠反應爐額定熱功率為 2775MWt，再加上反應爐冷卻水泵會產生 12MWt 的熱功率使得核能蒸氣供應系統(Nuclear Steam Supply System, NSSS)的總熱功率為 2787MWt。

核能蒸氣供應系統由西屋公司設計製造，此系統包括了反應爐及其附屬設備及反應爐冷卻水系統(Reactor Coolant System, RCS)等；RCS 共有三條迴路，每條迴路包含了一台反應爐冷卻水泵(Reactor Coolant Pump, RCP)、一個蒸氣產生器。第二迴路的熱端管路上設有一個調壓槽用來調節 RCS 迴路的壓力，在正常的狀況之下，調壓槽的壓力為 2250psia。

汽輪發電機系統由奇異公司所製造，汽機由一部高壓汽機及兩部低壓汽機所組成。核三廠共設有兩部機組，每部汽輪發電機最高發電量為 951.75MWe。

壓水式核能電廠流程如圖 1 所示，其核分裂反應原理，燃料棒設計，緩和劑功能，壓力槽與圍阻體之作用等都與沸水式核反應器類似；兩者間最大的差別是壓水式反應爐在水加熱成蒸氣的過程中採用了兩個迴路，在一次側系統迴路裡冷水經過爐心加熱後只增加溫度但不變成蒸氣，熱水送至蒸氣產生器中的 U 型管，經與飼水熱交換後變成冷水再送回爐心；而二次側系統迴路中的飼水則會被加熱成蒸氣去推動汽輪發電機，用過的蒸氣再利用海水冷卻後經飼水泵打入蒸氣產生器重複使用。

(二) 核三廠之 TRACE 模式建立

核三廠 TRACE 模式的建立是藉由各不同重要系統的 TRACE 模式整合而成，例如核三廠的調壓槽、蒸汽產生器、調壓槽的水位、灑水與加熱控制系統、飼水三元控制系統、蒸汽排放控制系統等 TRACE 模式，將上述各種模式整合而成為核三廠之 TRACE 模式。圖 2 至圖 8 顯示核三廠之 TRACE 模式(包含調壓槽灑水與加熱控制系統、飼水三元控制系統與蒸汽排放系統等)，由圖 2 中可看到整廠模式為三環路(loop)的模式，每個環路都具有有一個飼水三元控制系統，而其它的主體架構為反應爐(vessel)、調壓槽、蒸汽產生器、二次側的蒸汽管路(包含四組蒸汽排放閥與 turbine)、調壓槽水位、灑水與加熱控制系統、蒸汽排放系統等。反應爐的建立主要是參考 TRACE 使用手冊的內容來進行，如圖 9 所示。反應爐模擬為一圓柱體，其分區如圖所示，在軸向方面分為 12 區，在 r 方向分為二區(即內圈與外圈)，在 θ 方向分為 6 區(即圓截面等分切成 6 區)。在

每個區域的接觸面上，使用 flow area 比率來表示是否區域互通，如圖 10 所示；使用流阻來影響流體的速率，如圖 11 所示；使用體積分率來代表此區域中流體的體積，如圖 12 所示。此外，控制棒導管則在反應爐外模擬，兩端分別連接反應爐的第 12 與第 7 層。在反應爐內圈的第 3~6 層為燃料，故在此四層加上一熱組件(heat structure)來模擬爐心燃料的反應。在核三廠整廠之 TRACE 模式中，只需輸入電廠測試案例的功率曲線資料與相關初始值，即可進行運算，而得到飼水流量、蒸汽流量、調壓槽水位、蒸汽產生器水位、熱端溫度等相關分析資料，進而與電廠量測值比較。

(三) 案例驗證

針對核三廠之 TRACE 模式，進行負載降載案例(PAT 49)的分析驗證，與電廠的量測值進行比較。圖 13 顯示核三廠的功率曲線，由圖中可以看到 TRACE 是有按照所輸入的電廠量測值去進行運算。圖 14 至圖 16 顯示核三廠的爐水均溫、熱端溫度(hot-leg)與冷端溫度(cold-leg)的分析結果比較，由圖中可以看出只有 TRACE 所算出的冷端溫度在前 200 秒時，與電廠的量測值相差較大，最大約相差 15°F 左右。圖 17 與 18 顯示核三廠的調壓槽水位與壓力的分析結果比較，由圖中可以看到在 TRACE 所算出的蒸汽流量除了在前 50 秒時與電廠的量測值相差較大，而其它時段都大致相符；由圖 22 中可以看到 TRACE 所算出的飼水流量除了在 50~100 秒時段與電廠的量測值相差較大，而其它時段都大致相符。圖 23 至圖 26 顯示核三廠的蒸汽排放控制系統的四組閥之開度變化，由圖中可以看到

TRACE 所算出的四組閥之開度與電廠的量測值大致相似。

由上述各種分析結果比較中，可以看出 TRACE 所計算出的分析結果大部分與電廠量測值相符，但部份項目分析結果與電廠量測值具有較大的差異，如：調壓槽的壓力、冷端流體的溫度、蒸汽產生器的壓力等，推測可能是調壓槽的水位、灑水與加熱控制系統與整廠模式結合所造成的問題，故未來將改進調壓槽的水位、灑水與加熱控制系統，並持續進行更多的電廠案例分析與驗證，來改進核三廠之 TRACE 模式的準確性。

200 秒後，TRACE 所算出的調壓槽水位比電廠的量測值低且差異較大，而調壓槽壓力則在 100 秒後，比電廠的量測值低，最大約相差 200psia 左右。圖 19 至圖 22 顯示核三廠的蒸汽產生器水位、壓力、蒸汽流量、飼水流量的分析結果比較，由圖 19 中可以看到 TRACE 所算出的水位與電廠的量測值大致相符且波動較小；在壓力比較方面，由圖 20 中可以看到 TRACE 所算出的蒸汽壓力波動起伏較小，且在前 200 秒時，TRACE 所算出的蒸汽壓力與電廠的量測值差異較大；由圖 21 中可以看到

二、核三廠 TRACE 點中子動力模式建立

一個核能反應器電廠最主要的能量來源就是反應器爐心。在 TRACE 模式中初始與暫態的核能反應器功率是經由 POWER 組件來設定，例如燃料棒半徑、高度、節數、燃料棒數目...等等，都是藉由 HTSTR 組件來設定。而反應器的功率之設定可以藉由給定一個固定功率或功率表(power table)，或是由點中子動態(point-kinetic, pk) 模式計算出來，也可由 3D 暫態的中子來模擬(即 PARCS 程式計算

模式)。也就是說在 TRACE 模式中有下列幾種方法能設定反應器爐心產生的功率：固定功率、由功率表設定、有反應度回饋的點中子動態或是當 TRACE 與 PARCS 結合時可以由全 3D 暫態中子來計算。對應於不同的功率選項，需採用不同的輸入配合。

(一) 點中子動力簡介

點中子動力模式中，程式可藉由點中子動態方程式當中的解來算出功率。這些方程式指出了隨著時間運行，中子反應度為(程序反應度和回饋反應度)為主要控制核心功率的因素。和定義功率為常數或是由 RPWTB 功率表決定相同的模式，使用者必須輸入程序反應(這邊定義的反應效果不將回饋反應度給計算在內，像是燃料反應和控制棒的移動)。回饋反應度是由於核心平均燃料溫度、冷卻劑溫度、氣體的體積分率以及硼濃度(經由 TRACE 計算出)的改變。點中子反應器動態方程式，是一個(I+1)之一級微分方程組，其定義了總分裂功率 P 和延遲中子濃度 C_i 為與時間有關的函數。這些方程式如下所示：

$$\frac{dP}{dt} = \frac{R - \beta}{\Lambda} P + \sum_{i=1}^I \lambda_i C_i + \frac{S}{\Lambda(1-R)}$$

和

$$\frac{dC_i}{dt} = -\lambda_i C_i + \frac{\beta_i P}{\Lambda}$$

其中

P 為在 t 時間時由分裂反應所產生之熱功率

t 為時間 (單位為秒)

R 為中子反應度， $R = R_{\text{prog}} + R_{\text{fdbk}} = (k-1)/k$

K 為有效中子倍增常數

R_{prog} 為程序反應度 $=\Delta k_{\text{prog}}/k$

R_{fdbk} 為回饋反應度 $=\Delta k_{\text{fdbk}}/k$

β 為總延遲中子之分率 $=\sum_{i=1}^I \beta_i$

β_i 為在第 i 群中延遲中子之分率

Λ 為有效瞬發中子之生命週期(s)

λ_i 為在第 i 群中延遲中子之衰變常數

C_i 為在第 i 群中延遲中子濃度的功率

I 為延遲中子群的數量

S 為於反應器核心中，由外部中子產生之分裂的熱功率

在「點中子反應器動態之解」中的 Kaganove 法可以解出這些方程式。

TRACE 程式應用熱功率來解衰變熱(decay heat)方程式

$$\frac{dH_j}{dt} = -\lambda_j H_j + E_j P \quad \text{for } j = 1, 2, \dots, J$$

其中

P 為上述兩個方程式的解

H_j 為在 group j 中 decay-heat 前驅物濃度的能量

λ 為在 decay-heat group j 中的衰變常數

E_j 為在 decay-heat group j 中的有效能量分率

J 為 decay-heat group 的數量

在計算出方程式中每個 j^{th} 方程內的 decay-heat group 濃度 H_j ，程式計算出了在時間 t 時反應器核心燃料所產生的總熱功

率。而總功率包含了核分裂，核分裂產物之延遲以及外部來源，可以由下列式子表示：

$$P_{eff} = P + \sum_{j=1}^J \lambda_j^H H_j + S$$

典型上來說，外部來源的中子會伴隨著 cold clean reactor 上升功率。因此，外部來源項 S 要被用於模擬冷啟動。外部來源項只是在點中子動態模式中的一部分，在反應器功率為常數或是經由功率表來決定時是不會被利用到的。

程式需要延遲中子群數目 I；延遲中子參數 λ_i 和 β_i ；衰變熱群數目 J；衰變熱參數 λ_j^H 和 E_j ；還要全部分裂功率經歷 $P(t)$ 對 $-t \leq 0$ 或是初始延遲中子母核濃度 $C_i(0)$ 和衰變熱濃度 $H_j(0)$ 。

TRACE 中共有三種反應度回饋模式：TRAC-P 模式、TRAC-B 模式、RELAP-5 模式。TRAC-P 模式可在 TRACE 原始輸入的模式下運作，TRAC-B 模式則是在 TRAC-B 自由格式下運作，RELAP-5 是當 RELAP-5 輸入模式下經由 SNAP 被用來產生 TRACE TPR 檔案。

(二) 點中子動力模式建立

在 TRACE 熱水力分析程式中，我們可以藉由設定點中子動力方程式的解來算出爐心功率值。圖 27 至圖 30 中顯示當我們設定 TRACE 功率選項(power option)時，程式中有七個選項(包含：1. 點中子動態/反應度定值、2. 點中子動態/查詢表格、3. 點中子動態/跳脫表格、4. 點中子動態/反應度定值,表格、5. 功率定值、6. 查詢功率表格、7. 功率定值/跳脫表格)，選擇第四個選項 PK w/Const REACT,Table 來建立點中子動力模式。接著在 include

Reactivity Feedback 選項中選擇“True”(開啟反應度回饋)，並開啟 RELAP5 option 中的 Reactivity Feedback 選項，以及開啟 Fuel Temperature Coefficient 選項中的 Void-Weighted Moderator Density。將點中子動力模式開啟後，我們接著要輸入點中子方程式所要計算的參數(包含 Doppler 反應度係數、MTC 反應度係數等等)，如圖 31 顯示：於 Power Table 中輸入 scram curve、Fuel Temperature Coefficient 中輸入 Doppler 反應度係數、Gas Volume Coefficient 中輸入 MTC 反應度係數、Delayed-Neutron 中輸入 delayed neutron data。

在此點中子動力模式建立中，我們將採用十種不同輸入的反應度參數型態並比較其結果，深入瞭解其反應度回饋機制。圖 32 至圖 41 為十種不同的反應度型態分別表示如下：

Type 1：Fuel Temperature Coefficient 以 1719.73 為基準，

Gas Volume Coefficient 以 46.3941 為基準。

Type 2：Fuel Temperature Coefficient 以 1719.73 為基準，

Gas Volume Coefficient 以 44.0267 為基準。

Type 3：Fuel Temperature Coefficient 以 99.73 為基準，

Gas Volume Coefficient 以 44.0267 為基準。

Type 4：Fuel Temperature Coefficient 以 4999.73 為基準，

Gas Volume Coefficient 以 44.0267 為基準。

Type 5：去除反應度係數為 0 的點。

Type 6：Fuel Temperature Coefficient 以 558.536 為基準，

Gas Volume Coefficient 以 46.2265 為基準。

Type 7：Fuel Temperature Coefficient 以 4999.73 為基準，

Coolant Temperature Coefficient 以 589.23 為基準。

Type 8 : Fuel Temperature Coefficient 以 4999.73 為基準，

Coolant Temperature Coefficient 以 556.53 為基準。

Type 9 : Fuel Temperature Coefficient 以 1794.94 為基準，

Coolant Temperature Coefficient 以 589.76 為基準。

Type 10 : Fuel Temperature Coefficient 以 1794.94 為基準，

Coolant Temperature Coefficient 以 558.66 為基準。

(三) 測試結果與討論

TRACE 點中子動力模式建立中，十種不同反應度係數輸入型態將與 RETRAN 模式結果來做比較。圖 42 為 Doppler 反應度之比較圖，我們可以看出 Type 4、Type 5、Type 7、Type 8、Type 9、Type 10 與 RETRAN 有較好的相似性。圖 43 為 MCT 反應度之比較圖，可以看出 Type 2、Type 3、Type 4、Type 8、Type 10 與 RETRAN 結果較為相似。圖 44 為 Scram 反應度之比較結果，由於十個型態都是輸入同樣的 Scram Curve 值，因此都有相同的結果。圖 45 為總反應度(Total reactivity)之比較結果，可以看出 Type 4、Type 7、Type 8、Type 9、Type 10 與 RETRAN 有較好的相似性。

綜合以上的結果，我們可以比較出兩種反應度係數輸入型態 Type 4 以及 Type 10 為相對來說具有較好的反應度結果。因此，在本研究中將採用 Type 10 之反應度係數為建立核三廠點中子動力模式之依據。

為了驗證此 TRACE 點中子動力模式之準確性，我們採用了核三廠起動測試中的二號機汽機跳脫測試(turbine trip test from 100% power, PAT50)案例來驗證 TRACE 點中子動力模式，並與電廠測試

值及 RETRAN 分析模式結果做比較。圖 46 中顯示出不同模式下的功率比較結果：由於功率表(power table)模式的輸入值為參考實際電廠值，因此會與電廠值相符；而使用點中子動力模式算出的功率值，與 RETRAN 算出的值相近，由圖中我們發現到反應器跳機後(10 秒後)TRACE 點中子動力模式及 RETRAN 模式所算出來的功率值與電廠值比較會有所差距，原因在於點中子動力模式中有反應度回饋的因素，因此計算出的功率值會包含衰變熱的存在，而大於電廠值。

三、核三廠 TRACE 起動測試案例驗證

(一) 起動測試案例說明

本研究以核三廠(馬鞍山電廠)起動測試中的二號機汽機跳脫測試(turbine trip test from 100% power, PAT50)數據來驗證核三廠 TRACE 點中子動態之模式。當核三廠發生汽機跳脫事故時，偵測訊號測得契機跳脫訊號，汽機停止閥立即關閉，導致流至汽機之蒸汽流量突然停止，並啟動蒸汽排放系統。如果當時功率超過 30%，反應爐立即跳脫。肇始汽機跳脫之信號來源包括：

- (1) 發電機跳脫
- (2) 冷凝器低真空
- (3) 低軸承潤滑油
- (4) 汽機推力軸承故障
- (5) 汽機超速
- (6) E-H 流體低壓力
- (7) 反應爐跳脫
- (8) 蒸汽產生器高水位
- (9) 高震動

(10) 人工跳脫

一開始汽機跳脫時由於蒸氣流量下降，導致反應爐爐水溫度迅速上升；但如果調壓槽控制系統及蒸氣排放系統功能正常，則可抑低爐水之溫度與壓力，並可排除多餘之蒸汽，達到冷卻爐心之效果。

核三廠二號機汽機跳脫(PAT50)測試的目的在於證明當機組處於滿載時若發生汽機跳脫，其自動控制及一、二次側系統，足以將機組維持在穩定而安全狀況。

測試的方法是先將機組維持在滿載狀況下(穩態)，穩定運轉。然後以人為方式讓汽機跳脫來引發反應爐跳脫，所有控制系統均為自動控制。

(二) 案例驗證

在 turbine trip test from 100% power(PAT50)案例驗證方面，本研究模式設定汽機於第 10 秒跳脫，至第 80 秒時結束此暫態分析，

表 2 為電廠暫態時序。系統重要之參數如：爐心功率、爐水均溫、調壓槽水位及壓力、蒸汽產生器水位及出口壓力、飼水及蒸汽流量等，均與電廠測試數據(Plant data)及 RETRAN 分析模式結果相比較，以校驗分析模式之準確性。

(三) 分析結果與比較

圖 47 顯示馬鞍山電廠案例發生時的功率曲線與 TRACE 及 RETRAN 運算時所用的功率曲線，在此案例驗證中，我們嘗試使用點中子動力(point kinetics)的方式，輸入反應度係數與相關參數，讓 TRACE 自己計算功率來取代輸入電廠實際功率曲線的方法。

式，進行 TRACE 點中子動力模式的驗證分析。圖中可看到以 point kinetics 的方式所計算出來的功率，在 trip 發生後(即 10 秒後)，其數值比電廠量測值高，這主要是 decay heat 所產生的 power 造成的結果，在 RETRAN 分析模式中也有此現象產生。

圖 48 顯示馬鞍山電廠的調壓槽壓力與 TRACE 及 RETRAN 所計算出來的分析結果曲線比較圖，由圖中可以發現用 TRACE point kinetics 所計算出的調壓槽壓力值與電廠值相近，相對於 RETRAN 分析結果來說具有較好的準確性。圖 49 顯示馬鞍山電廠的調壓槽水位與 TRACE 及 RETRAN 所計算出來的分析結果比較，由圖中可以看到 RETRAN 所算出的調壓槽水位，其趨勢大致與電廠的量測值相似，但較緩慢下降，而以 TRACE point kinetics 的方式所計算出來的調壓槽水位則在後半段下降到與電廠值相近的值。圖 50 顯示馬鞍山電廠的蒸汽產生器壓力與 TRACE 及 RETRAN 所計算出來的分析結果比較，由圖中可以看出 TRACE 及 RETRAN 所計算出來的趨勢大致跟電廠值相似，但是尖峰值差了約 0.5MPa 左右，而以 TRACE point kinetics 的方式所計算出來的蒸汽產生器壓力值則在後半段下降到與電廠值相近的值。圖 51 顯示馬鞍山電廠的蒸汽產生器水位與 TRACE 及 RETRAN 所計算出來的分析結果比較，在 RETRAN 分析中發現到當反應器發生跳機後，蒸汽產生器水位急速上升，這個現象在電廠測試值與 TRACE 分析中並沒有發生，而在 10 秒後電廠量測水位急速下降，約 35 秒時水位就到 0，TRACE 分析所算出的水位，則是緩慢地下降，一直到 70 秒時，水位才為 0，故在此案例的調壓槽水位部份，二者與電廠測試值具有極大的差異。

圖 52 顯示馬鞍山電廠的蒸汽流量與 TRACE 及 RETRAN 所計算出來的分析結果比較，由圖中可以看出 TRACE 分析以及 RETRAN 分析對於此部分的計算值與電廠測試值比較具有良好的模擬性。圖 53 顯示馬鞍山電廠的飼水流量與 TRACE 及 RETRAN 所計算出來的分析結果比較，由圖中 TRACE 所算出的飼水流量除了在 10~30 秒時段與電廠的量測值具有較大差異外，而其它時段都大致相符，這個現象同樣存在於 RETRAN 分析中。

另外，我們利用 SNAP/TRACE 之動畫功能，使用上述所建立之模式與分析結果，可呈現出 TRACE 點中子動力模式之動態效果，可充分顯現出分析暫態案例時整廠系統之變化，如圖 54 所示。

四、核三廠 TRACE 喪失冷卻水測試案例驗證

(一) 事故說明

核三廠壓水式反應器發生喪失冷卻水流事故之肇因為主冷卻水泵機械故障或主冷卻水泵電源供應失效跳脫等原因造成。當發生喪失冷卻水流事故時，爐心冷卻水溫度急速升高，燃料表面熱移除能力急遽降低。若沒能及時停機，燃料表面有可能發生核沸騰偏離(Departure from Nucleate Boiling, DNB)造成燃料破損。依據核能法規之要求當發生中度頻率，亦即 ANS Condition II 事故時，核能電廠之安全系統設計必須保護爐心燃料之完整性，不允許發生燃料破損之情形。核三廠為三環路設計，三台主冷卻水泵由不同之電源匯流排供電，發生其中一台跳脫之機率屬於

Condition II 事故分類，稱之為喪失部份冷卻水流事故(Partial Loss of Flow, PLOF)。至於三台同時跳脫之機率則屬於 ANS Condition III 事故分類，稱之為喪失全部冷卻水流事故(Complete Loss of Flow, CLOF)。於法規要求上，Condition III 事故發生後是容許部份燃料發生破損，只要破損燃料所釋放出輻射計量不超過法規限值仍屬可接受之設計。此外，核三廠發生喪失冷卻水流事故之另一肇因為主冷卻水泵轉子卡住(Locked Rotor, LR)。該事故發生機率極低，於事故分類中屬於 Condition IV 事故，除了容許燃料發生破損外，其法規劑量限值亦較 Condition III 事故為高。西屋公司安全分析方法論中將 PLOF 和 CLOF 皆歸屬為 Condition II 法規要求，亦即採用不容許燃料發生破損之規範。本分析工作將針對 PLOF 和 CLOF 事故進行系統與爐心熱水流安全分析。核三廠電源供應失效產生喪失冷卻水流事故，有可能導因於電源低電壓(Under Voltage,uv)或電源低頻率(Under Frequency,uf)。該兩種電源供應失效情形會造成主冷卻水泵不同之降速(Coastdown)情況，於核三廠安全設計上也考慮不同之緊急停機反應器跳脫之保護信號。當發生電源低電壓或電源低頻率時，反應器保護系統可立即偵測得知而產生急停動作以保護爐心燃料之完整性。此外為保護主冷卻水泵機械故障發生之情況，當保護系統測知冷卻水環路流量降低時亦會及時產生跳機信號。上述各個急停保護信號設定點及其相關之延遲，於安全分析模式中將採用保守假設以符合法規要求。

(二) 核三廠 TRACE 基本分析模式介紹

核三廠 TRACE 模式分析方法引用西屋公司於核三廠燃

料更新安全分析報告(Reload Transition Safety Report, RTSR) 中分析結果作為分析模式建立與校驗之基礎。

- 跳脫信號：安全系統信號，包括反應器跳機、釋壓閥開啟、HHSI 注射、輔助飼水啟動、主蒸汽隔離閥關閉等等皆利用程式中跳脫(Trip)元件來模擬。於核三廠基本分析模式中考慮到之反應器跳機信號及其動作延遲時間列於表 4 中。
- 爐心功率：核三廠 TRACE 分析模式採用程式中點中子動態(Point Kinetics)分析模式作為爐心功率計算之依據，中子參數，包括緩和劑係數、都普勒係數、以及急停控制棒反應度插入曲線等，皆採用 RTSR 中保守的中子參數值。壓水式反應器各個廠家之執照分析方法論中系統熱水流分析亦皆採用點中子動態模式作為一般暫態分析之依據。
- 控制系統：電廠中各個自動控制系統也在核三廠 TRACE 基本分析模式中予以模擬，包括飼水控制系統、自動控制棒系統、調壓槽壓力與水位控制系統、蒸汽排放控制系統等。這些控制系統皆非安全等級，主要是為電廠事故模擬最佳估算分析所需而建立。至於 FSAR Chapter 15 事故安全分析時為保守起見一般皆不考慮上述各個自動控制系統之功能，也唯有其之運作會產生較嚴重後果時才會採用。
- 分析模式初始化：核三廠 RETRAN 基本分析模式經過初始化步驟後各個重要參數計算值列於表 5 中。

核三廠 TRACE 分析模式中重要參數皆儘量採用現有西屋公司 RTSR 分析方法中為法規所接受保守性假設，務期能

達成與西屋公司執照分析方法論之一致性。由於西屋公司執照安全分析方法論已廣為世界各國核管單位審查認證，其保守性應能符合法規要求。喪失冷卻水流事故於西屋公司安全分析方法論中屬於 RTDP (Revised Thermal Design Procedure) 事故分類，事故分析之初始狀況皆採用額定設計參數值 (Nominal Condition)。下述分析假設乃是利用核三廠 TRACE 分析模式進行 RTSR 喪失冷卻水流事故暫態時重要輸入參數：

- 爐心功率：Loss of Flow 屬於 RTDP 事故分類，因此爐心功率於事故分析時之基準是根據核三廠額定設計值 (Nominal Rating) 2,775MWt 來訂定。
- 爐心冷卻水溫度：TRACE 分析模式中反應器壓力槽平均冷卻水溫度為正常額定值 588.5°F。當發生喪失冷卻水流事故時，爐心進口冷卻水溫度會些微變化，TRACE 分析時仍採用西屋方法假設為固定值。
- 主冷卻水泵跳脫降速：TRACE 分析喪失冷卻水事故中，主冷卻水泵跳脫之模擬採用水泵轉速設定方式。在 PLOF 及 CLOF-uv (under voltage) 案例中，其冷卻水泵的降速設定是相同的。在 PLOF 案例中，假設只有第二迴路中的冷卻水泵因為低電壓而跳脫，而 CLOF-uv 案例中假設為三個迴路之冷卻水泵在同一時間內因為低電壓而跳脫。而

在 CLOF-uf (under frequency) 案例中，假設為三個迴路中的冷卻水汞同時因為供應電源的頻率降低(從 60Hz 開始每秒降 5Hz)導致冷卻水汞的降速，要注意 CLOF-uf 案例中冷卻水汞降轉速率不同於 PLOF 及 CLOF-uv 案例。

- 調壓槽壓力及水位：TRACE 分析模式採用正常壓力正常水位之初始值。調壓槽壓力設定為正常額定值 2250 psia，水位正常運轉值為 776 ft³ (調壓槽水位 56.5%)。核三廠調壓槽設計全體積(含沖水管路)為 1440 ft³。
- 爐心出口壓力：在此 TRACE 模式中，我們假設爐心出口壓力為固定值 2260psia。
- 中子參數：在此模式中採用保守之最小緩和劑回饋，MTC 設定為零。DTC 根據冷卻水溫度回饋係數則為 -2.9 pcm/°F。全功率杜普勒(Doppler) Power Defect 為 1600 pcm/100% Power。延遲中子分率(Delay neutron fraction) β 為 0.0075。
- Scram 反應度：在事故暫態分析中，TRACE scram 曲線的輸入值是根據西屋 RTSR 分析模式中所描述。
- 衰變熱(decay heat)計算模式：在此暫態分析模式中，我

們採用 1973 ANS 標準延遲熱計算模式(Standard decay heat calculation model)。該模式符合法規要求並已廣為各執照分析方法論採用。

- 主要反應器冷卻水流量：當暫態事故發生時，其主要反應器冷卻水流量為 284,340 gpm MMF 且有 5.3%反應器冷卻水旁通流率。
- 跳脫信號：由表 4.2 中所列，於 PLOF 事故分析時反應器跳機採用環路低流量(87%延遲 1.0 秒)之信號，CLOF(UV)案例則利用水泵低電壓(延遲 1.5 秒)之反應器跳機信號，至於 CLOF(UF)分析時則引用電源低頻(57Hz 延遲 0.6 秒)之信號。
- 系統初始值：由於喪失冷卻水流事故採用 RTDP 分析方法，TRACE 事故分析模式之初始狀態，包括爐心功率、一/二次側溫度壓力與流量、飼水溫度與流量等數值與 RETRAN 分析模式相近(表 III.5)。

(三) 案例驗證

當我們建立核三廠整廠 TRACE 點中子動態模式之後，為了瞭解其模式之準確性我們利用喪失冷卻水流事故案

例來驗證之。驗證分析結果之重點包含了西屋公司於 RTSR 報告中所顯示之重要參數，如爐心功率、調壓槽壓力、爐心冷卻水流量、以及冷卻水溫度等。此 TRACE 點中子動態分析之結果將與 RETRAN 分析結果及保守分析假設平行於西屋公司 LOFTRAN 分析結果(FSAR)做比較。驗證分析為針對系統熱水流 TRACE 與 RETRAN、LOFTRAN 計算結果之比較。於下述章節中將分別說明顯示分析結果之比較。

(四) 分析結果與比較

經過分析後，首先將各項喪失冷卻水流事故(PLOF、CLOF-uv、CLOF-uf)計算結果中重要事件發生的時序列於表 6 至表 8 中供作比較，我們可以觀察出三種分析程式 LOFTRAN、RETRAN 以及 TRACE 所計算出的結果相似，除此之外，也可以發現 TRACE 所計算出的重要事件發生時序相對於 LOFTRAN 及 RETRAN 會慢一點。圖 55 至圖 66 則分別顯示各個系統熱水流參數 LOFTRAN、RETRAN 與 TRACE 計算結果之比較。圖 55 為核三廠 PLOF 案例之功率比較圖，可以看出 TRACE 計算出的功率值趨勢與 LOFTRAN 及 RETRAN 相當接近，而 TRACE 功率 scram 會有延遲的現象是由於控制棒插入的時間晚了 0.2 秒。圖 56 為核三廠 PLOF 案例之爐心流量比較圖，可以看出 TRACE 計算出的功率值趨勢與 LOFTRAN 及 RETRAN 相當接近，而在約 6 秒時爐心流量降低減緩。圖 57 為核三廠 PLOF 案例之壓力

比較圖，由於 TRACE 模式的壓力初始值略低於其他模式分析(低約 0.1MPa)，因此影響到後來暫態發生時的計算值，日後可以藉由修正 TRACE 模式的穩態初始值來達到模式的最佳化。圖 58 為核三廠 PLOF 案例之溫度比較圖，可以看出 TRACE 計算出的功率值趨勢與 LOFTRAN 及 RETRAN 相當接近，而 TRACE 及 RETRAN 所計算的值都會略高於 LOFTRAN。圖 59 為核三廠 CLOF-uv 案例之功率比較圖，可以看出 TRACE 計算出的功率值趨勢與 LOFTRAN 及 RETRAN 幾乎相似，具有相當好的模擬性。圖 60 為核三廠 CLOF-uv 案例之爐心流量比較圖，可以看出 TRACE 計算出的爐心流量趨勢與 LOFTRAN 及 RETRAN 相近，且 TRACE 模擬結果相對 RETRAN 好。圖 61 為核三廠 CLOF-uv 案例之壓力比較圖，圖中我們可以看出 TRACE 所計算的值比 RETRAN 分析來說更貼近 LOFTRAN。圖 62 為核三廠 CLOF-uv 案例之溫度比較圖，可以看出 TRACE 計算出的功率值趨勢與 LOFTRAN 及 RETRAN 相當接近，而 TRACE 所計算的值會略高於 LOFTRAN 及 RETRAN。圖 63 為核三廠 CLOF-uf 案例之功率比較圖，可以看出 TRACE 計算出的功率值趨勢與 LOFTRAN 及 RETRAN 幾乎相似。圖 64 為核三廠 CLOF-uf 案例之爐心流量比較圖，可以看出 TRACE 計算出的爐心流量趨勢與 LOFTRAN 及 RETRAN 幾乎相似，因此在爐心流量計算中具有相當之準確性。圖 65 為核三廠 CLOF-uf 案例之壓力比較圖，圖中我們可以看出 TRACE 所計算的值比 RETRAN 分析來說更貼近

LOFTRAN，6 秒之後的趨勢接近 LOFTRAN 值。圖 66 為核三廠 CLOF-uf 案例之溫度比較圖，可以看出 TRACE 計算出的功率值趨勢與 LOFTRAN 及 RETRAN 相當接近，而 TRACE 所計算的值會略高於 LOFTRAN 及 RETRAN。

由比較圖所顯示各個喪失冷卻水流事故，包括 PLOF、CLOF-uv、以及 CLOF-uf 所有案例，各個重要熱水流參數之變化趨勢皆能利用核三廠 TRACE 點中子動力分析模式合理的計算出與 LOFTRAN 及 RETRAN 相近之結果。另外，我們也利用 SNAP/TRACE 之動畫功能，使用上述所建立之模式與分析結果，可呈現出 TRACE 點中子動力模式之動態效果，充分顯現出分析暫態案例時整廠系統之變化，如圖 67 所示。

五、IIST TRACE 模式建立

核能電廠熱流安全研究是維護核能電廠正常運轉以及安全保證的重要依據，為加強核能電廠整體系統熱流的安全研究，並籍以提升我國核能電廠安全分析的能力，核能研究所於 81 年 4 月完成低壓力與低高度之『核三廠比釩縮小安全測試設施』(IIST)，希望發揮以下之功能：

- 模擬核三廠系統不正常運轉以及意外事故時之熱流現象，以增加運轉人員應變及安全運轉與分析的能力。

- 以實驗數據評估核能安全分析程式之準確性。

(一) IIST 設備與實驗說明

核三廠比例縮小安全測試設施（亦稱為 INER Integral System Test Facility, IIST），如圖 68 所示，原則是依照 Ishii 's 低壓力的功率比例模擬（Ishii' s Reduced-pressure Power Scaling Simulation）方法，而且在 IIST 之熱管的設計上，不但將體積比例縮小納入考慮，且其 L/\sqrt{D} (L 為長度， D 為內徑) 之比值，非常接近核三廠熱管 L/\sqrt{D} 的比值，亦即可模擬到與核三廠相同之 Froude Number 參數，Froude Number 已被證實為影響水平管路雙相流流譜之主要參數。因此，IIST 之熱管可以模擬核三廠發生 SBLOCA 及自然循環時重要的雙相流現象。

IIST 是一套模擬核三廠一次側系統的比例縮小整體性系統的實驗設施，它包括一個壓力槽與三個環路，每一個環路包含一座蒸汽產生器及一部冷卻水循環泵。其中除了第一環路聯接一個調壓槽外，其餘部份均相同。IIST 主要設計特色摘述如下：

- 一次側循環冷卻系統之壓力為 2.1 MPa（約核三廠的 1/7），其高度為核三廠的 1/4，體積為核三廠的 1/400。
- 最大發熱功率為 450 kw。
- 於系統之重要位置，共計裝設 50 個透明視窗，並配合攝錄系統之監控，觀察記錄系統各重要位置的熱流現象。
- 數據擷取系統以每秒擷取數據 10 次的速度同時擷取 250 組訊號，並可以圖形或表格顯示溫度、壓力、流量、液位等各訊號的變

化情形。以 K-Type 熱電偶量測溫度及文氏管 (Venturi) 量測環路流量，其準確度分別為有效量測範圍之 0.75 % 及 1.66 %，壓力及壓差量測之準確度則分別為 0.25 % 及 0.77 %。

- 緊急爐心冷卻系統含高壓注水系統及蓄壓槽注水系統。高壓注水系統是包含數個可以手動切換的高壓注水槽配合相關控制組件，以模擬一台或兩台高壓注水泵經由三個環路的冷端注水至爐心。蓄壓槽注水系統則分別在三個環路各安裝一個蓄壓槽，並經壓力槽直接注水管 (Direct Vessel Injection Line, 簡稱 DVI) 注水至爐心底部。
- 自發式爐心冷卻系統 (PCCS) 包括一套高壓自發式爐心冷卻系統及一套低壓自發式爐心冷卻系統。高壓自發式爐心冷卻系統具有三個爐心補水槽 (CMT) 分別配置在每一環路上，及四個自動洩壓閥 (VADS -1, 2, 3, 4) 隨著 CMT 水位之下降逐次開啟。低壓自發式爐心冷卻系統則是一套圍阻體內更換燃料水儲存槽 (IRWST)，並且將一組 PRHR 熱交換器浸泡在 IRWST 槽內，利用自然環循來移除爐心之餘熱，以取代輔助飼水系統 (AFW)，並且將 IRWST 槽中之冷水注入爐心，以取代低壓注水系統 (LPIS)。當安全注水訊號啟動時，CMT 下游的電磁閥開啟，將 CMT 水經 DVI 注入爐心。調壓槽頂部三個自動洩壓閥 (VADS-1, 2, 3) 則視 CMT 水位之高度或壓力控制開啟而將蒸汽導入 IRWST 內隔板之右側或排入至集水槽 (catch tank)。當蒸汽產生器低水位 (25% 窄幅水位) 時，開啟通往 PRHR 之球閥將第二環路熱端的汽水混合物導入 PRHR 熱交換器，由 IRWST 隔板左側的冷水予以冷卻。而第四個洩壓閥 (VADS -4) 則在前三個 VADS 開啟兩分鐘後開啟，將第二環路熱端之汽水混合物導入集水槽中。最後當系統壓力降至 0.15 MPa

時，開啟 IRWST 底部之閥將其槽中的水經 DVI 注入爐心。圖 68 為 IIST 之示意圖。

(二) IIST 實驗之 TRACE 模式建立

在核研所先前研究報告當中，針對利用 RELAP5 程式來建立 IIST 設施模式有著詳細的研究，而在 RELAP5 之 IIST 設施模式中包含了 172 個 volumes 與 175 個 junctions 的連結以及 141 個 heat structures，圖 69 為 RELAP5 程式下的 IIST 設施模式。

藉由 IIST 設施之實驗數據以及參考 RELAP5 程式之 IIST 組件模式，TRACE 的 IIST 設施模式被研究與發展。在本研究中我們使用 SNAP v1.1.8 及 TRACE v5.0p1 的版本來建構 TRACE IIST 模式。圖 70 為 TRACE 之 IIST 模式(model A)，為三環路模擬模式：環路 1 包含組件 110~197，圖 70(b)，環路 2 包含組件 210~297，圖 70(c)，而環路 3 包含組件 310~397，圖 70(d)。每一環路皆模擬了熱冷端、蒸氣產生器進水室、蒸氣產生器 U 型管、蒸氣產生器出水室、跨管、冷卻水泵等等。而調壓槽位於環路 1 由 pipe 組件 720 來模擬，如圖 70(b)，破口位置於環路 2 由 valve 組件 805 來模擬，如圖 70(c)。壓力槽反應器是由 pipe 組件 3~19 來模擬，如圖 70(e)。此外，我們利用 TRACE 中的 vessel 組件來取代用 pipe 組件模擬壓力槽反應器，此 IIST 之 TRACE 模是我們稱為 model B，如圖 71 所示。

在 TRACE IIST 模式中我們利用 power 組件(power 32000)來模擬此模式之熱源，給定輸入功率表(power table)數值，如圖 72。此外，在 TRACE IIST 模式中主要之熱交換模擬表示如下：

● 圖 73 為顯示蒸氣產生器的一次測以及二次測之熱交換輸入；

- 圖 74 顯示壓力槽反應器內的熱交換輸入(包含 model A 及 model B)。

圖 75 顯示利用 time-dependent junction 組件來模擬飼水。在 IIST 模式中,所有破口組件皆使用組件裡的選項四利用 table 來模擬 IIST 設施實驗之邊界條件,如圖 76。最後,IIST 模式計算過程中使用 timestep 範圍為 $0.01\sim 1\times 10^{-8}$ 秒,如圖 77 所示。

(三) IIST SBLOCA 實驗與驗證

IIST 設施模式建立完成後,我們接下來將以實驗數據來驗證此模式之正確性。在小破口 LOCA 實驗中,收集相關所測量之實驗數據,與 IIST 設施模式數據作一比較,如表 8 所示。在 IIST 設施中實驗數據的紀錄器包含了超過 200 多個儀器設備,其中包含了 K-type 熱電偶、文氏流量計、壓力變換器、以及壓差變換器(測量溫度、壓力、流率、壓力差等等)。各個量測儀器之準確性如下:

- 熱電偶準確性約 2.2K 或 0.75% 下,
- 文氏流量計位於跨管下游處,測量環路流率之準確性約 1.66% 左右,
- 壓力以及壓力差變換器用來測量系統壓力以及環路區域壓力降,準確性範圍約 0.25%~0.77% 左右。
- 水位之計算依據系統壓力差和當地溫度,其水位準確性約在 1.8% 範圍左右。
- 破口流量是從集水槽中水位上升速度、流體區域、液體密度所計算

出來的,因此其準確性約為 1.8% 左右。而表 9 為顯示儀器所計算的數據,包含了計算範圍。

此外，在 IIST 設施當中，另設有 50 個視窗來監測壓力反應器、熱端，蒸氣產生器進水室、蒸氣產生器出口處、熱水流現象以及雙相流現象、蒸氣產生器二次測壓力，反應器壓力槽的跨管、冷端，以調壓槽。

IIST 設施小破口 LOCA 實驗中，模擬冷端管路的破口發生，破口面積為冷端管路截面積的 2%，水平破口位於環路 2 的冷端管路，以及所有的 HPI 不啟動。在小破口 LOCA 實驗當中，不模擬爐心功率的降變化以及水泵的降轉。其實驗之初始值顯示於表 10。

在 IIST 小破口 LOCA 實驗中，假設在零秒時發生破口，一次測之主要壓力開始降低直到壓力值略高於二次測之壓力值。在 128 秒時調壓槽之水位降到零，氣相流體開始從熱端管路進入蒸氣產生器 U 型管中。在發生破口 164 秒後，環路 1 的流率瞬間降到接近於零，也就是說環路 1 的蒸氣產生器熱移除之能力降低。而非壓縮氣體將會造成一次測和二次測溫度明顯的上升以及環路 1 的自然循環流率突然降低。

(四) IIST cooldown 實驗與驗證

1996 年，核三廠調壓槽出口管路破口造成冷卻水喪失在圍阻體內且造成反應器冷卻系統的 cooldown 及降壓過程。在這個意外中，估計的洩漏量為 50gpm。然而，由於 cooldown 及降壓的原因使反應器冷卻水系統水位降低，而造成過度預測其洩漏率及在意外處理上會造成誤判。因此，一連串的 IIST 設施 cooldown 實驗用來研究及討論其對反應器冷卻水系統造成的影響且證明其理論洩漏估算模式。此外，IIST 設施 cooldown 實驗結果同樣被用來評估 RELAP5 的 IIST 設施模式。

此研究中包含了三個 IIST 設施之 cooldown 實驗(C61128、C61210 及 C70122)，其初始值列於表 11。Cooldown 實驗分為兩個階段：第一個階段(0~1000 秒)為控制調壓槽加熱器的功率來維持一次側壓力及調節控制閥來控制二次側的壓力。第二個階段(1000 秒之後)為蒸氣產生器的釋壓閥開啟，爐心功率以每 50 秒 1.75kW 的功率降低，造成二次側的反應器冷卻系統 cooldown 及二次側的降壓。此 cooldown 實驗之 cooldown 比率介於 0.9~1.2K/min，符合核三廠電廠的限值。

(五) 實驗結果與討論

TRACE 之 IIST 設施模式模擬結果將與實驗結果來做比較。分為小破口 LOCA 實驗比較與 cooldown 實驗比較。

5.1 SBLOCA 實驗結果與討論

表 12 顯示 IIST、RELAP5 與 TRACE 的初始值比較圖，其 TRACE 分析結果與 IIST 實驗值、RELAP5 數據有好的相似性。圖 78 顯示 IIST、RELAP5 與 TRACE 的主要系統壓力比較圖，圖 79 顯示 IIST、RELAP5 與 TRACE 的破口流率比較圖，可以發現 TRACE 的主要系統壓力與破口流率模擬結果趨勢與 IIST 實驗數據及 RELAP5 數據相似。此外，我們可以看到 TRACE model 在 100~600 秒時主要系統壓力有過度預測的現象。由 IIST SBLOCA 實驗以及 RELAP5 分析數據，可以顯示出三個階段：(1)0~320 秒過冷液體從破口流出，(2)320~620 秒低質量雙相流，(3)620 秒後高質量雙相流。

