

行政院原子能委員會
委託研究計畫研究報告

核能電廠嚴重事故之燃料行為評估

**The Analyses of Fuel Rod Integrity under Severe Accident Conditions in
Nuclear Power Plant**

計畫編號：1032001INER040

受委託機關(構)：國立清華大學

計畫主持人：陳紹文助理教授

聯絡電話：03-5715131 ext.34169

E-mail address：chensw@mx.nthu.edu.tw

核研所連絡人員：林浩慈博士

報告日期：2014年11月04日

目 錄

中文摘要	1
Abstract	2
壹、計畫緣起與目的.....	3
貳、研究方法與過程.....	5
一、龍門核電廠之 TRACE/PARCS 分析模式.....	5
(一)TRACE 模式.....	5
(二)PARCS 模式.....	9
(三)TRACE/PARCS 結合模式.....	10
二、龍門核電廠之 TRACE/PARCS/FRAPTRAN 之燃料分析模式.....	37
參、主要發現與結論.....	45
一、ATWS 暫態之模擬分析及與 FSAR 之比較結果.....	45
(一)ATWS 暫態模擬分析.....	45
(二)ATWS 暫態模擬與 FSAR 之比較結果.....	52
二、ATWS 暫態之 TRACE/PARCS/FRAPTRAN 燃料行為評估.....	91
肆、參考文獻.....	115
伍、附錄.....	117

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, 此程式以舊有的 TRAC 程式為基礎 (TRAC-P 與 TRAC-B), 整合 RELAP5 及其他程式。未來美國核管會將以 TRACE 作為主要熱水流分析程式, 而不再發展 TRAC 與 RELAP5 等其他熱水流分析程式。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, 使程式運用簡單化, 使用者更容易上手。TRACE 之特色之一為具有以三維立體模型模擬核反應器壓力槽之能力, 對於核電廠安全分析會具有更強的能力與更細部的模擬結果。本計畫將使用 TRACE, 結合 SNAP 程式進行龍門核電廠的嚴重事故-預期暫態未急停 (Anticipated Transient Without Scram, ATWS) 之模擬與分析研究, 並同時使用 NRC 的燃料分析程式 FRAPTRAN, 也結合 SNAP, 進行在這些暫態條件下的燃料行為評估, 以確認燃料是否有發生受損的可能性。

關鍵字： TRACE、PARCS、FRAPTRAN、SNAP、預期暫態未急停。

Abstract

The US NRC is developing an advanced thermal hydraulic code named TRACE for nuclear power plant safety analysis. The development of TRACE is based on TRAC and combines the capability of RELAP5. NRC has declared that in the future TRACE will be the main code for thermal hydraulic safety analysis, without any further development for other thermal hydraulic codes like RELAP5 and TRAC. A graphic user interface program, SNAP, which serves as input and output processors for TRACE is also under development. One of the features of TRACE is the capability to model the reactor vessel with 3-D geometry. It could perform more powerful and detailed safety analysis of nuclear power plants. This project applied TRACE/SNAP to perform the safety analysis of ATWS transients for Lungmen nuclear Power plant. Besides, FRAPTRAN which were used for NRC performed the fuel rods analysis of ATWS transient by using TRACE's results.

Keywords: TRACE 、 PARCS 、 FRAPTRAN 、 SNAP 、 ATWS.

壹、計畫緣起與目的

美國核管會 (NRC) 過去依靠四種不同的熱水流系統分析程式作為審查工具，分別是應用在壓水式電廠的 RELAP5 與 TRAC-P 以及應用在沸水式電廠的 RAMONA 與 TRAC-B，這些都是在 1970 年代開始發展的程式，時至今日，硬體設備已有長足進步，作業平台亦已多樣化，老舊程式語言不容易擷取今日硬體發展之優勢，且四個程式在其演變過程中在功能上彼此產生交集。考慮分別發展四個程式，人力與資源被分散之缺點，數年前美國核管會決定集中力量整合四個程式的功能發展一個新的程式 TRACE (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine)，新程式使用福傳 90 (Fortran 90) 作為程式語言，希望程式具有可讀性、可修補性、可擴充性與可攜性 (在不同平台運作) 等特色。TRACE 發展之初，經過考量，選擇 TRAC-P 為基礎，再參酌其他三個程式特性而增強其功能，使 TRACE 成為可以普遍運用在所有輕水式核能電廠的熱水流分析程式。TRACE 特色之一為具備使用三維幾何模式模擬核反應器壓力槽之能力，對於核電廠安全分析會具有更強的能力與更細部的模擬結果。在程式使用方面，計畫發展出一套圖形化使用者介面程式 SNAP (Symbolic Nuclear Analysis Program)，使程式運用簡單化，使用者更容易上手。這個發展計畫顯示 TRACE 將成為美國核管會未來主要的熱水流系統分析程式，實際上其他舊有的四個程式已經不再進行新的發展，而 TRACE 的發展是全面的，新穎的，功能強大的，經過數年的研發，美國核管會不久前已經開始應用 TRACE 作為審查工具，預期未來會完全取代其他熱水流安全分析程式。核能電廠的安全性一直是社會大眾所關注的焦點，特別是在日本福島事故後，核能電廠的安全性更是受到重視。因此，本計畫將使用美

國核管會所研發 TRACE, 結合 SNAP 進行核能電廠的嚴重事故 -ATWS 之分析研究，並同時使用 USNRC 的燃料分析程式 FRAPTRAN，也結合圖形化介面程式 SNAP，進行在這些暫態條件下的燃料行為評估，以確認燃料是否有發生受損的可能性。

貳、研究方法與過程

一、龍門核電廠之 TRACE/PARCS 分析模式

(一)TRACE 模式

TRACE 是由美國核管會所推動發展的熱水流安全分析程式 [1]，其目的在統合並取代多個舊有程式(TRAC-BWR、TRAC-PWR、RELAP5 等)，主要應用於輕水式核能電廠的各種暫態計算與冷卻水流失事故的分析評估。TRACE 程式提供多種計算模式，例如：多維雙向流 (Multidimensional two-phase flow)、非平衡熱力學 (Non-equilibrium thermodynamics)、爐心功率計算等。其中 TRACE 程式所提供之爐心功率計算方式共有三種：1. 功率時間表 (Power table)；2. 點中子動力計算 (Point kinetic)；3. 結合 PARCS 程式。本論文 ATWS 之 MSIVs 關閉暫態分析中，會使用到點中子動力計算及結合 PARCS 程式兩種爐心功率計算模式。

圖 1 為龍門核能電廠的基本 TRACE 模式，主要模擬的是核能蒸汽供給系統 (Nuclear Steam Supply System，簡稱 NSSS)，包含：反應爐壓力槽、反應爐爐心、主蒸氣管路出口、飼水進口、10 台 RIPs 等。此外，龍門核能電廠的基本 TRACE 模式已與 FSAR 及 RETRAN02 之分析結果作過驗證，證明此模式具有模擬龍門電廠暫態之能力[2][3]。

1.反應器壓力槽

圖 2 為龍門核電廠反應器壓力槽的 TRACE 模式。TRACE 程式最大的特色是可用三維熱水流模式，模擬核電廠反應器壓力槽。根據龍門電廠反應器壓力槽組件的幾何尺寸、位置，將 TRACE 壓力槽模式分為：

- 軸向 (即 z 軸) 方向 11 區:第 1 層為 RIPs 流量出口 ; 第 3 層為 RIPs 流量進口 ; 第 3 至 6 層為反應爐爐心 ; 7 層為飼水進口 ; 第 10 層為主蒸氣管路出口。其中汽水分離器是以加大該區域的向上液態流阻,使其遠大於氣態流阻,來模擬汽水分離的功能。
- 徑向方向 4 區 (即 r 方向共 4 個同心圓) : 中心第 1 至 3 層為反應爐爐心。
- θ 方向 6 區 (即每一個圓截面分為 6 區) : 各別為 36° 、 36° 、 108° 、 36° 、 36° 、 108° 。4 個 36° 區為 4 條主蒸氣管路出口,由於蒸氣出口處的流體行為與其他區不同,因此將每一個圓截面切割為 6 區。

2.反應爐爐心

圖 3 為反應爐爐心的 TRACE 模式,爐心位在軸向 3 至 6 層、徑向 1 至 3 層的區域內。TRACE 模式中將爐心 872 根燃料組件分為 18 區,每一區皆用一個 CHANNEL 組件做模擬 (圖 4)。每一個 CHANNEL 軸向被分為 11 層 (第 1 層、第 2 層及第 11 層模擬反射體),且依其所在的區域位置,模擬 30 至 76 個不等的燃料組件 (圖 5)。其中燃料組件的參數,皆根據龍門電廠 GE-14 10×10 的燃料組件設計做設定 (圖 6 至圖 8)。

3.主蒸氣管路

圖 9 為主蒸氣管路的 TRACE 模式。每一條主蒸氣管路皆有 1 個主蒸氣隔離閥 (Main Steamline Isolation Valve, 簡稱 MSIVs)、1 個汽機控制閥/汽機關斷閥 (Turbine Control

Valve/ Turbine Stop Valve, 簡稱 TCV/TSV) 及 4 至 5 個安全釋壓閥 (Safety and Relief Valve, 簡稱 SRV , 共 18 個 SRVs)。由於龍門 TRACE 模式主要模擬的是 NSSS, 因此汽機在本模式中被設為邊界條件, 汽機以後的電廠系統並未包含在此模式中。另外, 每一個 SRV 開啟後流入的抑壓池也以邊界條件來設定。每一條主蒸氣管路進入汽機之前, 還建立了分流關路匯入旁通管路組件, 後端再接旁通閥, 旁通閥後方接一破口組件模擬冷凝水池邊界條件。圖 10 為 TRACE 程式所模擬的 SRV 控制系統。TRACE 模式根據龍門電廠的實際設計 (圖 11), 將 18 個 SRVs 依開啟之壓力設定值的不同, 分為六組。又由於 SRV 開與關的延遲時間不同, 所以再將其分為兩個控制鏈, 來控制 SRV 的開與關。另外, 18 個 SRVs 中有 8 個 SRVs 也同時提供反應器壓力槽自動洩壓系統 (Automatic Depressurization System, 簡稱 ADS) 的功能, 在緊急狀況下可降低爐壓。

4. 飼水控制系統

依據龍門核電廠的設計, 飼水進口有 6 組噴嘴, 進口由反應爐槽外穿入, 每隔 60° 一組噴嘴管, 可平均分配飼水到爐內 (圖 12)。在 TRACE 模式的模擬上, 以 6 個 FILL 組件, 根據 FILL 組件所注入之不同區域的面積比 (36° 及 108°) 分配不同的飼水流量, 來模擬飼水均勻注入反應爐壓力槽。飼水流量的進口為反應器壓力槽軸向第 7 層、徑向第 4 層的圓環上 (圖 13)。圖 14 為 TRACE 程式所模擬的飼水流量控制系統。在正常運轉下, 反應器的飼水流

量調節為三元控制：飼水流量、蒸氣流量及反應爐窄幅水位，調節爐心水位在設定值的範圍內。三元控制時，先由主水位控制器（Master Level Controller，簡稱 MLC）計算實際水位與設定水位值之偏差，做比例積分後，產生誤差訊號送給主流量控制器（Master Flow Controller，簡稱 MFC）。MFL 接受 MLC 的水位誤差訊號及主蒸汽流量與飼水流量的誤差訊號，經比例積分後，產生一個飼水流量，再與反應爐壓力做校正，得到真實飼水進口之流量。若當主蒸汽流量小於 25 % 或低功率時，主蒸汽流量與飼水流量的訊號小、較不可靠，此時，採用一元飼水控制，即反應爐水位只由水位訊號 MLC 來控制。

5. RIP 控制系統

圖 15 為龍門核電廠爐內泵（Reactor Internal Pump，簡稱 RIP）的 TRACE 模式，共 10 台 RIPs。RIPs 分為三組：RIP1（G、H、K）、RIP2（B、C、E）、RIP3（A、D、F、J），6 台接馬達發電機組（Moter/Generator set，簡稱 M/G set）的 RIPs 分為 RIP1（3 台）、RIP2（3 台）；4 台沒有接 M/G set 直接由 13.8kV 供給電力為 RIP3。依據龍門電廠 RIP 的設計，將 10 台 RIP 均分佈在徑向第 4 層的圓環上：4 個 36° 區各一台（RIP3）、2 個 108° 區為 RIP1、RIP2。RIP 進口銜接壓力槽軸向第 3 層、出口銜接壓力槽軸向第 1 層，模擬 RIP 為進入降流區之飼水所增加的流體推進力。

6. 緊急爐心冷卻系統

緊急爐心冷卻系統（Emergency Core Cooling System，

簡稱 ECCS 系統) 是為了確保因暫態發生而導致水位下降的情況下，爐心燃料不會因爐心水位過低而裸露，造成燃料護套熔損事故 (圖 16)。ECCS 系統包含：

- 緊急爐心隔離冷卻系統 (Reactor Core Isolation Cooling System, 簡稱 RCIC)：反應爐水位下降到 LEVEL2 時啟動。額定出口流量為 50.5 kg/sec。
- 高壓爐心灌水系統 (High Pressure Core Flooder, 簡稱 HPCF)：當 RCIC 無法緩和水位下降的趨勢，爐心水位持續下降到 LEVEL1.5 時啟動。額定出口流量為 50.5~202 kg/sec。
- 低壓注水系統 (Low Pressure Core Flooder, 簡稱 LPCF)：當 RCIC 及 HPCF 皆無法維持反應爐水位，反應爐水位持續下降至 LEVEL1 時啟動。額定出口流量為 265 kg/sec。

由於 ATWS 之 MSIVs 關閉事件的暫態，不會使反應爐水位降至 LEVEL1.5 以下，因此，在此只有模擬 RCIC 注入的部分 (圖 17)。

(二)PARCS 模式

PARCS 是三維多群節點程式爐心模擬器 [4]，可解穩態、暫態、多群中子擴散 (Multi-group neutron diffusion)、SP3 傳遞方程 (SP3 transport equation)。PARCS 程式可執行以下計算：