在 IIST 設施實驗中可以觀察到三個環路的非對稱自然循環流率，如圖 80、圖 81 所示，但是 TRACE 與 RELAP5 都無法模擬這些

現象。圖 82、圖 83 顯示 IIST 實驗數據、RELAP5、與 TRACE 的蒸氣產生器壓力差比較圖，圖中可以看到 TRACE model A 的預測值與 RELAP5 的數據相當，而 TRACE model B 的預測值與 IIST 實驗數據相當類似，而 TRACE model A 與 model B 的不同在於壓力槽的組件。圖 84、圖 85 顯示環路 1 進出口室的水位比較圖，圖中可以得知 IIST 的蒸器產生器在約 500 秒之後水位會變成 0，而在 TRACE 及 RELAP5 模擬中則會過度預測其水位值。圖 86、圖 87 顯示第二環路的蒸氣產生器進出口室的水位比較值，其 IIST 實驗值、RELAP5、與 TRACE 模擬的值有相似的趨勢。然而，TRACE 的值在 400 秒之後會發現低於 IIST 實驗值與 RELAP5 值。圖 87 顯示其環路 3 的蒸氣產生器水位比較圖，在 1000 秒以內其模擬趨勢相當。TRACE model B 在 1000 秒之後水位會被低估，此外 RELAP5 在 1300 秒後也會被低估。圖 88、89 顯示環路 3 的冷熱端流體溫度比較圖，圖中可以看出 TRACE 與 RELAP5 在模擬環路 3 的流體溫度時，具有相當的可靠性。圖 90 顯示其爐心水位的比較圖，其模擬結果大致上相似，RELAP5 計算出的爐心水位會低於其他值，而 TRACE 計算值與 IIST 實驗值相近。此外，TRACE 與 RELAP5 都可以預測出到達爐心裸露的時間，也就是護套溫度上升的因素，如圖 91 所示。

根據以上的結果，TRACE 模擬分析趨勢與 IIST 實驗值及 RELAP5 預測值具有相當的相似度。此外，我們可以看出在 TRACE model B 的模擬中比 model A 更具有相當的準確性，例如在主系統壓力、破口流率、以及環路 2 蒸器產生器進出口壓差。

5.2 cooldown 實驗結果與討論

在 cooldown 實驗此部份，我們將探討三個實驗(包括 C61128、C61210、及 C70122)，而 C70122 實驗中我們只使用 TRACE model A 來分析 IIST 設施 cooldown 實驗。表 13、14、15 顯示其 IIST、RELAP5、及 TRACE 之 cooldown 實驗初始值比較圖，TRACE 分析結果與 RELAP5 及 IIST 實驗值比較，具有相當的準確性。

- C61128 案例

根據 C61128 之實驗數據，馬鞍山電廠之冷卻水為次冷態液體(9.6K)，冷卻速度約為 0.9 K/min，其皆在限制範圍下(≤ 1.85 K/min)。圖 92 顯示出在 IIST、RELAP5 及 TRACE 等分析模擬之系統壓力比較結果，從圖中可看出，TRACE model A 高估了整體之壓力，然而 RELAP5 也是高估了此項結果。圖 93 顯示出環路 1 的蒸氣產生器在 IIST、RELAP5 及 TRACE 之二次側壓力模擬結果，從圖中可看出 TRACE 之壓力趨勢大致上與 IIST 及 RELAP 相同，然而在 0~1000 秒時，TRACE 之模擬結果就比 IIST 及 RELAP5 得來的低。蒸氣產生器之壓力在 0~1000 秒時將維持定值，在第 1000 秒時蒸氣產生器之安全釋壓閥打開隨後壓力下降，最終壓力將與大氣相同。圖 94、95 和 96 標示出 TRACE 在二次側之蒸氣產生器，調壓槽以及爐心水位之模擬結果與 IIST 和 RELAP5 之結果相近。當釋壓閥在 1000 秒打開時，調壓槽及蒸氣產生器二次側的水位迅速下降，然而爐心水位值依舊維持相同水位。圖 97 及圖 98 為管路 1 熱管及冷管溫度在 IIST，RELAP5 及 TRACE 等不同系統軟體之模擬結果。TRACE 之預測熱管冷管溫度結果 IIST 實驗結果以及 RELAP5 結果吻合。

- C61210 案例

根據 C61128 之實驗數據，馬鞍山電廠之冷卻水為次冷態液體 (3K)，冷卻速度約為 1 K/min，其皆在限制範圍下 (≤ 1.85 K/min)。圖 99 顯示出在 IIST、RELAP5 及 TRACE 等分析模擬之系統壓力比較結果，從圖中可看出，TRACE model A 高估了整體之壓力(與 IIST 設施比較)，然而 RELAP5 也是高估了此項結果，此外，在 1700 秒後 RELAP5 的值會高於 TRACE。圖 100 顯示出環路 1 的蒸氣產生器在 IIST、RELAP5 及 TRACE 之二次側壓力模擬結果，蒸氣產生器之壓力在 0~1000 秒時維持定值，在第 1000 秒時蒸氣產生器之安全釋壓閥打開隨後壓力下降，最終壓力將與大氣相同。圖 101 顯示 TRACE 在二次側之蒸氣產生器水位之模擬結果與 IIST 和 RELAP5 之比較，可以看出 TRACE model A 的水位會被低估，但是趨勢還是與 RELAP5 及 IIST 實驗相似。圖 102 和圖 103 標示出 TRACE 在調壓槽以及爐心水位之模擬結果與 IIST 和 RELAP5 之結果相近。當釋壓閥在 1000 秒打開時，調壓槽及蒸氣產生器二次側的水位迅速下降，然而爐心水位值依舊維持相同水位。圖 104 及圖 105 為管路 1 熱管及冷管溫度在 IIST、RELAP5 及 TRACE 等不同系統軟體之模擬結果。TRACE 之預測熱管冷管溫度結果 IIST 實驗結果以及 RELAP5 結果吻合。

- C70122 案例

根據 C70122 之實驗數據，馬鞍山電廠之冷卻水為次冷態液體 (12.1K)，冷卻速度約為 1.2 K/min，其皆在限制範圍下 (≤ 1.85 K/min)。圖 106 顯示出在 IIST、RELAP5 及 TRACE 等分析模擬之系統壓力比較結果，從圖中可看出，TRACE model A 與 RELAP5 都高

估了主要系統壓力值，此外，在 1700 秒後 TRACE 的值會與 RELAP5 相似。圖 107 顯示出環路 1 的蒸氣產生器在 IIST、RELAP5 及 TRACE 之二次側壓力模擬結果，TRACE 的趨勢除了 1000~2000 秒之外，幾乎與 RELAP5 及 IIST 實驗值相當接近。蒸氣產生器之壓力在 0~1000 秒時維持定值，在第 1000 秒時蒸氣產生器之安全釋壓閥打開隨後壓力下降，最終壓力將與大氣相同。圖 108 顯示 TRACE 在二次側之蒸氣產生器水位之模擬結果與 IIST 和 RELAP5 之比較，可以看出 TRACE model A 的水位會被低估，但是趨勢還是與 RELAP5 及 IIST 實驗相似。圖 109 顯示 TRACE 在調壓槽水位之模擬結果與 IIST 和 RELAP5 之比較，可以看出 TRACE model A 的水位會被高估，但是趨勢還是與 RELAP5 及 IIST 實驗相似。圖 110 標示出 TRACE 在爐心水位之模擬結果與 IIST 和 RELAP5 之結果比較，TRACE 分析出的結果與 RELAP5 及 IIST 實驗相似。當釋壓閥在 1000 秒打開時，調壓槽及蒸氣產生器二次側的水位迅速下降，然而爐心水位值依舊維持相同水位。圖 111 及圖 112 為管路 1 熱管及冷管溫度在 IIST、RELAP5 及 TRACE 等不同系統軟體之模擬結果。TRACE 之預測熱管冷管溫度結果 IIST 實驗結果以及 RELAP5 結果吻合。

六、結論

本計畫使用 SNAP 與 TRACE 程式成功的建立了核三廠 TRACE 點中子動態模式以及 IIST 設施 TRACE 模式分析模式，並且完成穩態初始化以及暫態案例的分析研究與驗證。

建立完成的核三廠 TRACE 點中子動態模式，進行起動測試中的 PAT50 案例以及 FSAR 中的 LOF 案例之分析，並將分析結果與 RETRAN、LOFTRAN 以及電廠數據結果相做比較。由結果比較中可以看出 TRACE 點中子動力模式對於事故案例的熱水流分析具有一定的準確性，故未來將可使用核三廠 TRACE 點中子動態模式，應用於不同的事故安全分析。

另外，IIST 設施 TRACE 模式的分析數據，則與 IIST SBLOCA 實驗值、IIST cooldown 實驗值、以及 RELAP5 所計算的數據進行比較。由結果比較中可以看出，TRACE 之分析結果不但具有相似的趨勢性，還具有相當的準確性。

此外，美國核管會每年固定舉行兩次 CAMP 會議，參加此會議，能與更多使用者與程式開發者交流，能增加對 TRACE 程式的了解與更深入的應用。美國核管會正在籌備 TRACE 中級使用者的學習研討會，將來將參與此項研討會希望能對 TRACE 模式建立與改善有所助益。

T/B trip (PAT50)	time(sec)
Manual T/B trip	10
T/B stop valve full closure	10.1
Reactor trip	10.1
T/B bypass valves fully open	10.2
S/G low level	16
Feedwater pump trip	28.5
T/B bypass valves fully close	44.4

表 1 核三廠 PAT50 測試案例重要參數時序

PAT50	Plant data	TRACE data	Error(%)
Cold-leg temperature(F)	557.5	557.48	0.003
Hot-leg temperature(F)	619.5	619.66	0.03
PZR pressure(psia)	2214	2156.57	2.59
PZR liquid level(%)	56.53	55.1	2.53
S/G pressure(psia)	990.3	1004.98	1.48
S/G liquid level(%)	50	50.09	0.18
Feedwater flow(lbm/sec)	1193	1094.1	8.29
Steam flow(lbm/sec)	1200	1092.96	8.92

表 2 核三廠 PAT50 測試案例穩態初始化結果

跳機信號	設定點	延遲時間 (seconds)
Neutron Flux Hi	1.09 Nominal	0.5
PZR Pressure Hi	2399.7 psia	2.0
PZR LLG Pressure Lo	1959.7 psia	2.0
RCS Flow Lo	87% Nominal	1.0
PZR Water Level Hi	92%	0.5
OPΔT	107.26%	8.0
OTΔT	138.3%	8.0
SGNRWL Lo-Lo	17%	2.0
SI Signal	---	2.0
T/B Trip	---	0.1
RCP Undervoltage	---	1.5
RCP Underfrequency	57 Hz	0.6

表 3 核三廠反應器跳脫信號模擬

參數\初始數值	RETRAN	TRACE	Error(%)
爐心功率 (MWt)	2775.0	2775.0	0
調壓槽壓力 (psia)	2250.0	2256.4	0.28
爐心冷卻水流量 (lbm/sec)	29454.78	29354.36	0.34
壓力槽平均溫度 (°F)	588.5	591.9	0.58
蒸汽產生器壓力 (psia)	996.0	994.6	0.14
蒸汽集管壓力 (psia)	978.2	978.7	0.05
蒸汽流量 (lbm/sec/loop)	1137.0	1099.5	3.30
飼水流量 (lbm/sec)	1137	1108.6	2.49

表 4 核三廠 LOF 事故案例 RETRAN 及 TRACE 模式初始狀態比較

事件	LOFTRAN Time (sec)	RETRAN Time (sec)	TRACE Time(sec)
一個 RCP 開始降速	0.0	0.0	0.0
低流量跳脫設定點達到	1.4	1.47	1.67
控制棒開始插入(跳機)	2.4	2.47	2.67

表 5 核三廠 PLOF 事故分析重要事件時序

事件	LOFTRAN Time (sec)	RETRAN Time (sec)	TRACE Time(sec)
三個 RCPs 開始降速	0.0	0.0	0.0
低壓跳機訊號	0.0	0.0	0.07
控制棒開始插入(跳機)	1.5	1.5	1.57

表 6 核三廠 CLOF(UV)事故分析重要事件時序

事件	LOFTRAN Time (sec)	RETRAN Time (sec)	TRACE Time(sec)
三個 RCPS 開始降速	0.0	0.0	0.0
低頻跳機訊號	0.6	0.6	0.65
控制棒開始插入(跳機)	1.2	1.2	1.25

表 7 核三廠 CLOF(UF)事故分析重要事件時序

Parameter	IIST	Maanshan PWR	IIST/PWR
Design pressure (MPa)	2.1	15.6	1.35×10^{-1}
Maximum core power (MW)	0.45	2775	1.62×10^{-4}
Primary system volume (m ³)	5.37×10^{-1}	2.15×10^2	2.50×10^{-3}
Number of loops	3	3	1.0
Core			
Height (m)	1.0	3.6	2.77×10^{-1}
Hydraulic diameter (m)	1.08×10^{-1}	1.22×10^{-2}	8.85
Bypass area (m ²)	7.2×10^{-5}	1.54×10^{-2}	4.67×10^{-3}
Hot leg			
Inner diameter, D (m)	5.25×10^{-2}	7.35×10^{-1}	7.13×10^{-2}
Length, L (m)	2.0	7.28	2.75×10^{-1}
L/\sqrt{D} (m ^{0.5})	8.72	8.48	1.03
U-tube in one SG			
Number	30	5626	5.33×10^{-3}
Average length (m)	4.08	16.85	2.24×10^{-1}
Inner diameter (mm)	15.4	15.4	1.0
Volume (m ³)	2.28×10^{-2}	18.44	1.23×10^{-3}
Cold leg			
Inner diameter D (m)	5.25×10^{-2}	7.87×10^{-1}	6.67×10^{-2}
Length L (m)	5.0	15.7	3.18×10^{-1}
L/\sqrt{D} (m ^{0.5})	21.8	17.69	1.22
Downcomer			
Flow area (m ²)	0.0185	2.63	7.03×10^{-2}
Hydraulic diameter (m)	4.12×10^{-2}	4.8×10^{-1}	8.58×10^{-2}
Pressurizer			
Volume (m ³)	9.32×10^{-2}	39.64	2.35×10^{-3}
Surge-line flow area (m ²)	3.44×10^{-4}	6.38×10^{-2}	5.39×10^{-3}

表 8 The comparison of major parameters between IIST facility and the Maanshan NPP

Sensor	Function	Cal. Range	Tap Position (Hi/Lo)	Model	Serial	Spec. Range	TC	Remark
LT-1012	Downcomer level	0-2400 mm	Upper DC/Core Bot (+10cm)	1151dp4j22m1b1(RM)	RS123670	0-25 to 0-150 inH2O	TE1035A	
LT-1013	Core level-1	0-1900 mm	HL1(NC)/Core Bot(+10 cm)	1151dp4j22m1b1(RM)	RS123672	0-25 to 0-150 inH2O	TE1033	
LT-1101	Hot leg-1 level	0-80 mm	Top of HL1/Bot of HL1	1151dr2f22m1b1(RM)	1673547	0-0.5 to 0-6 inH2O	TE1119A	
LT-1102	Inlet plenum level-1	216-271 cm	Bot of IP/Top of IP	1151dp3e22m1b1(RM)	RS137880	0-5 to 0-30 inH2O	TE1120	
LT-1103	Outlet plenum level-1	0-700 mm	Top of OP/Bot of OP	1151dp4j22b1(RM)	781388	0-25 to 0-150 inH2O	TE1123	
LT-1104	COL vertical-Venturi	0-1100 mm	OP/Bots of COL				TE1124A	
LT-1105	COL horizontal	0-80 mm	Top of COL/Bot of COL	1151dr2f22m1b1(RM)	1673548	0-0.5 to 0-6 inH2O	TE1124A	
LT-1106	COL vertical-Pump	104-185 cm	Bot of COL/Top of CL1(1°C)	1151hp4e22b1	781025	0-25 to 0-150 inH2O	TE1124A	
LT-1107	Cold leg-1 level	0-80 mm	Top of CL1/Bot of CL1	1151dr2f22m1b1(RM)	1673549	0-0.5 to 0-6 inH2O	TE1127A	
PDT-1102	U-tube upflow-Short	-19.18-0 kPa	Top of IP/Top of U-tube				TE1105	
PDT-1104	U-tube downflow-Short	0-19.18 kPa	Top of U-tube/Top of OP				TE1105	
PDT-1105	U-tube inlet/outlet ΔP	-5-6 kPa	Tops of IP/OP	1151hp4e22b1(RM)	781,026	0-25 to 0-150 inH2O		
PDT-1110	ΔP betw. HL1/CL1	-2.0-3 kPa	CL1(NC)/HL1(NC)	1151hp4e22m2b1(RM)	476,861	0-25 to 0-150 inH2O		
LT-5101	ACC tank level-1	32-152 cm	ACC bot/ACC top	1151dp4e22m1b1(RM)	1710415	0-25 to 0-150 inH2O		
LT-1203	Core level-2	0-1900 mm	Core Bot(+10 cm)/HL2(NC)					
LT-1202	Inlet plenum level-2	0-700 mm	Top of IP/Bot of IP	1151dp4j22m1b1(RM)	RS123671	0-25 to 0-150 inH2O	TE1220	
LT-1203	Outlet plenum level-2	0-700 mm	Top of OP/Bot of OP	E13dm(FB)	4,604,979	-42 - 0 inH2O	TE1223	
LT-1204	COL vertical-Venturi	0-1100 mm	OP/Bot of COL	1151dp4j22b1(RM)	781,384	0-25 to 0-150 inH2O	TE1218	
LT-1205	COL horizontal	0-80 mm	Top of COL/Bot of COL	1151dr2f22m1b1(RM)	RS130749	0-0.5 to 0-6 inH2O	TE1218	
LT-1206	COL vertical-Pump	114-205 cm	Bot of COL/Top of CL2(1°C)	1151dp4e22m1b1(RM)	137884	0-25 to 0-150 inH2O	TE1218	
LT-1207	Cold leg-2 level	0-80 mm	Top of CL2/Bot of CL2	1151dr2f22m1b1(RM)	1673546	0-0.5 to 0-6 inH2O	TE1227A	
PDT-1202	U-tube upflow-Short	-77-0 in H ₂ O	Top of IP/Top of U-tube	1151hp5e22m2b1(RM)	476,863	0-125 to 0-750 inH2O	TE3205	
PDT-1204	U-tube downflow-Short	0-19.18 kPa	Tops of U-tube/OP	1151dp4e22m1b1(RM)	RS144683	0-25 to 0-150 inH2O	TE3205	
PDT-1205	U-tube inlet/outlet ΔP	-5-6 kPa	Tops of IP/OP	1151dp4e22b1(RM)	781,021	0-25 to 0-150 inH2O		
PDT-1210	ΔP betw. HL2/CL2	-2.0-3 kPa	HL2(NC)/CL2(NC)					
LT-5201	ACC tank level-2	0-1200 mm	ACC bottom/ACC top					

表 9 The instruments data of IIST facility (1)

Sensor	Function	Cal. Range	Tap Position (Hi/Lo)	Model	Serial	Spec. Range	TC	Remark
LT-1033	Core level-3	0-1900 mm	Core Bot(+10 cm)/HL3(NC)					
LT-1301	Hot leg-3 level	0-80 mm	Top of HL3/Bot of HL3/	1151dr2f22m1b1(RM)	RS130748	0-0.5 to 0-6 inH2O	TE1319A	
LT-1302	Inlet plenum level-3	250-308 cm	Bot of IP/Top of IP	1151dp3e22m1b1(RM)	RS137876	0-5 to 0-30 inH2O	TE1320	
LT-1303	Outlet plenum level-3	226-285 cm	Bot of OP/Top of OP	1151dp3e22m1b1(RM)	RS137877	0-5 to 0-30 inH2O	TE1323	
LT-1304	COL vertical-Venturi	129-218 cm	Bots of COL/OP	1151dp4e22m1b1(RM)	RS137881	0-25 to 0-150 inH2O	TE1324A	
LT-1305	COL horizontal	0-80 mm	Top of COL/Bot of COL	1151dr2f22m1b1(RM)	RS130752	0-0.5 to 0-6 inH2O	TE1324A	
LT-1306	COL vertical-Pump	124-206 cm	Bot of COL/Top of CL3(F/C)	1151dp4e22m1b1(RM)	1710414	0-25 to 0-150 inH2O	TE1324A	
LT-1307	Cold leg-3 level	0-80 mm	Bot of CL3/Top of CL3	1151dr2f22m1b1(RM)	RS130751	0-0.5 to 0-6 inH2O	TE1328	
PDT-1302	U-tube upflow-Short	0-77-0 inch	Tops of IP/U-tube	1151dp4e22m1b1(RM)	476864	0-125 to 0-750 inH2O	TE3305	
PDT-1304	U-tube downflow-Short	0-19.18 kPa	Tops of U-tube/OP	1151dp4e22m1b1(RM)	RS144682	0-25 to 0-150 inH2O	TE3305	
PDT-1305	U-tube inlet/outlet ΔP	-5-6 kPa	Tops of IP/OP	1151hp4e22b1(RM)	781,022	0-25 to 0-150 inH2O		
PDT-1310	ΔP betw. HL3/CL3	-2.0-3 kPa	HL3(NC)/CL3(NC)					
LT-5301	ACC tank level-3	32-152 mm	ACC bot/ACC top	1151dp4e22m1b1	1710413	0-25 to 0-150 inH2O		
LT-1001	PRV level	48-316 cm	PRV Bot(+115mm)/Top	1151dp4e22m1b1	1710412	0-25 to 0-150 inH2O	TE1033	
LT-2001	PRZ level	37-341 cm	PRZ Bot/Top	1151dp4e22m1b1(RM)	RS123499	0-25 to 0-150 inH2O	TE2012	
LT-3101	SG-1 2nd. level	0-92 inch	Upper tap/Tubesheet/	823dp-13simm2(FB)	87n21941-13a2	0-1500 mmH2O	TE3100	
LT-3201	SG-2 2nd. level	113-360 cm	Tubesheet/Upper tap	1151dp4e22m1b1(RM)	RS137883	0-25 to 0-150 inH2O	TE3200	
LT-3301	SG-3 2nd. level	0-92 inch	Upper tap/Tubesheet	823dp-13simm2(FB)	87n21941-13a3	0-1500 mmH2O	TE3300	
LT-4001	SG 2nd. feedwater tank	0-500 mm						
LT-2002	Catch tank level	0-4500 mm	Bot(+5 cm)/Top	1151dp5e22m1b1(RM)	123659	0-125 to 0-750 inH2O	TE2000	

表 9 instruments data of IIST facility (2)

Sensor	Function	Cal. Range	Tap Position (Hi/Lo)	Model	Serial	Spec. Range	TC	Remark
FT-1104A	Venturi-1 forward flow	0-6 inH ₂ O	Upstream/Center	1151dr2f22m1b1(RM)	RS124858	0-0.5 to 0-6 inH ₂ O	TE1118	
FT-1204A	Venturi-2 forward flow	0-6 inH ₂ O	Upstream/Center	1151dr2f22m1b1(RM)	RS124863	0-0.5 to 0-6 inH ₂ O	TE1218	
FT-1304A	Venturi-3 forward flow	0-6 inH ₂ O	Upstream/Center	1151dr2f22m1b1(RM)	RS124861	0-0.5 to 0-6 inH ₂ O	TE1318	
FT-1104D	Venturi-1 reversed flow	0-6 inH ₂ O	Downstream/Center				TE1118	
FT-1204D	Venturi-2 reversed flow	0-6 inH ₂ O	Downstream/Center				TE1218	
FT-1304D	Venturi-3 reversed flow	0-6 inH ₂ O	Downstream/Center	1151dr2f22m1b1(RM)	RS130750	0-0.5 to 0-6 inH ₂ O	TE1318	
PT-1001A	PRV upper-head AP	0-400 psia	PRV upper-head	1151gp8e22m1b1(RM)	RS124868	0-30 kg/cm ²		
PT-1001	PRV bottom AP	0-400 psia	PRV bottom(+115mm)	1144g0600a22(RM)	777,455	0-400 psia		
PT-1104	CL-1 AP	0-400 psia	CL-1 (FC)	1151gp8e22m1b1(RM)	RS123500	0-30 kg/cm ²		
PT-1204	On/Off signal							
PT-2001	PRZ AP	0-400 psia	Top of PRZ	1151gp8e22m1b1(RM)	RS123663	0-30 kg/cm ²		
PT-3001	SG 2nd. common outlet	0-150 psia	SG 2nd. common outlet	1151gp7e22m1b1(RM)	RS124869	0-10 kg/cm ²		
PT-3101	SG-1 2nd. AP	0-150 psia	Steam dome-1	1151hp7e22b1(RM)	772,096	0-200 psia		
PT-3201	SG-2 2nd. AP	0-150 psia	Steam dome-2	1151hp7e22b1(RM)	772,097	0-200 psia		
PT-3301	SG-3 2nd. Ap	0-150 psia	Steam dome-3	1151hp7e22b1(RM)	766,709	0-200 psia		
PT-5101	ACC-1 tank AP	0-150 psia	Top of ACC tank-1	1151gp8e22m1b1(RM)	RS123661	0-30 kg/cm ²		
PT-5201	ACC-2 tank AP	0-150 psia	Top of ACC tank-2	1151gp8e22m1b1(RM)	RS124865	0-30 kg/cm ²		
PT-5301	ACC-3 tank AP	0-150 psia	Top of ACC tank-3	1151gp8e22m1b1(RM)	RS124867	0-30 kg/cm ²		

Bot - Bottom DC - Downcomer HL - Hot Leg OP - Outlet Plenum RM - Rosemount
 CL - Cold Leg FB - Foxbord IP - Inlet Plenum PRV - Pressure Vessel TC - Temperature Compensation
 COL - Cross-Over Leg FC - Far Core NC - Near Core PRZ - Pressurizer

表 9 The instruments data of IIST facility (3)

Parameter	IIST test data
Primary coolant system	
Core power (kW)	126
Pressurizer pressure (MPa)	0.958
Pressurizer water level (mm)	1459
Loop flow rate (kg/s)	
Loop1	0.210
Loop2	0.217
Loop3	0.217
Hot-leg temperature (K)	
Loop1	450
Loop2	449
Loop3	451
Cold-leg temperature (K)	
Loop1	409
Loop2	408
Loop3	409
Secondary coolant system	
Secondary-side pressure (MPa)	
SG-1	0.301
SG-2	0.295
SG-3	0.295
Secondary-side fluid temperature (K)	
SG-1	407
SG-2	407
SG-3	407

表 10 IIST 設施小破口 LOCA 實驗之初始值

	C61128	C61210	C70122
Pressurizer pressure (MPa)	0.972	0.979	1.82
Pressurizer water level (mm)	1241	1269	1771
Core power (kW)	100.4	120	100.3
Hot-leg temperature (K)	442.1	448.8	468.5
Cold-leg temperature (K)	410.3	412.2	436.1
SG pressure (MPa)	0.286	0.283	0.62
SG water level (mm)	2230	2264	2293
SG fluid temperature (K)	405	0.979	435

表 11 The initial condition of the IIST facility cooldown experiments

Parameter	IIST facility	RELAP5	TRACE(model A)	TRACE(model B)
Primary coolant system				
Core power (kW)	126	126	126	126
Pressurizer pressure (MPa)	0.958	0.958	0.964	0.964
Pressurizer water level (mm)	1459	1413	1463	1394
Loop flow rate (kg/s)				
Loop1	0.210	0.227	0.219	0.204
Loop2	0.217	0.227	0.219	0.198
Loop3	0.217	0.227	0.219	0.198
Hot-leg temperature (K)				
Loop1	450	445	448.7	446.1
Loop2	449	445	448.7	446.1
Loop3	451	445	448.7	446.1
Cold-leg temperature (K)				
Loop1	409	409	409.5	409.5
Loop2	408	409	409.5	409.5
Loop3	409	409	409.5	409.5
Secondary coolant system				
Secondary-side pressure (MPa)				
SG-1	0.301	0.301	0.303	0.303
SG-2	0.295	0.301	0.299	0.299
SG-3	0.295	0.301	0.299	0.299
Secondary-side fluid temperature (K)				
SG-1	407	407	406.1	406.0
SG-2	407	407	405.6	405.6
SG-3	407	407	405.6	405.6

表 12 The comparison of SBLOCA experiment initial condition among
IIST facility, RELAP5, TRACE

	IIST facility	RELAP5	TRACE model A
Pressurizer pressure (MPa)	0.972	0.953	0.964
Pressurizer water level (mm)	1241	1225	1239
Core power (kW)	100.4	100.4	100.4
Hot leg temperature (K)	442.1	438.6	439.3
Cold leg temperature (K)	410.3	410.4	409.6
SG pressure (MPa)	0.286	0.286	0.290
SG water level (mm)	2230	2198	2186
SG fluid temperature (K)	405.0	404.0	404.6

表 13 The comparison of C61128 cooldown experiment initial condition among IIST facility, RELAP5, TRACE

	IIST facility	RELAP5	TRACE model A
Pressurizer pressure (MPa)	0.979	0.979	0.981
Pressurizer water level (mm)	1269	1342	1295
Core power (kW)	120	120	120
Hot leg temperature (K)	448.8	444.6	450.4
Cold leg temperature (K)	412.2	412.2	413.0
SG pressure (MPa)	0.283	0.289	0.286
SG water level (mm)	2264	2282	2262
SG fluid temperature (K)	405.0	404.6.0	403.1

表 14 The comparison of C61210 cooldown experiment initial condition among IIST facility, RELAP5, TRACE

	IIST facility	RELAP5	TRACE model A
Pressurizer pressure (MPa)	1.82	1.82	1.82
Pressurizer water level (mm)	1771	1748	1786
Core power (kW)	100.3	100.3	100.3
Hot leg temperature (K)	468.5	462.4	467.5
Cold leg temperature (K)	436.1	435.7	434.9
SG pressure (MPa)	0.620	0.626	0.632
SG water level (mm)	2293	2288	2285
SG fluid temperature (K)	435.0	433.3	432.9

表 15 The comparison of C70122 cooldown experiment initial condition among IIST facility, RELAP5, TRACE