- 特徵值 (Eigenvalue) 計算
- 暫態 (動力學) 計算

- 氙 (Xenon) 暫態計算
- 衰變熱計算
- Pin功率計算
- Adjoint計算
- 爐心耗乏 (Core depletion) 分析

圖 18 為龍門核電廠 PARCS 模式的爐心分佈圖，共 1012 個 nodes，872 個 nodes 模擬 872 根燃料組件；140 個 nodes 模擬爐心外部反射體。每一個 node 軸向分為 27 層，第 1 層及第 27 層模擬反射體。本論文中，PARCS 程式運算所需輸入的截面資料，來自於晶格程式 (Lattice code) CASMO-4 經轉檔程式 GenPMAXS，轉檔成 PARCS 能讀取的中子截面數據檔，PMAXS 檔 (圖 19) [5] [6]。共有 25 個 PMAXS 檔，22 個爐心中子截面數據；3 個爐心外部反射體中子截面數據 (圖 20)。利用這 25 個 PMAXS 檔組成爐心各個水平切面的中子截面分佈，共 9 層 (圖 21)。圖 22 為龍門核電廠 PARCS 模式的控制棒分佈圖。模式中將 205 根控制棒，採對稱的方式分為 19 組 [7]，每組的初始棒位如圖 22 所顯示。

(三) TRACE/PARCS 結合模式

圖 24 為熱水流程式 TRACE 及爐心中子動力計算程式 PARCS 結合模式示意圖。PARCS 可利用 TRACE 所提供的熱水流參數(例如：溫度、密度等)，計算出該時間點的爐心功率分佈，再將此時間點之功率分佈傳給 TRACE 做熱水流參數計算，再次回傳給 PARCS，由 PARCS 計算出下一個時間點之功率分佈。因此，TRACE/PARCS 結合模式的優點，是可計算出

每一個時間點之功率分佈及熱水流參數。本章節所敘述的 TRACE 模式、PARCS 模式及 TRACE/PARCS 結合模式，皆是在圖形化介面程式 SNAP (Symbolic Nuclear Analysis Package) 的介面下，修改及執行計算。圖 25 為 SNAP 介面下 TRACE/PARCS 結合模式的計算執行過程。龍門核能電廠的基本 TRACE/PARCS 結合模式在建立時，已與 SIMULATE 做過驗證，結果顯示， k_{inf} 之誤差範圍在 10^{-5} 以內，且龍門電廠的基本 TRACE/PARCS 結合模式具有模擬龍門電廠暫態之能力 [8][9]。

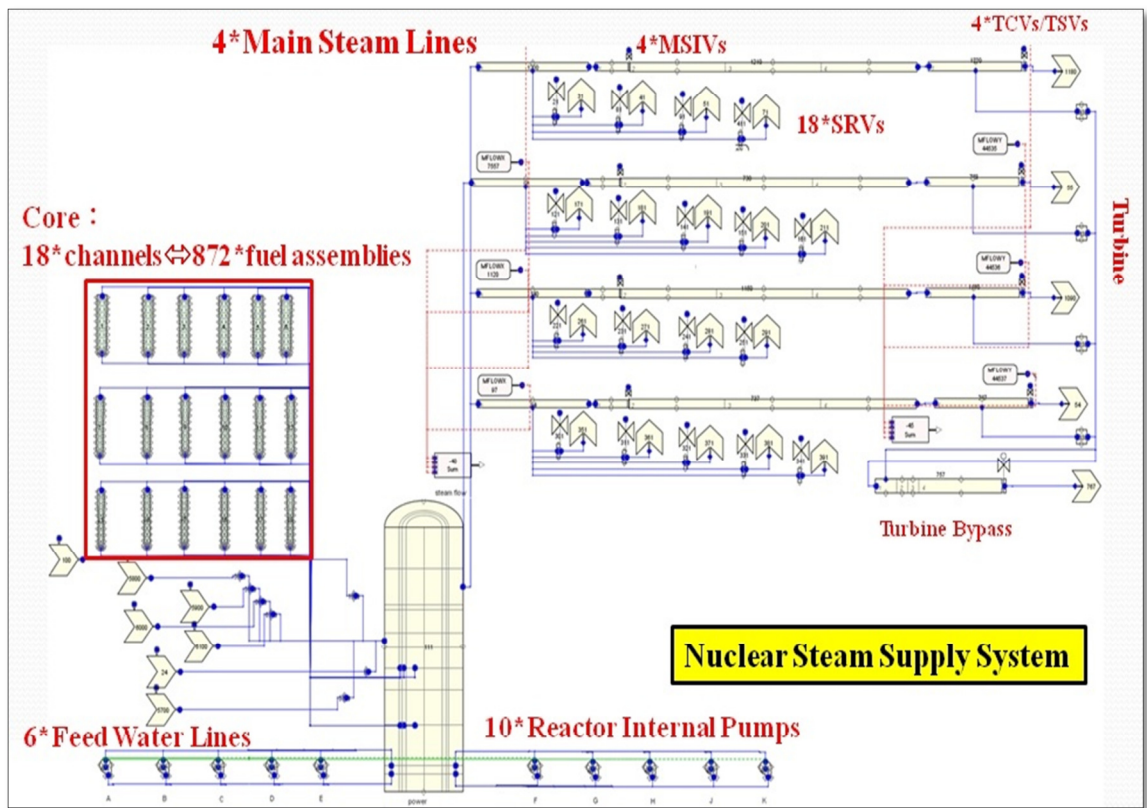
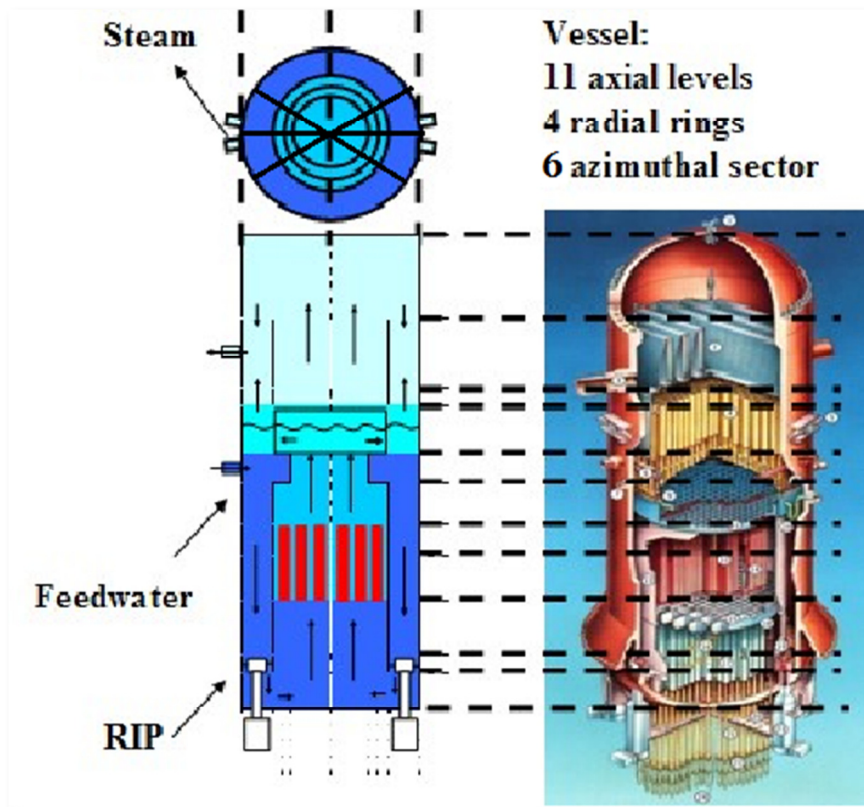
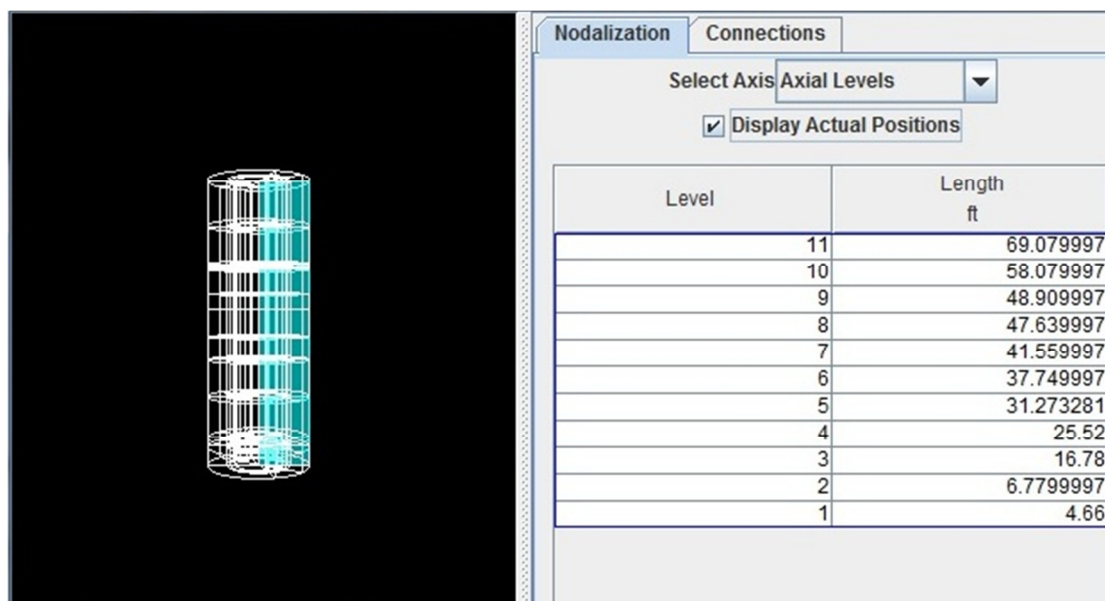


圖 1 龍門核能電廠的基本 TRACE 模式。

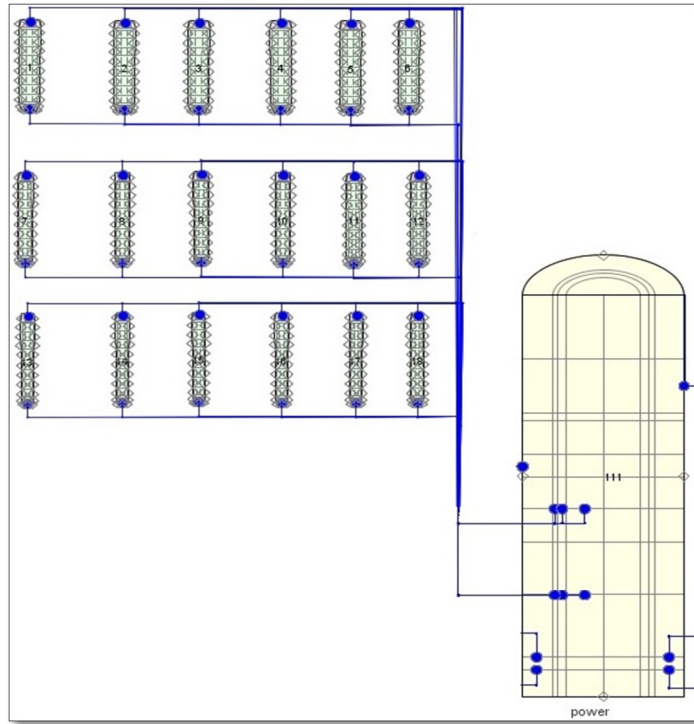


(a)

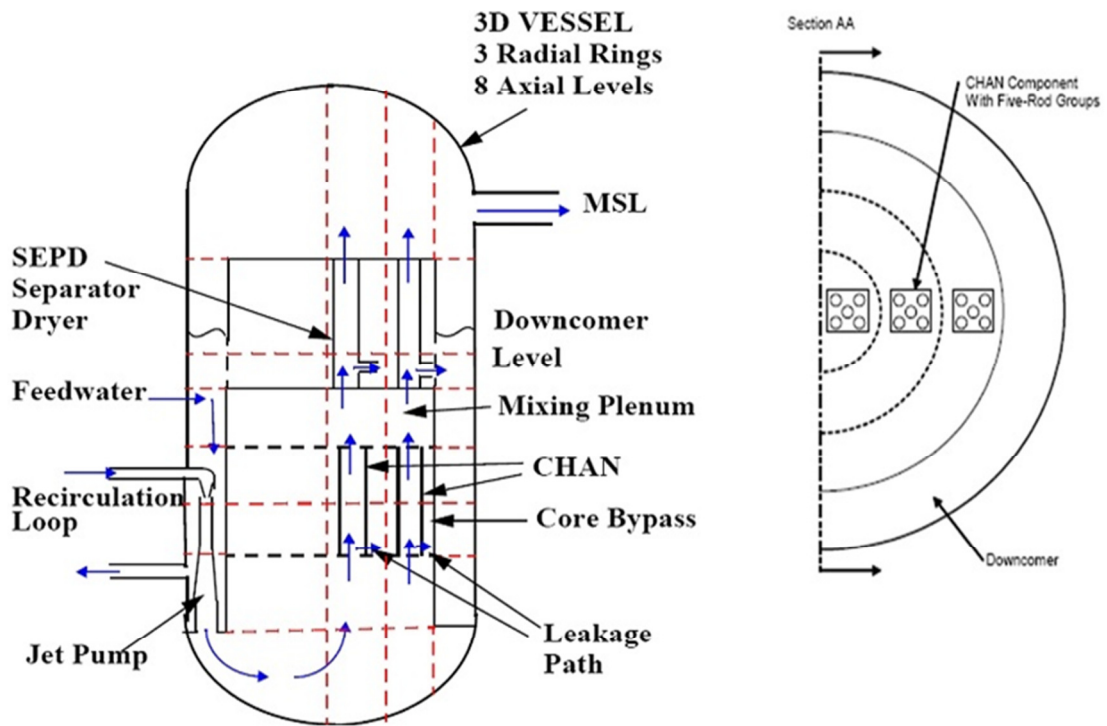


(b)

圖 2 (a) 龍門電廠反應器壓力槽 TRACE 模式對照圖；(b) 壓力槽的軸向幾何尺寸設定。



(a)



(b)