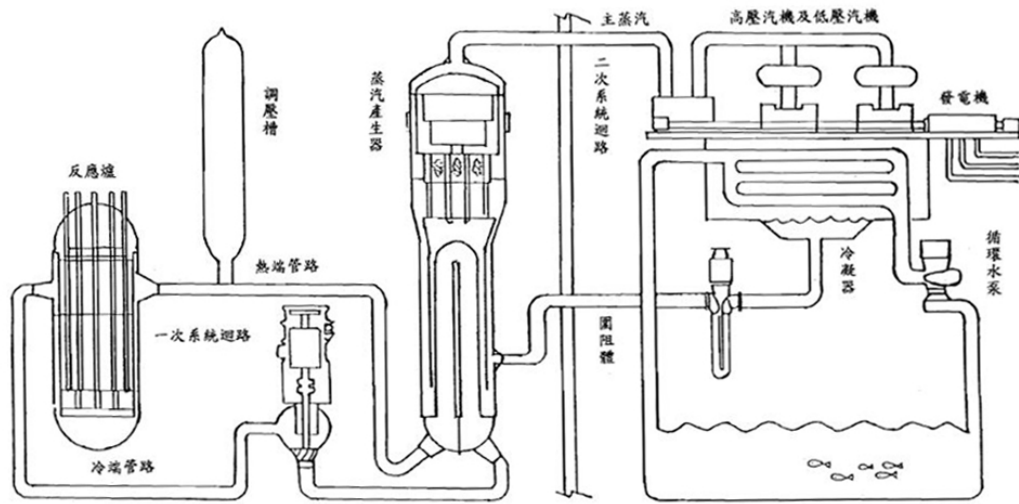


圖 1 壓水式核能電廠流程圖

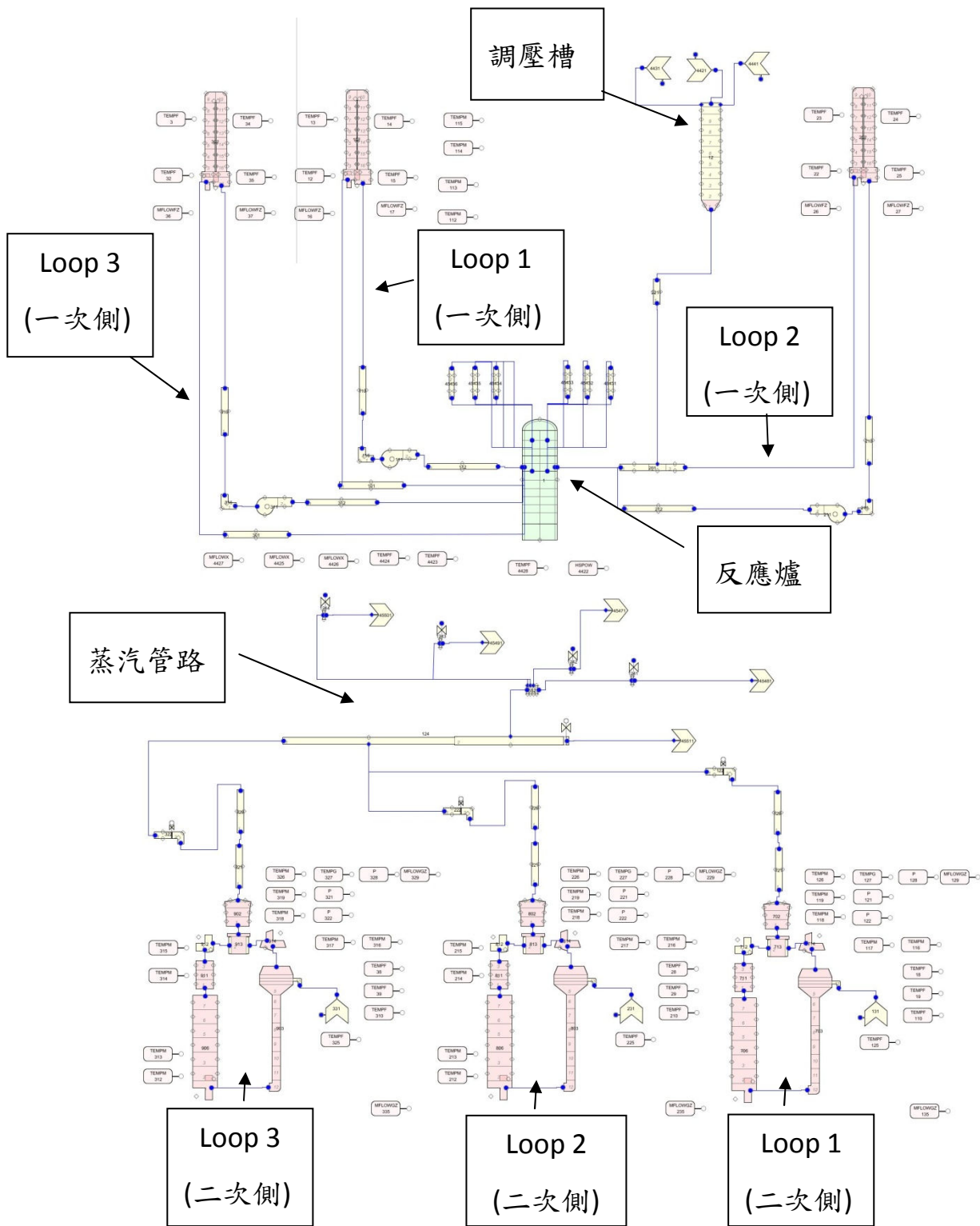


圖 2 核三廠整廠之 TRACE 模式

PORV 噴灑系統 SV

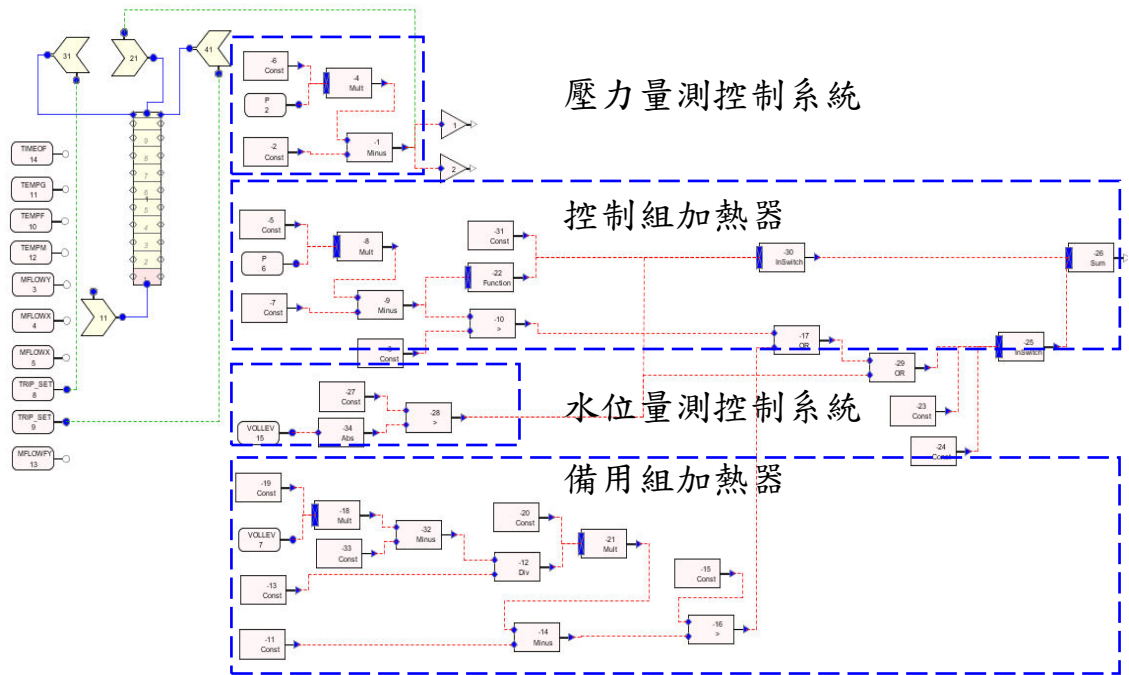


圖 3 以 SNAP 圖像軟體建構之 TRACE 調壓槽模式

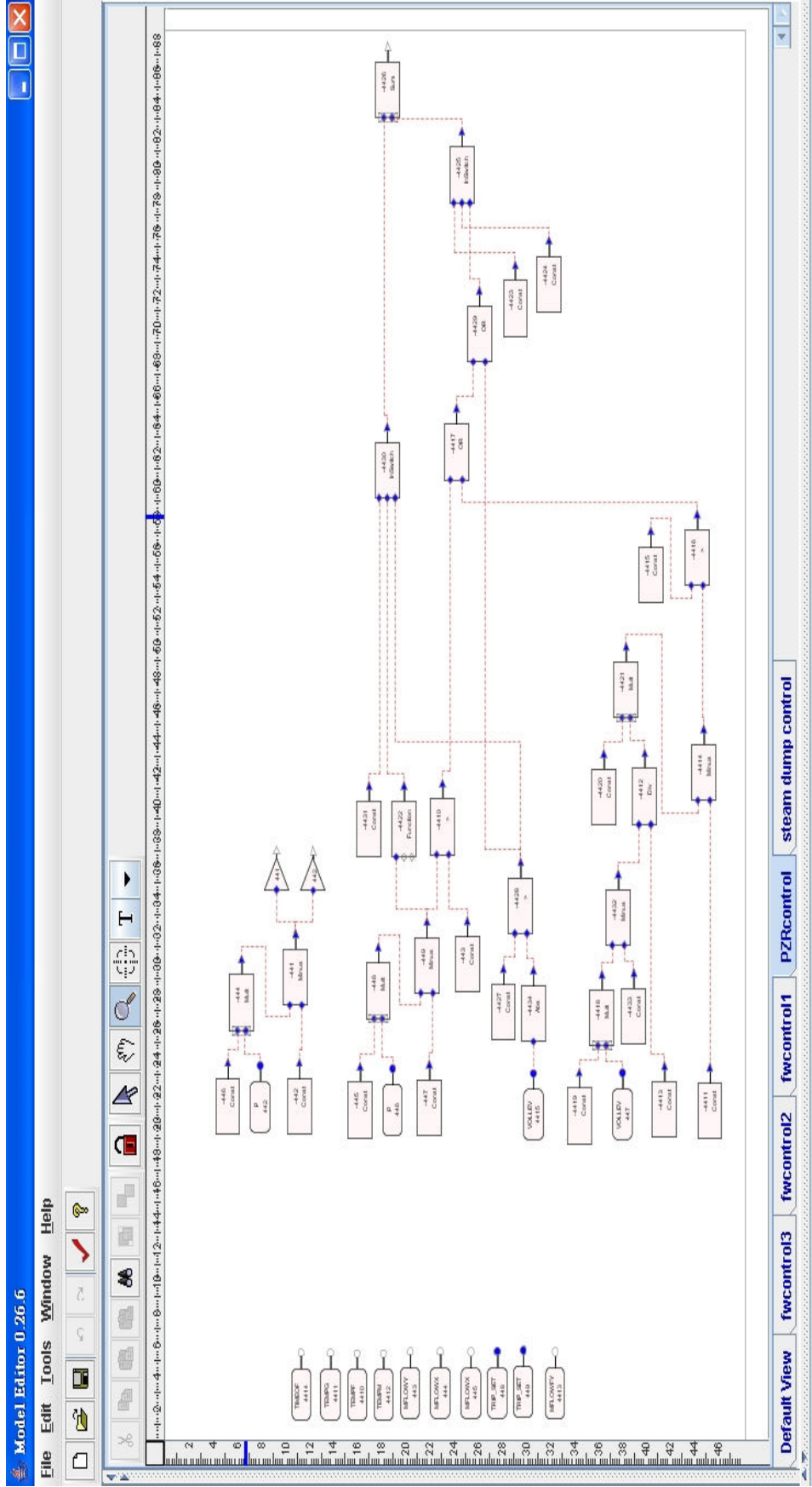


圖 4 核三廠整廠之調壓槽灑水與加熱控制系統之 TRACE 模式

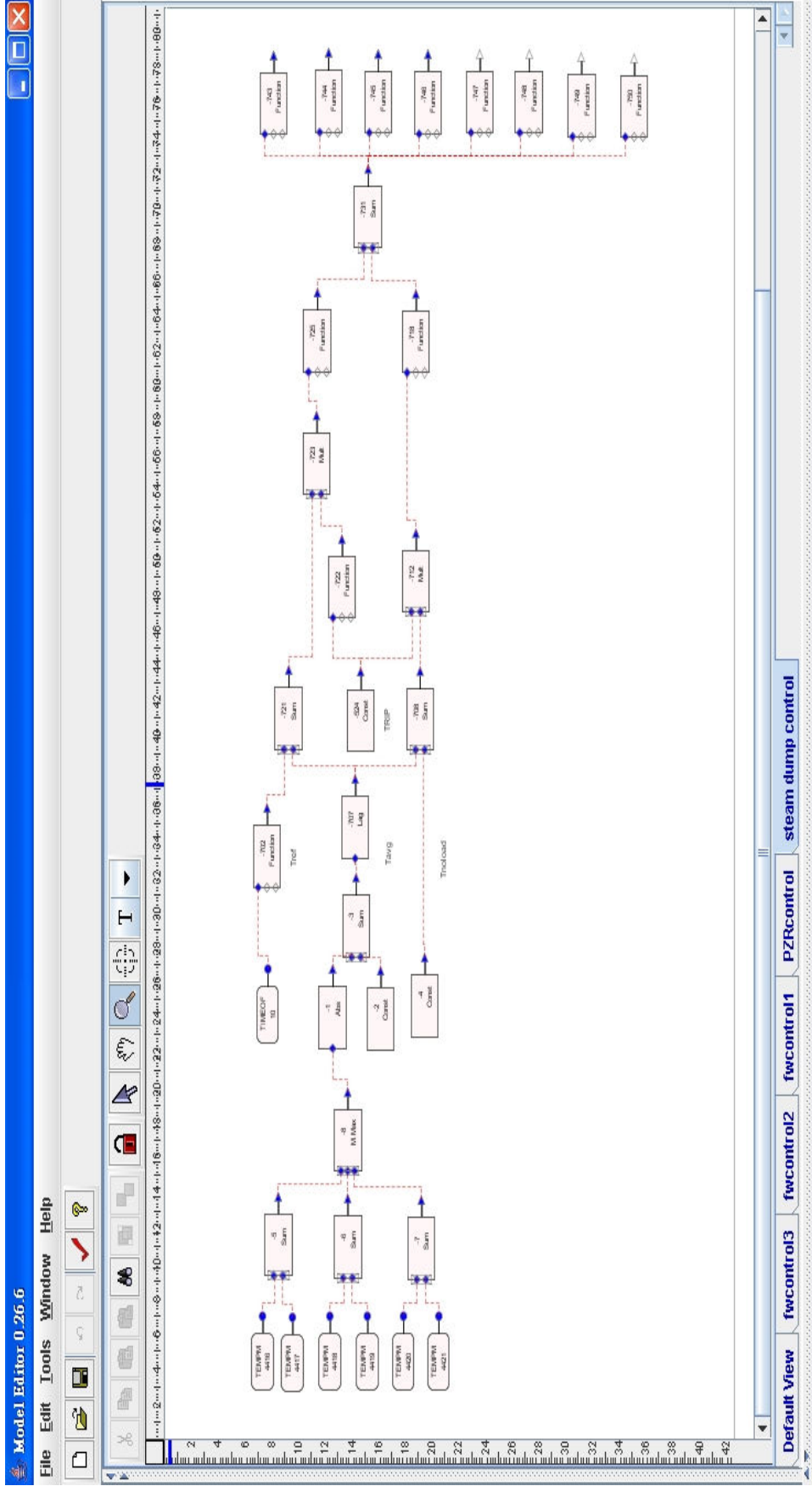


圖 5 核三廠整廠之蒸汽排放控制系統之 TRACE 模式

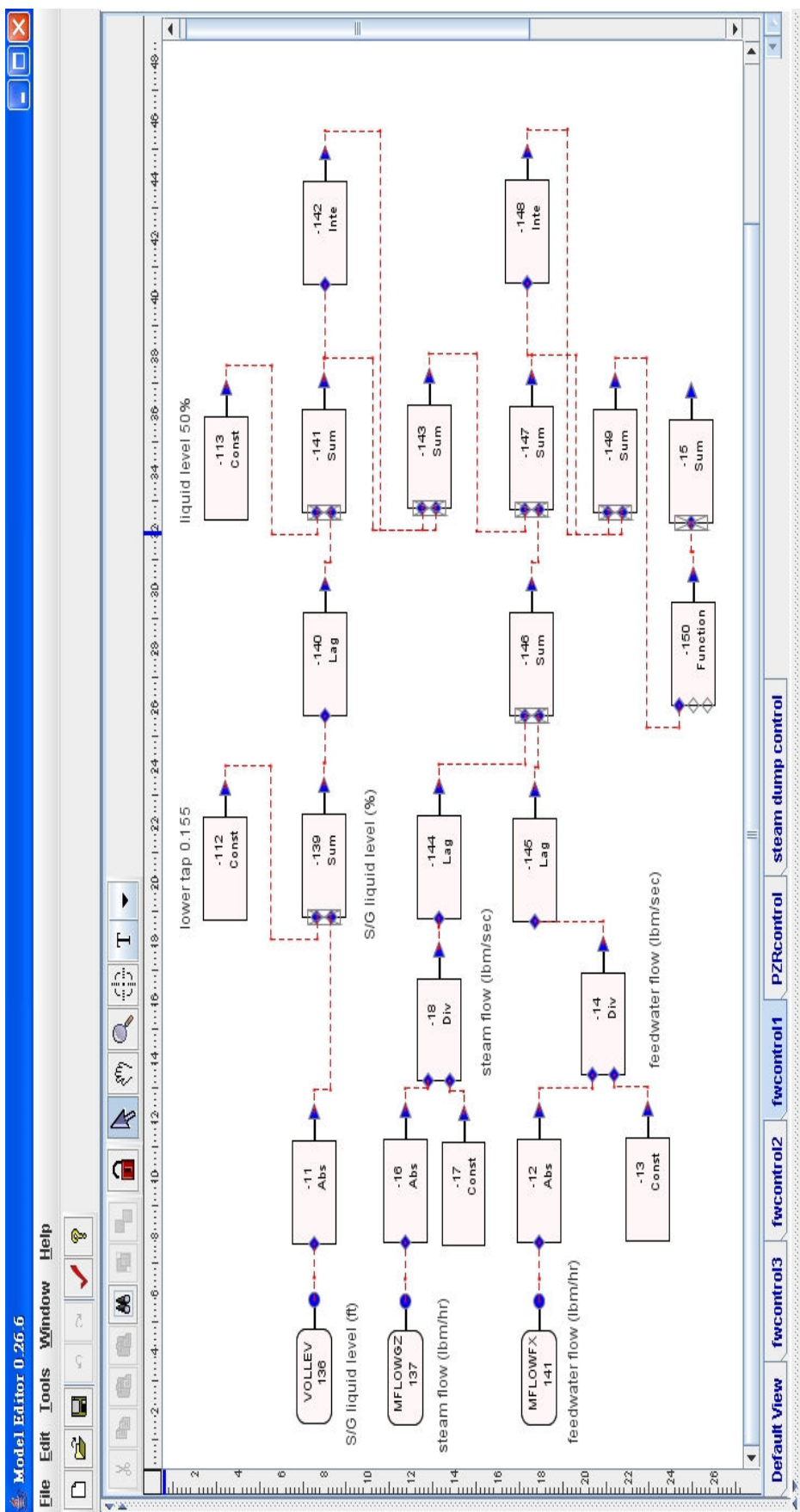


圖 6 核三廠整廠之環路一飼水三元控制系統之 TRACE 模式

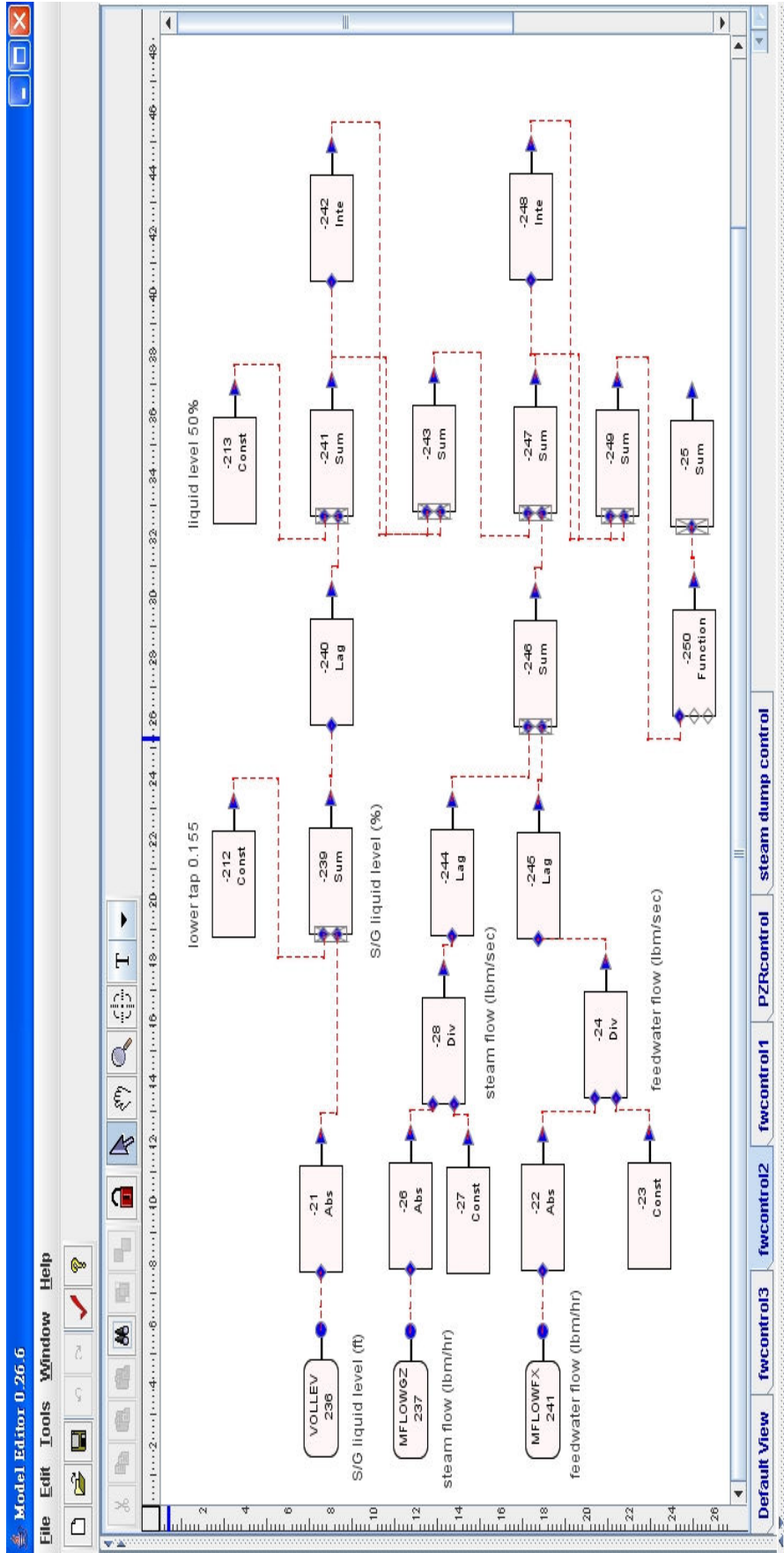


圖 7 核三廠整廠之環路二飼水三元控制系統之 TRACE 模式

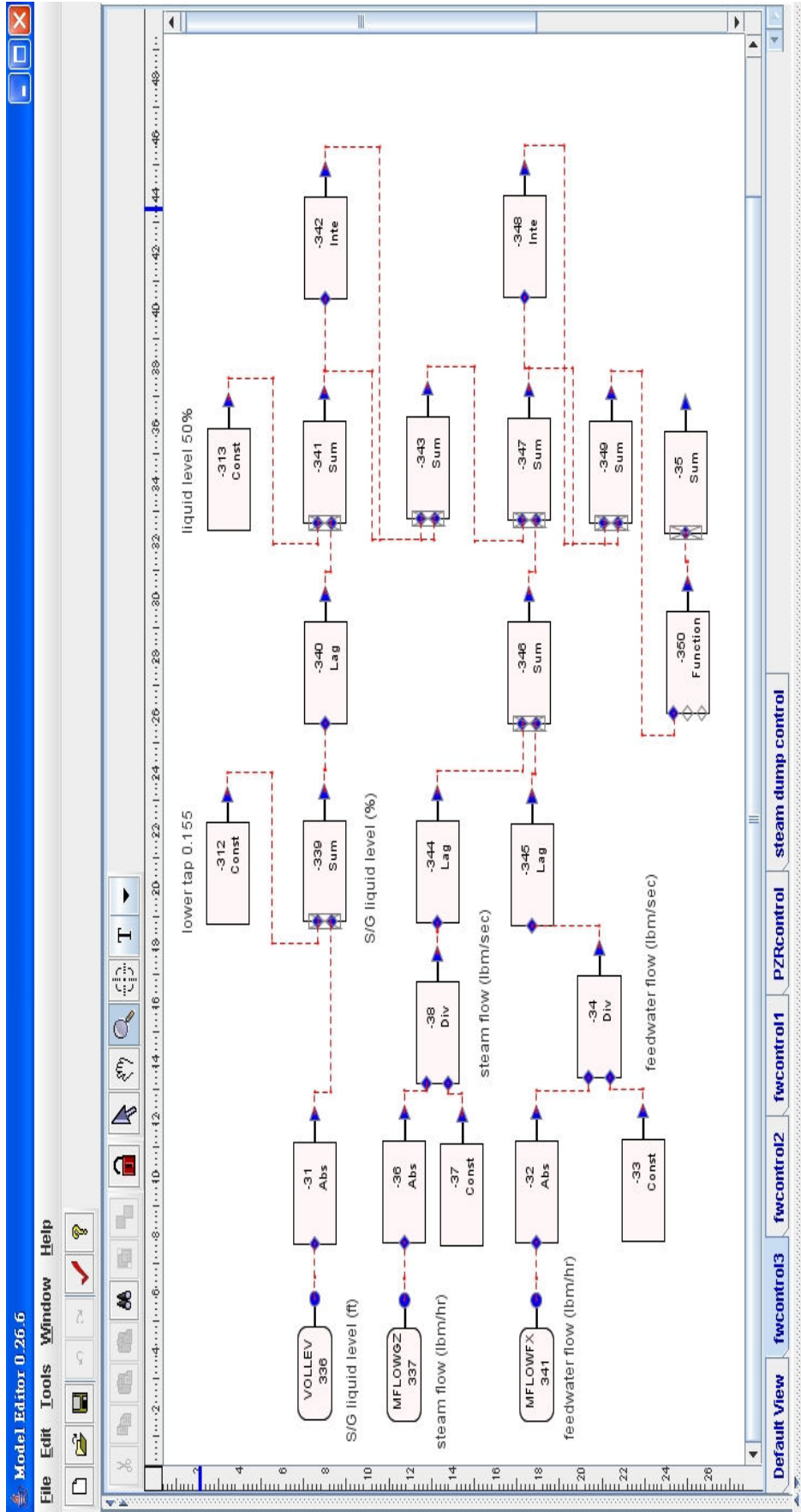


圖 8 核三廠整廠之環路三飼水三元控制系統之 TRACE 模式

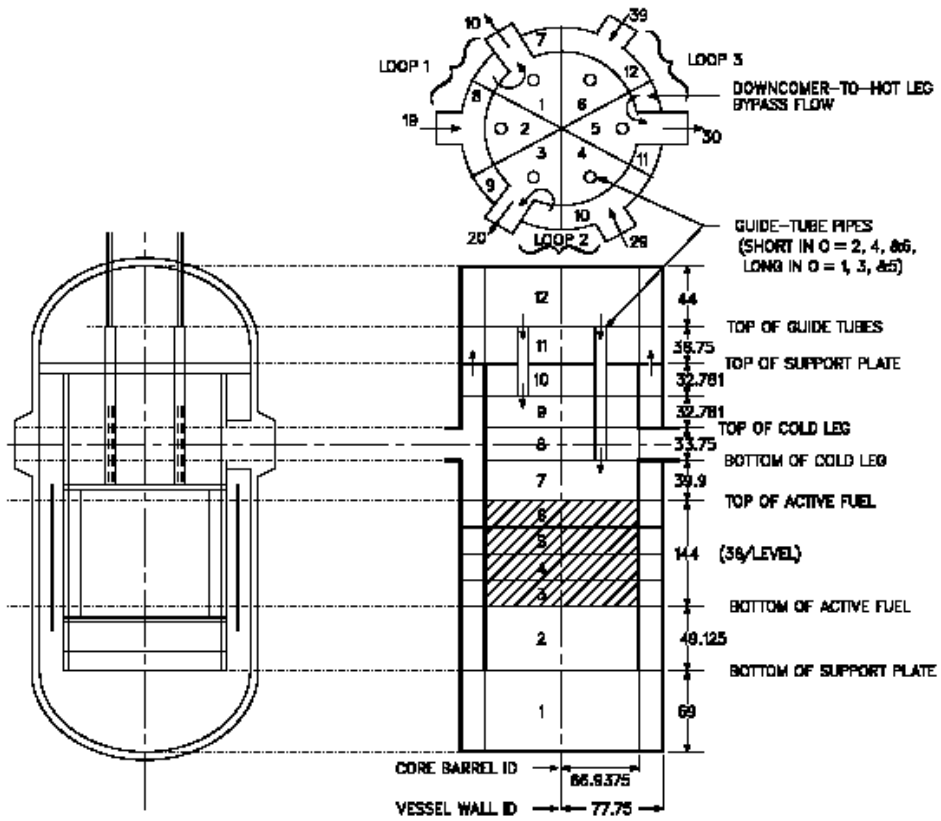


圖 9 TRACE 使用手冊的反應爐模式

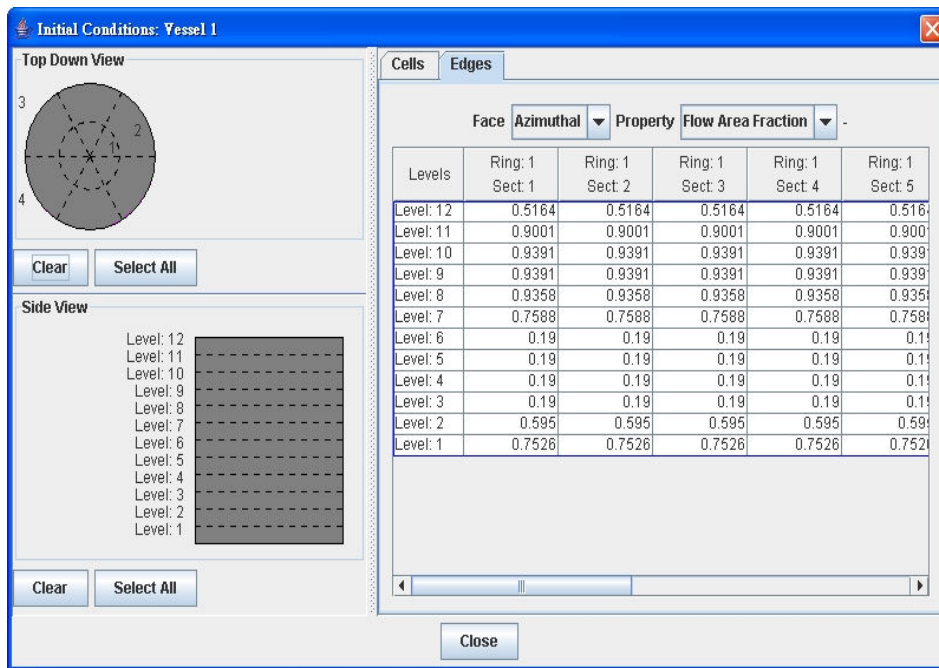


圖 10 每個區域的接觸面上的 flow area 比率

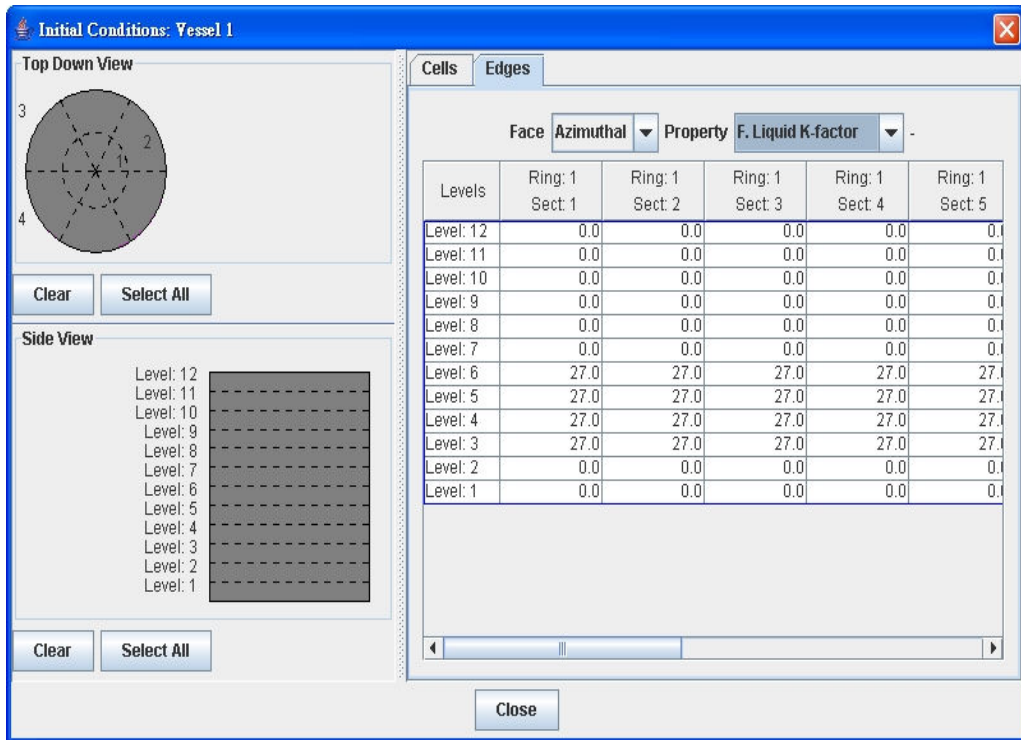


圖 11 每個區域的接觸面上的流阻

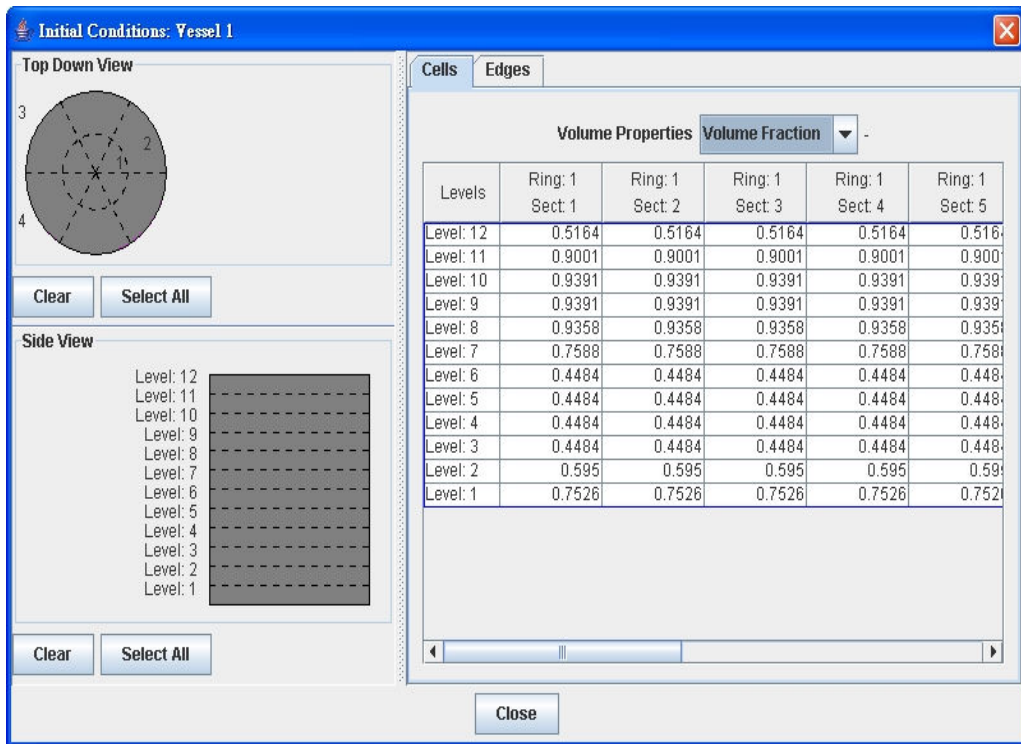


圖 12 每個區域的體積分率

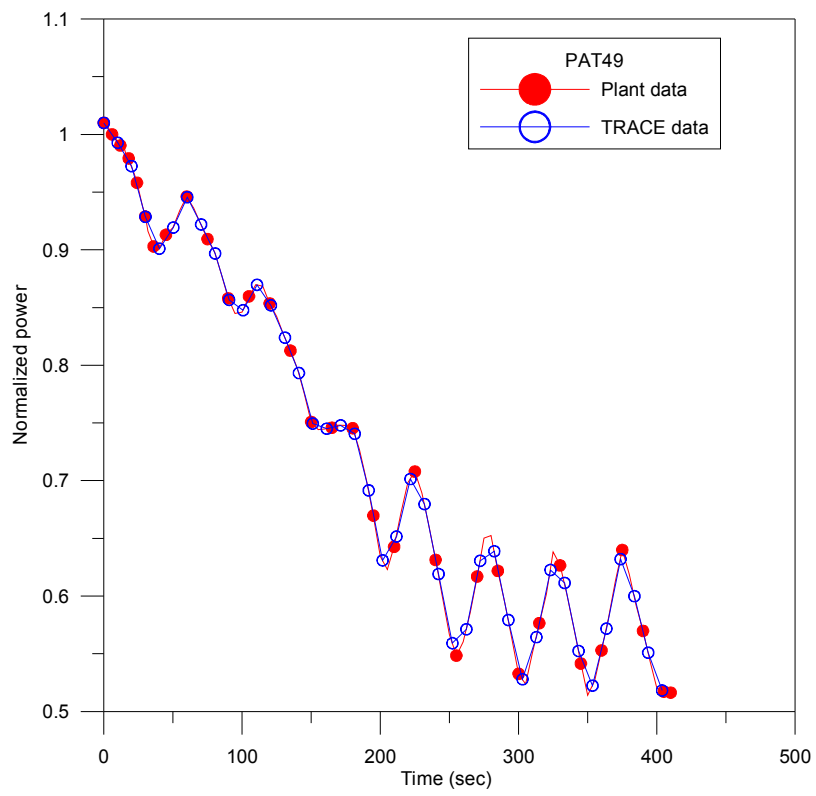


圖 13 核三廠的功率曲線

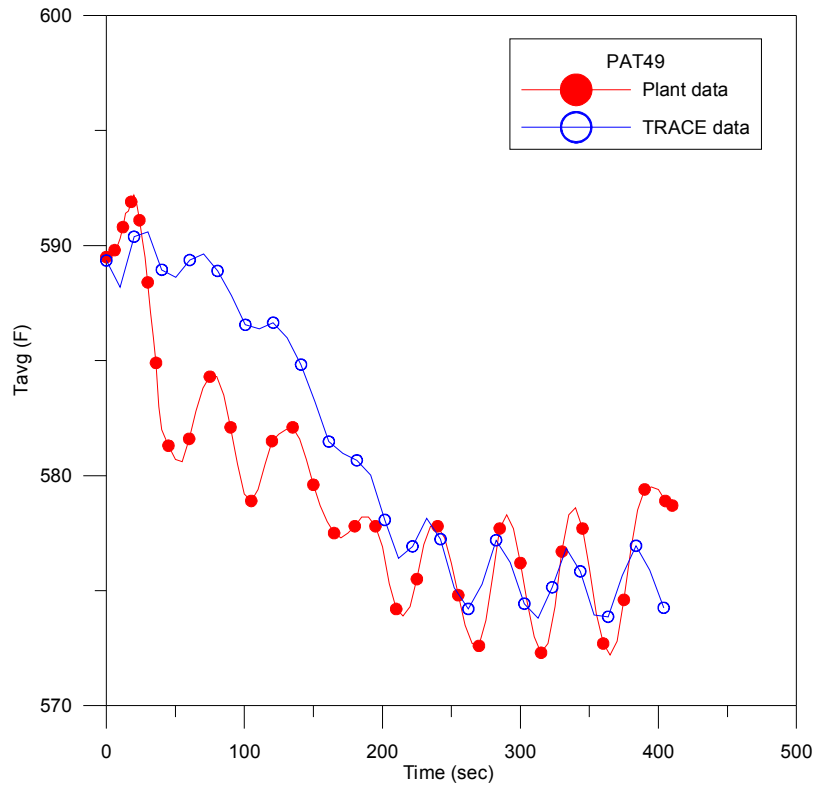


圖 14 核三廠的爐水均溫比較

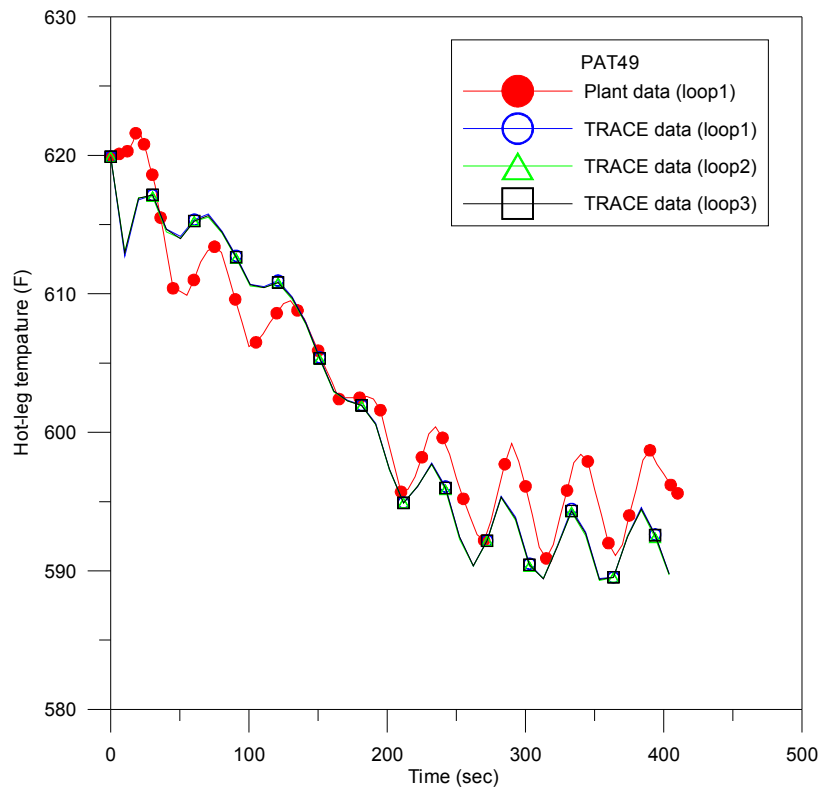


圖 15 核三廠的熱端溫度(hot-leg)比較

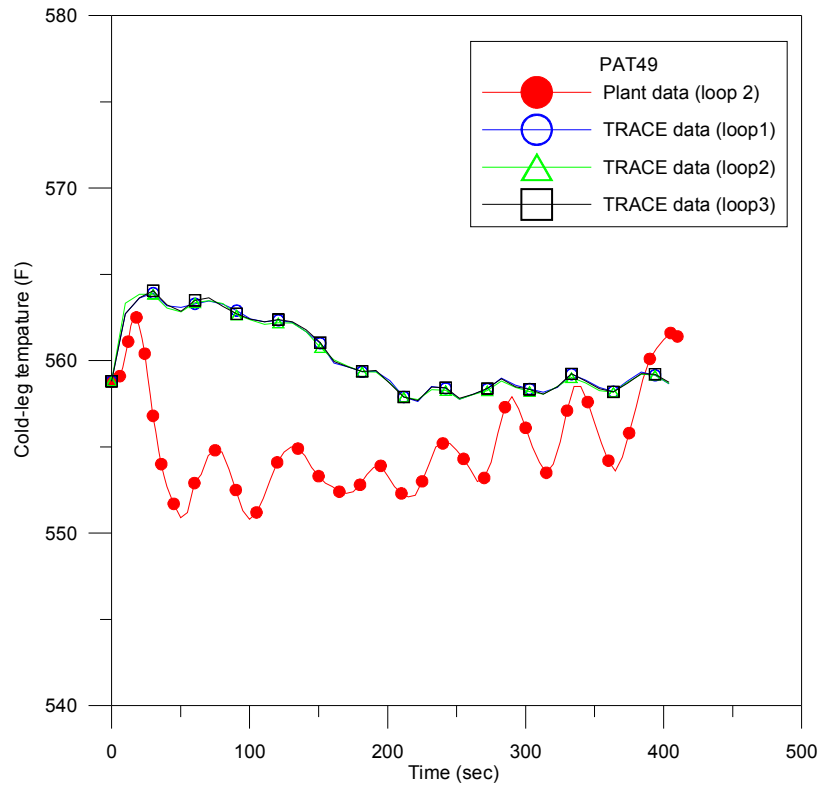


圖 16 核三廠的冷端溫度(cold-leg)比較

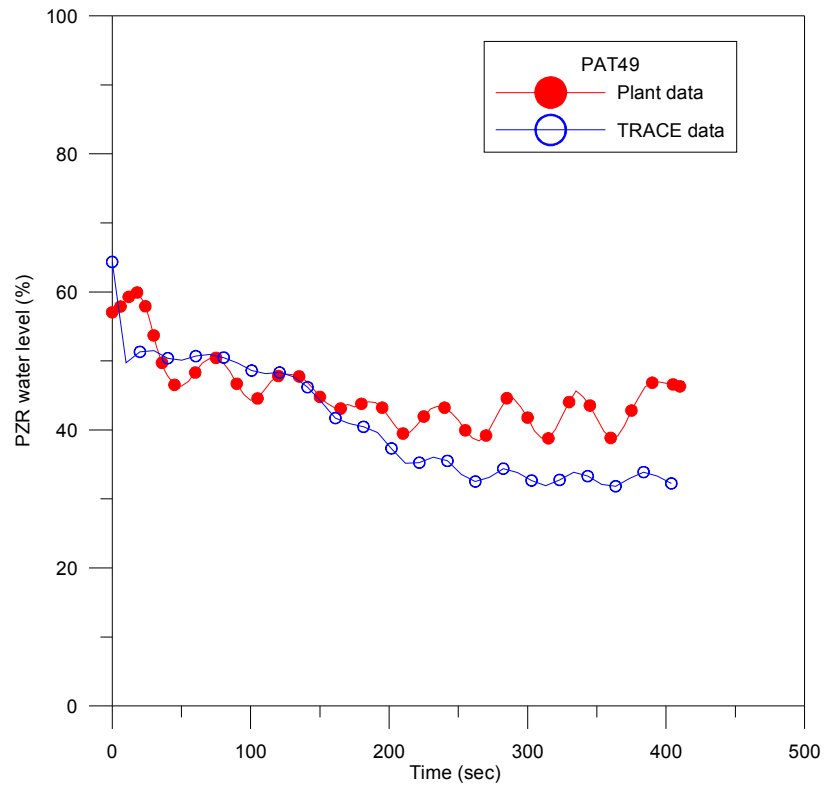


圖 17 核三廠的調壓槽水位比較

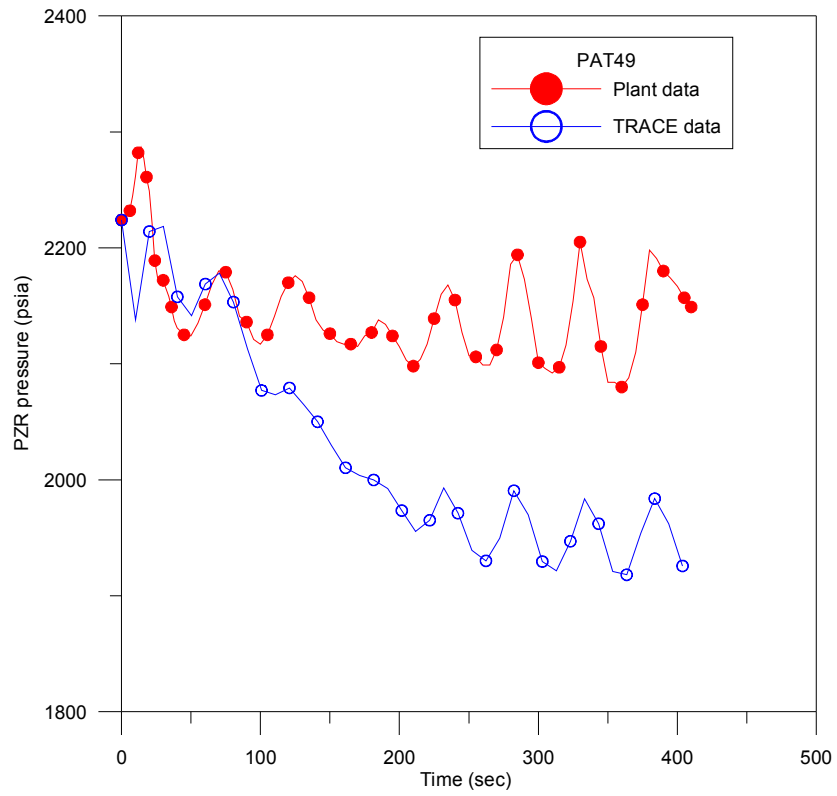


圖 18 核三廠的調壓槽壓力比較

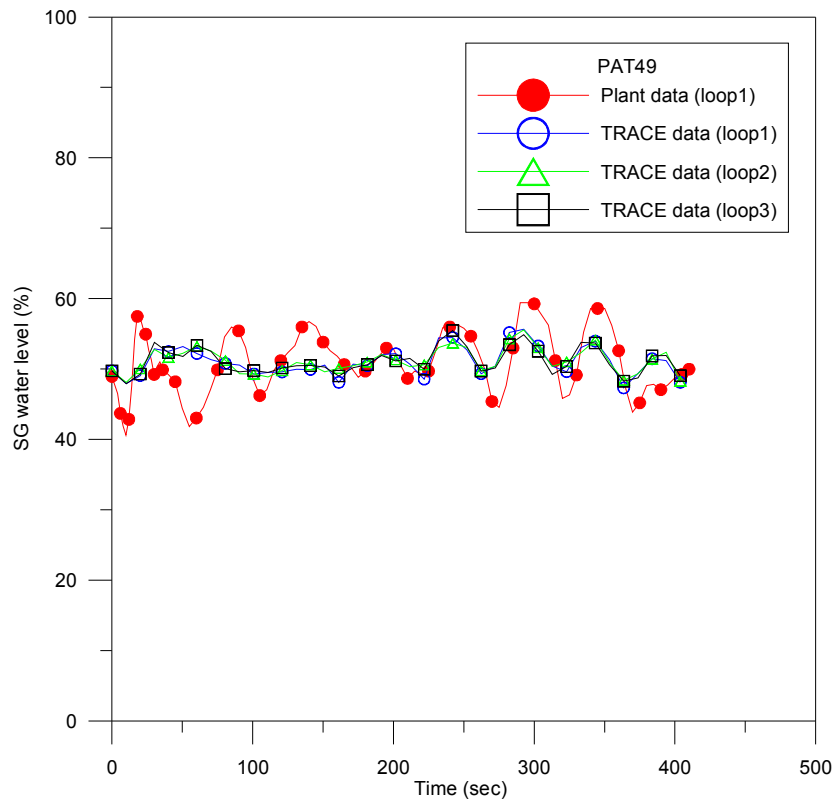


圖 19 核三廠的蒸汽產生器水位比較

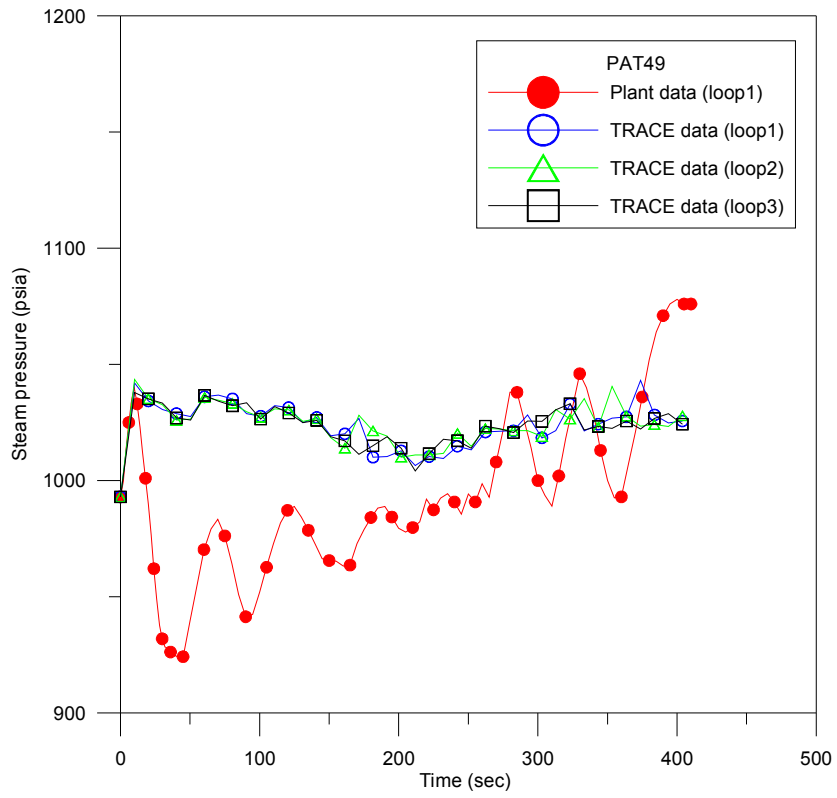