圖 3 (a) 反應爐爐心 TRACE 模式；(b) CHANNEL 在反應器壓力槽的位置 [21]。

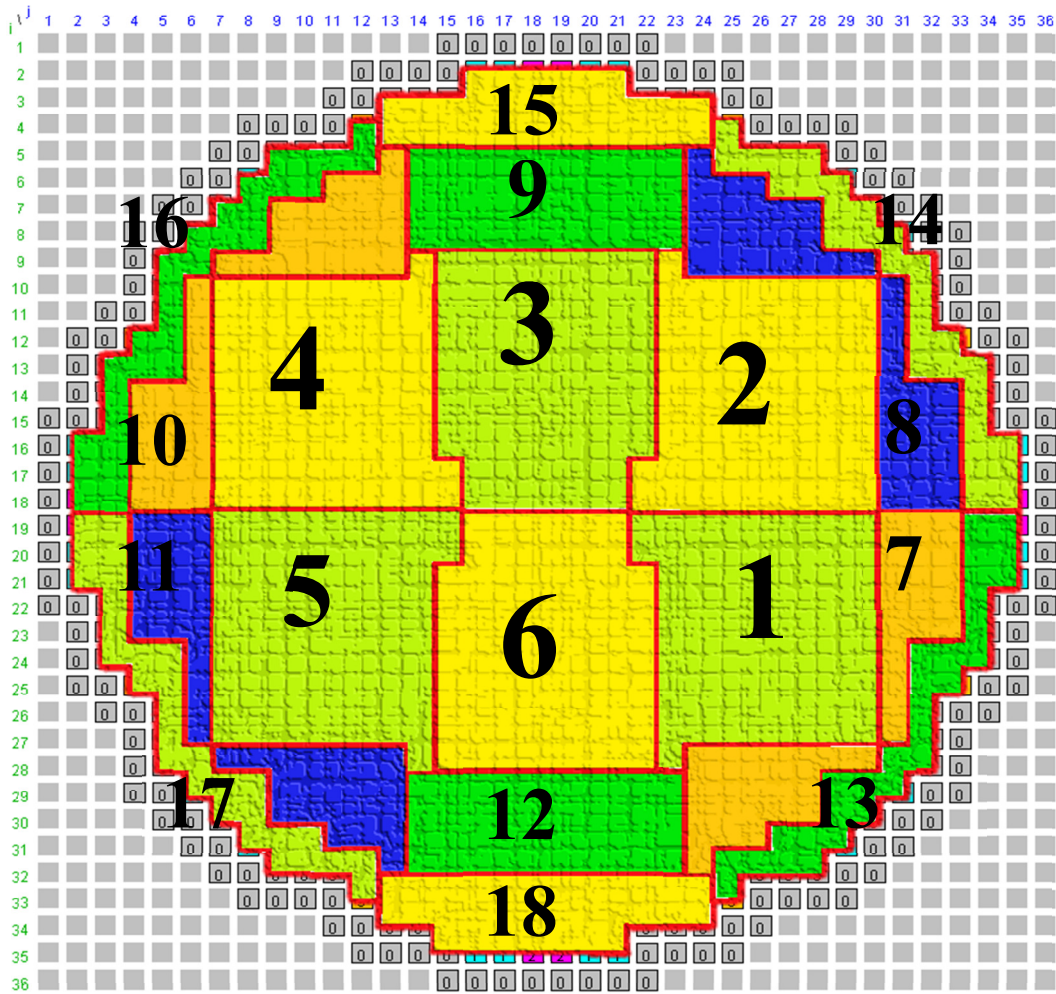
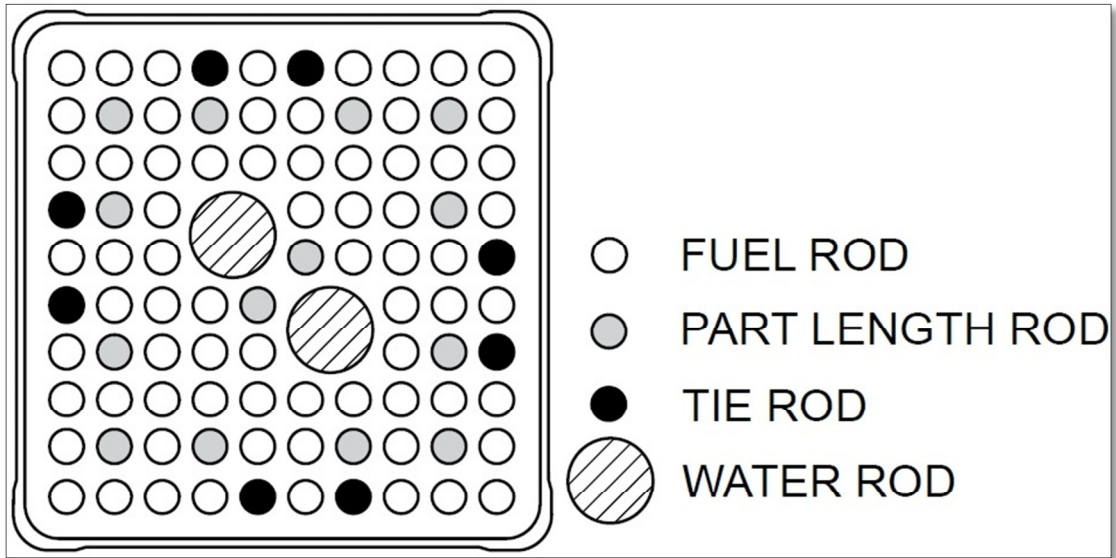
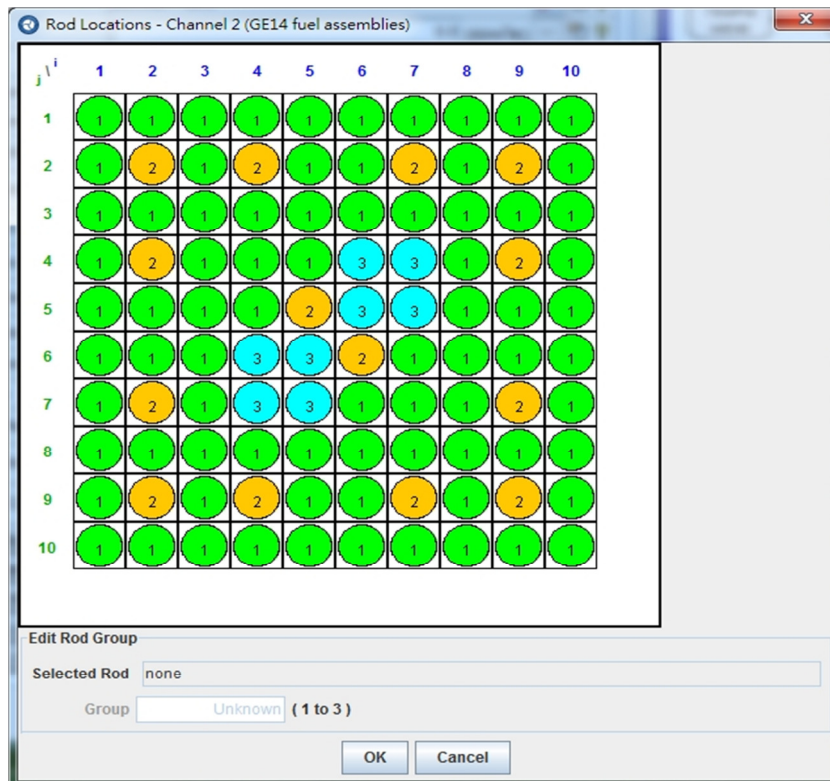


圖 4 反應爐爐心 18 個 CHANNEL 所對應的燃料區域。



(a)



(b)

圖 6 (a) GE-14 燃料組件水平切面圖 [21]；(b) TRACE 模式中燃料組件水平切面圖。

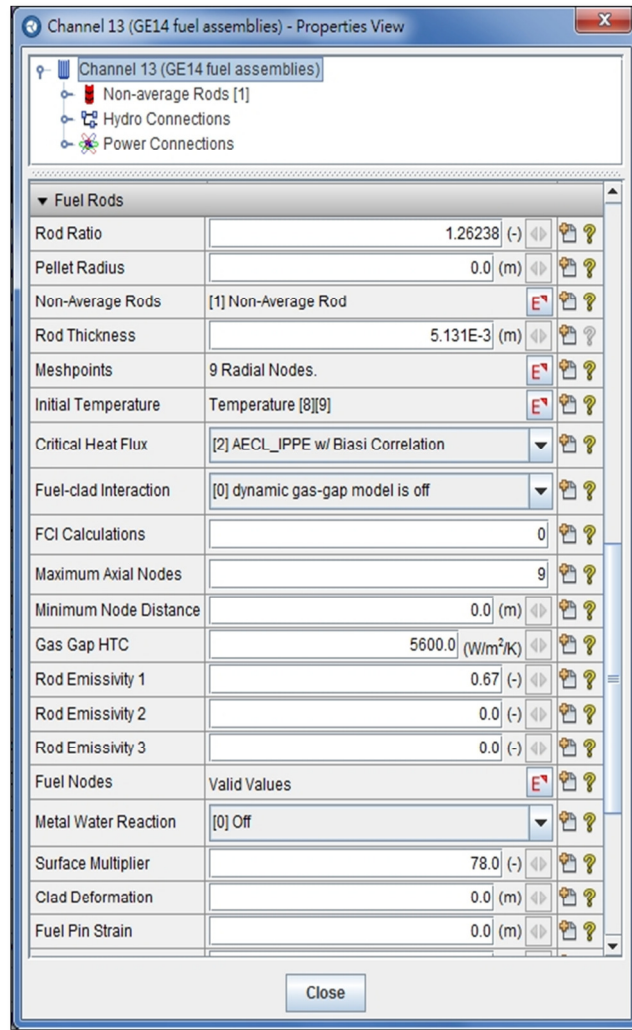


圖 7 燃料組件中燃料棒參數設定。

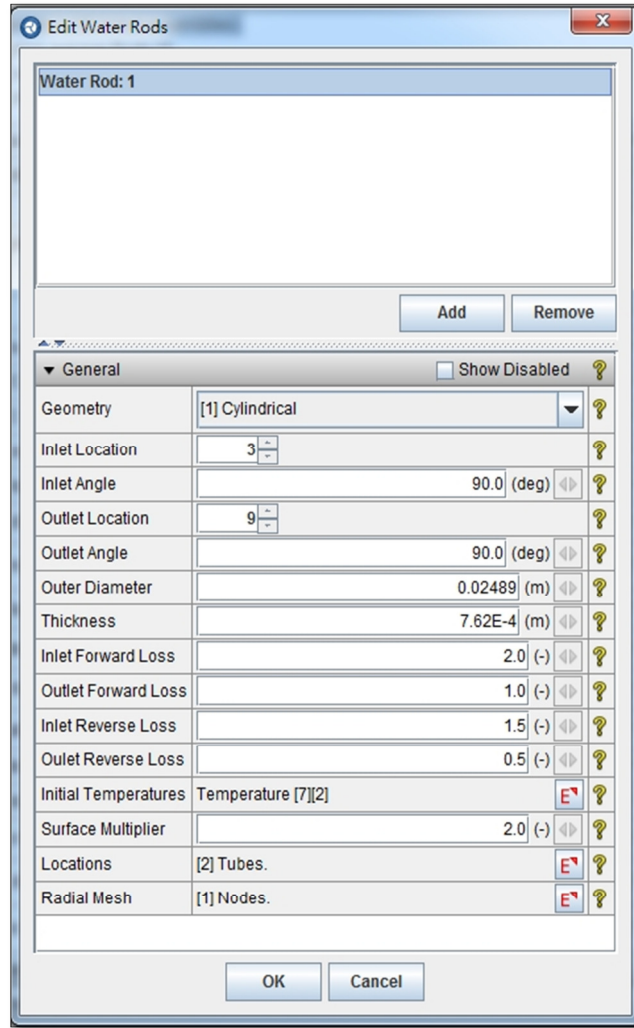


圖 8 燃料組件中水棒參數設定。