圖 20 核三廠的蒸汽產生器蒸汽壓力比較

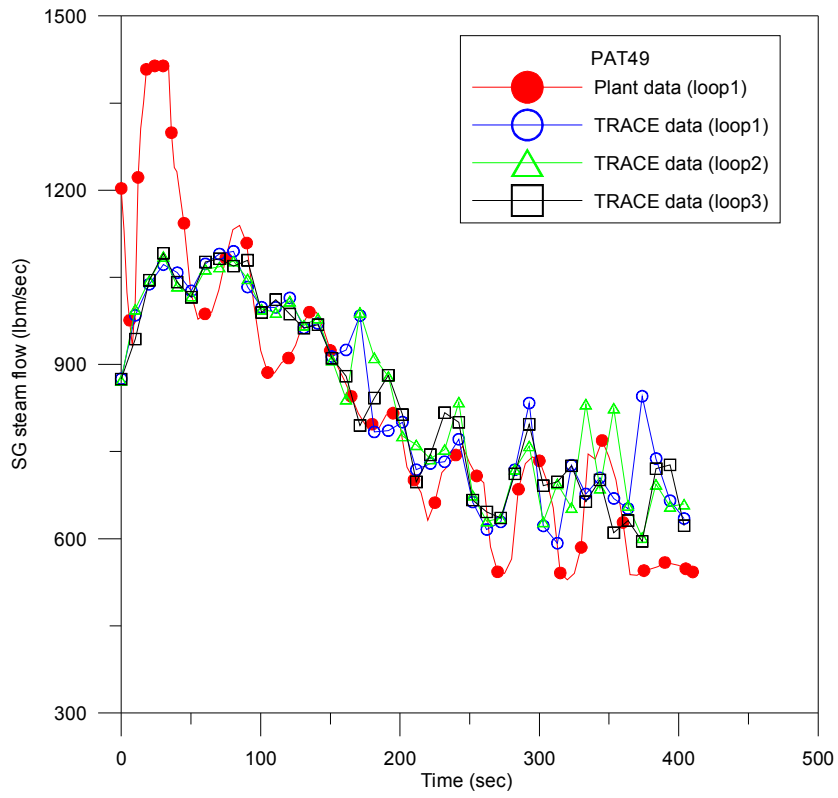


圖 21 核三廠的蒸汽產生器蒸汽流量比較

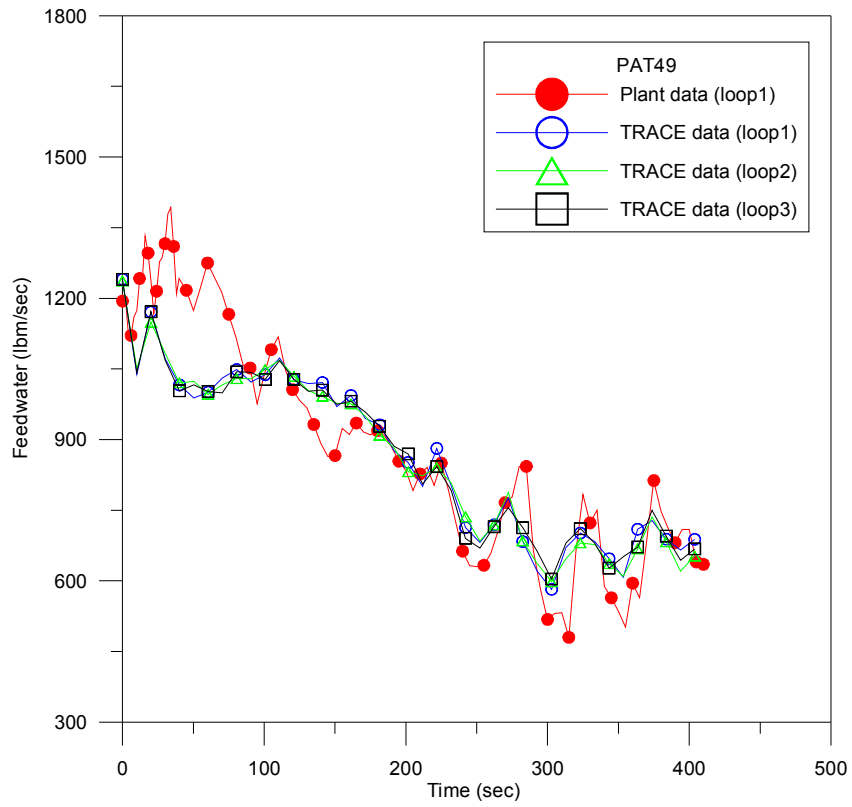


圖 22 核三廠的蒸汽產生器飼水流量比較

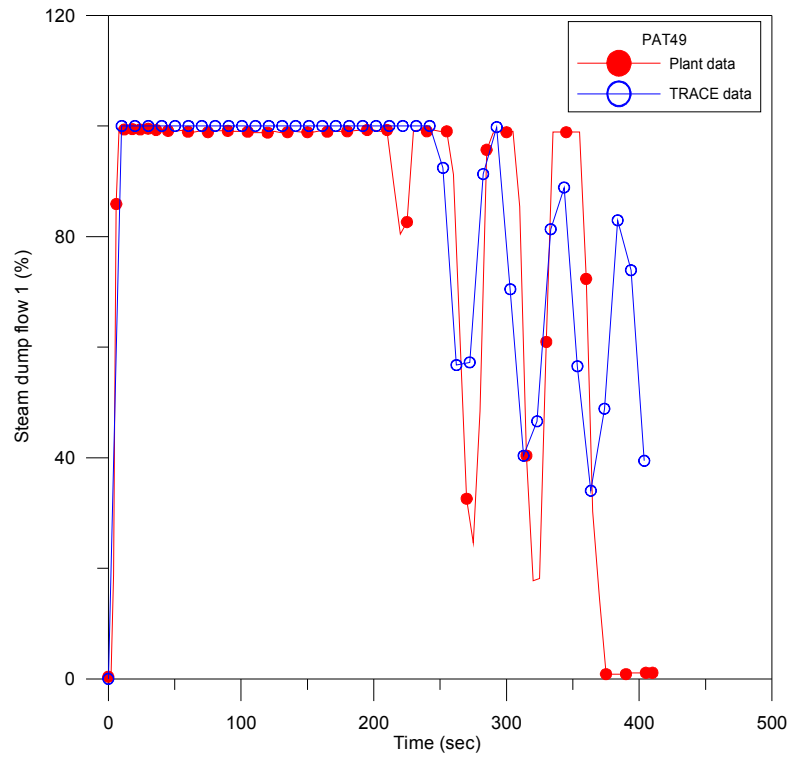


圖 23 核三廠的蒸汽排放控制系統第一組閥比較

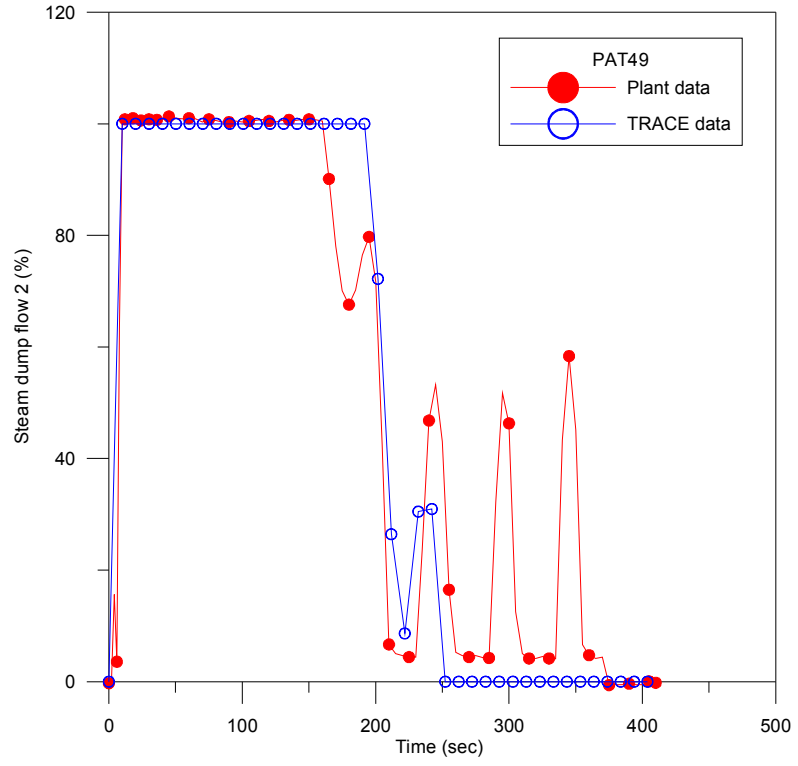


圖 24 核三廠的蒸汽排放控制系統第二組閥比較

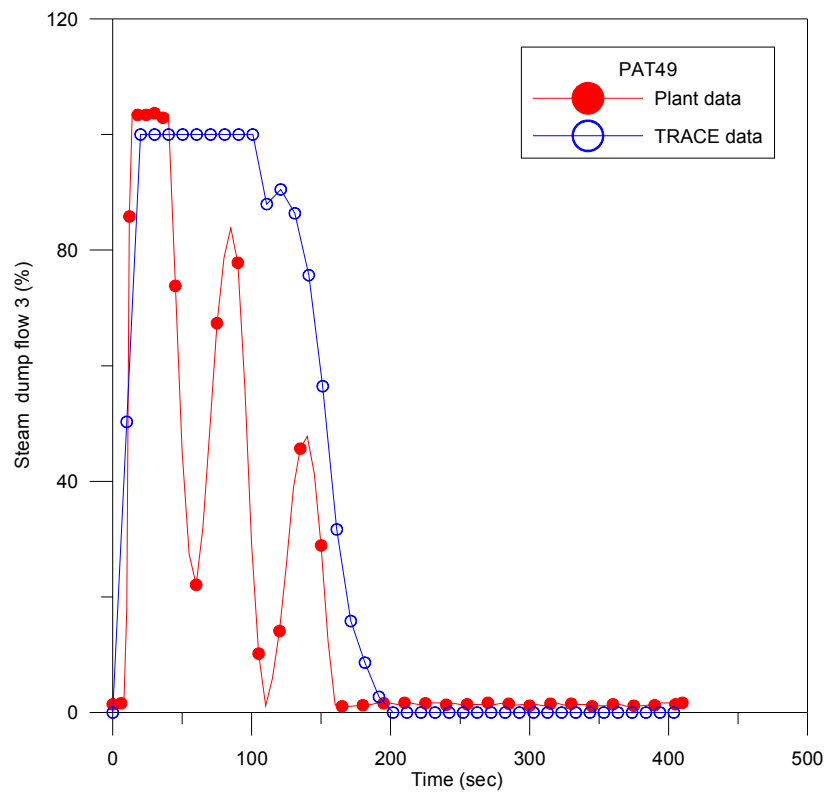


圖 25 核三廠的蒸汽排放控制系統第三組閥比較

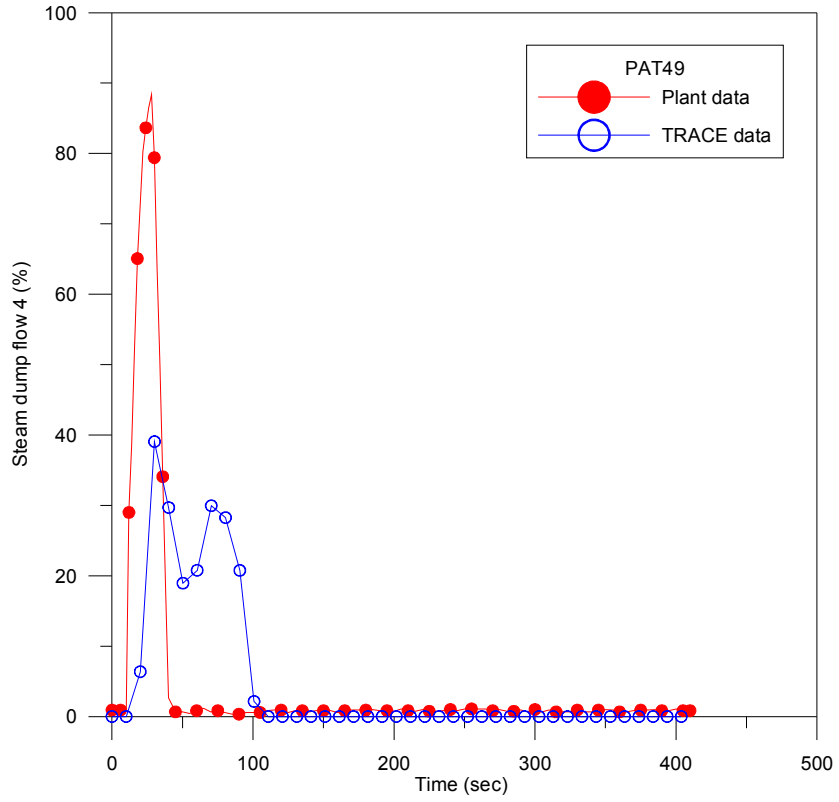


圖 26 核三廠的蒸汽排放控制系統第四組閥比較

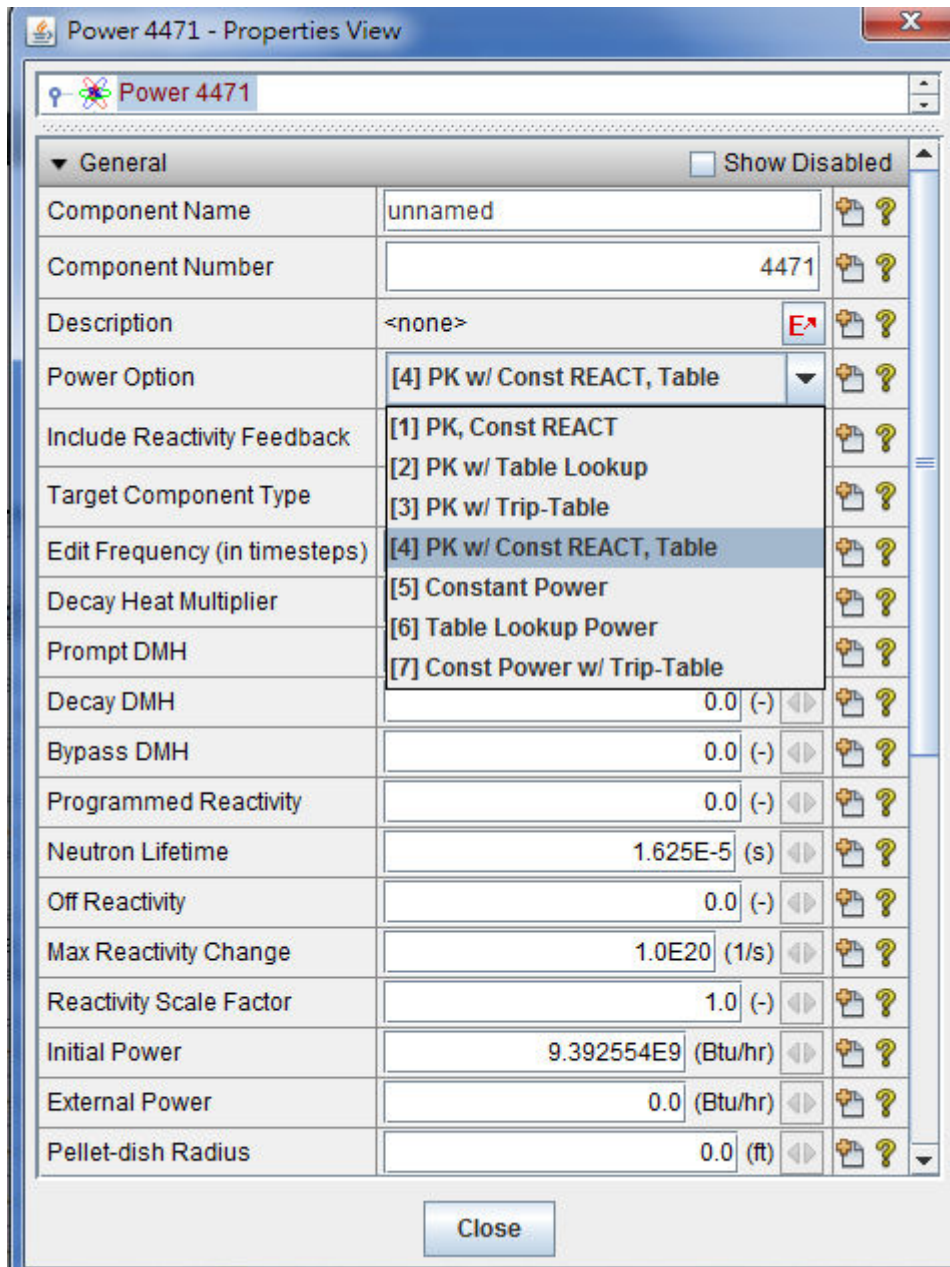


圖 27 設定 TRACE 模式之功率選項

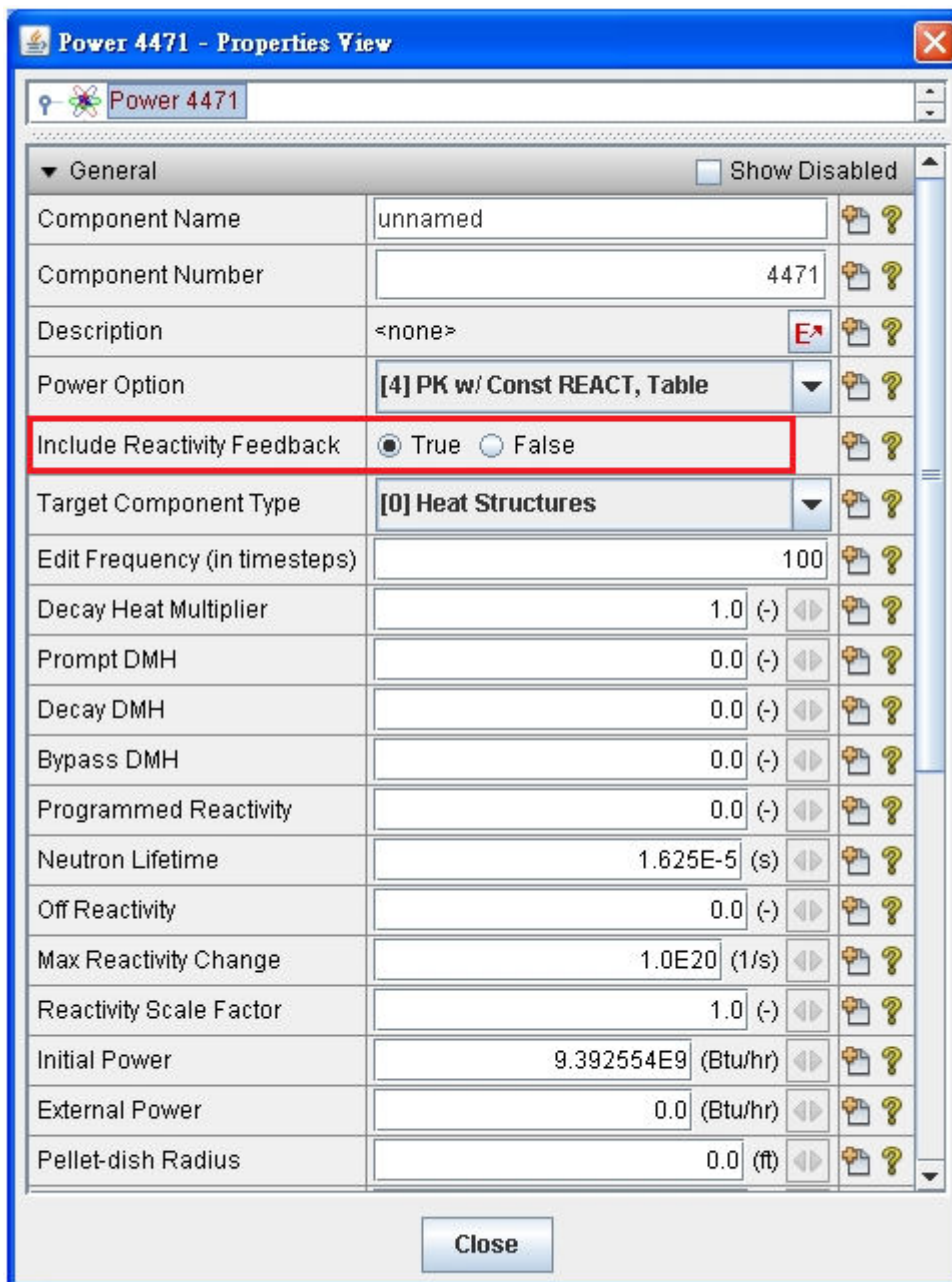


圖 28 開啟反應度回饋

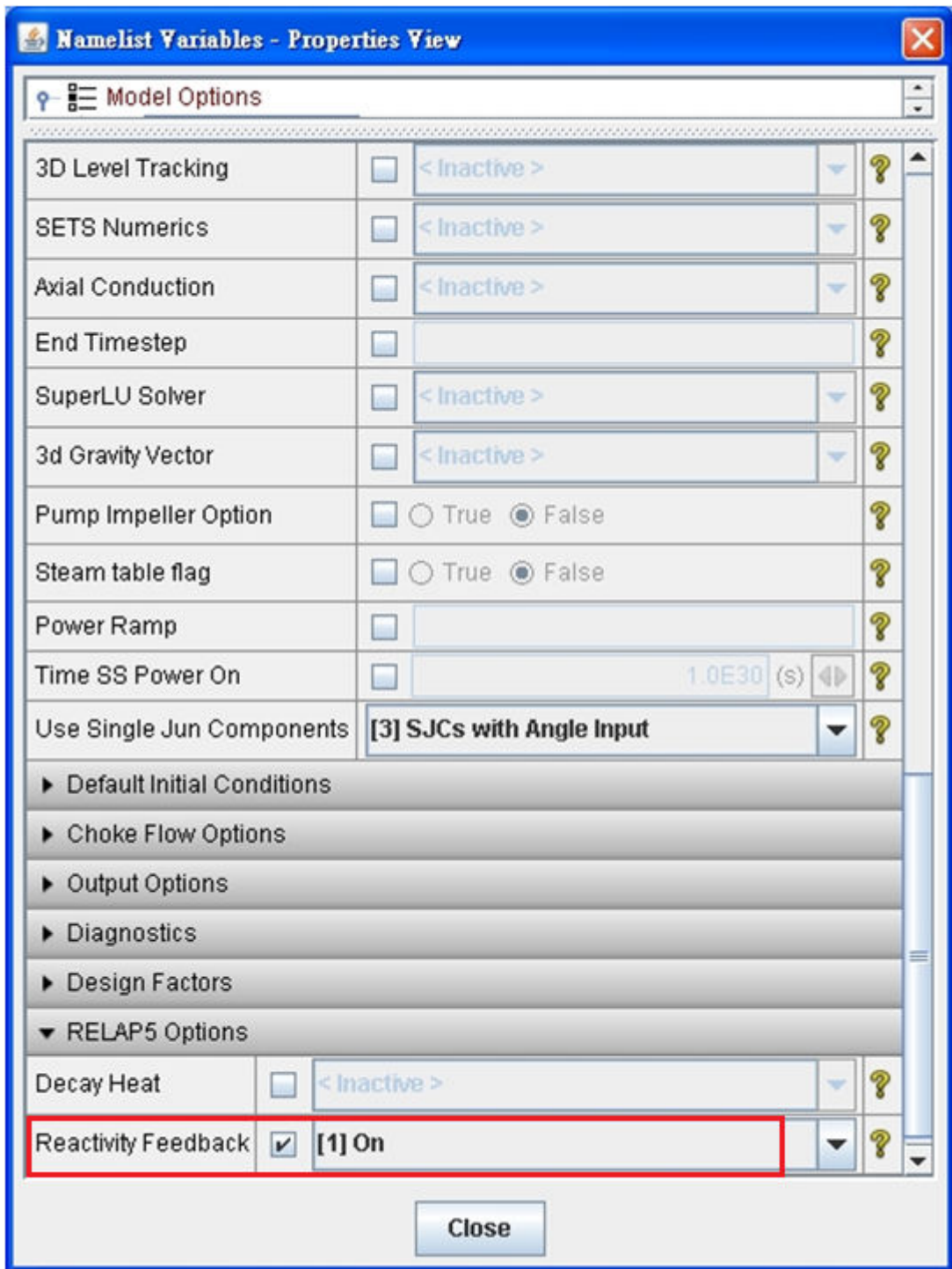


圖 29 開啟 RELAP5 option 中的 Reactivity Feedback 選項

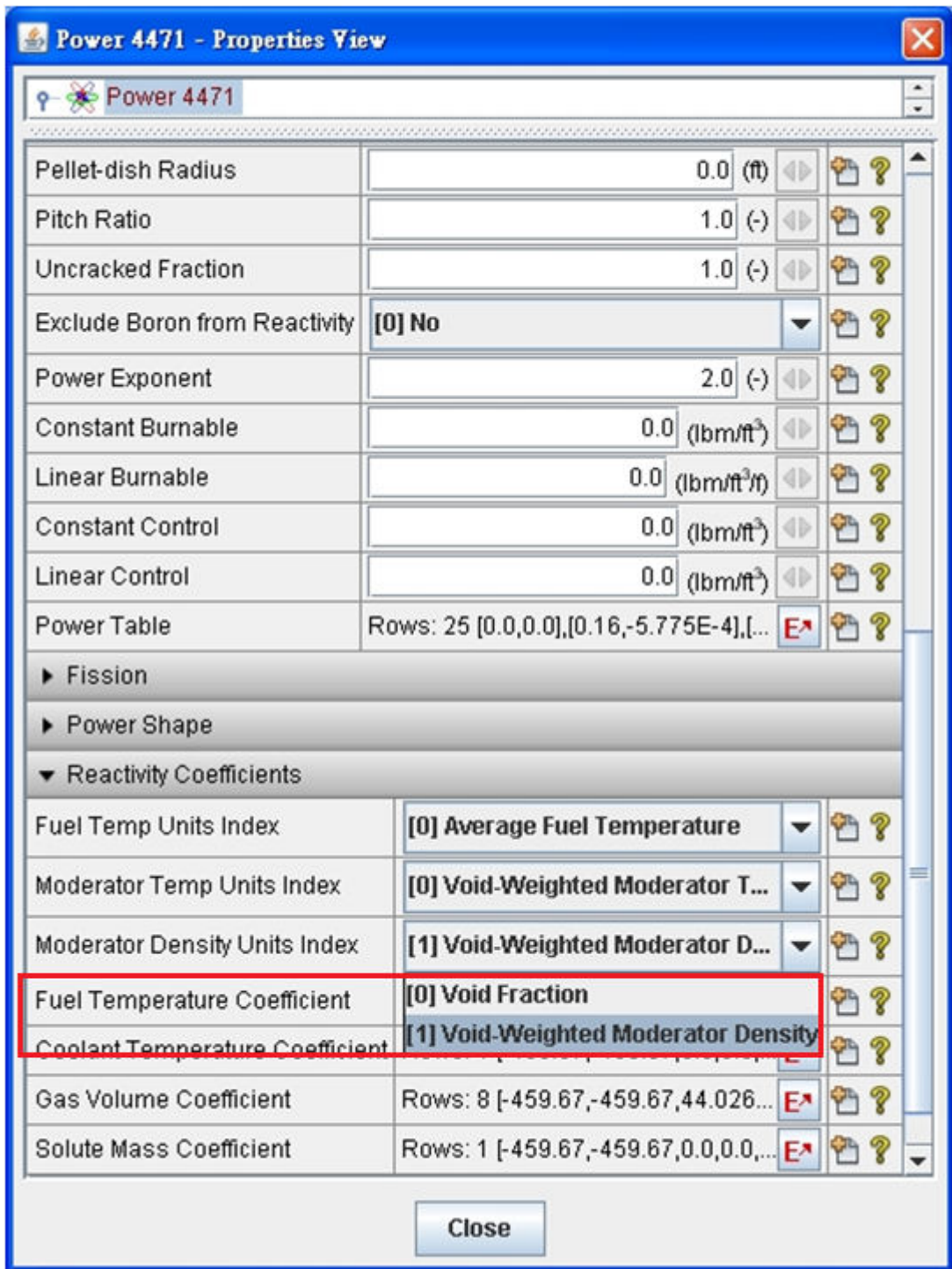


圖 30 開啟 Fuel Temperature Coefficient 選項中的 Void-Weighted Moderator Density

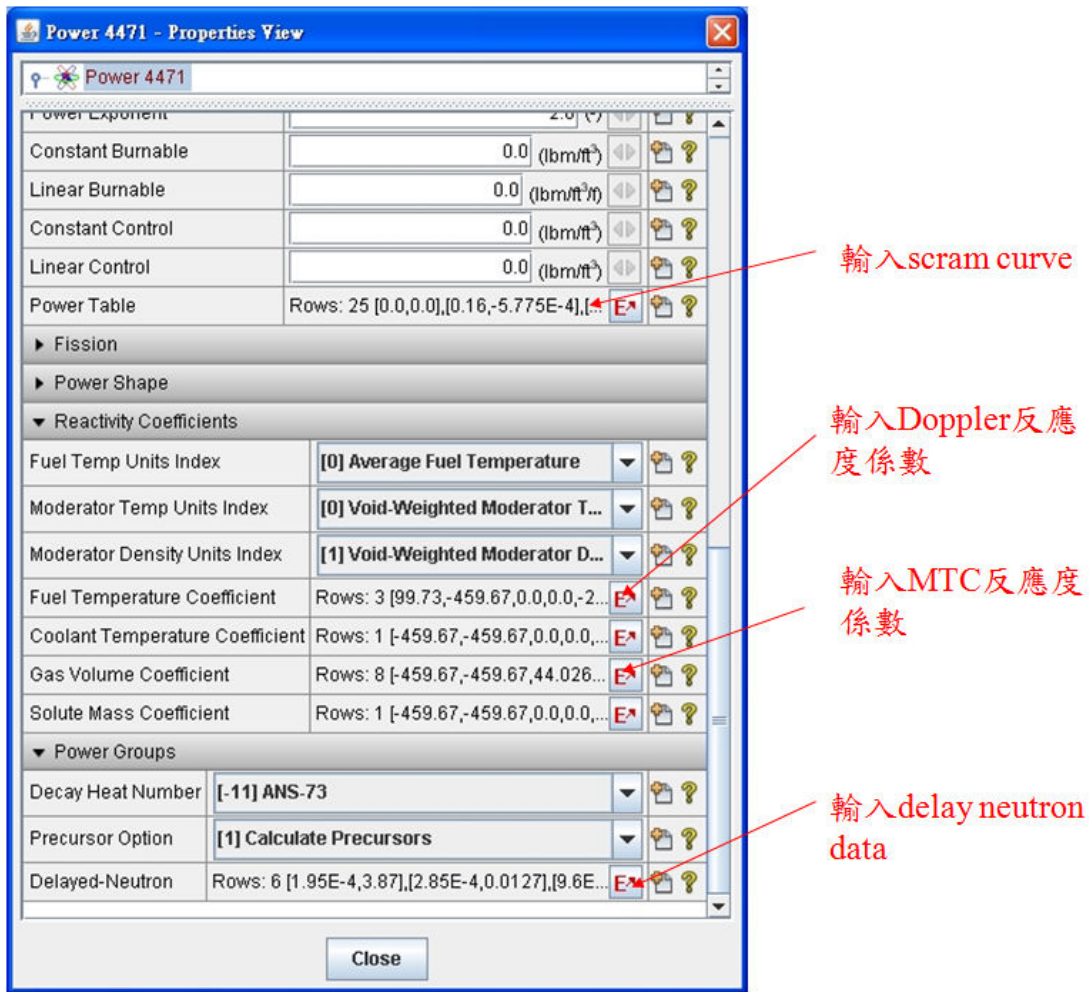


圖 31 輸入點中子方程式模式中所要計算的參數

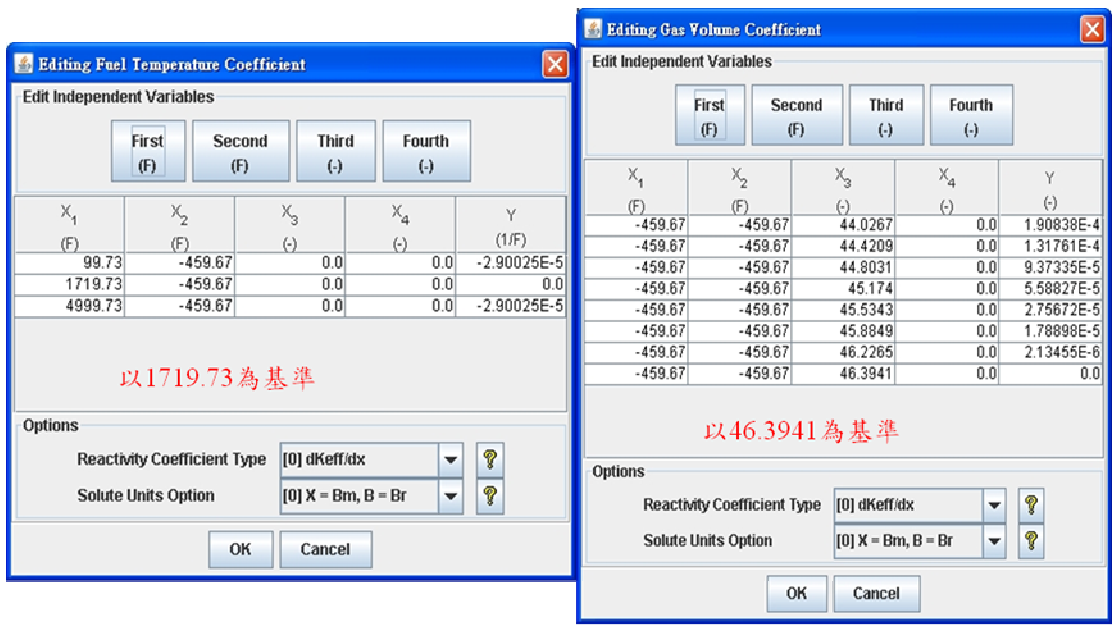


圖 32 輸入的反應度參數型態 Type 1

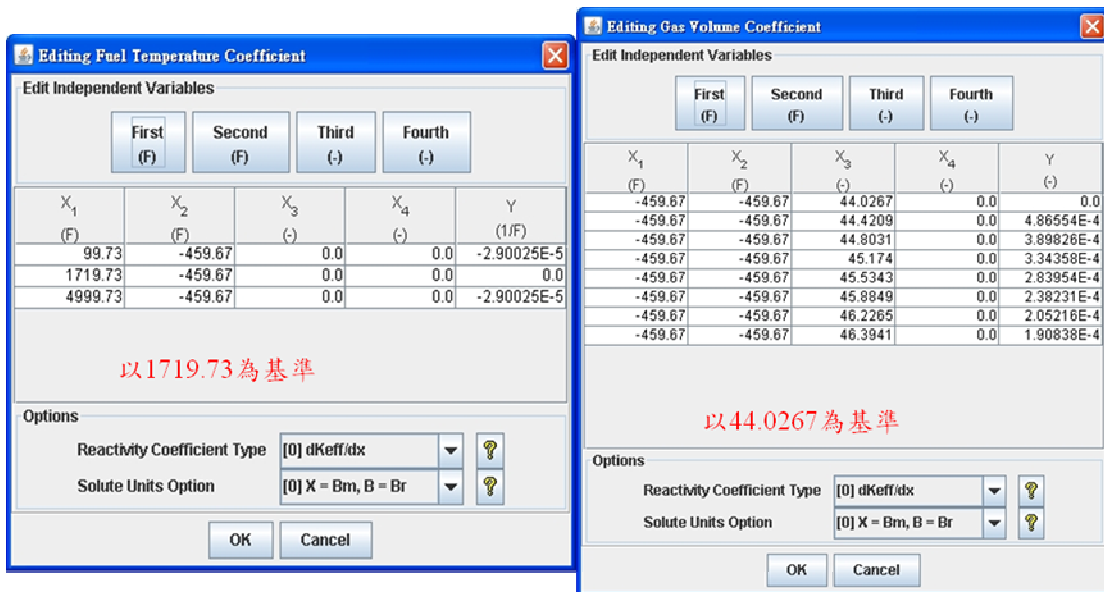


圖 33 輸入的反應度參數型態 Type 2

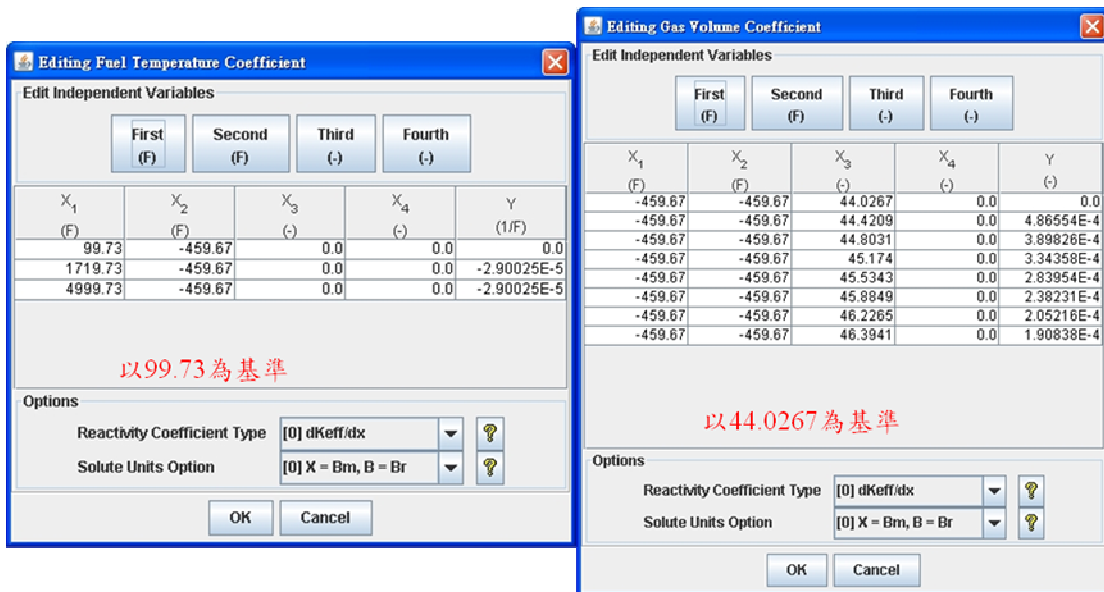


圖 34 輸入的反應度參數型態 Type 3

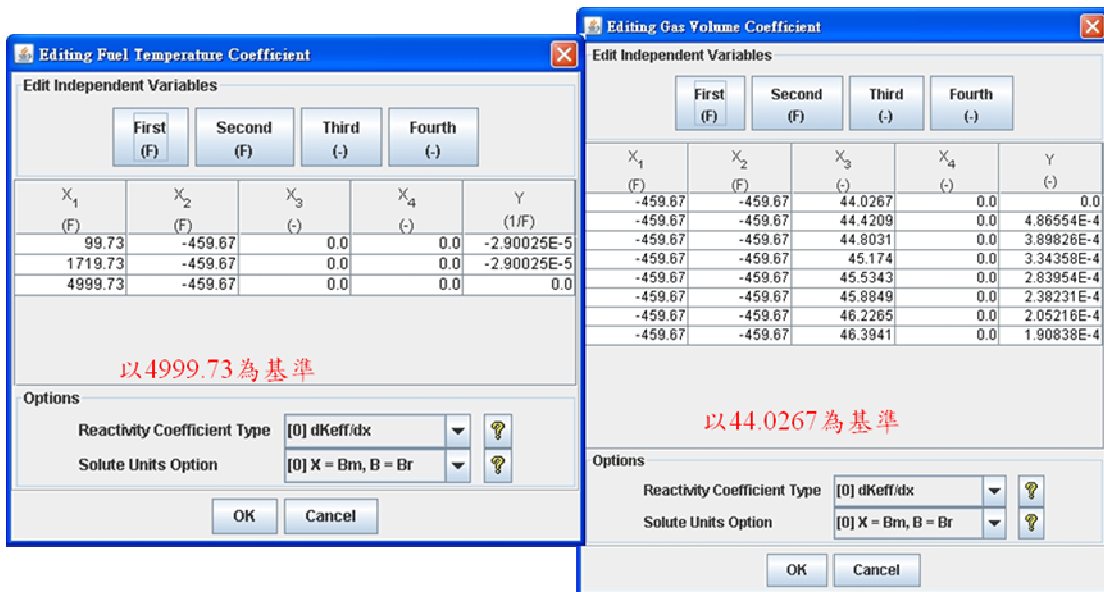


圖 35 輸入的反應度參數型態 Type 4

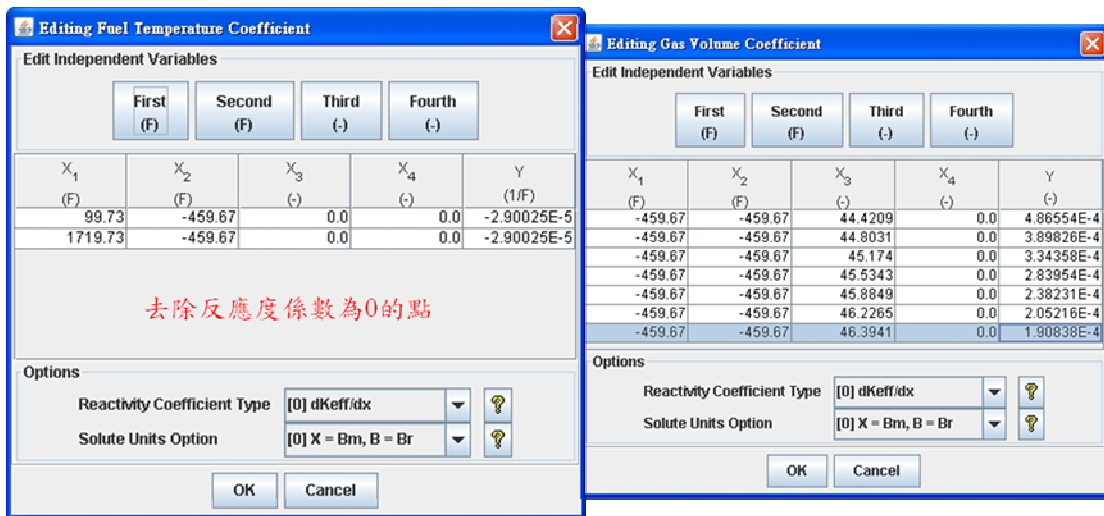


圖 36 輸入的反應度參數型態 Type 5

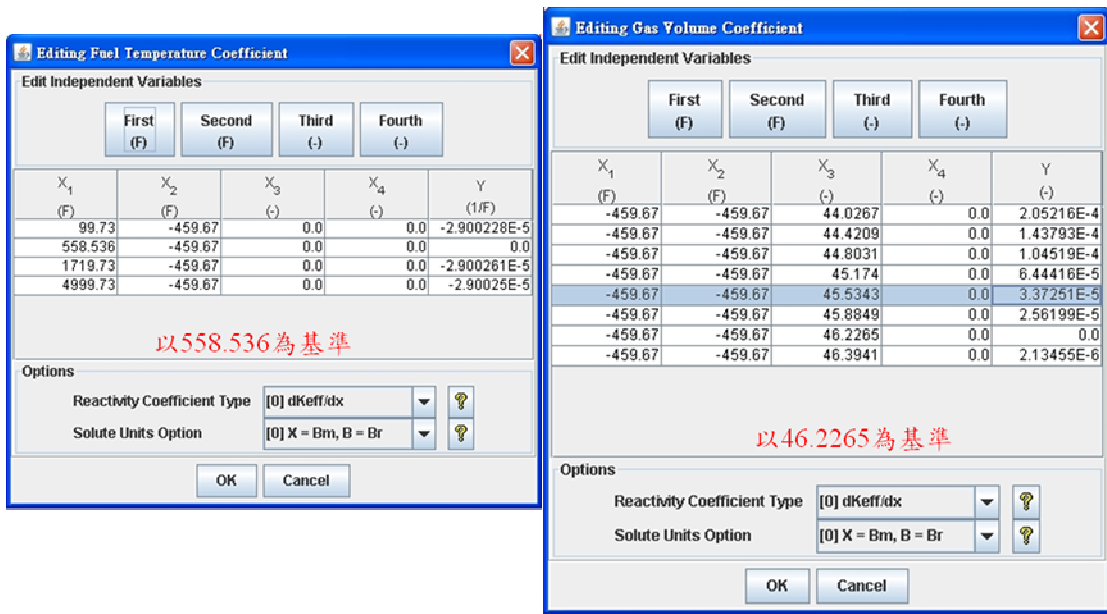


圖 37 輸入的反應度參數型態 Type 6

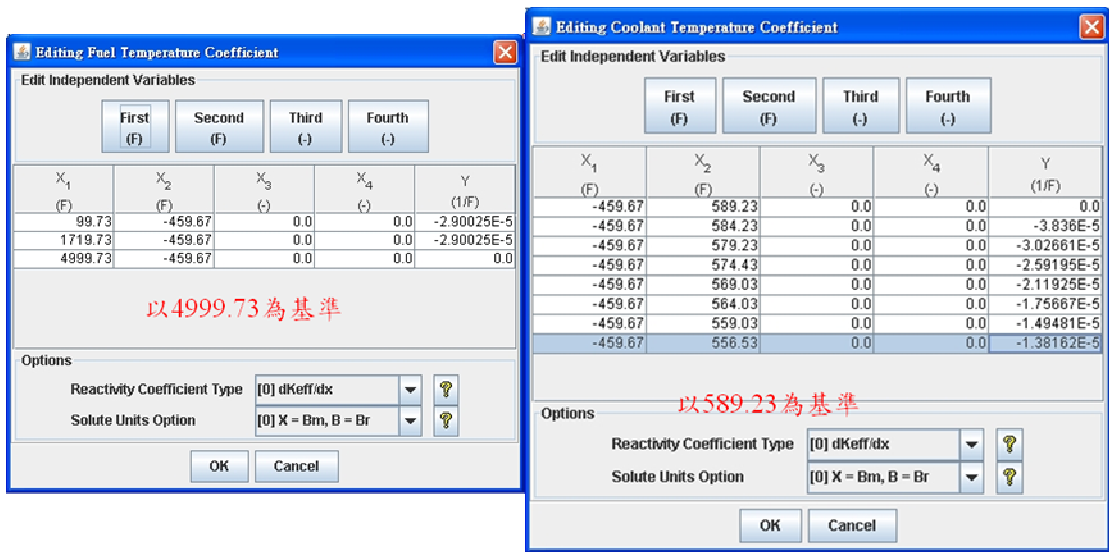


圖 38 輸入的反應度參數型態 Type 7

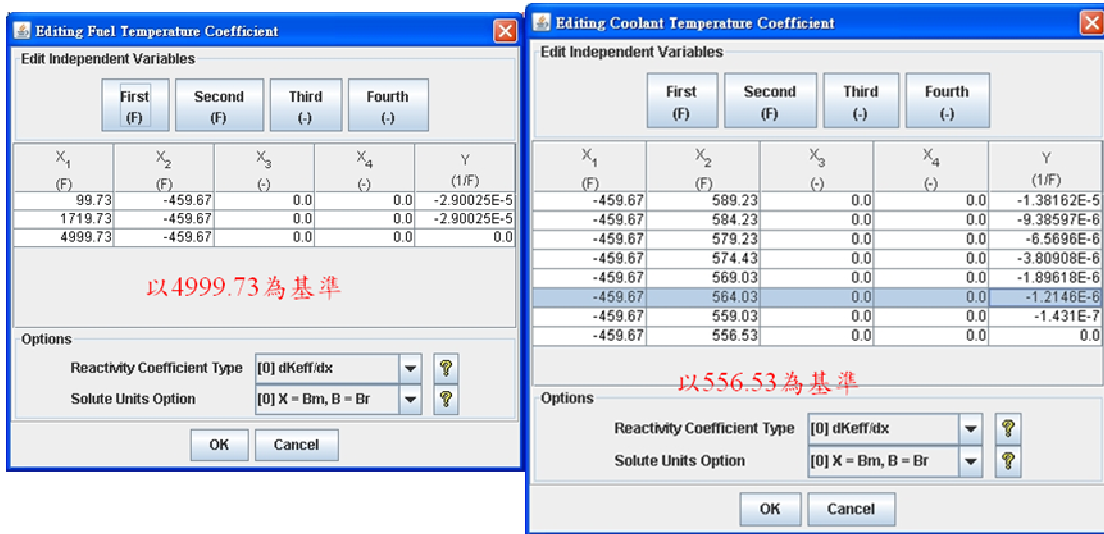


圖 39 輸入的反應度參數型態 Type 8

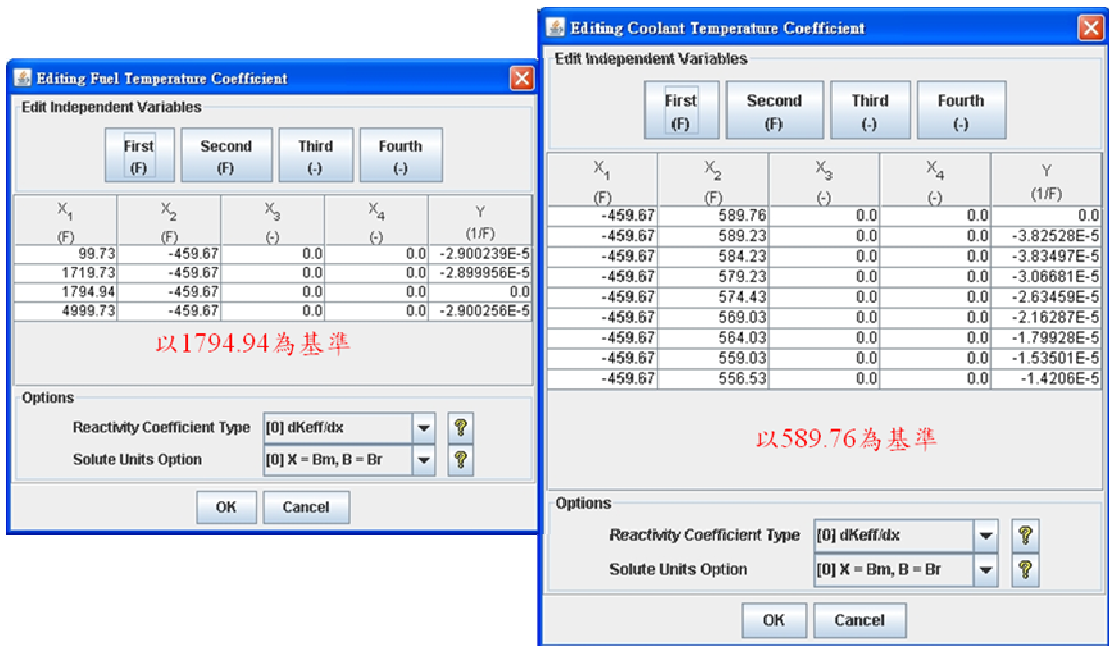


圖 40 輸入的反應度參數型態 Type 9

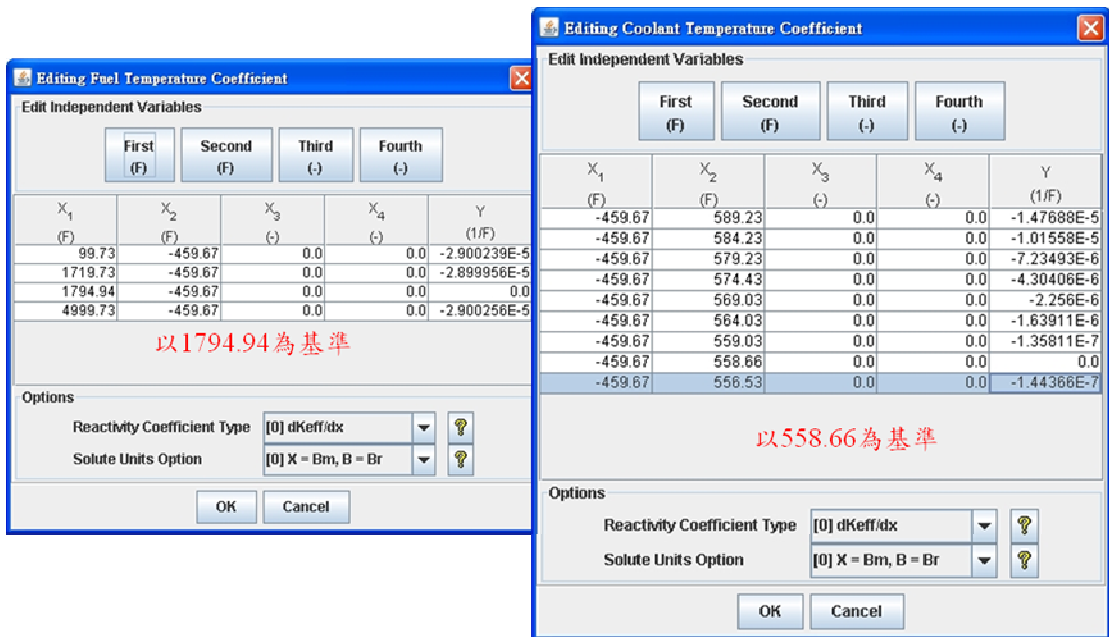


圖 41 輸入的反應度參數型態 Type 10

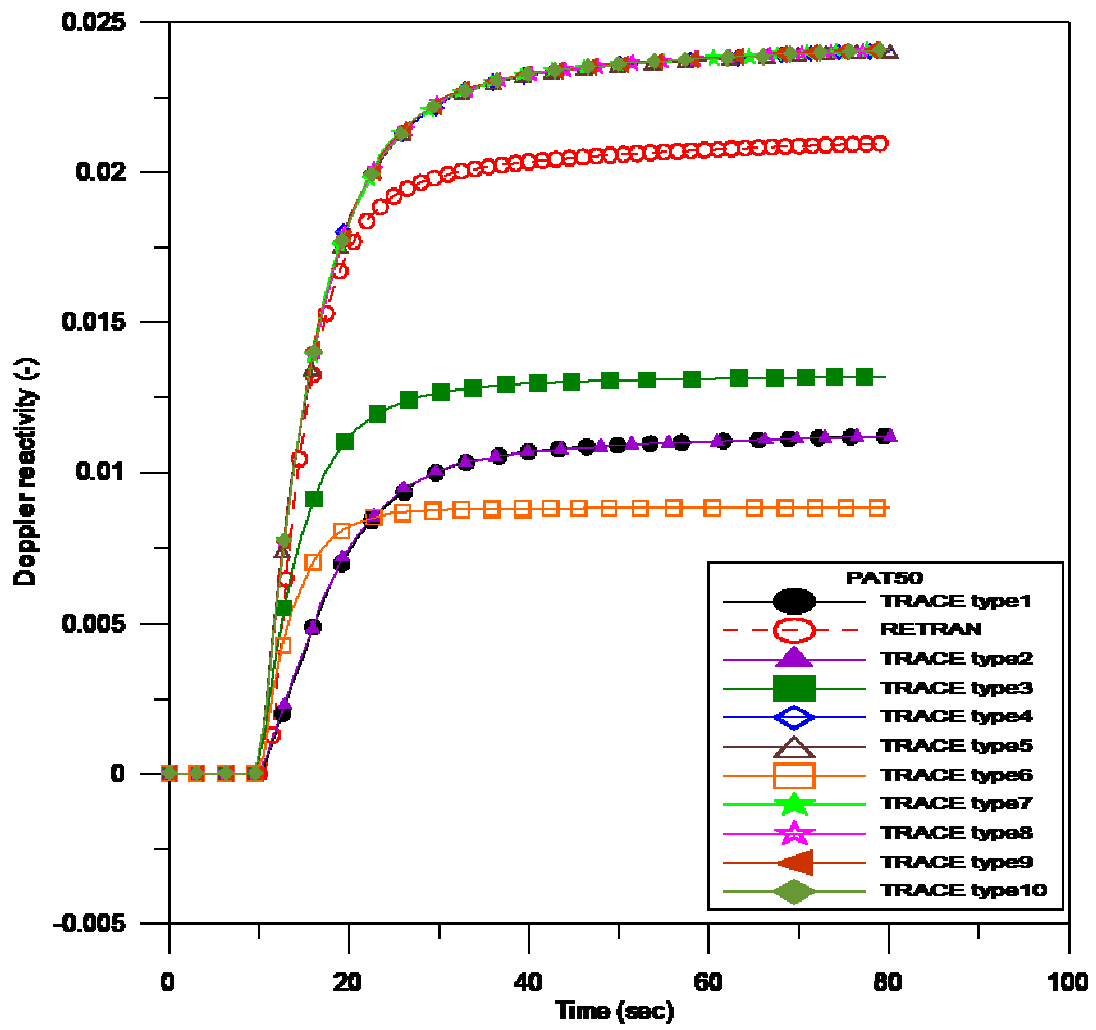


圖 42 Doppler 反應度之比較圖

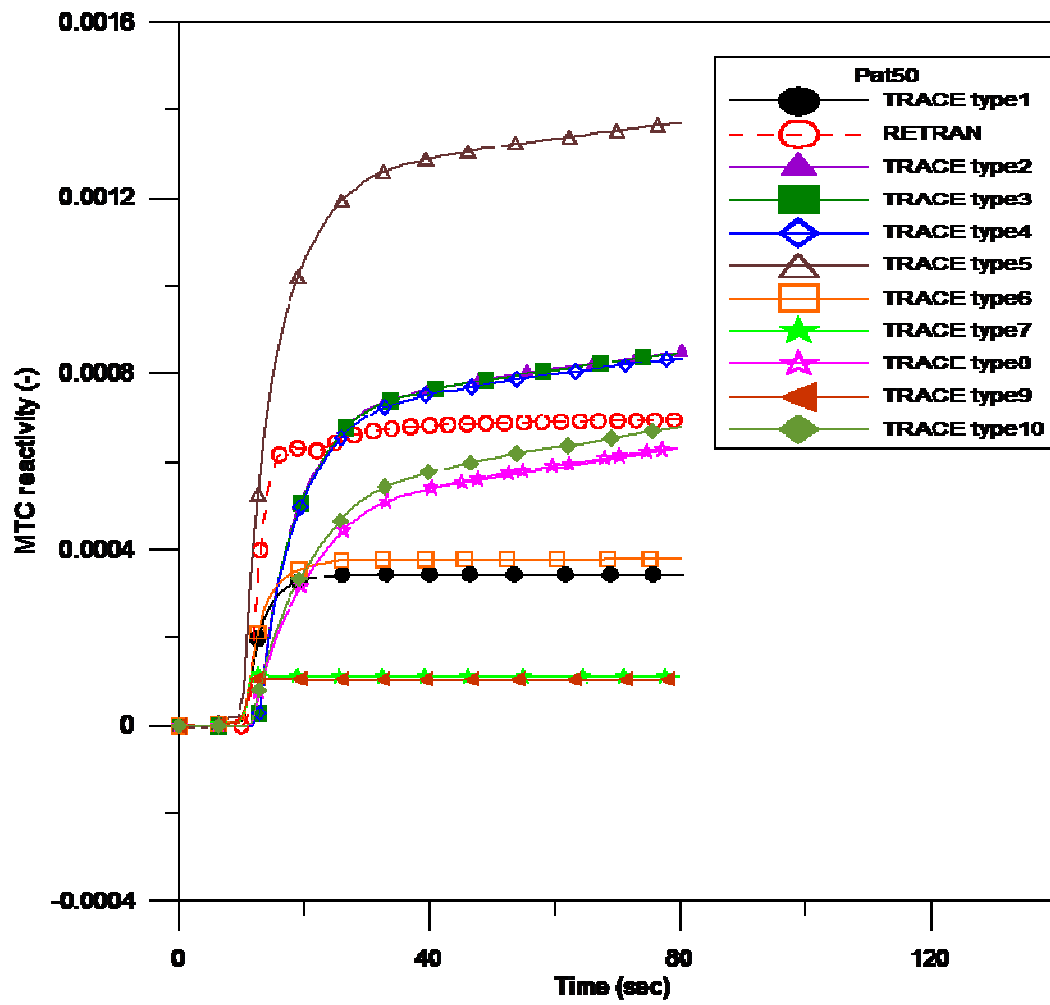


圖 43 MCT 反應度之比較圖

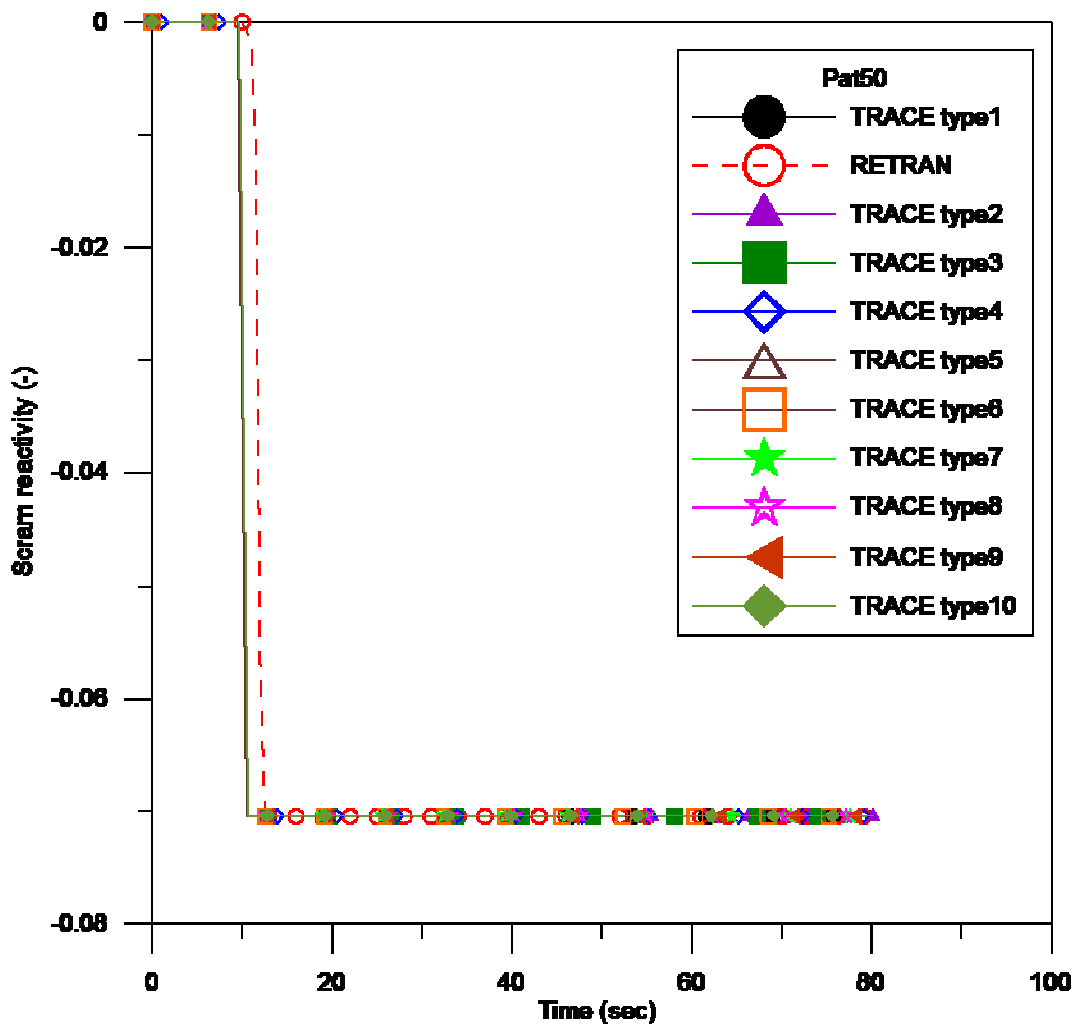


圖 44 Scram 反應度之比較圖

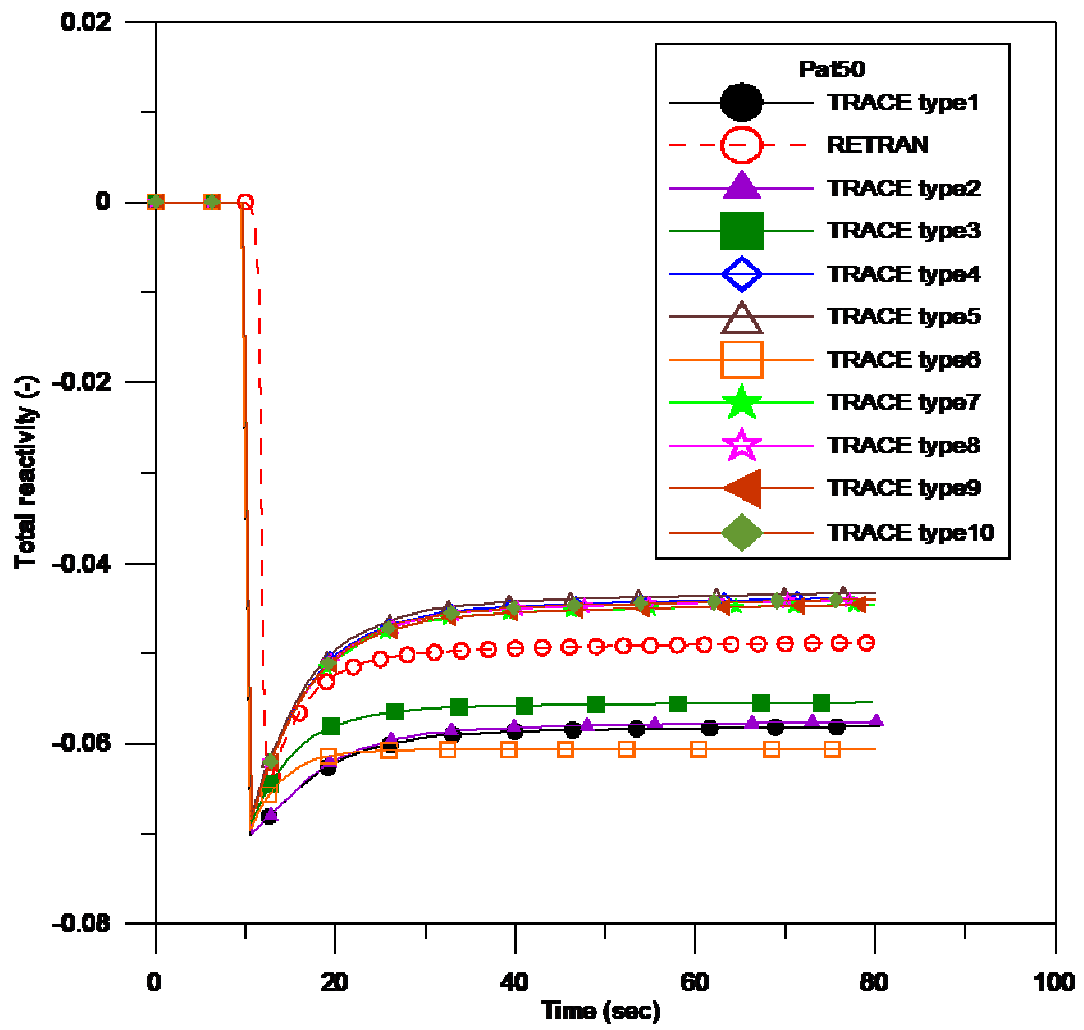


圖 45 總反應度(Total reactivity)之比較圖

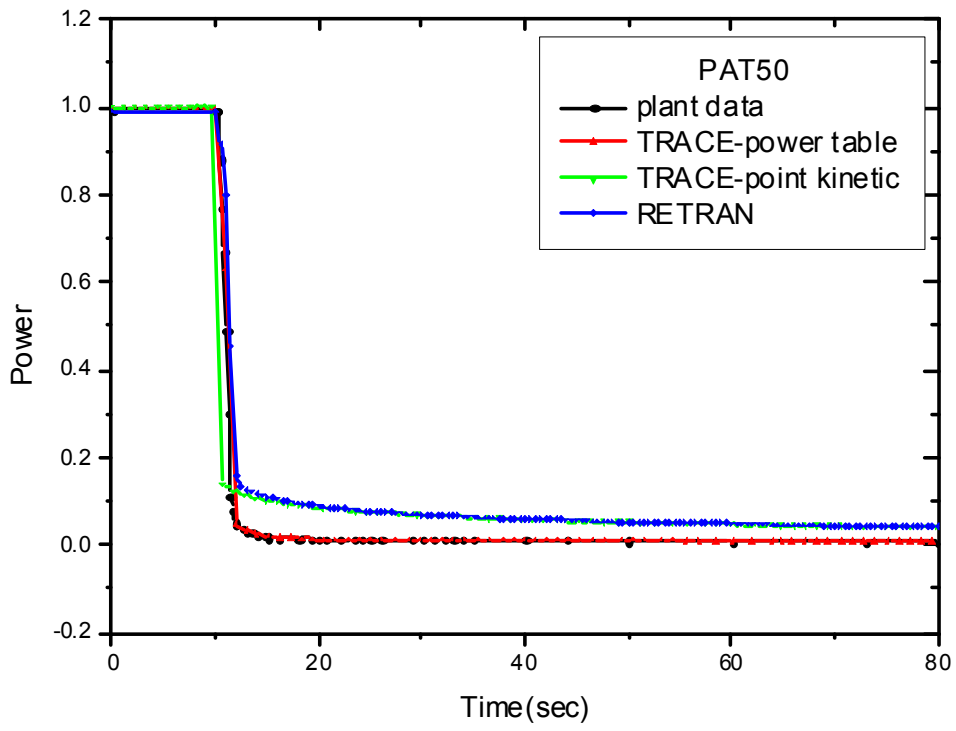


圖 46 不同模式下的功率比較圖

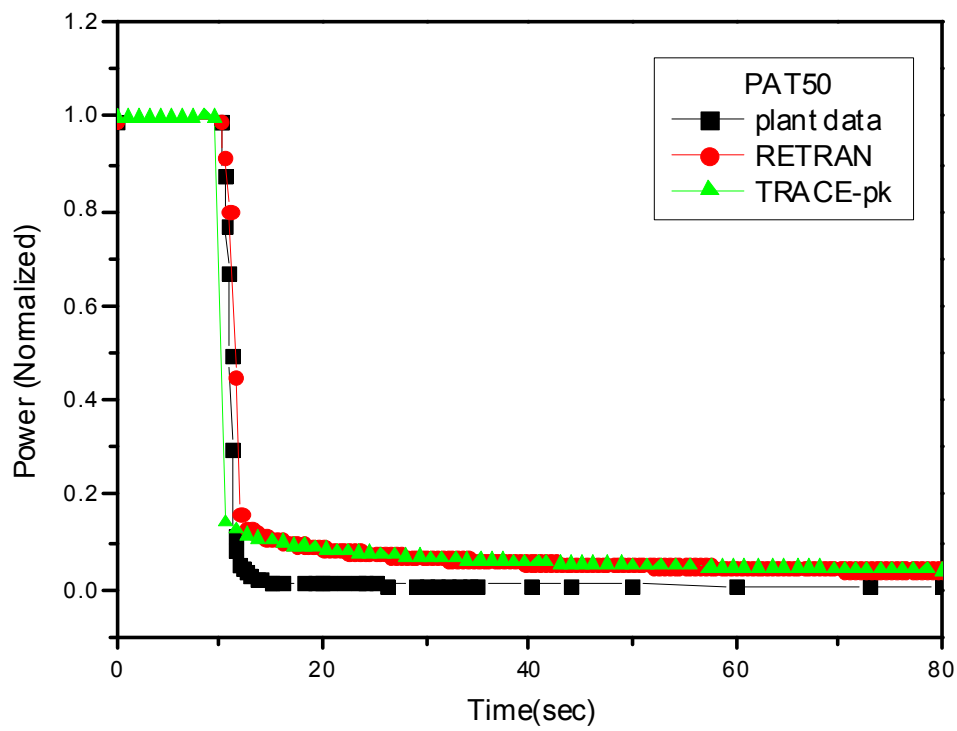


圖 47 核三廠 PAT50 案例功率曲線圖

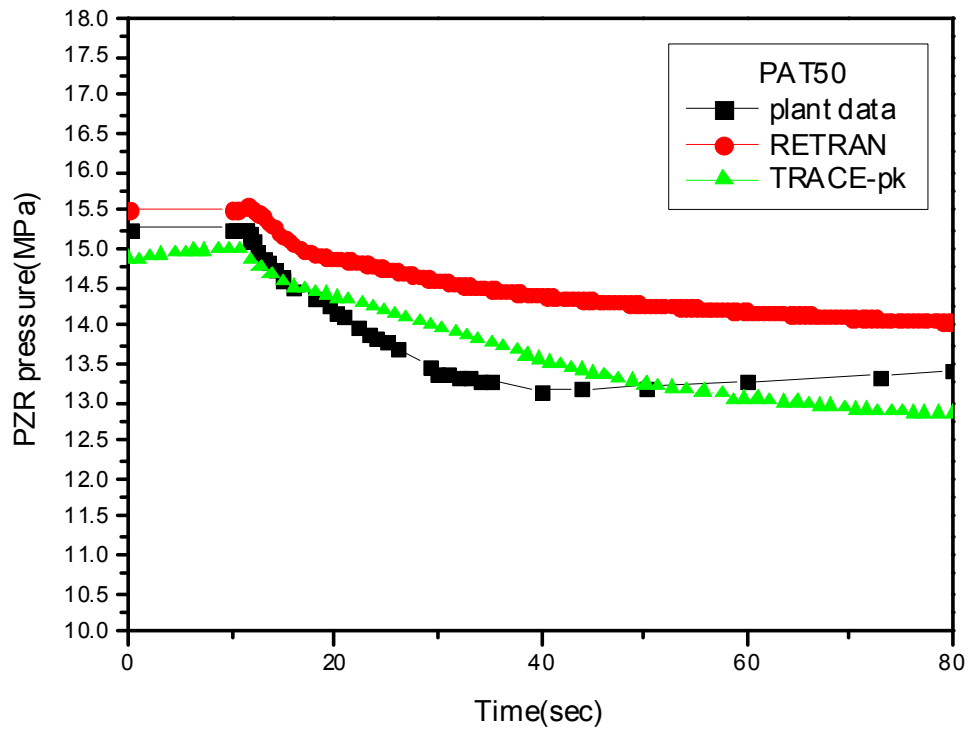


圖 48 核三廠 PAT50 案例調壓槽壓力曲線比較圖

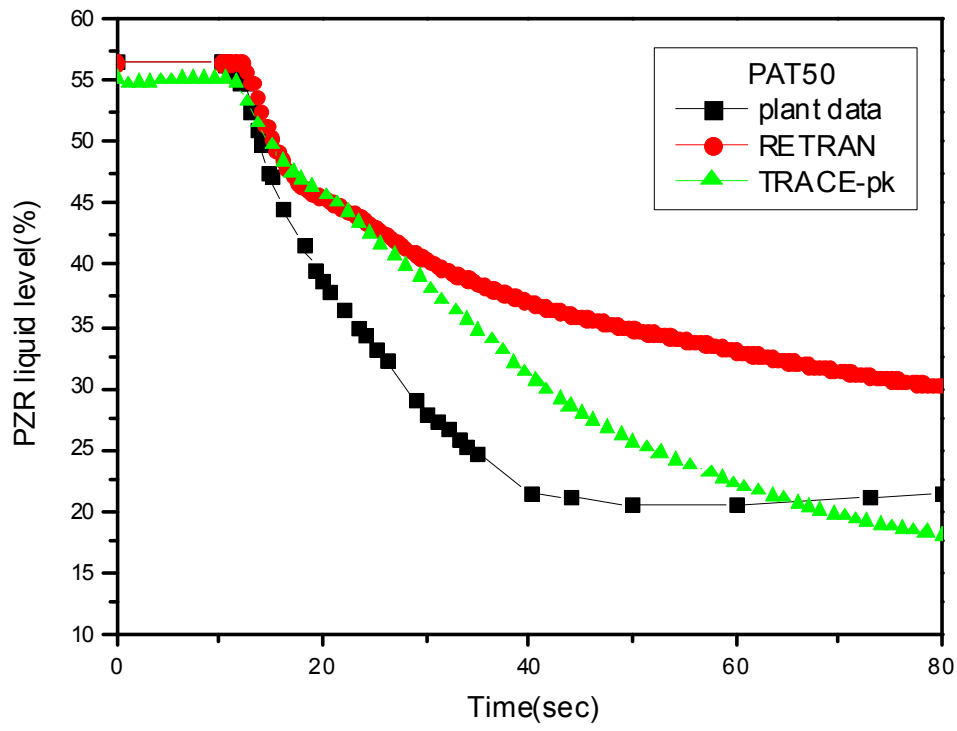


圖 49 核三廠 PAT50 案例調壓槽水位曲線比較圖

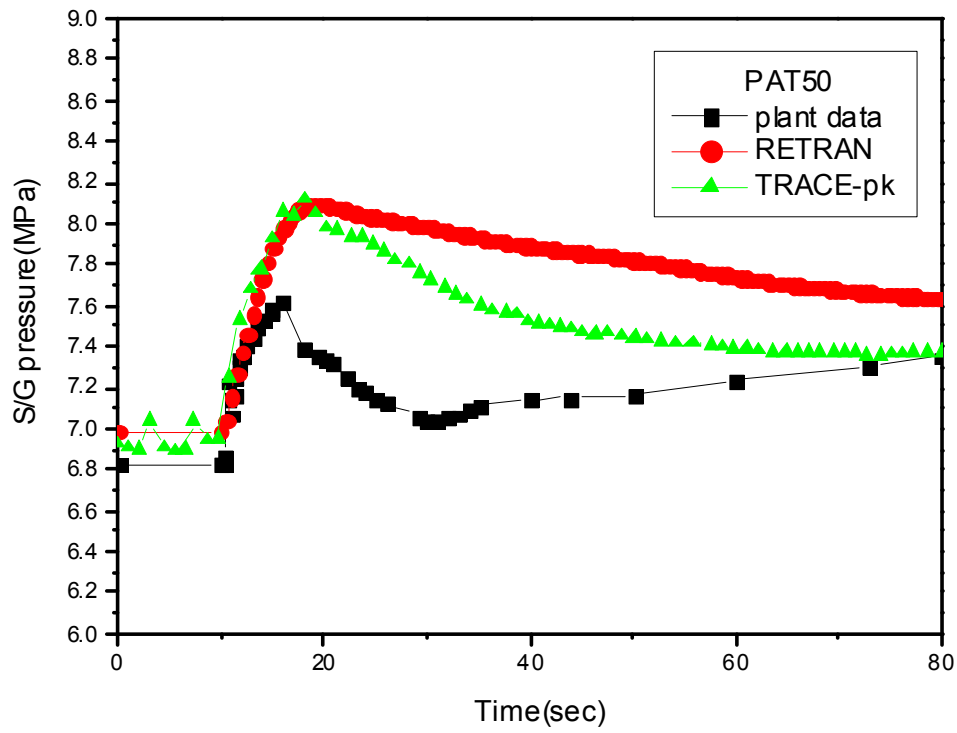


圖 50 核三廠 PAT50 案例 曲線比較圖

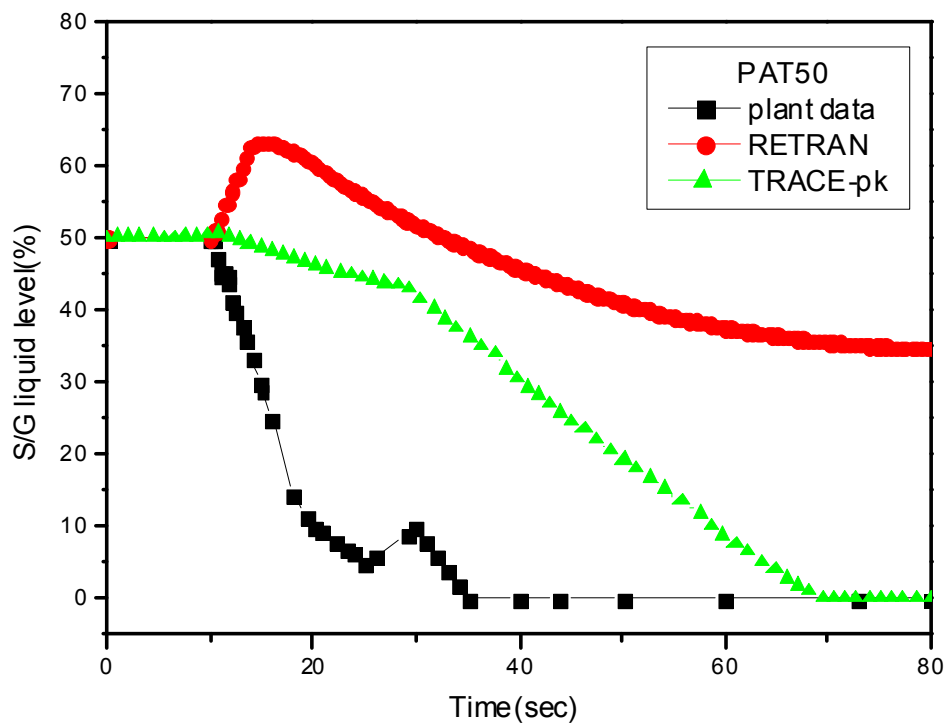


圖 51 核三廠 PAT50 案例 曲線比較圖

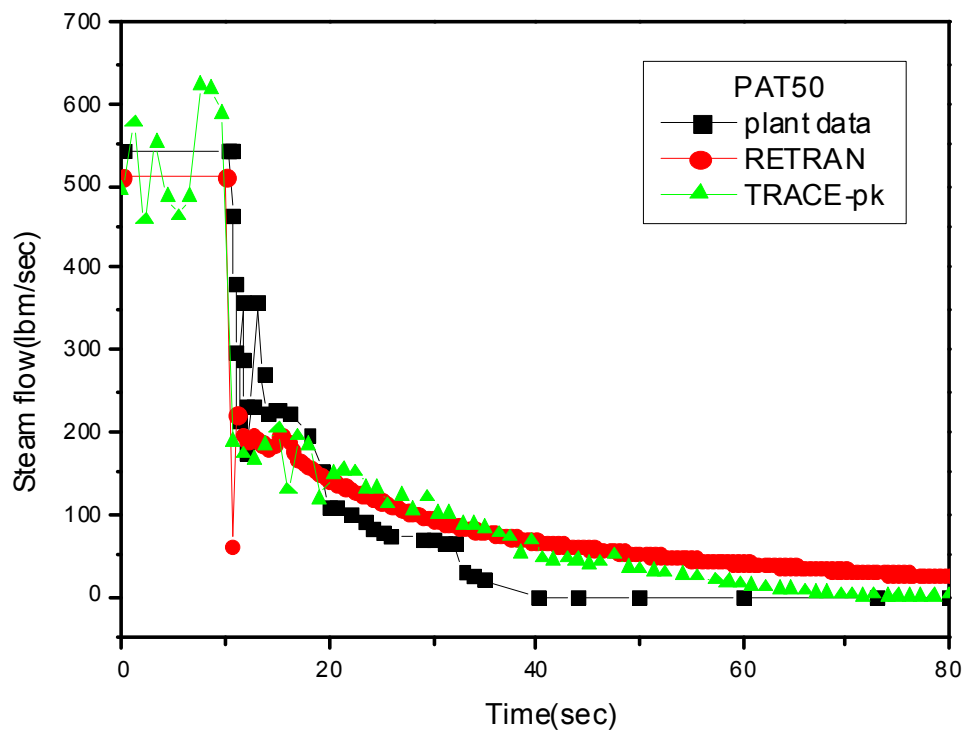


圖 52 核三廠 PAT50 案例曲線比較圖

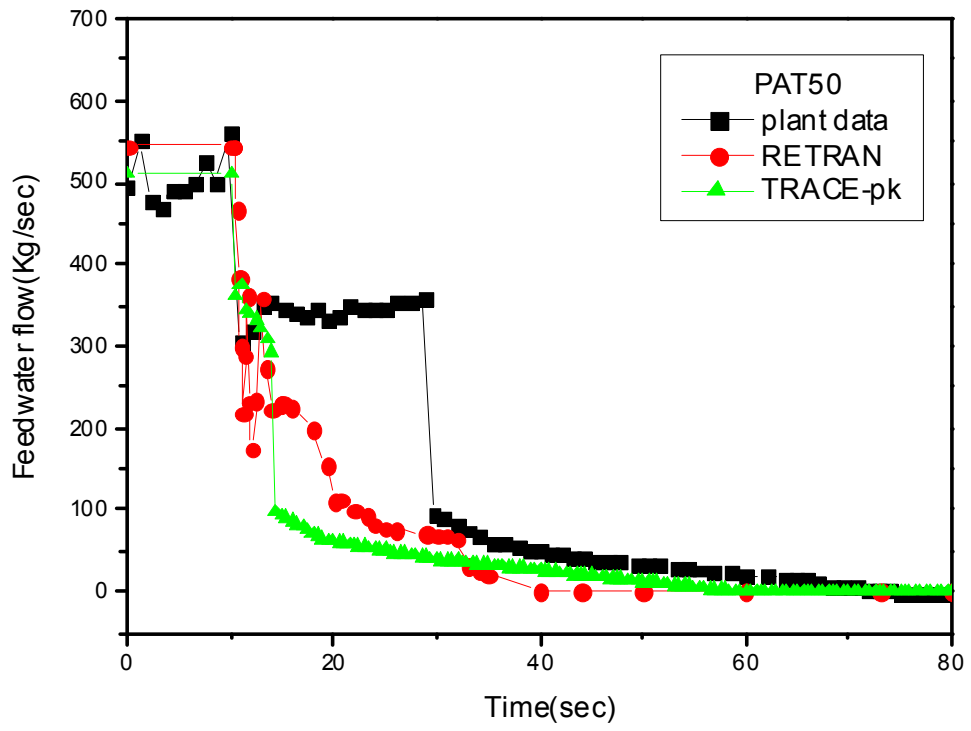


圖 53 核三廠 PAT50 案例曲線比較圖

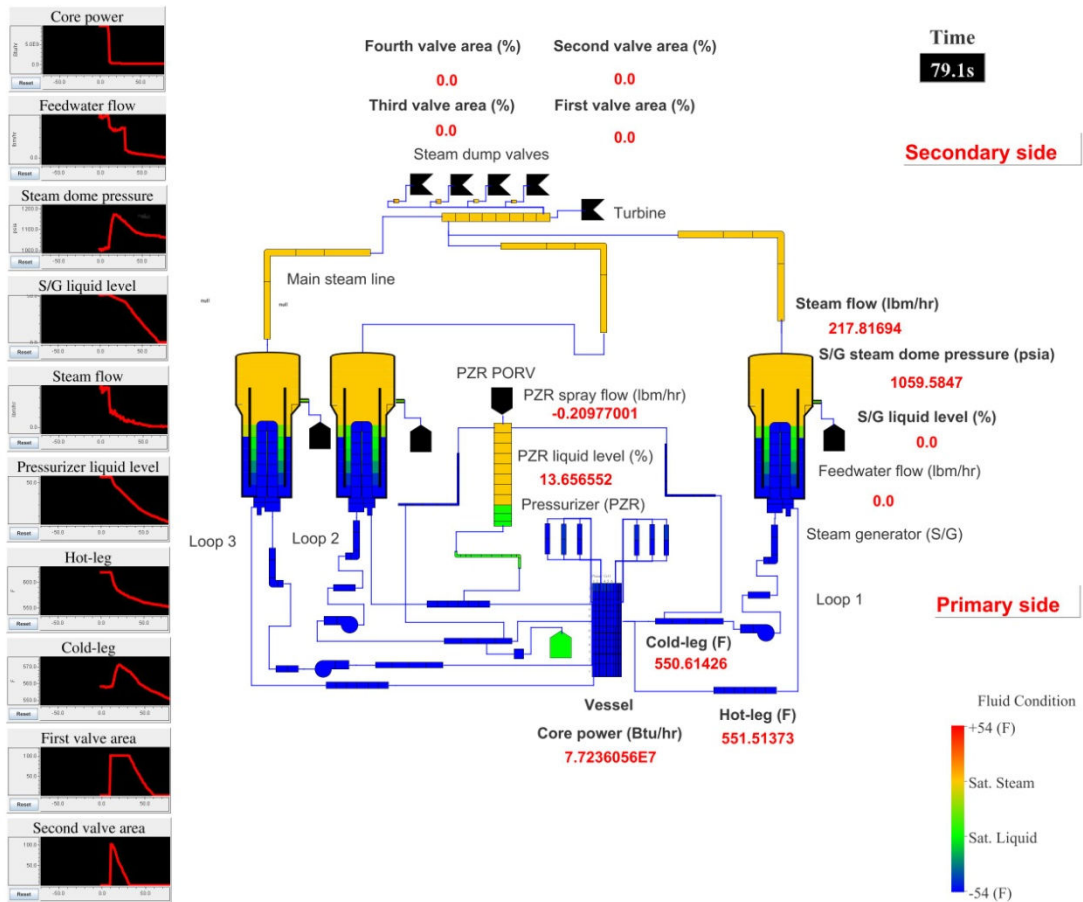


圖 54 核三廠 PAT50 案例之 TRACE 動畫模式顯示圖

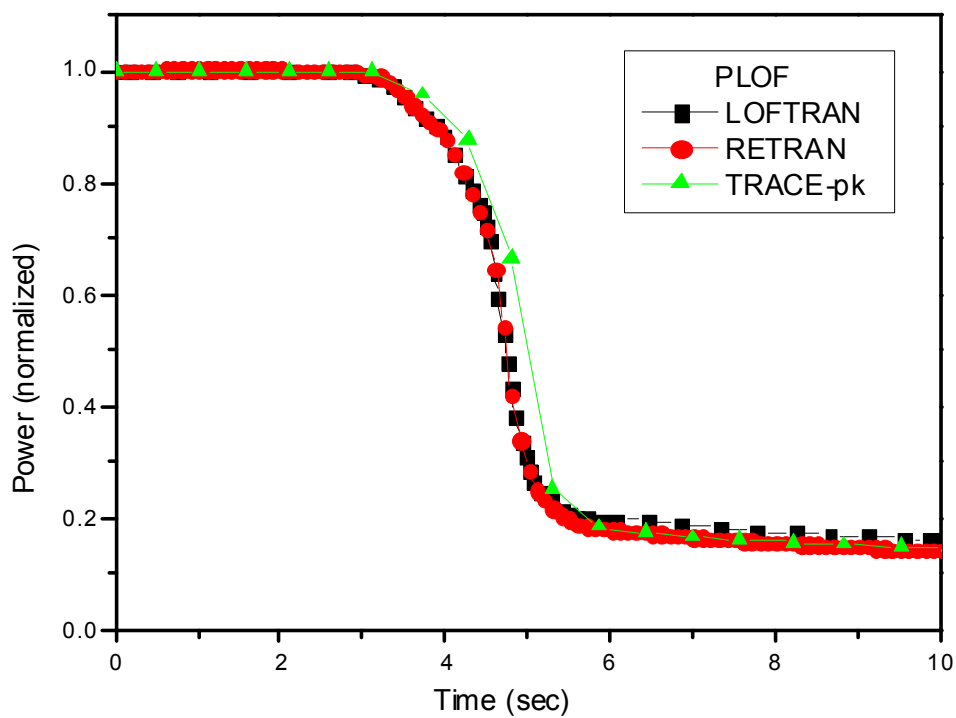


圖 55 核三廠 LOFTRAN、RETRAN 及 TRACE 模式之 PLOF 案例

功率比較圖

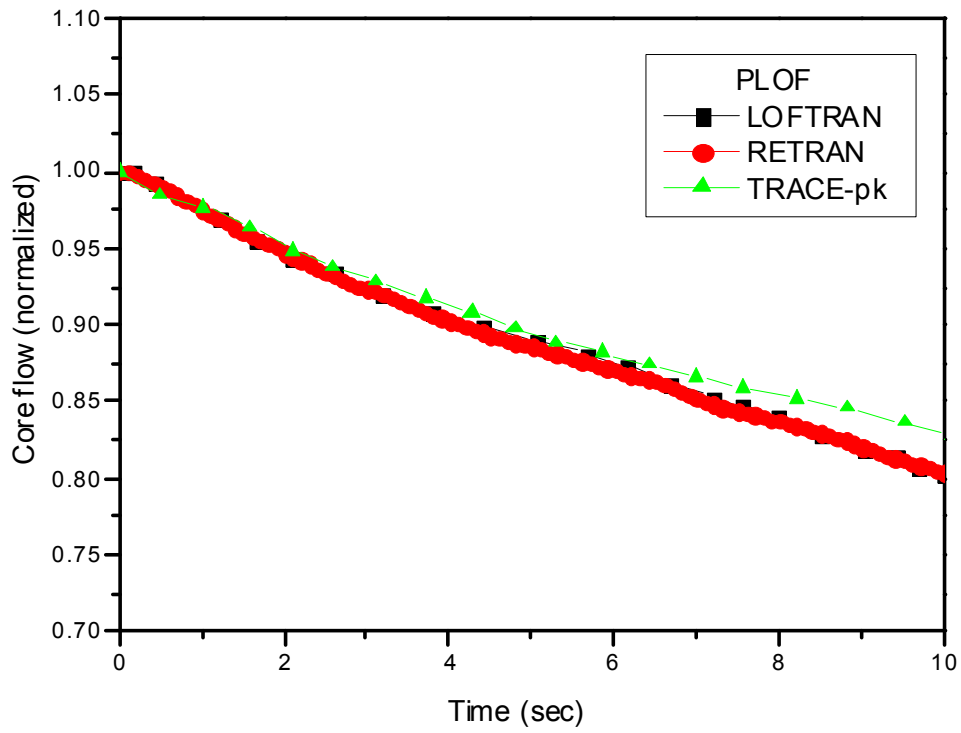


圖 56 核三廠 LOFTRAN、RETRAN 及 TRACE 模式之 PLOF 案例

爐心流量比較圖

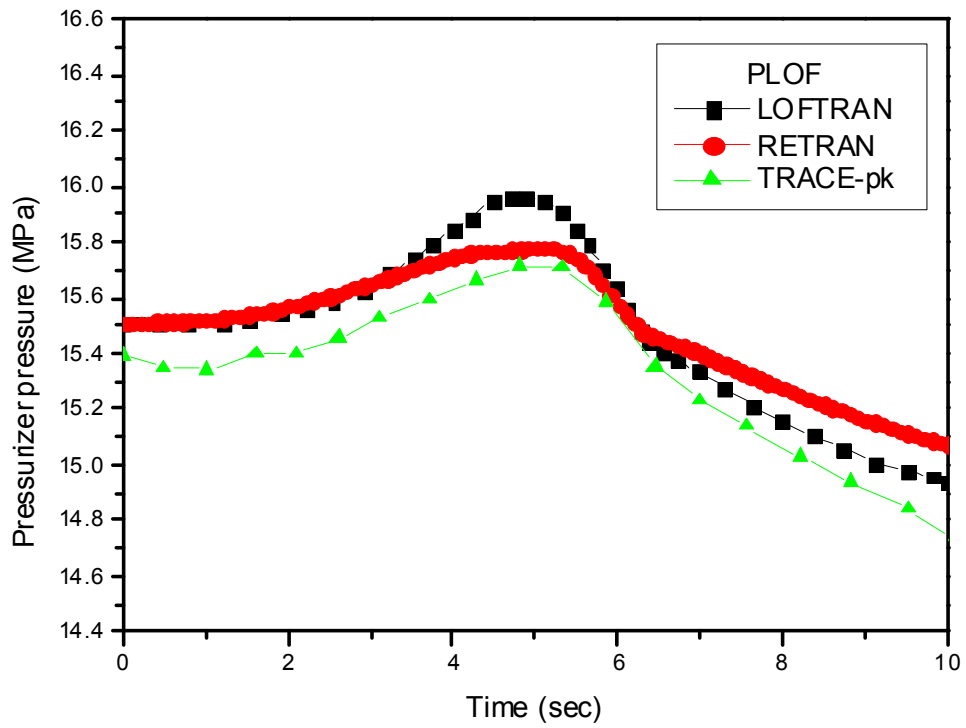