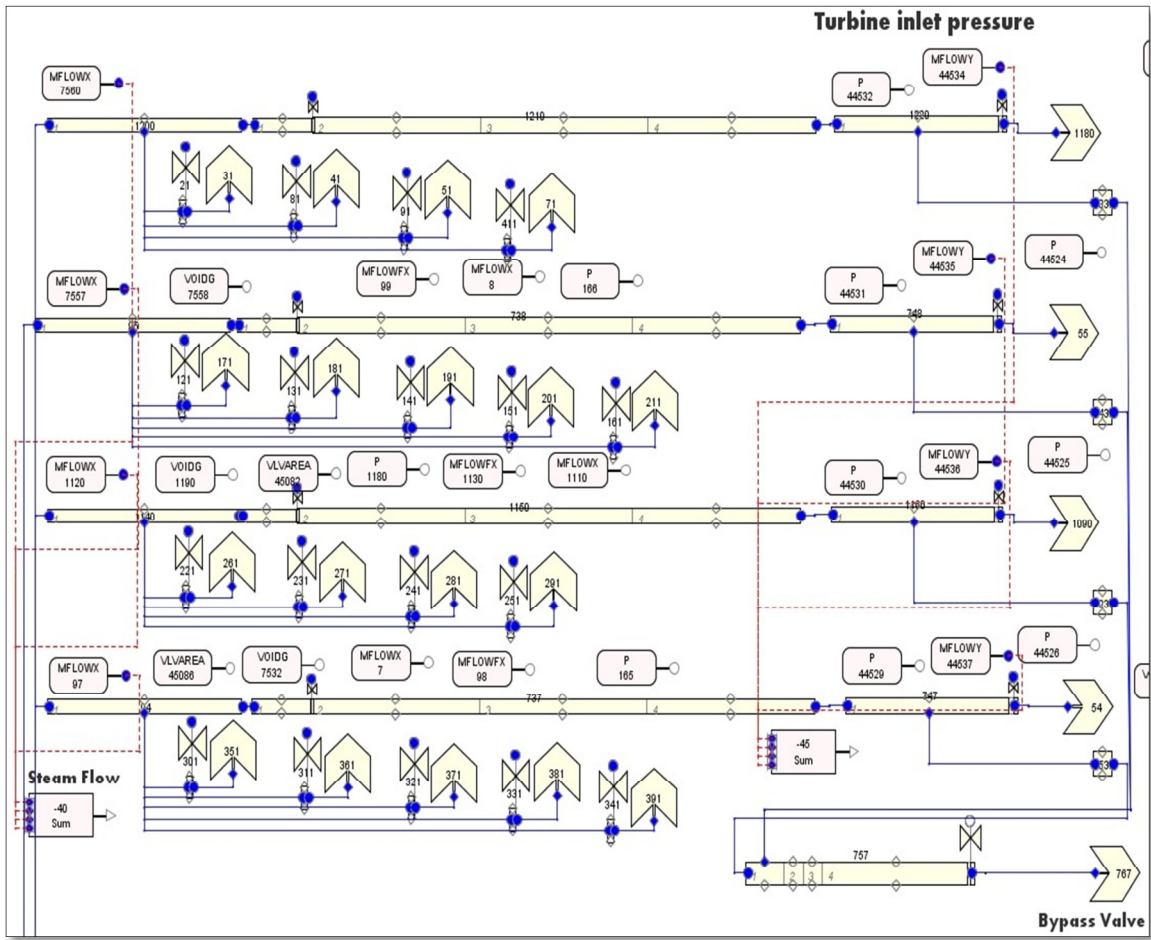
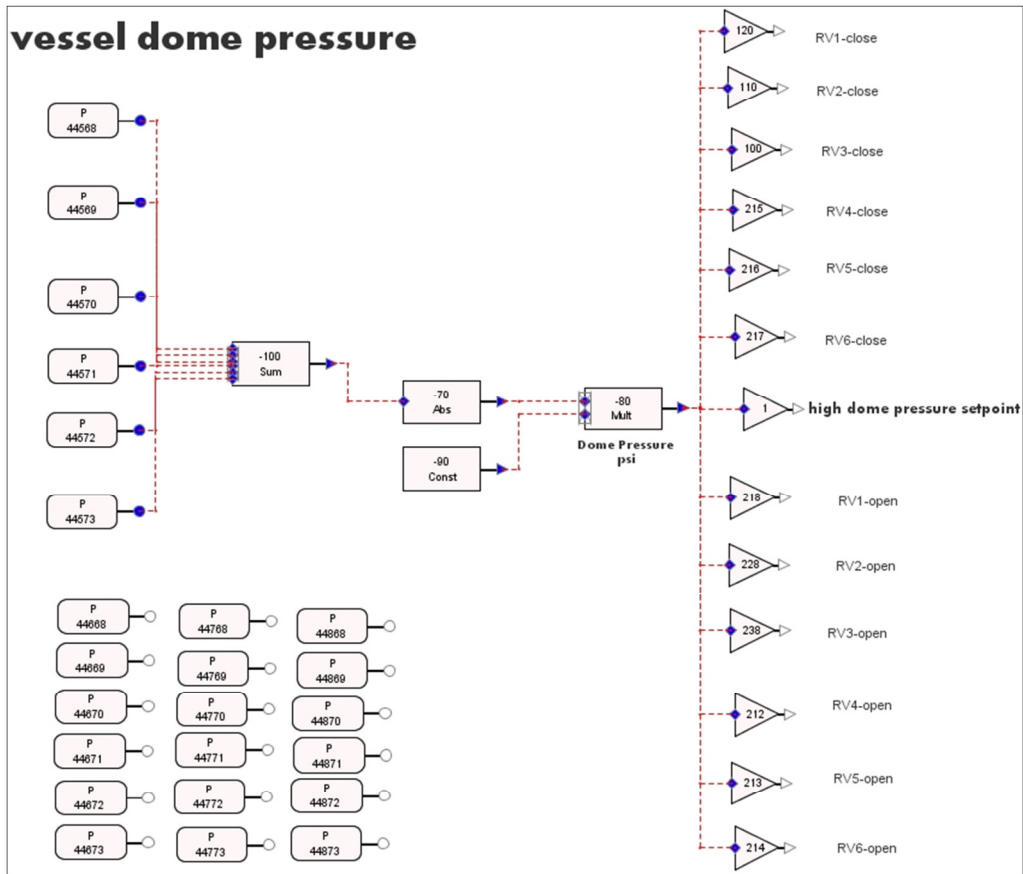
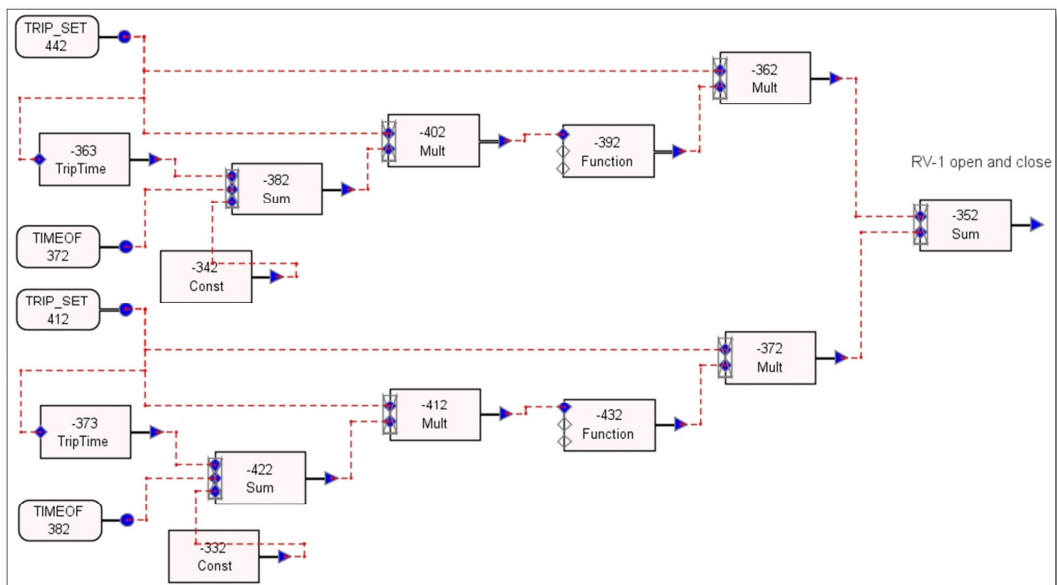


圖 9 主蒸氣管路 TRACE 模式。



(a)



(b)