圖 57 核三廠 LOFTRAN、RETRAN 及 TRACE 模式之 PLOF 案例

壓力比較圖

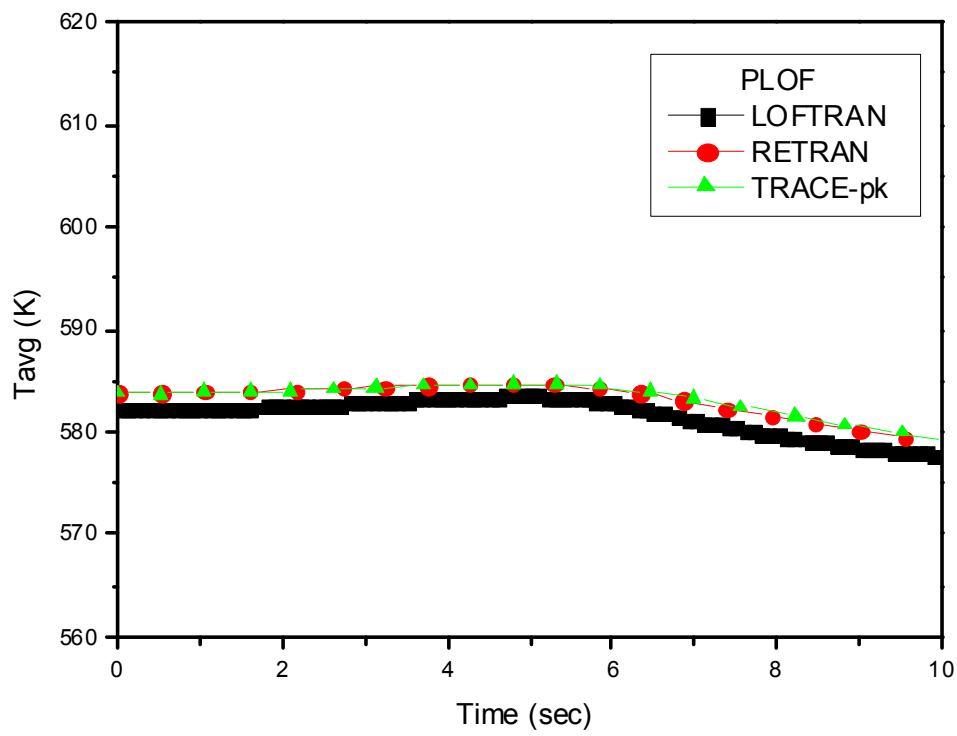


圖 58 核三廠 LOFTRAN、RETRAN 及 TRACE 模式之 PLOF 案例

溫度比較圖

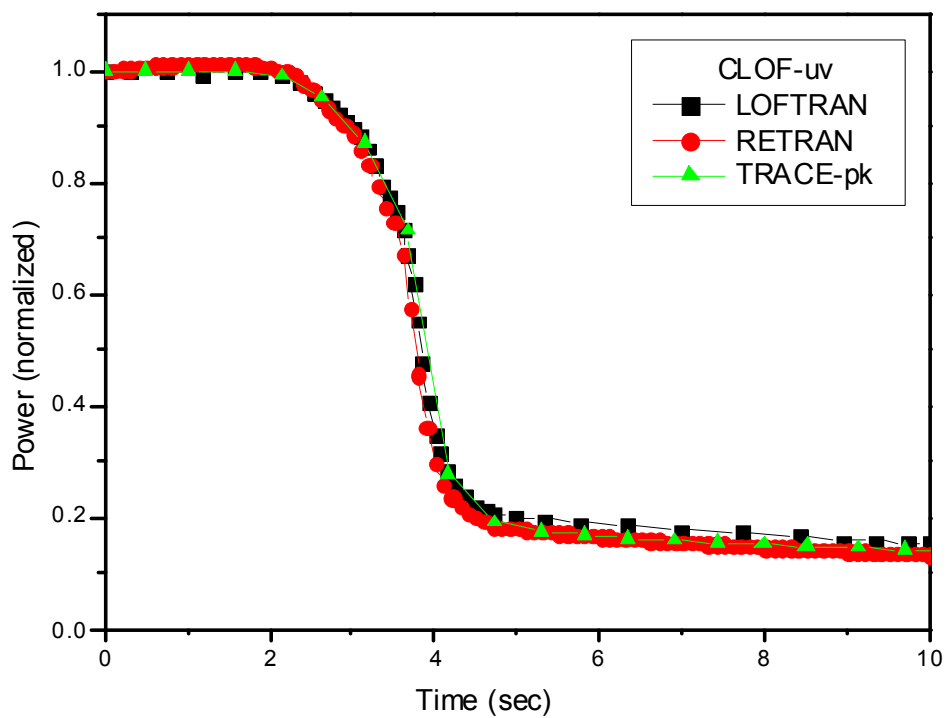


圖 59 核三廠 LOFTRAN、RETRAN 及 TRACE 模式之 CLOF-uv 案例功率比較圖

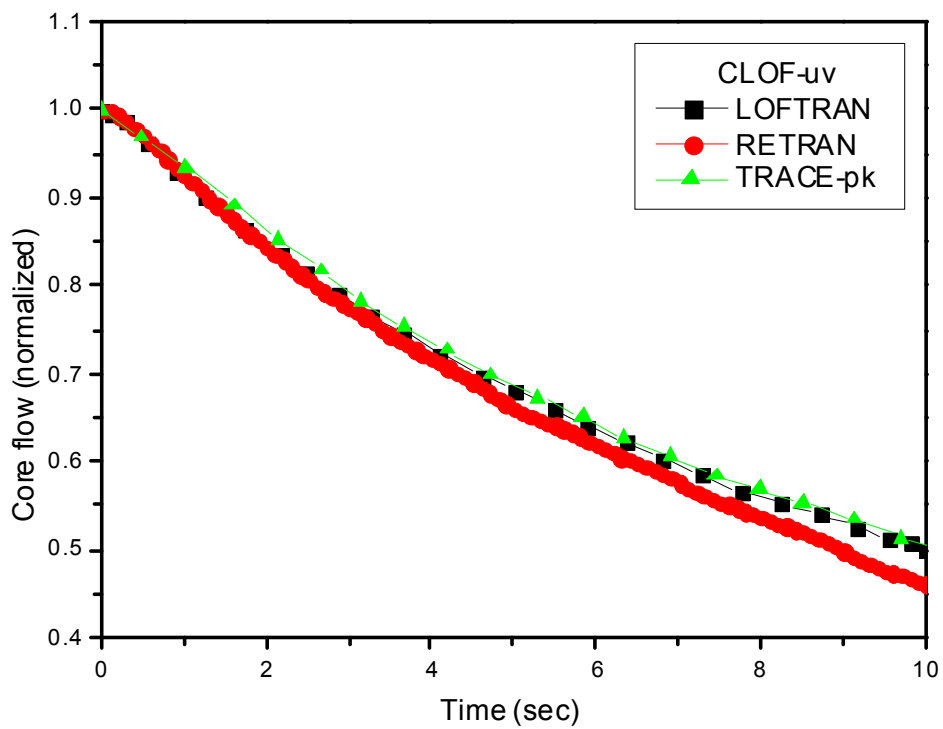


圖 60 核三廠 LOFTRAN、RETRAN 及 TRACE 模式之 CLOF-uv 案例爐心流量比較圖

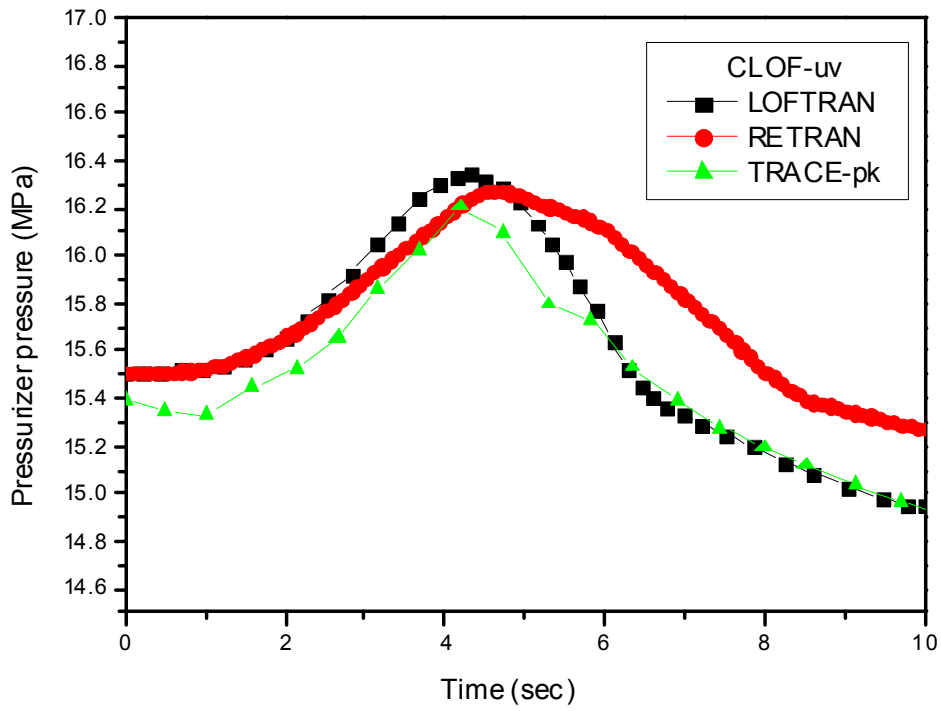


圖 61 核三廠 LOFTRAN、RETRAN 及 TRACE 模式之 CLOF-uv 案例壓力比較圖

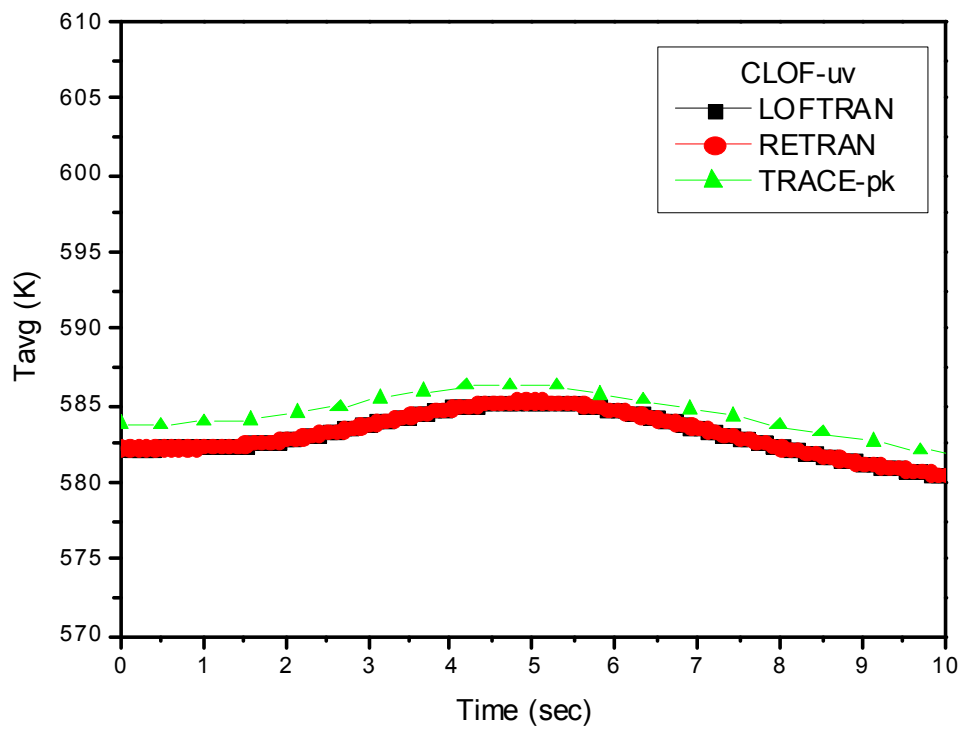


圖 62 核三廠 LOFTRAN、RETRAN 及 TRACE 模式之 CLOF-uv 案例溫度比較圖

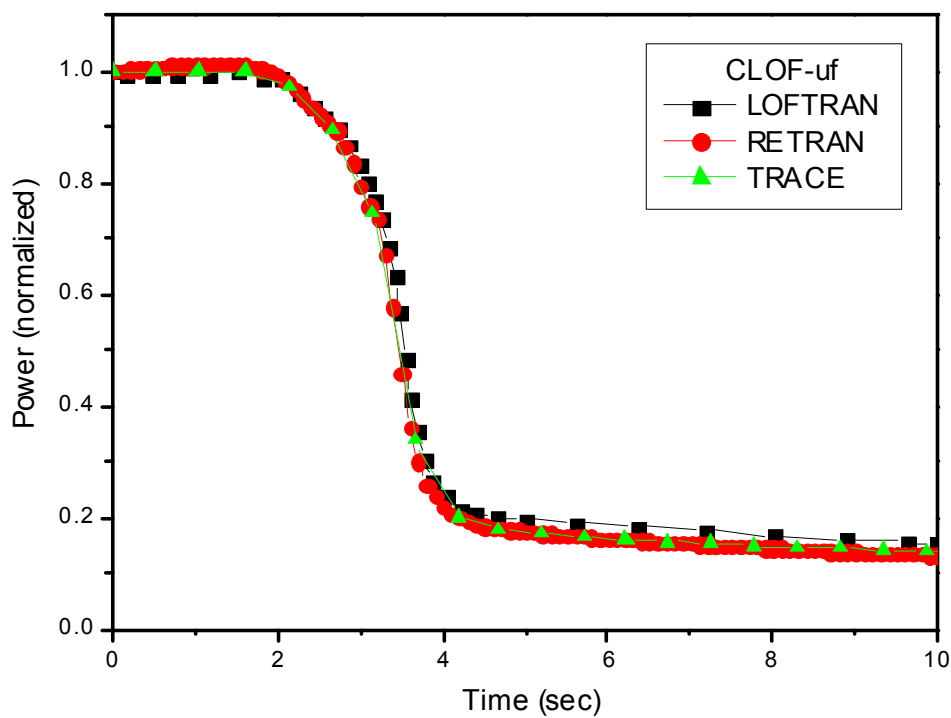


圖 63 核三廠 LOFTRAN、RETRAN 及 TRACE 模式之 CLOF-uf 案例功率比較圖

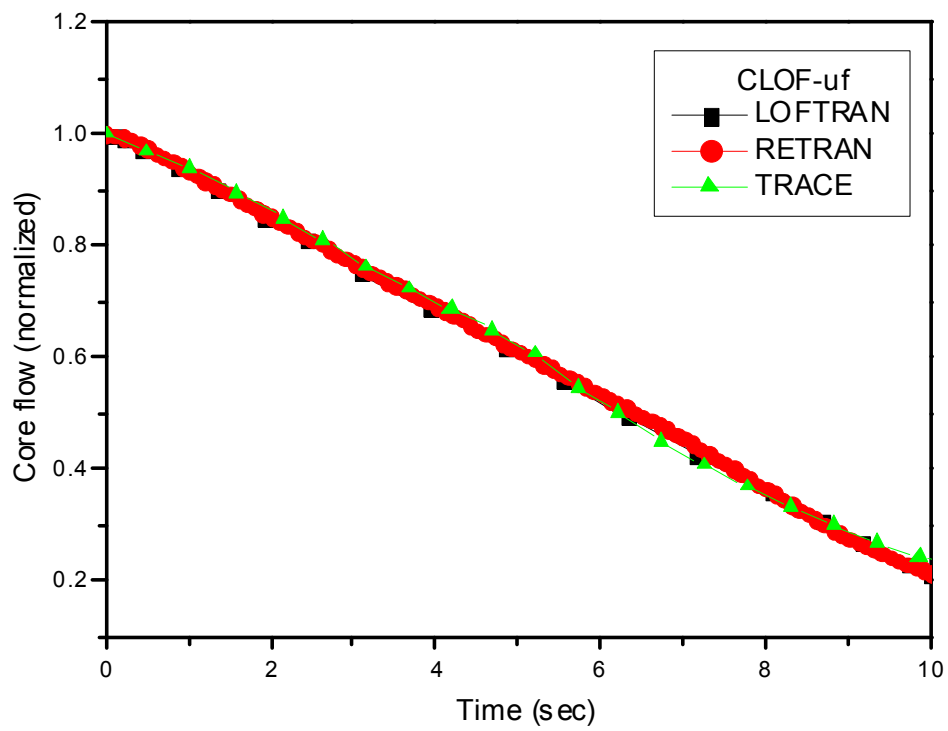


圖 64 核三廠 LOFTRAN、RETRAN 及 TRACE 模式之 CLOF-uv 案例爐心流量比較圖

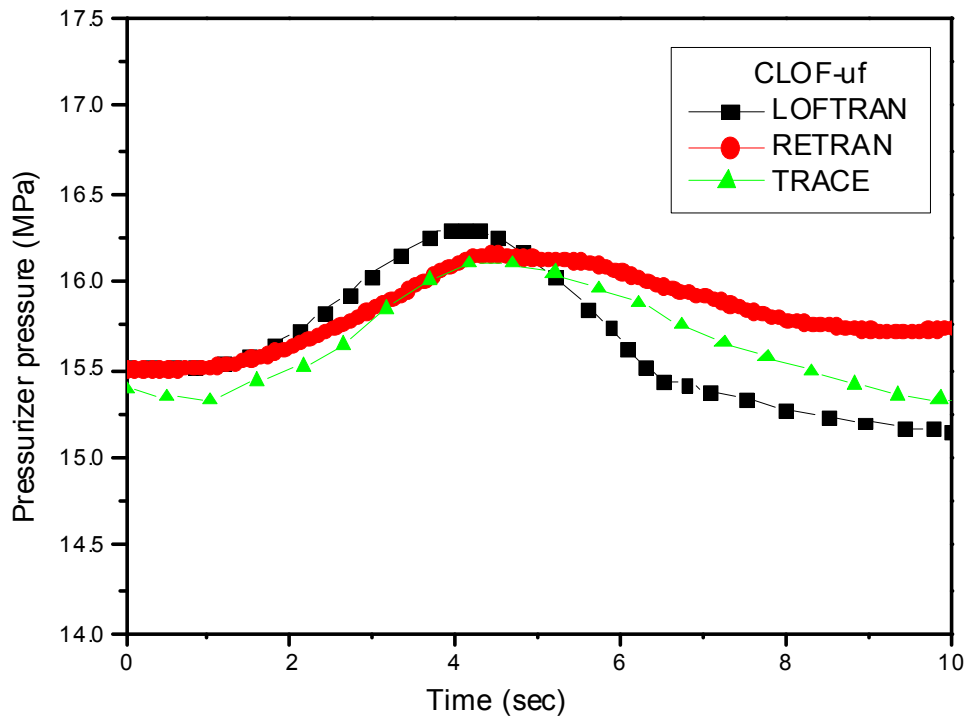


圖 65 核三廠 LOFTRAN、RETRAN 及 TRACE 模式之 CLOF-uv 案例壓力比較圖

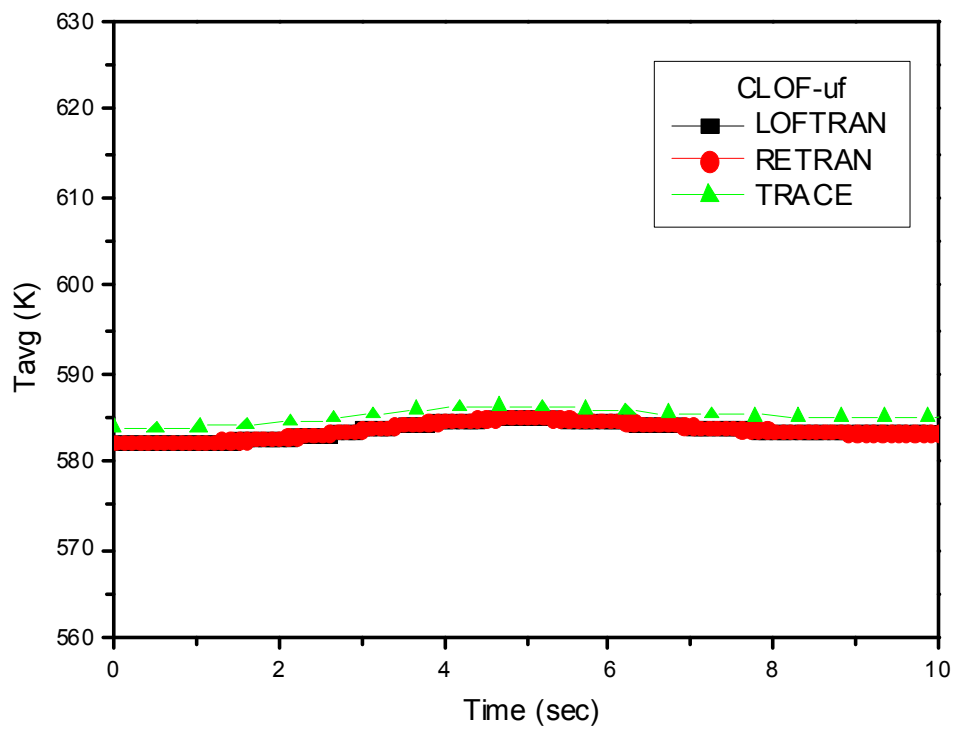


圖 66 核三廠 LOFTRAN、RETRAN 及 TRACE 模式之 CLOF-uv 案例溫度比較圖

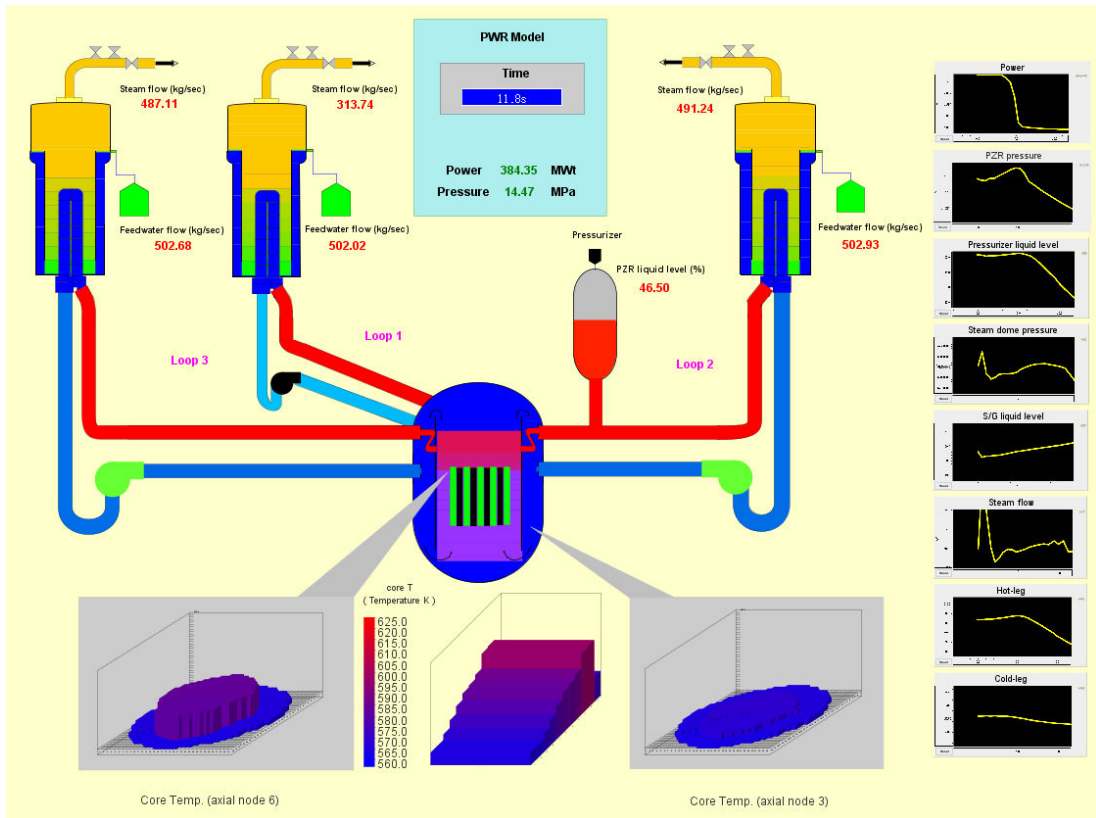


圖 67 核三廠 PLOF 案例之 TRACE 動畫模式顯示圖

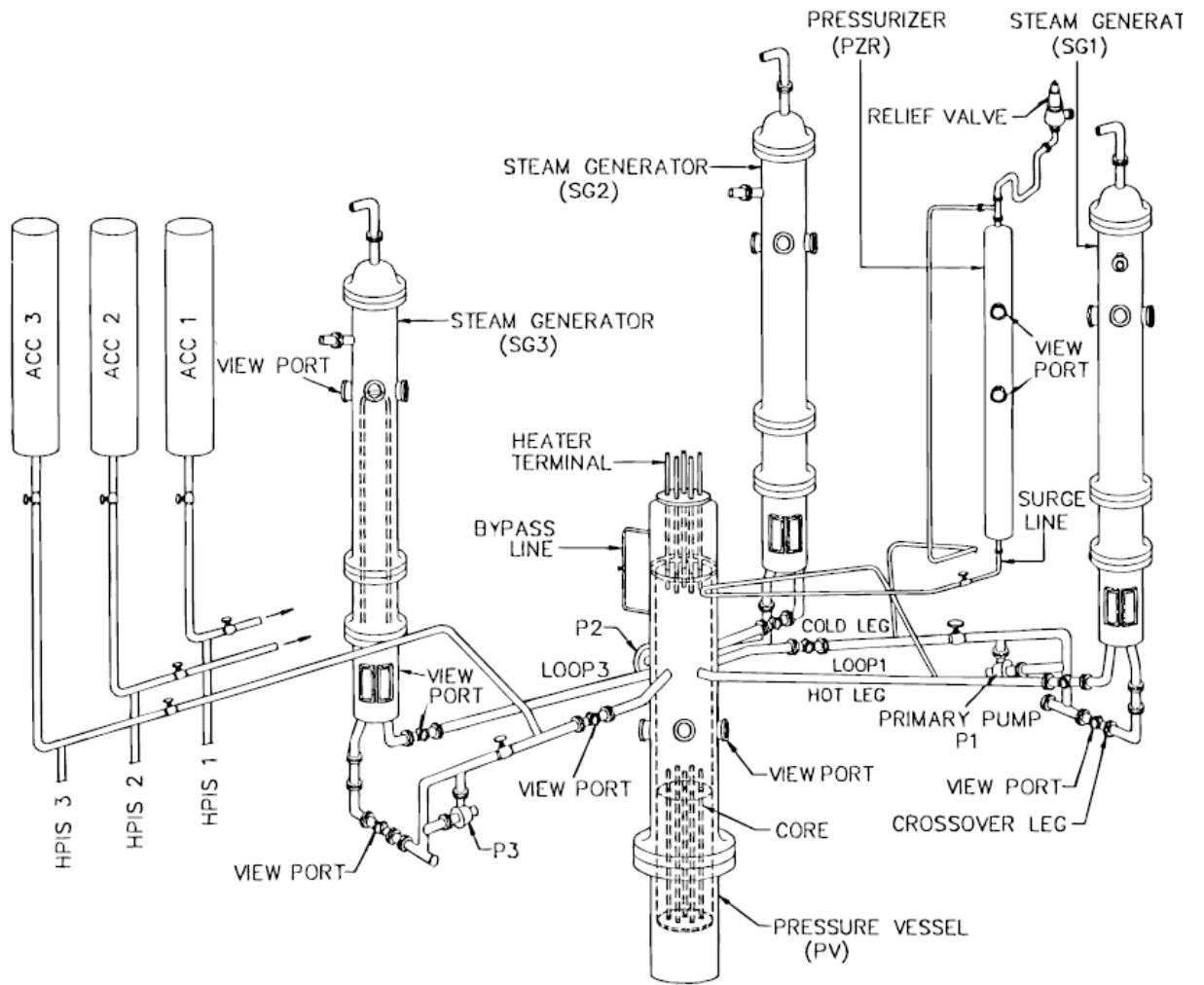


圖 68 核三廠比例縮小安全測試(IIST)設施示意圖

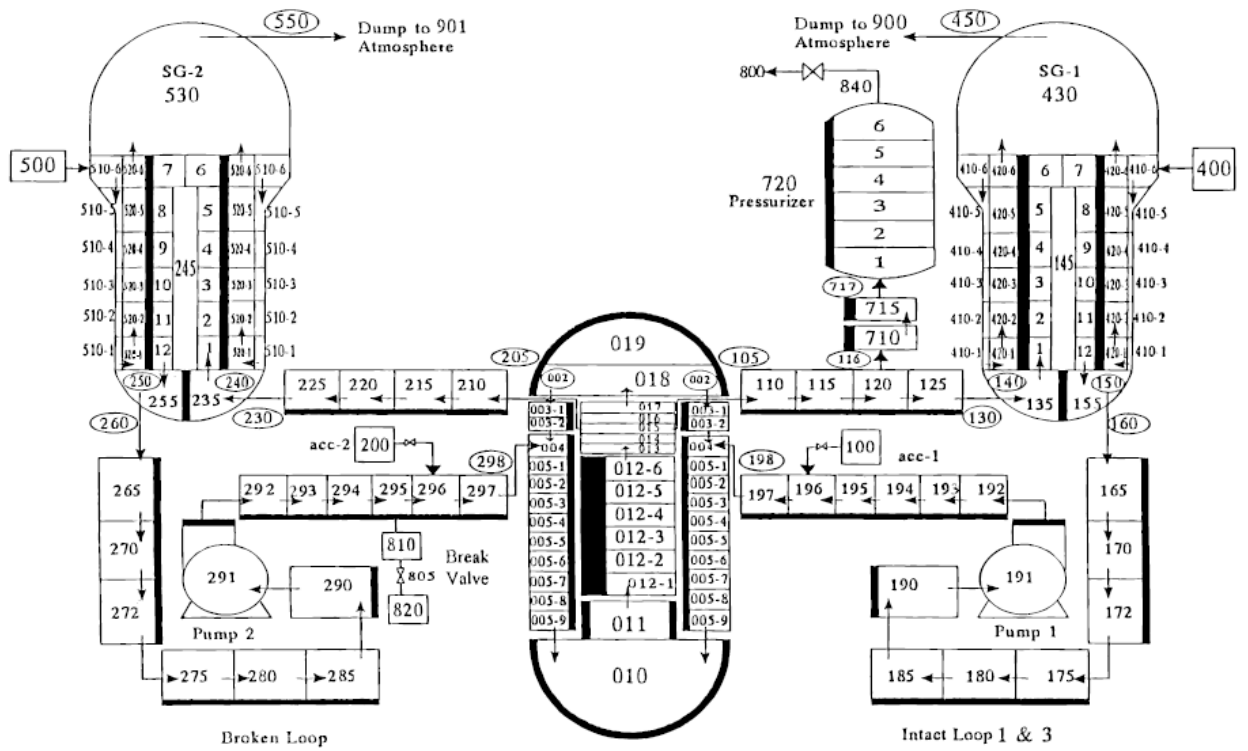
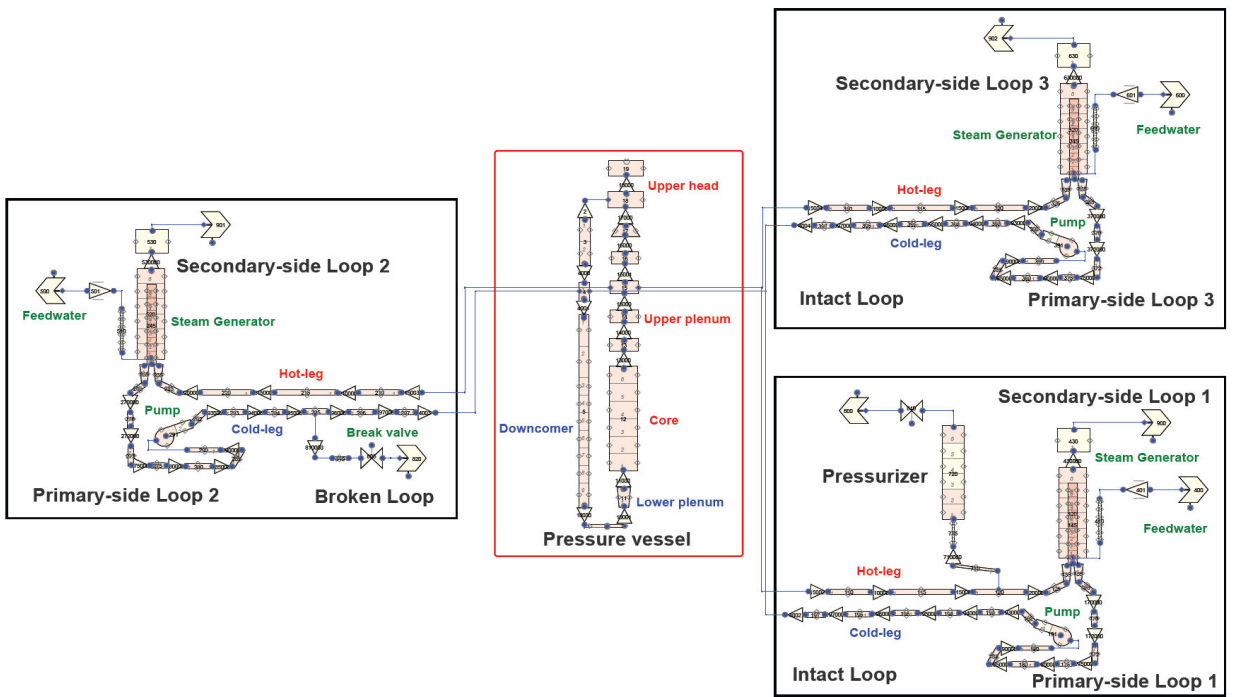
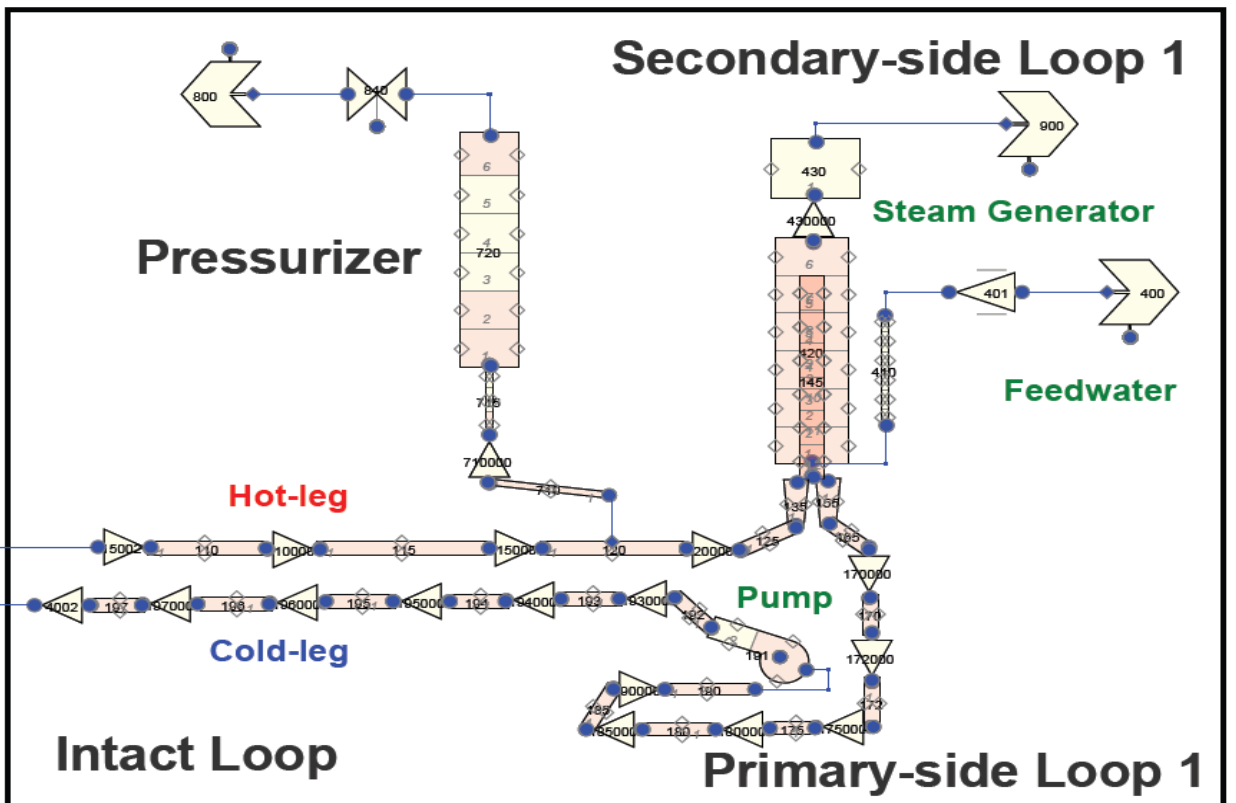


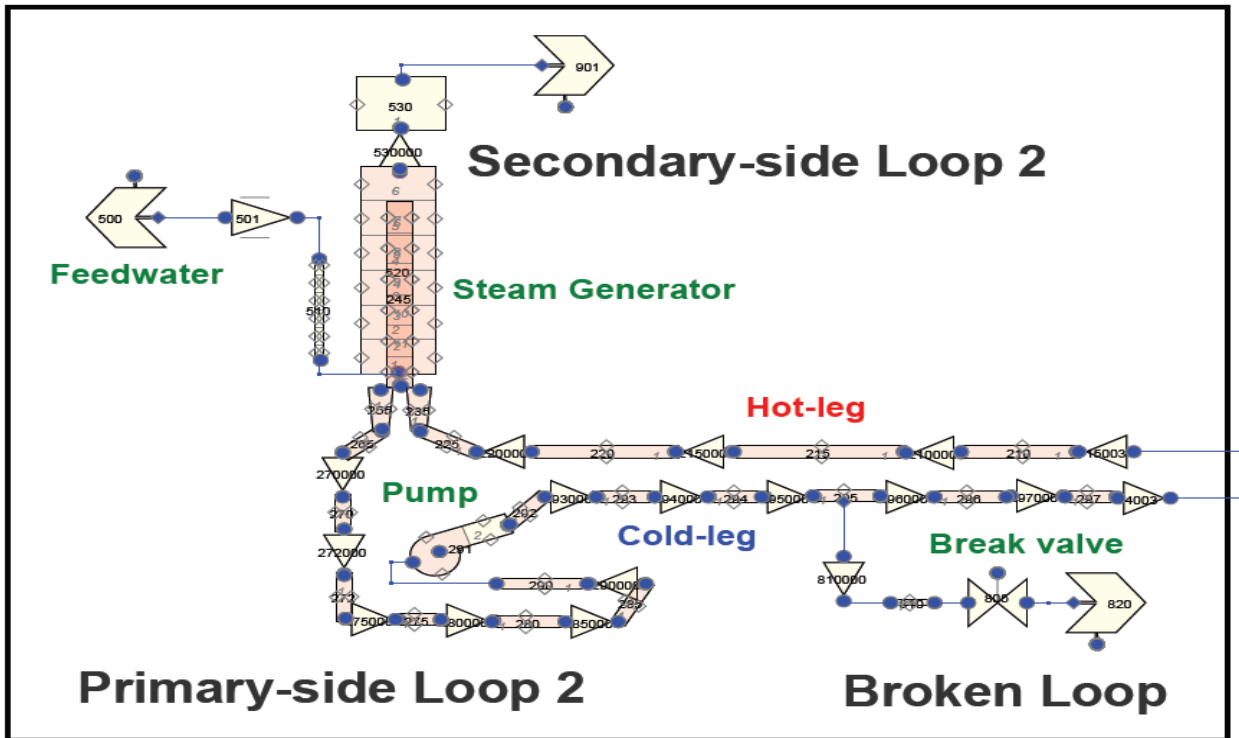
圖 69 IIST 設施 RELAP5 模式



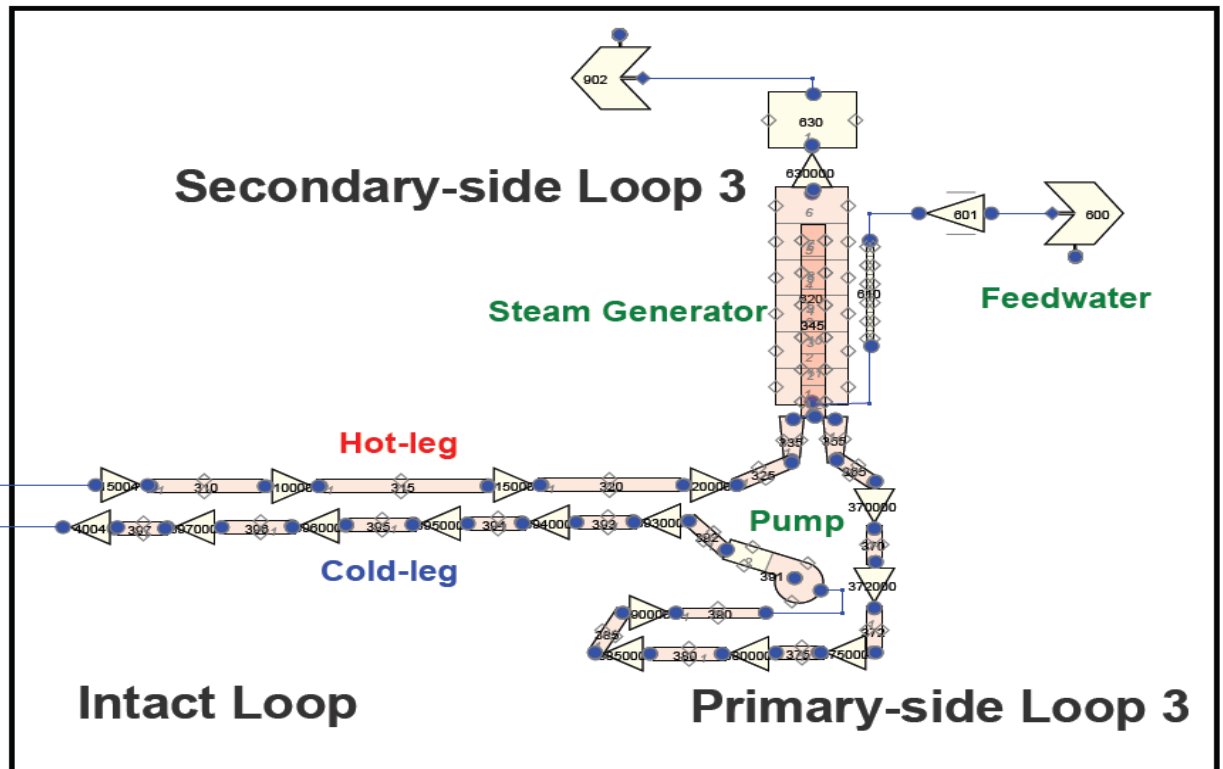
(a)



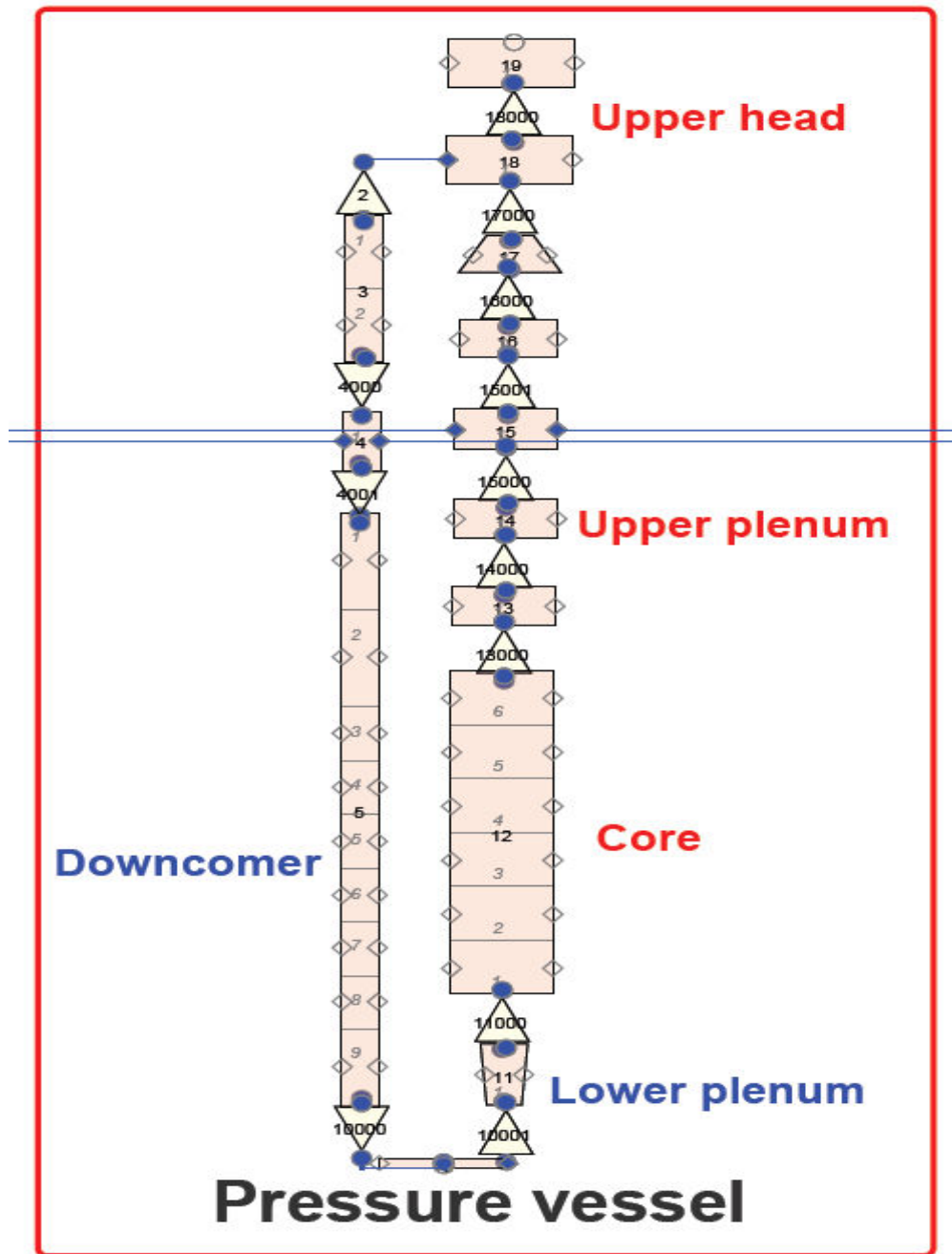
(b)



(c)



(d)



(e)

圖 70 IIST 設施 TRACE 模式 model A

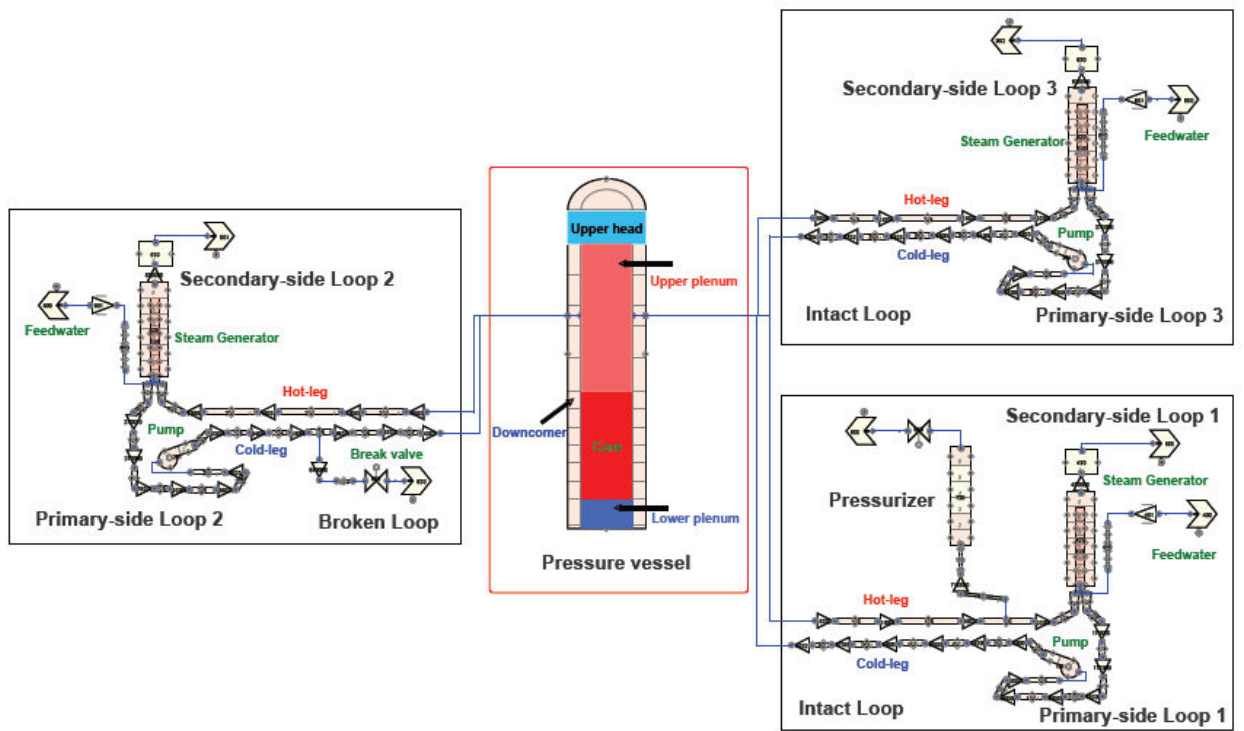


圖 71 IIST 設施 TRACE 模式 model B

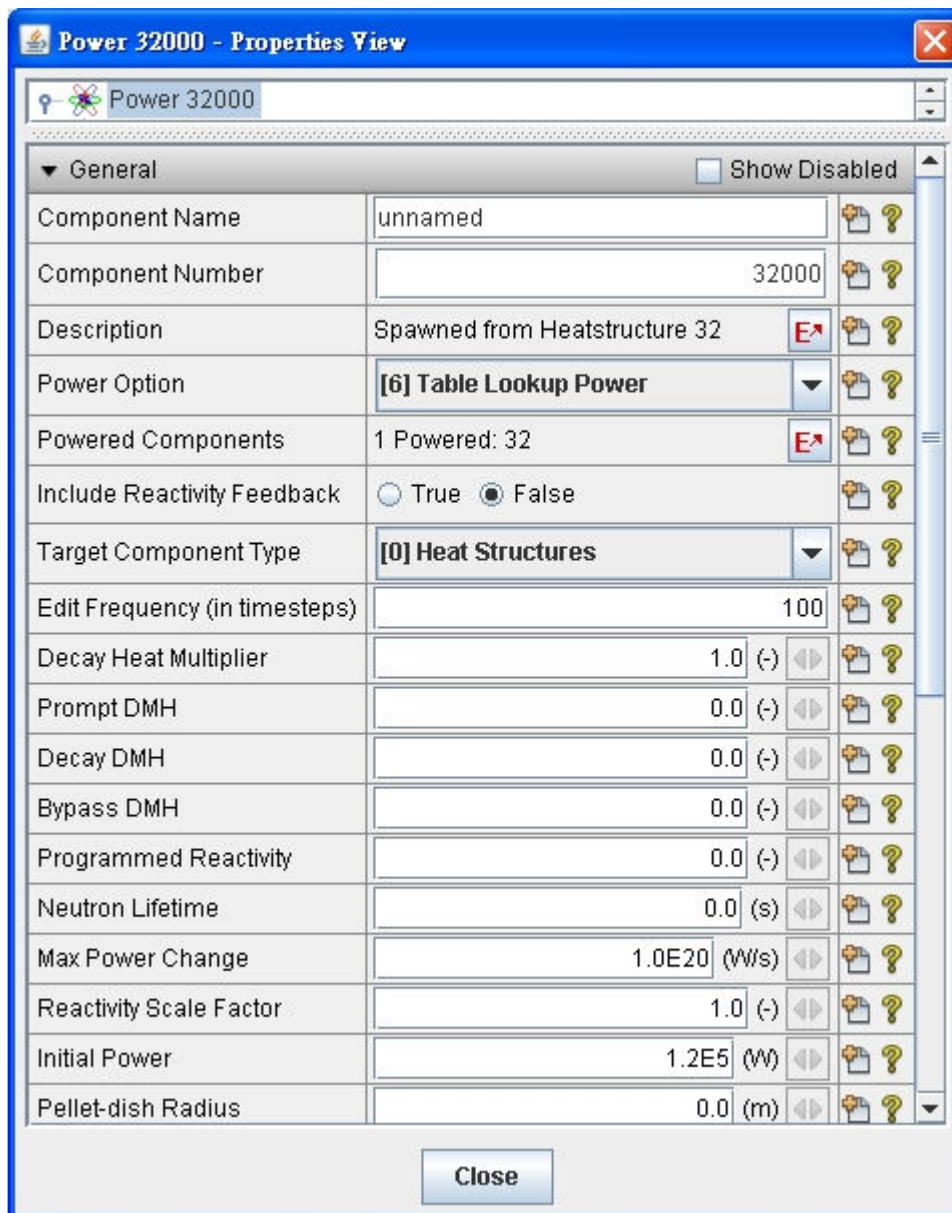
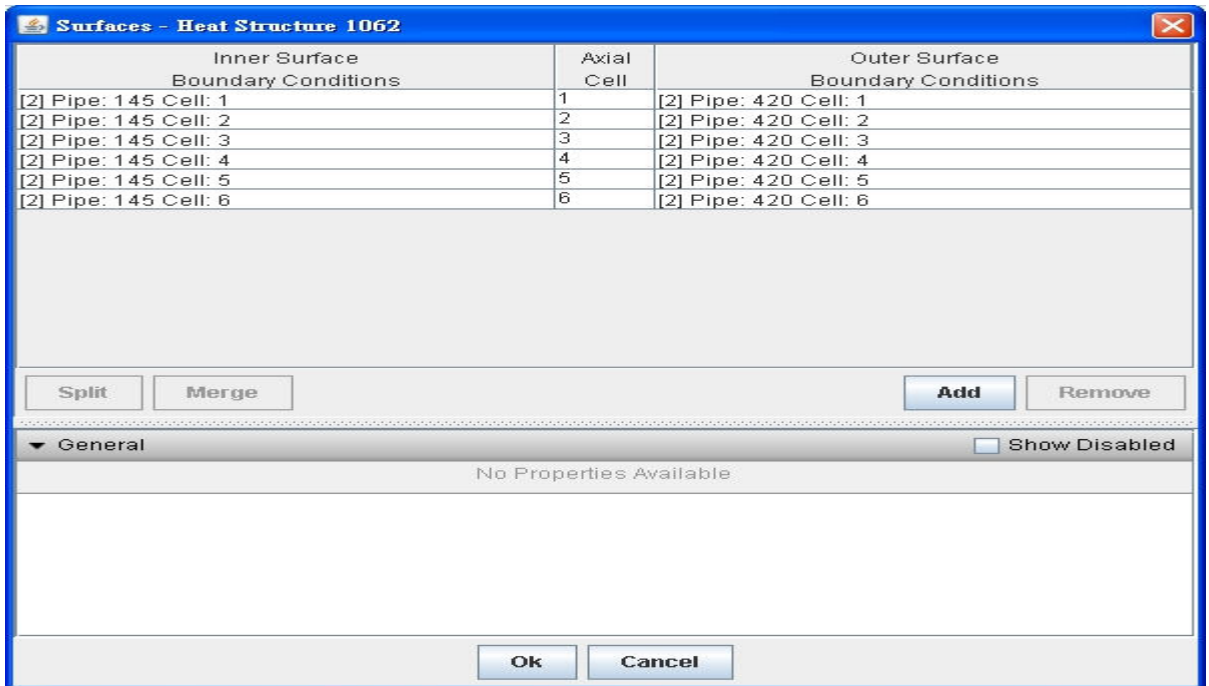
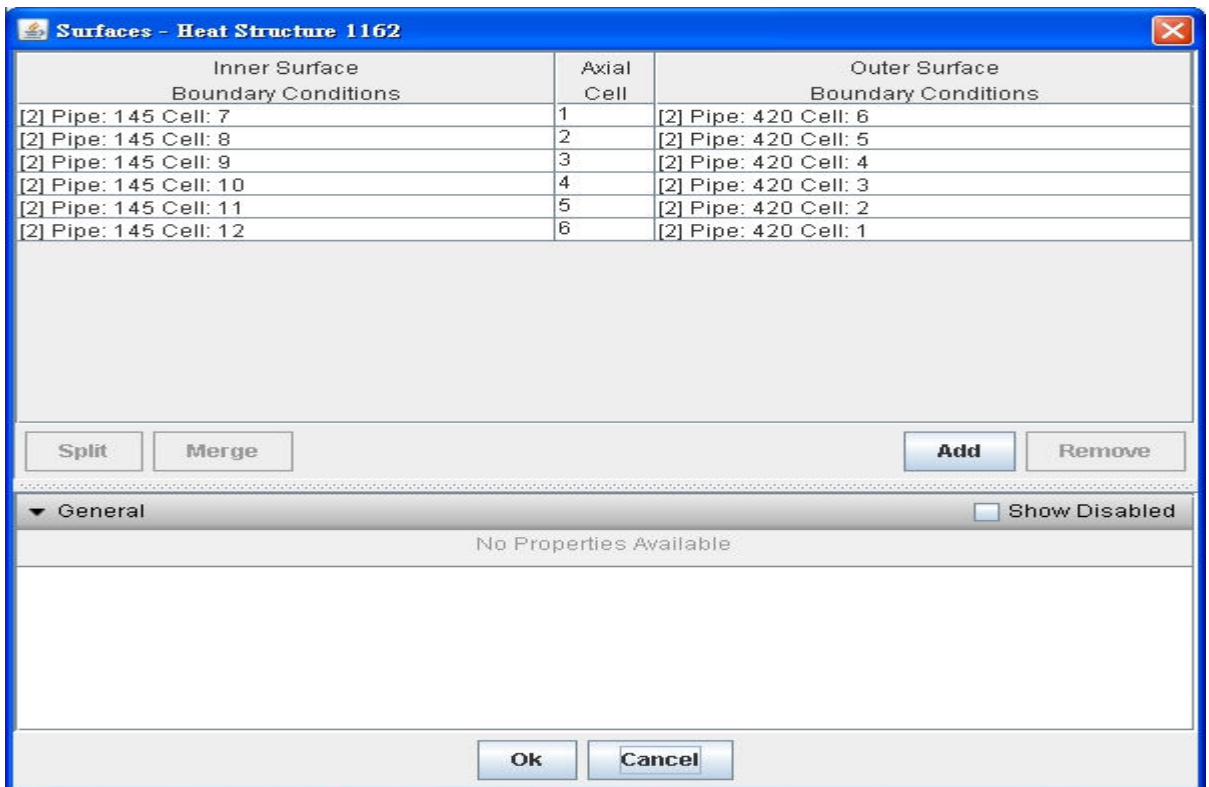


圖 72 IIST 設施 TRACE 模式之功率組件模擬

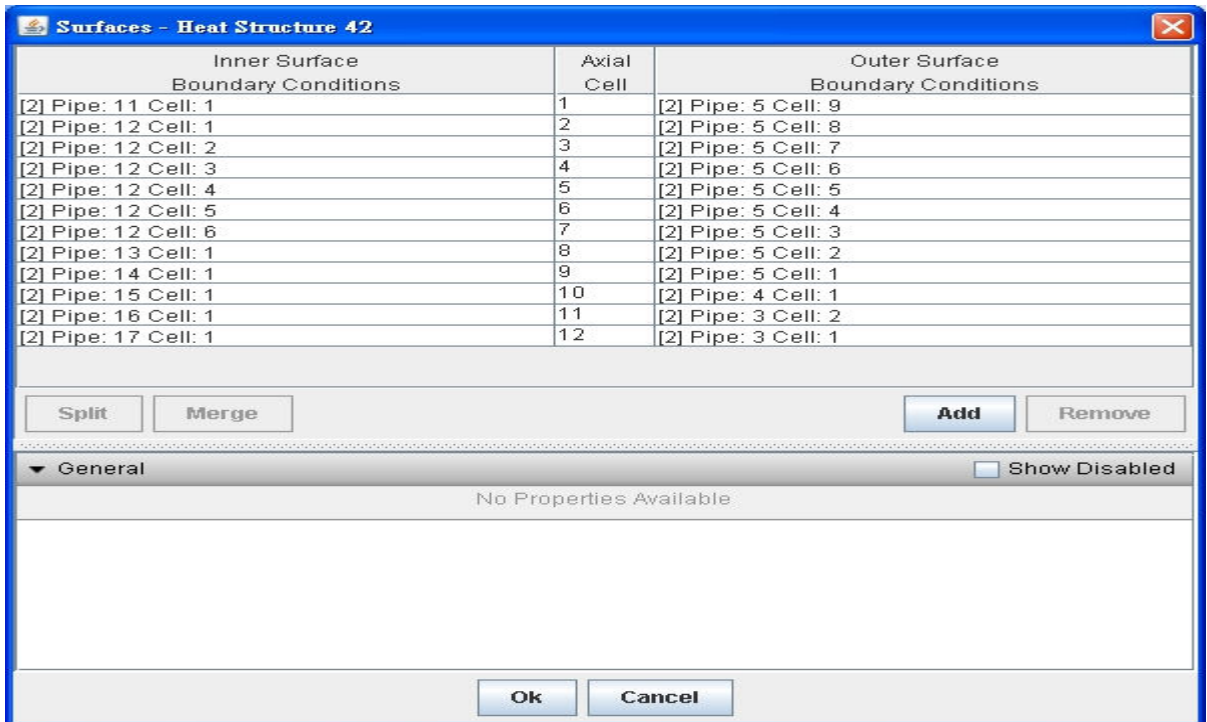


(a) the SG U tube part I (pipe 145 cell 1~6)

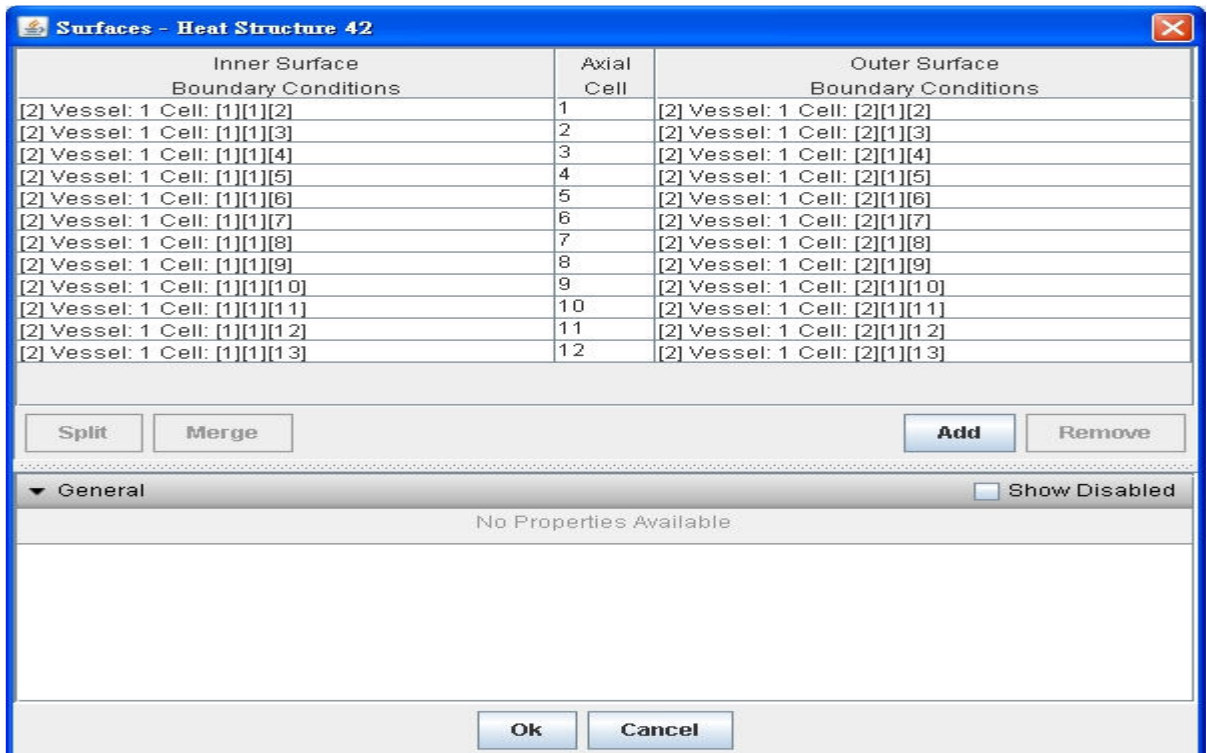


(b) the SG U tube part II (pipe 145 cell 7~12)

圖 73 IIST 設施 TRACE 模式之蒸氣產生器熱交換模擬



(a) model A



(b) model B

圖 74 IIST 設施 TRACE 模式之壓力槽反應器熱交換模擬

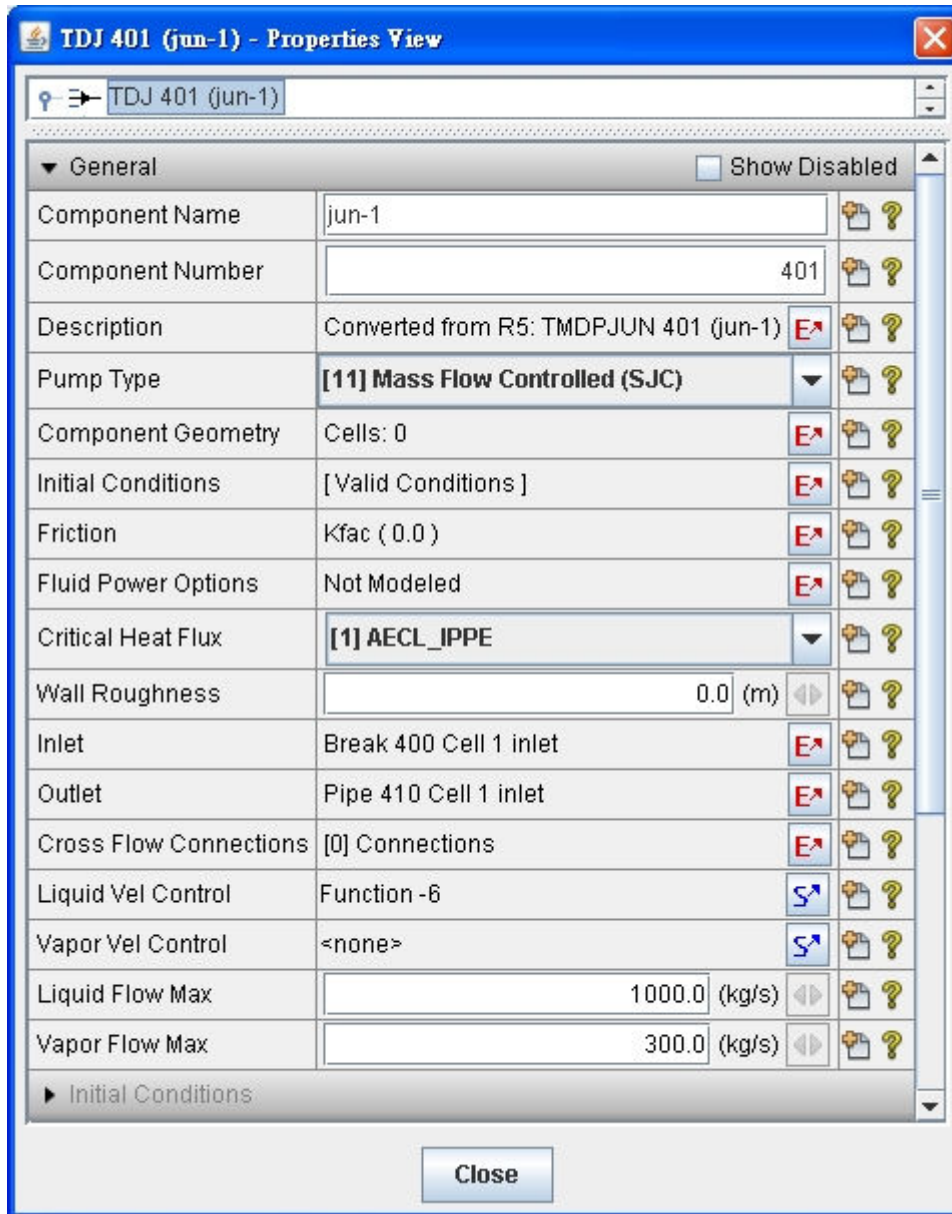


圖 75 IIST 設施 TRACE 模式之飼水模擬

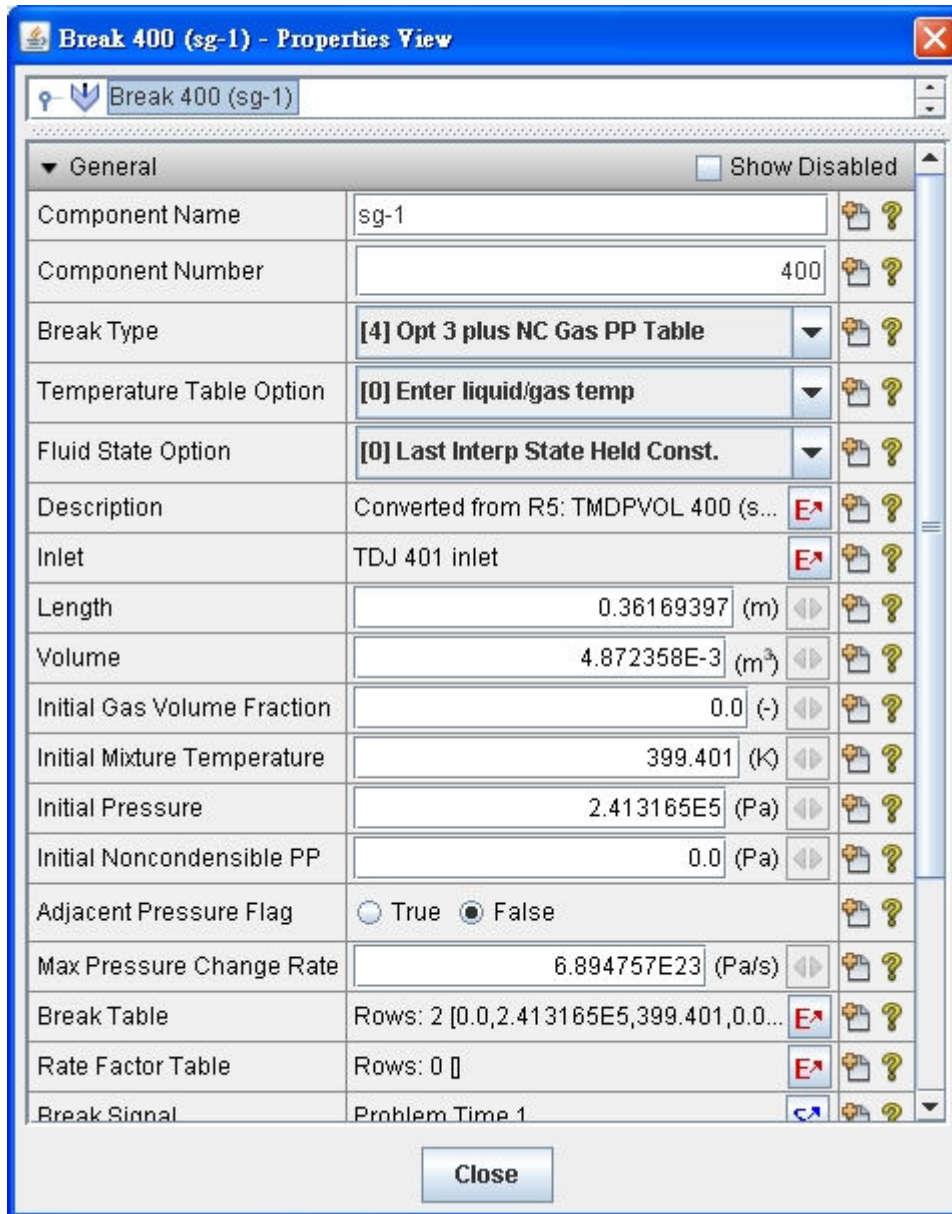


圖 76 IIST 設施 TRACE 模式之破口模擬

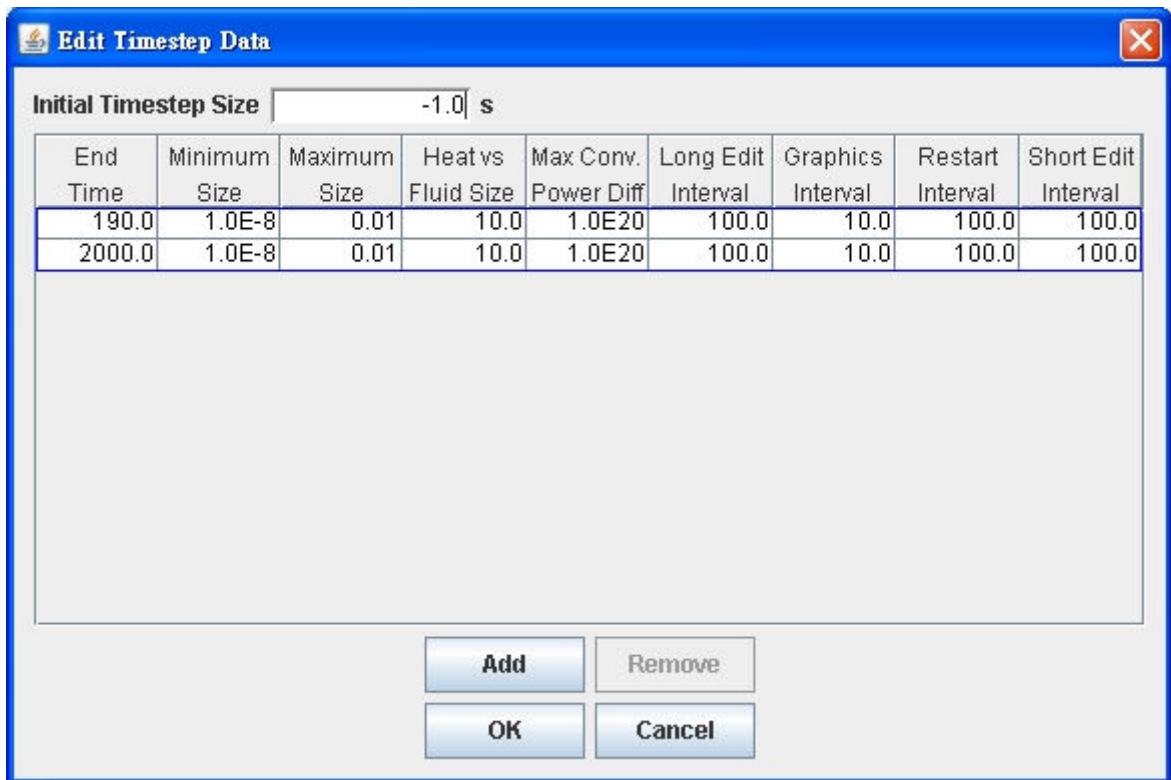


圖 77 IIST 設施 TRACE 模式之 timestep 數據

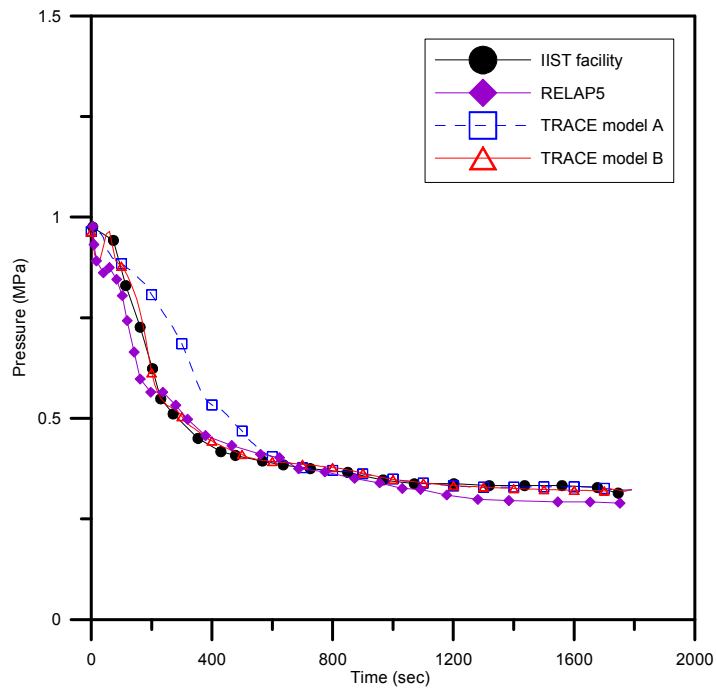


圖 78 主要系統壓力之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖 (SBLOCA)

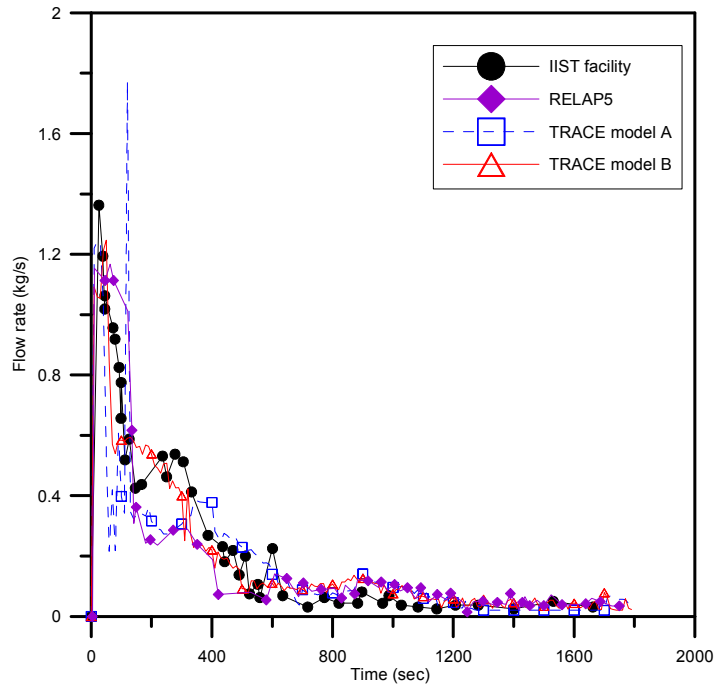


圖 79 破口流率之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(SBLOCA)

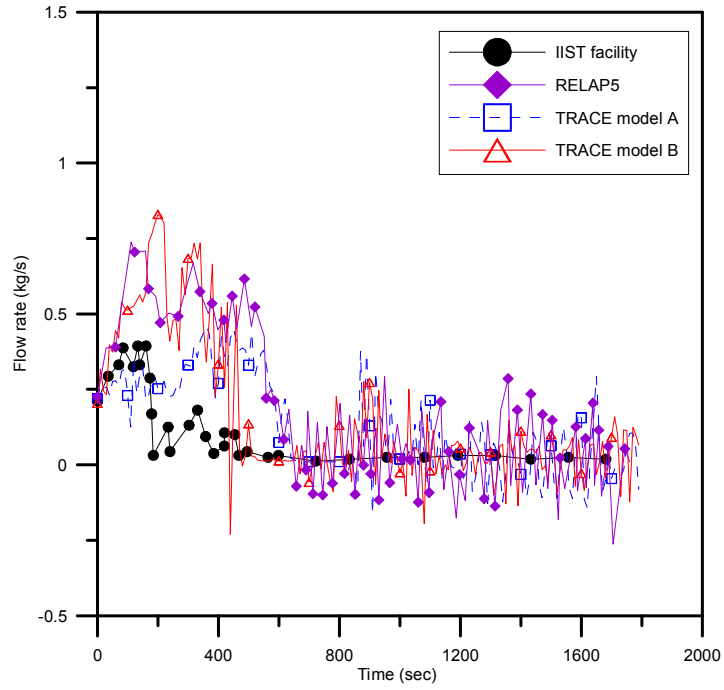


圖 80 環路 1 流率之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(SBLOCA)

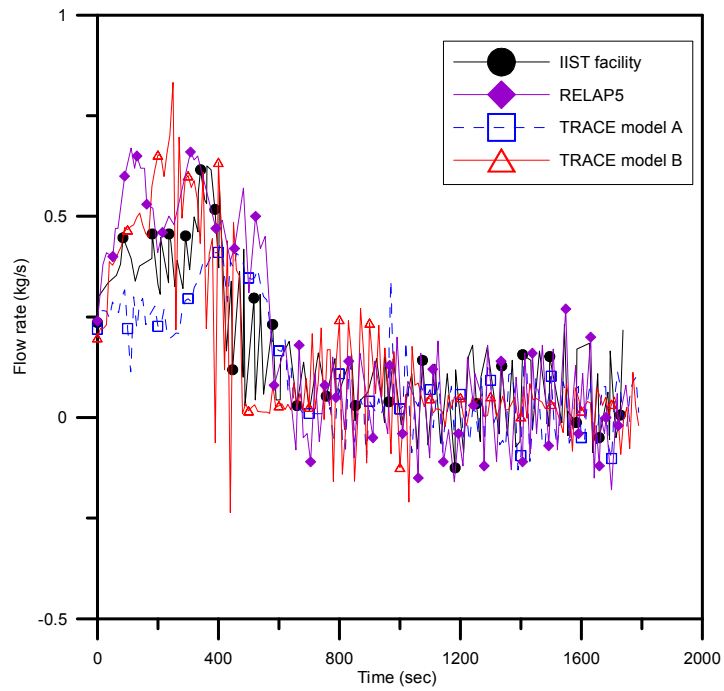


圖 81 環路 3 流率之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(SBLOCA)

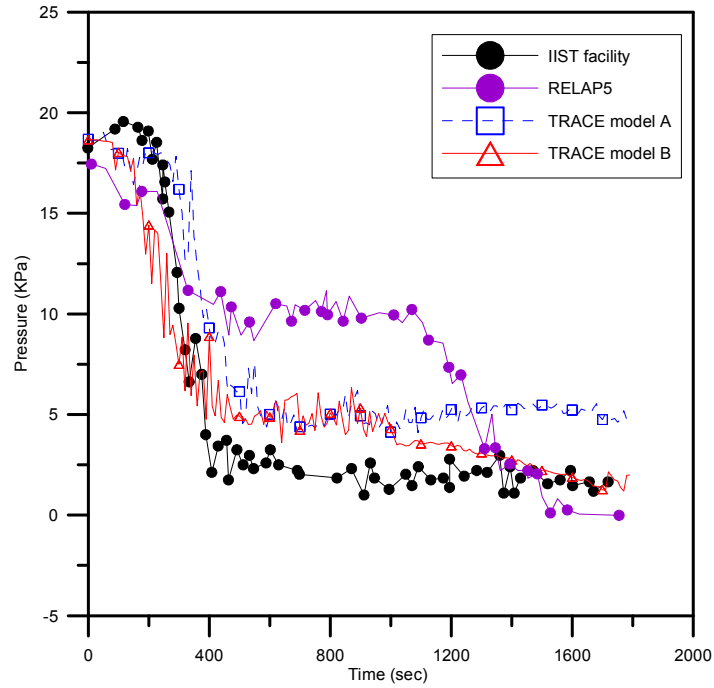


圖 82 環路 2 蒸氣產生器進口室壓差之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(SBLOCA)

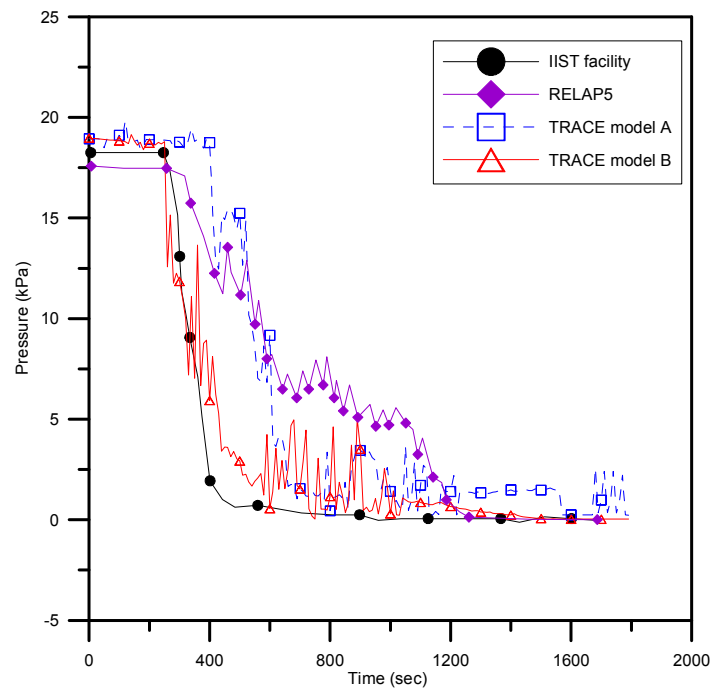


圖 83 環路 2 蒸氣產生器出口室壓差之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(SBLOCA)

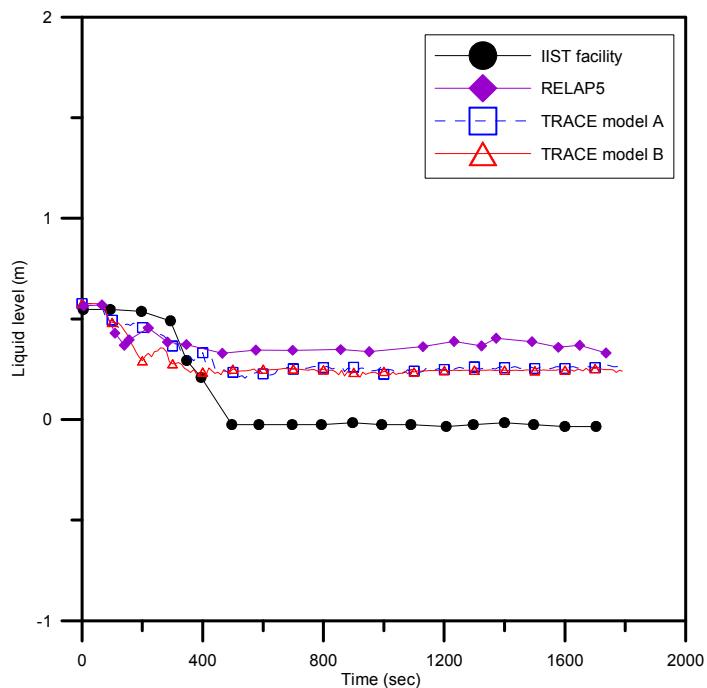


圖 84 環路 1 蒸氣產生器進口室壓差之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(SBLOCA)

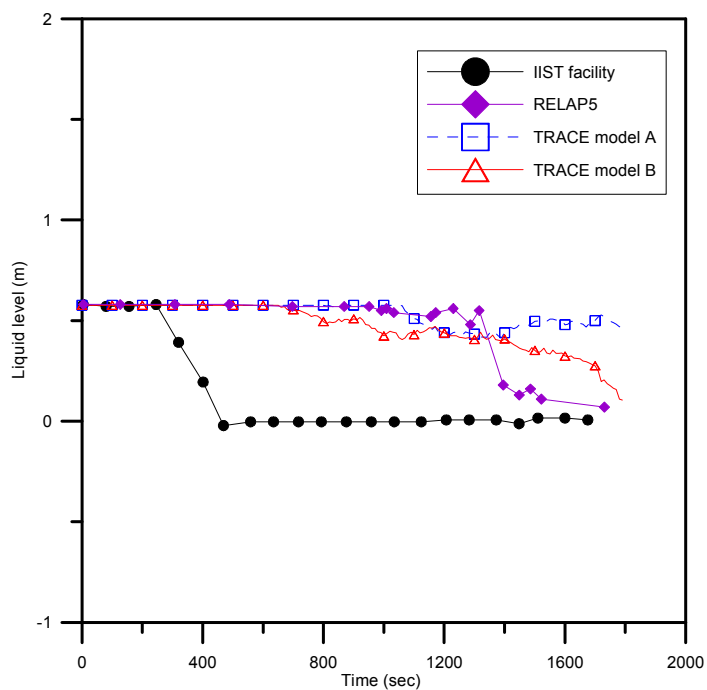


圖 85 環路 2 蒸氣產生器出口室壓差之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(SBLOCA)

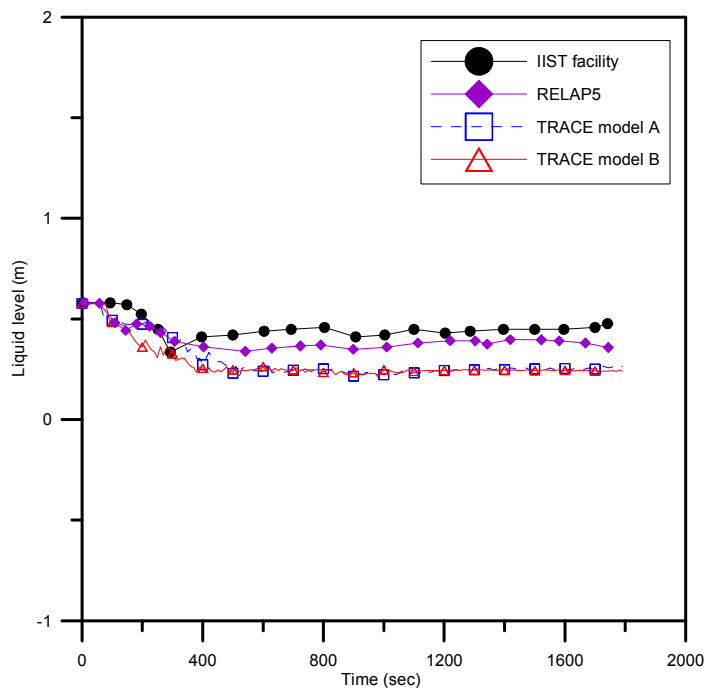


圖 86 環路 2 蒸氣產生器進口室水位之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(SBLOCA)

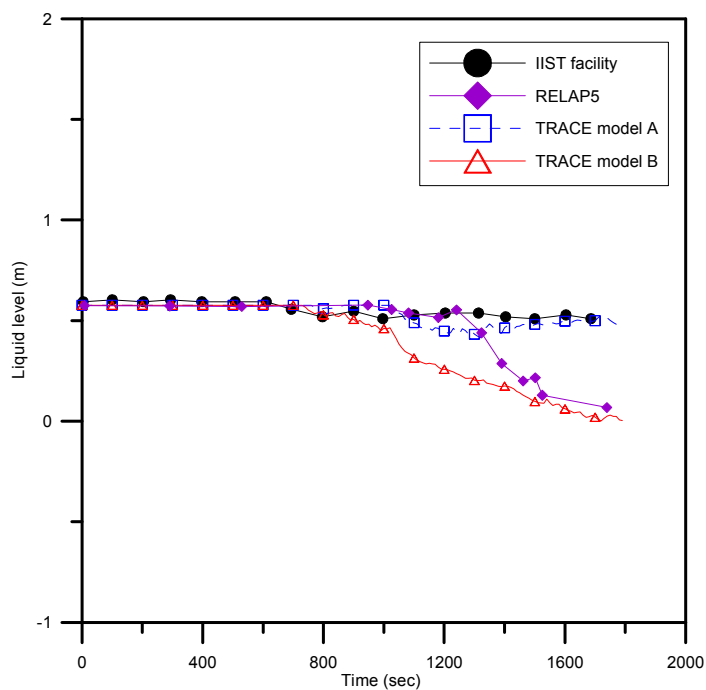


圖 87 環路 3 蒸氣產生器出口室水位之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(SBLOCA)

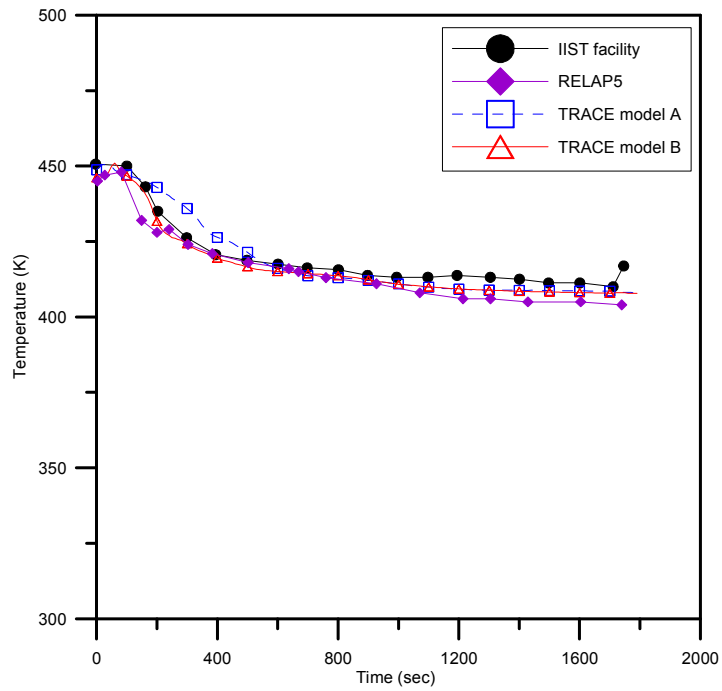


圖 88 環路 3 熱端溫度之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖 (SBLOCA)

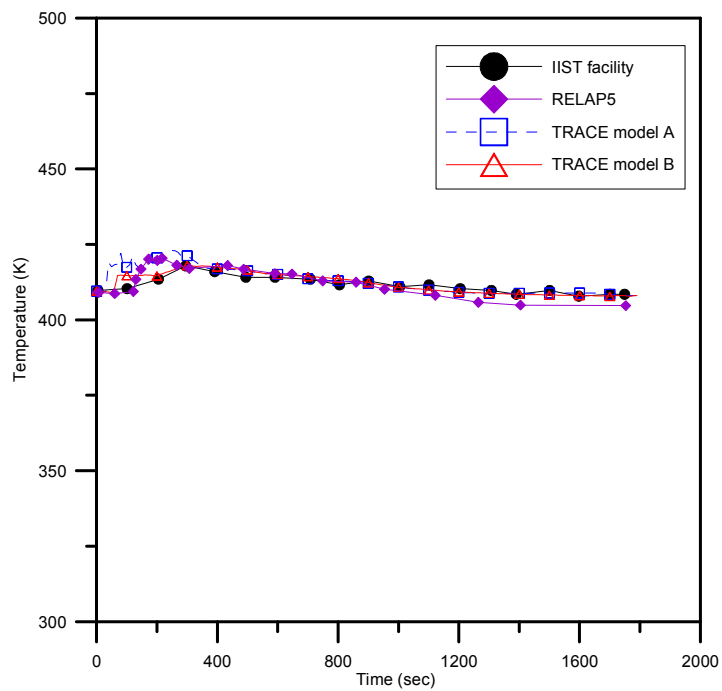


圖 89 環路 3 冷端溫度之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖 (SBLOCA)

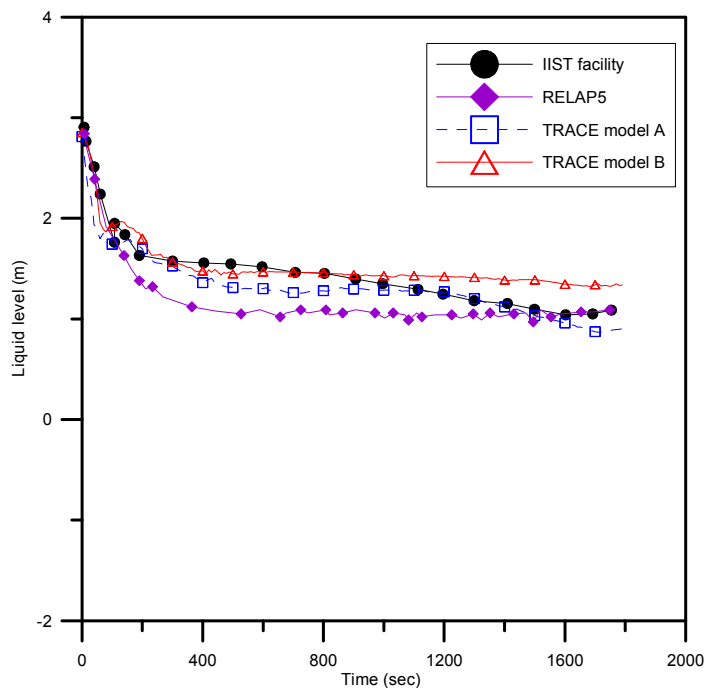


圖 90 爐心水位之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(SBLOCA)

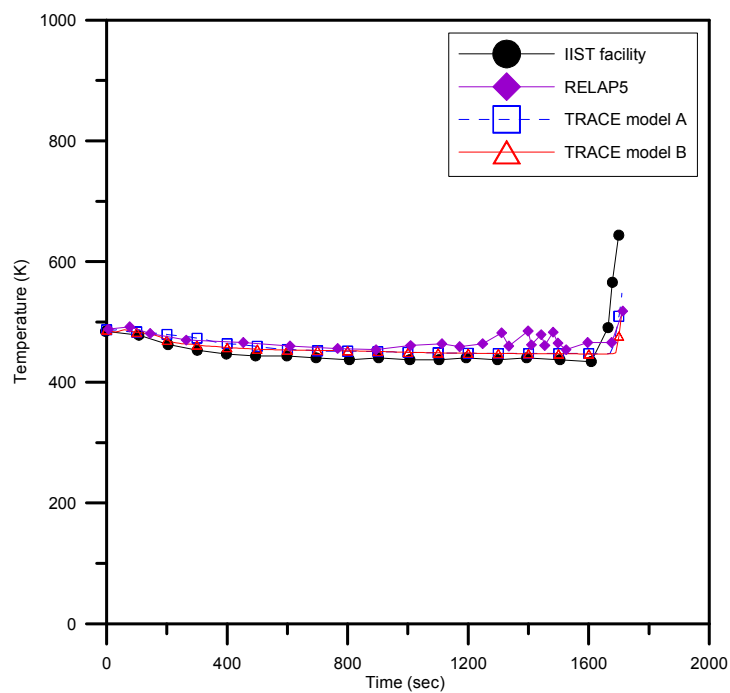


圖 91 爐心護套溫度之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖 (SBLOCA)

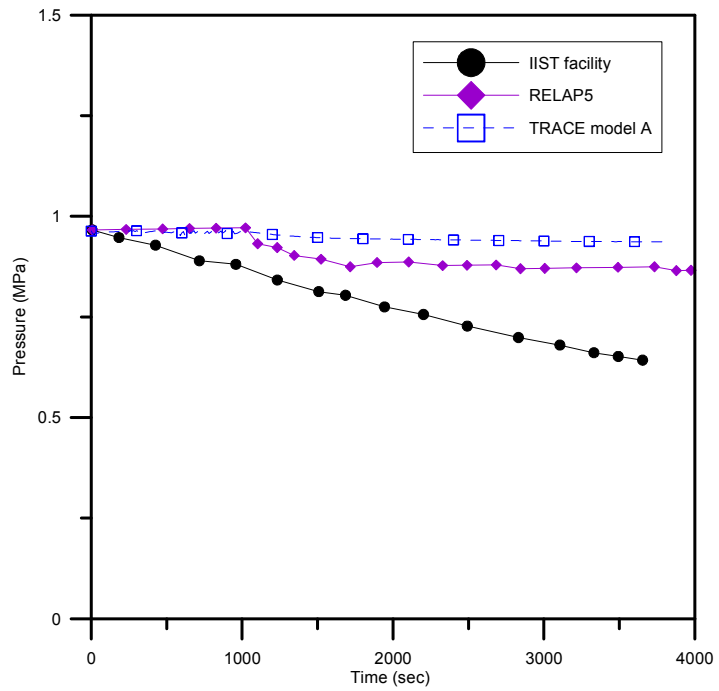


圖 92 主要系統壓力之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(C61128)

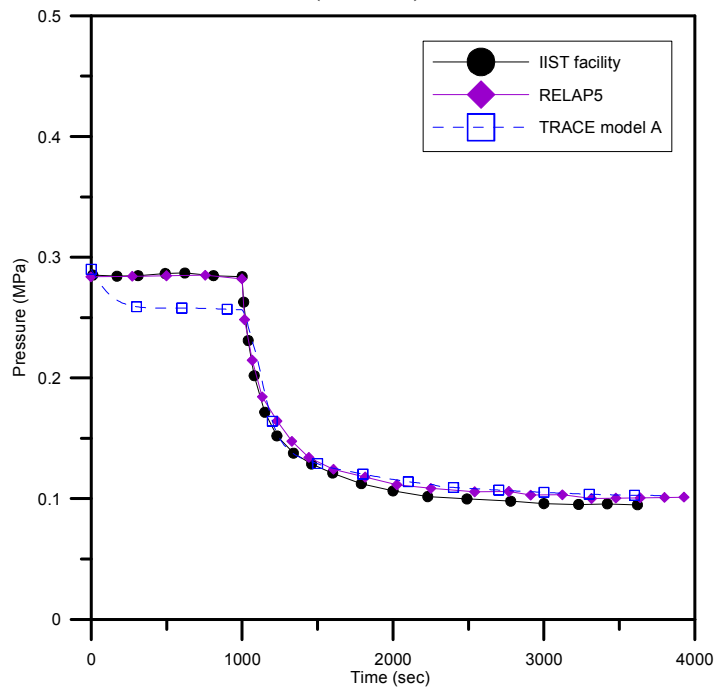


圖 93 環路 1 蒸氣產生器二次側壓力之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(C61128)

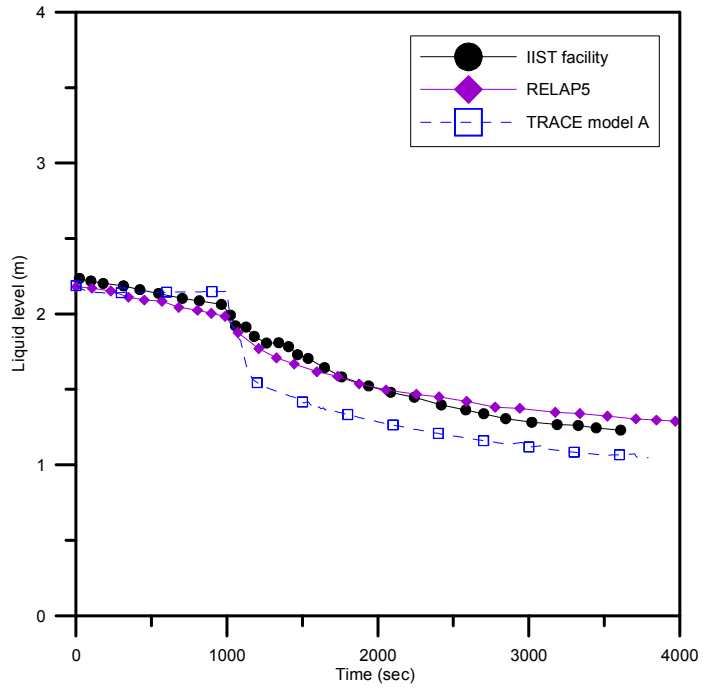


圖 94 環路 1 蒸氣產生器水位之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(C61128)

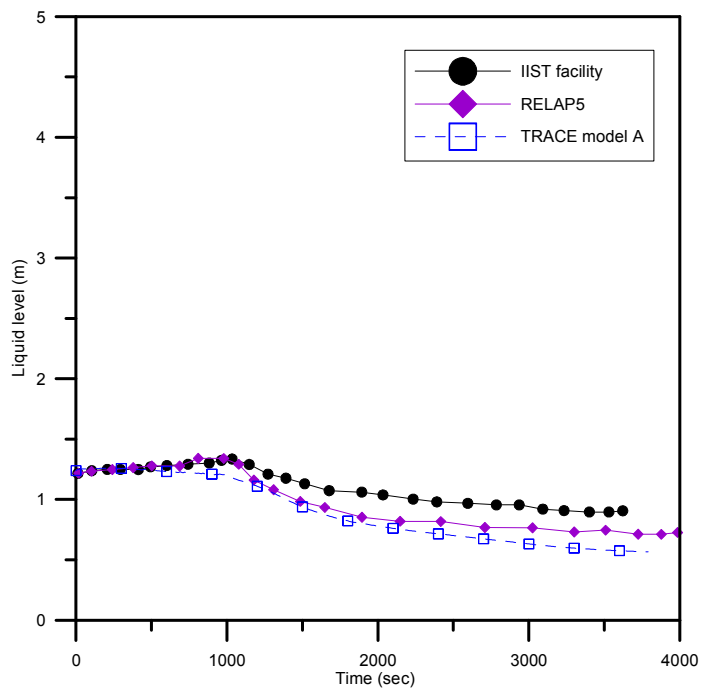


圖 95 調壓槽水位之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(C61128)

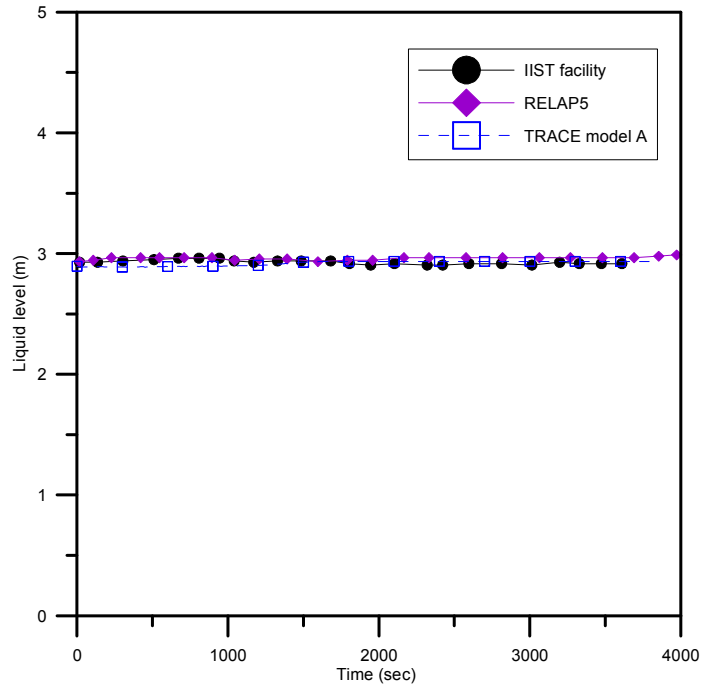


圖 96 爐心水位之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖
(C61128)

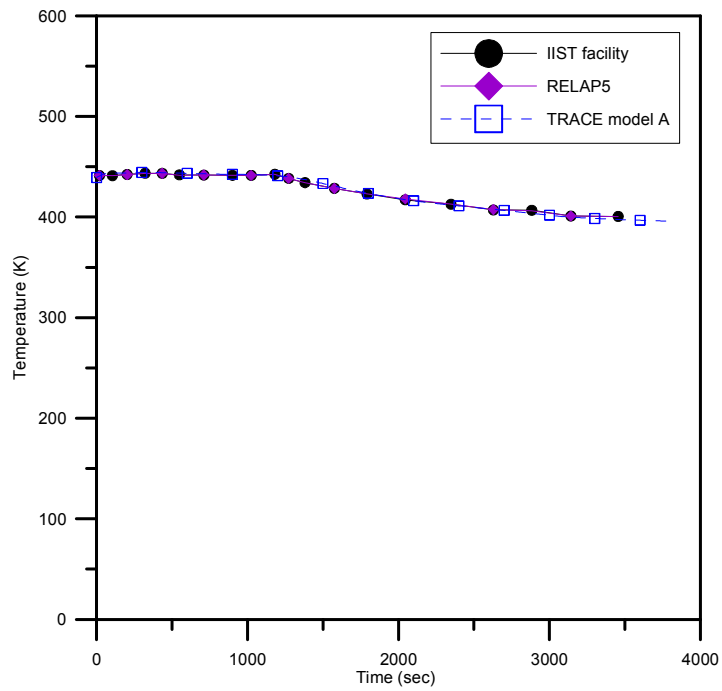


圖 97 環路 1 熱端溫度之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(C61128)

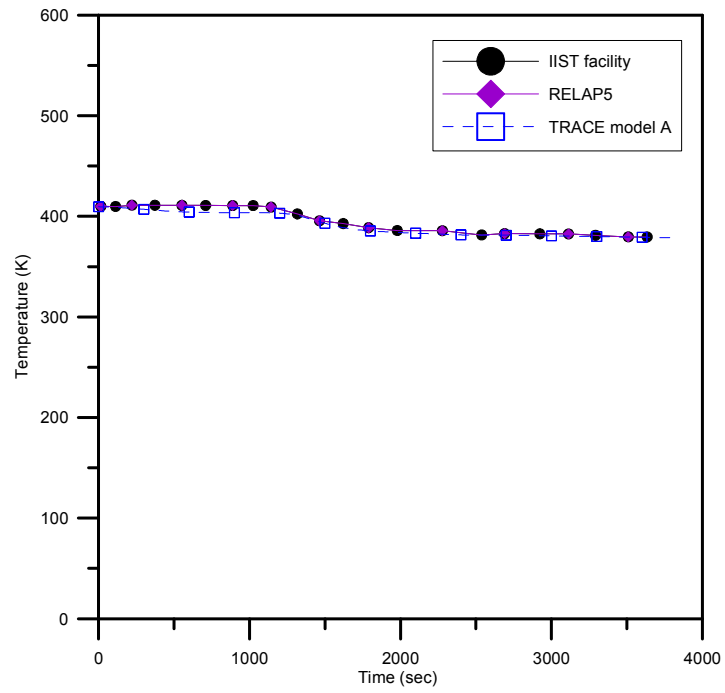


圖 98 環路 1 冷端溫度之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(C61128)

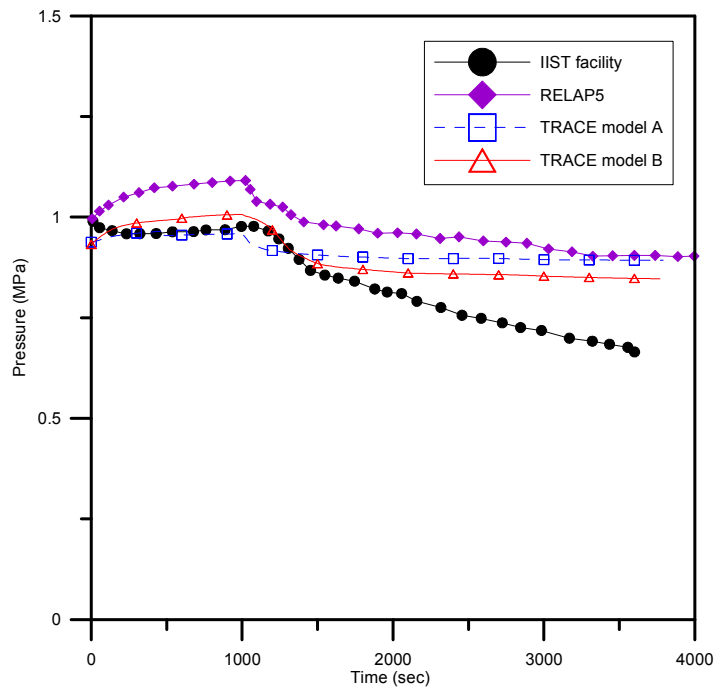


圖 99 主要系統壓力之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(C61210)

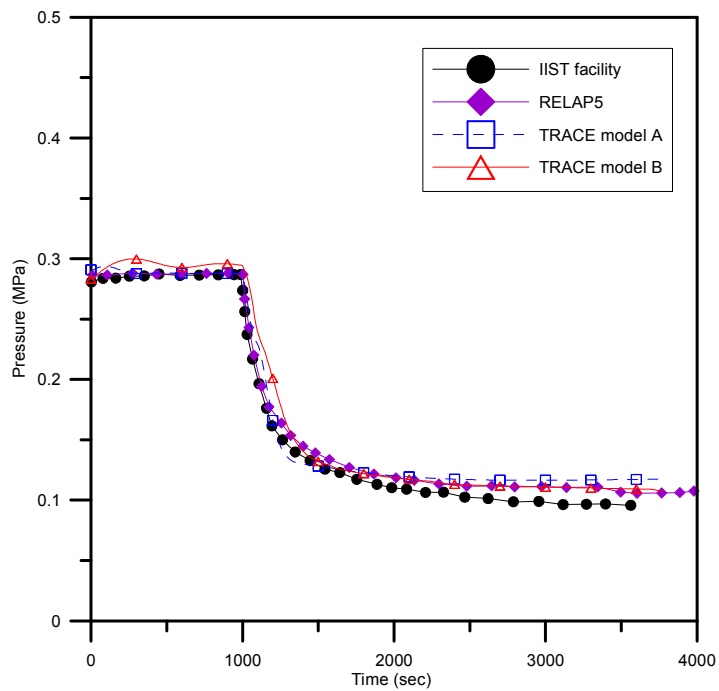


圖 100 環路 1 蒸氣產生器二次側壓力之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(C61210)

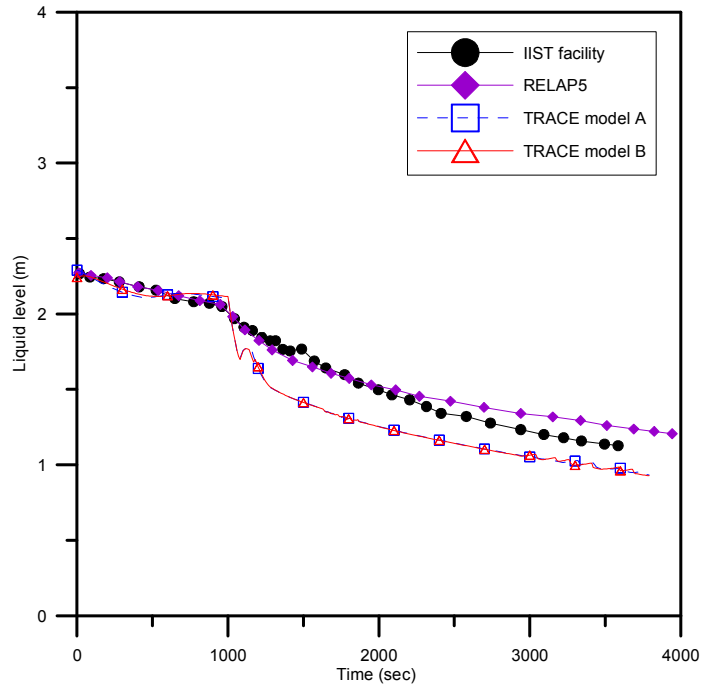


圖 101 環路 1 蒸氣產生器水位之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(C61210)

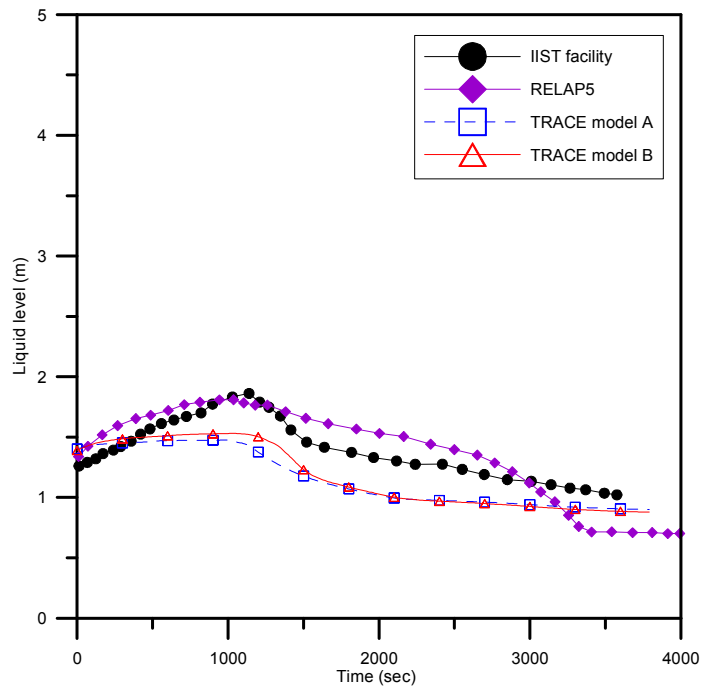


圖 102 調壓槽水位之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(C61210)

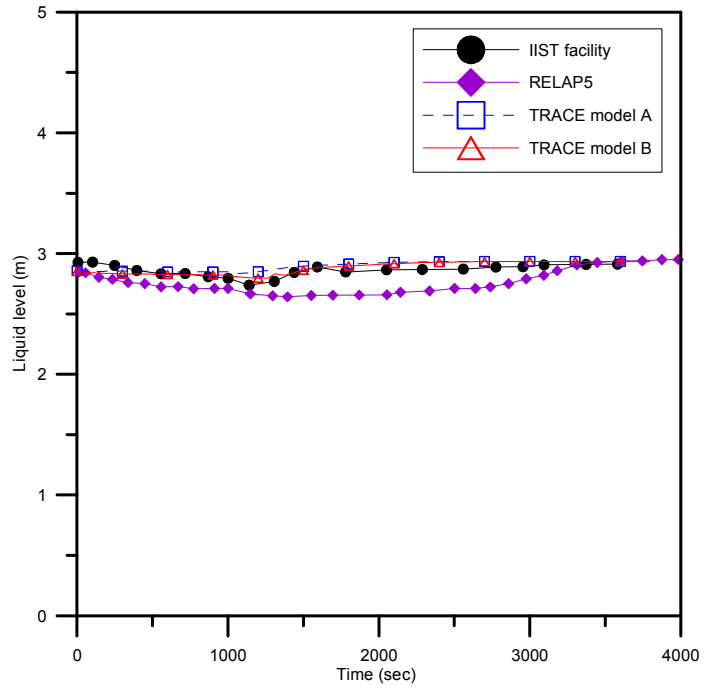


圖 103 爐心水位之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖 (C61210)

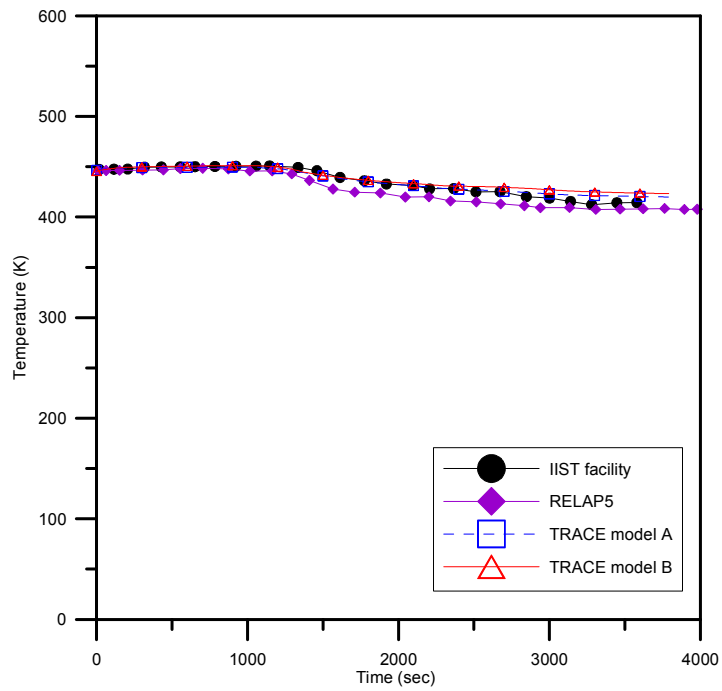


圖 104 環路 1 熱端溫度之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(C61210)

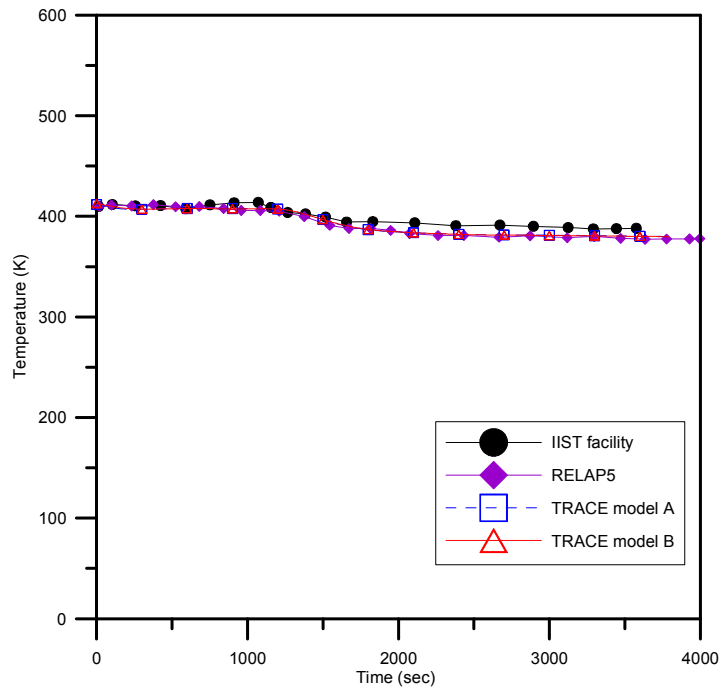


圖 105 環路 1 冷端溫度之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(C61210)

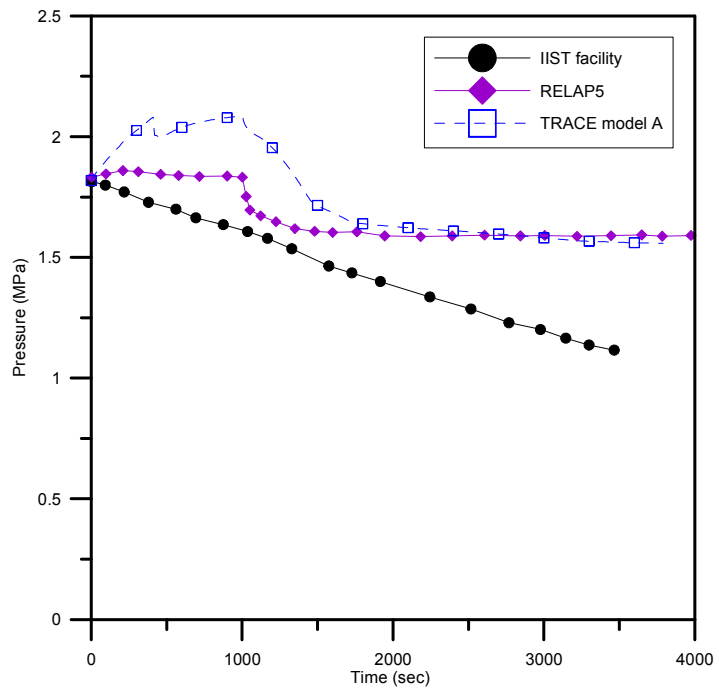


圖 106 主要系統壓力之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖 (C70122)

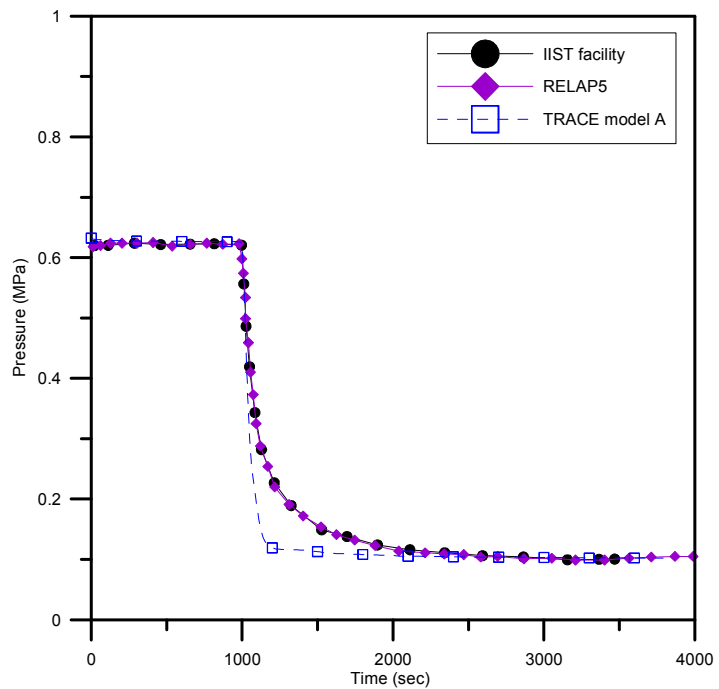


圖 107 環路 1 蒸氣產生器二次側壓力之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(C70122)

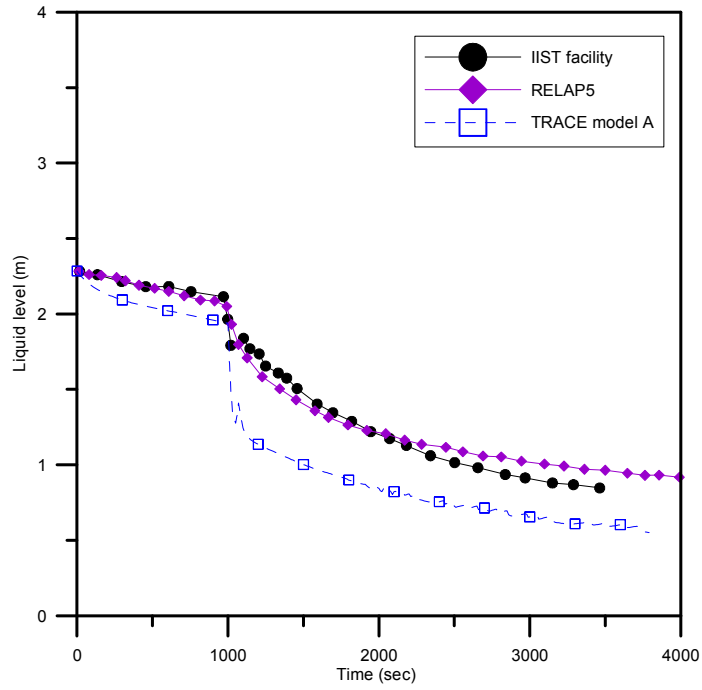


圖 108 環路 1 蒸氣產生器水位之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(C70122)

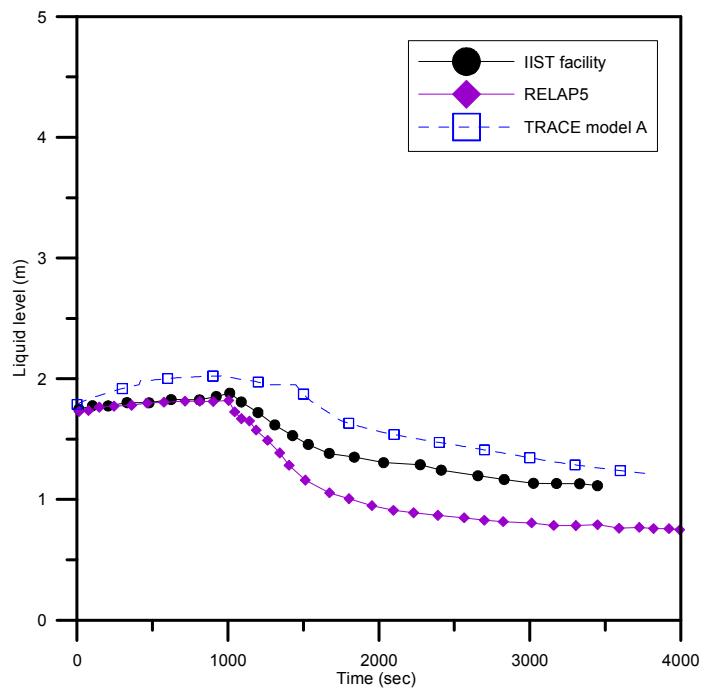


圖 109 環路 1 蒸氣產生器二次側壓力之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(C70122)

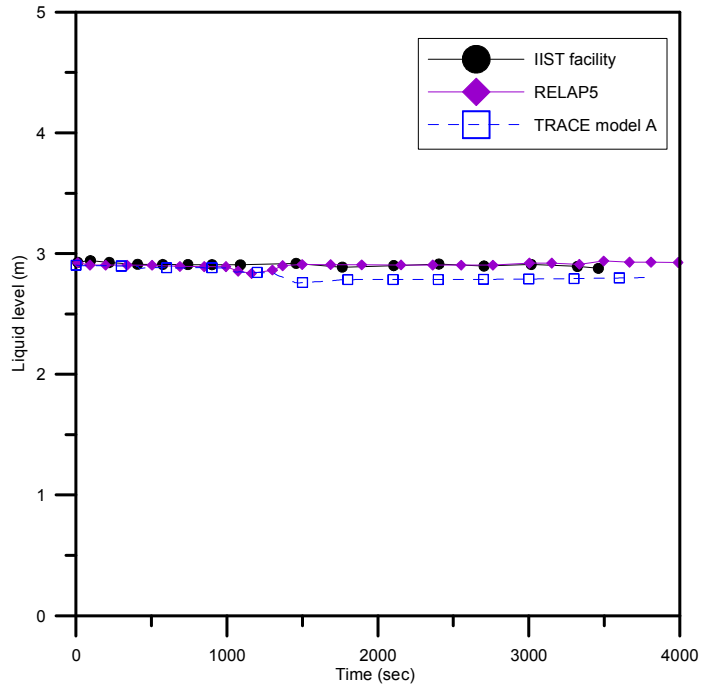


圖 110 爐心水位之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖 (C70122)

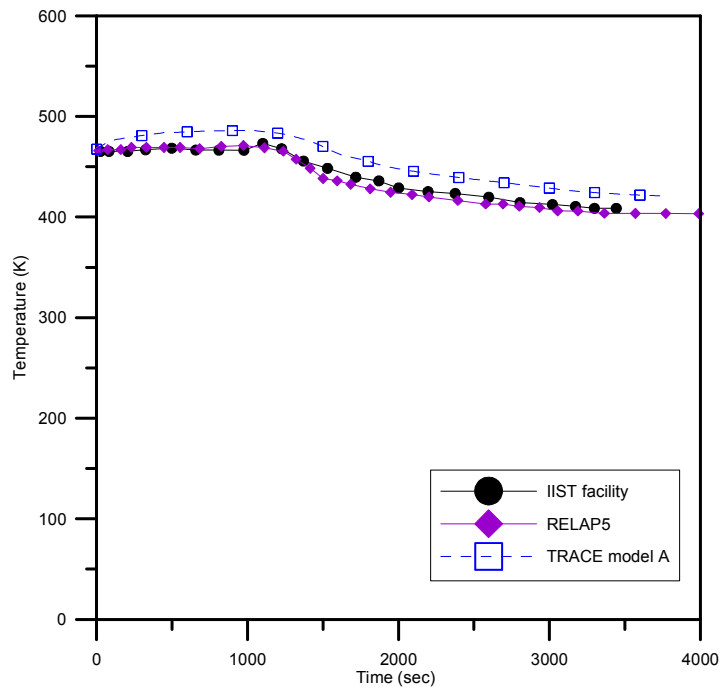


圖 111 環路 1 熱端溫度之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(C70122)

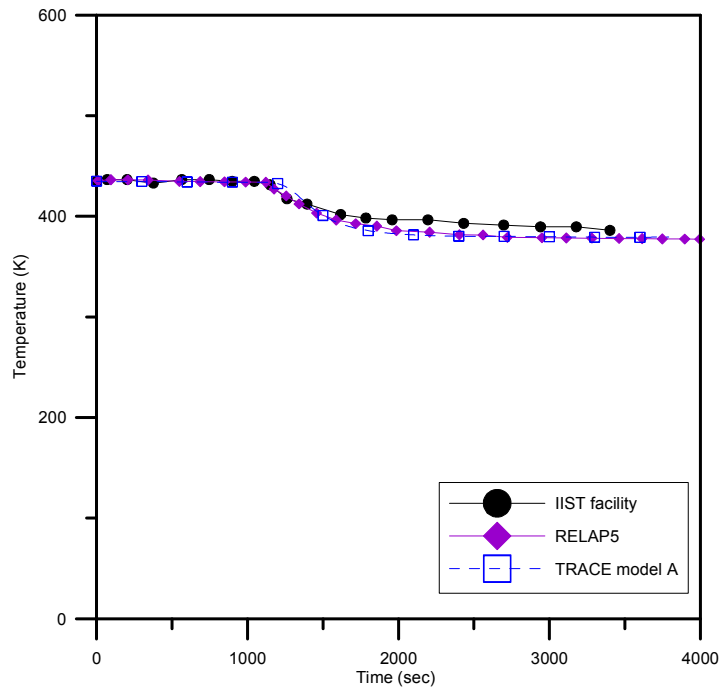


圖 112 環路 1 冷端溫度之 IIST 實驗、RELAP5、及 TRACE 比較圖(C70122)

肆、參考文獻

1. 駐美國台北經濟文化代表處與美國在台協會有關參與美國核能管制委員會熱流程式應用及維護研究計畫合作協定，2004年12月13日
2. Taiwan Power Company, "Final Safety Analysis Report for Lungmen Nuclear Power Station Units 1&2", August 2007.
3. Project Design Manual Revision 20, Taiwan Power Company Lungmen Project Fourth Nuclear Power Pant Units.
4. 核三廠訓練教材，台灣電力公司
5. 李堅雄等'江 IST 自發式爐心冷卻系統設計"，取 ER - 1846 (1999).
6. C . H . Lee , Y . J . Su , S . F . Wang , D . L . Yao , C . Y . Lee , L . Lao , B . L . Sun , Y . D . Huang , J . T . Lin , T . J . Liu , L . Y . Liao , and S . T . Chen , " The Conceptual Design Report for INER Integral System Test Facility , " INER - 1 098 (1991) .
7. Lee, C. H., Huang, I. M., Chang, C. J., Liu, T. J., and Ferng, Y. M., "Using an IIST SBLOCA experiment to assess RELAP5/MOD3.2", Nucl. Technol., Vol. 126, 48, 1999.
8. Chang, C. J, et al., "Analysis of IIST cooldown and leakage experiments", INER report, INER-1763, 1998.