圖 10 (a) SRV 壓力控制；(b) SRV 開關控制。

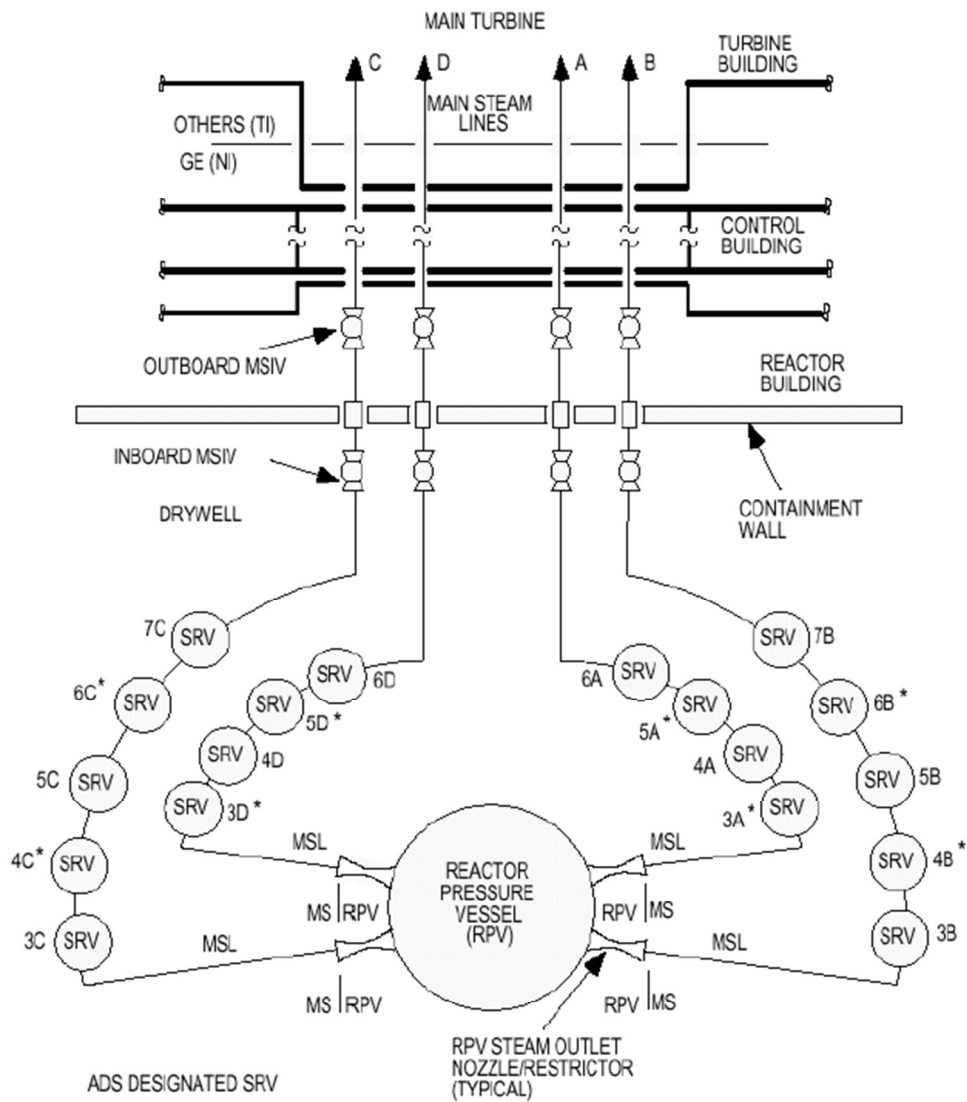
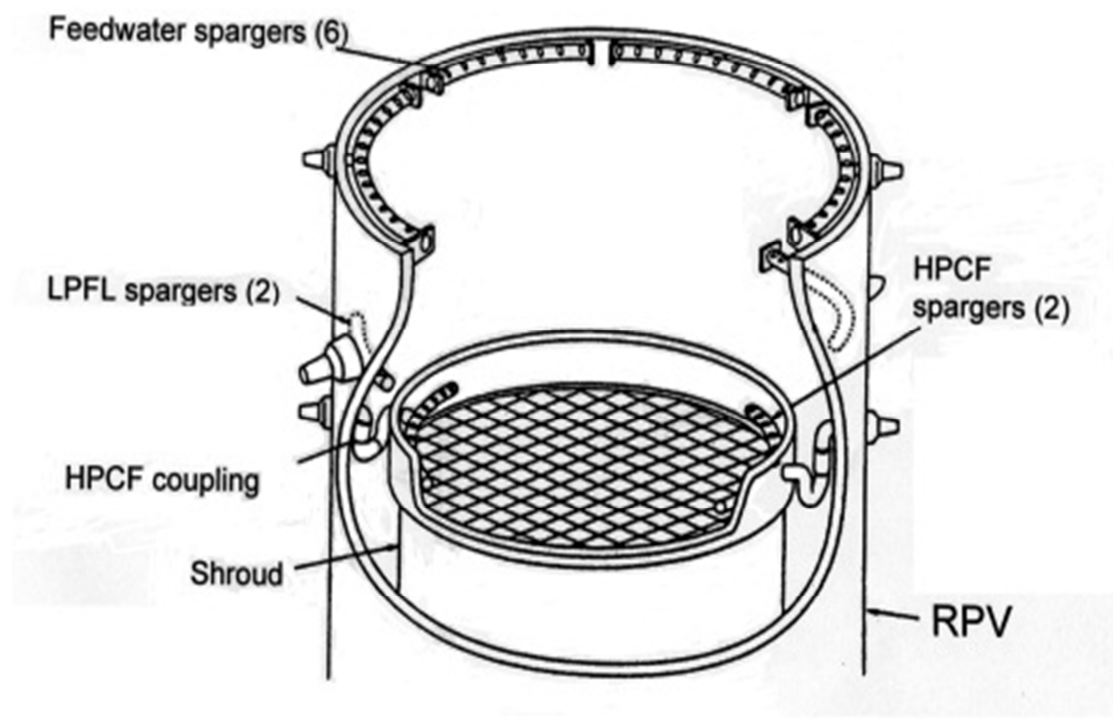
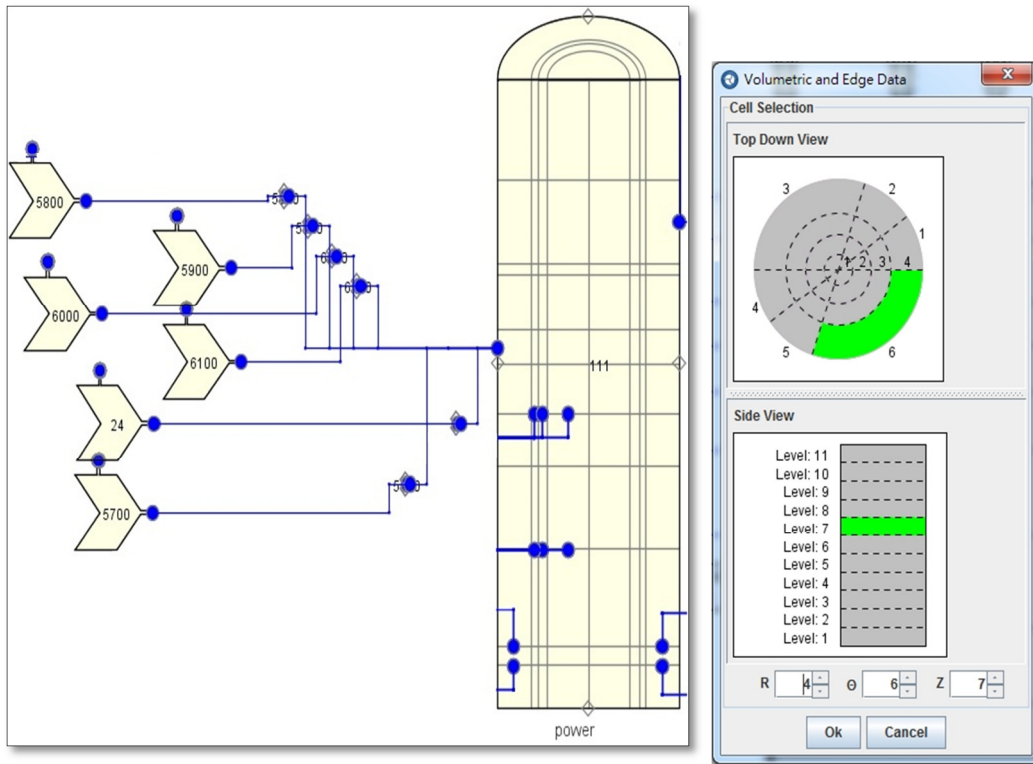


圖 11 龍門電廠主蒸氣管路之 SRV 配置圖 [10]。

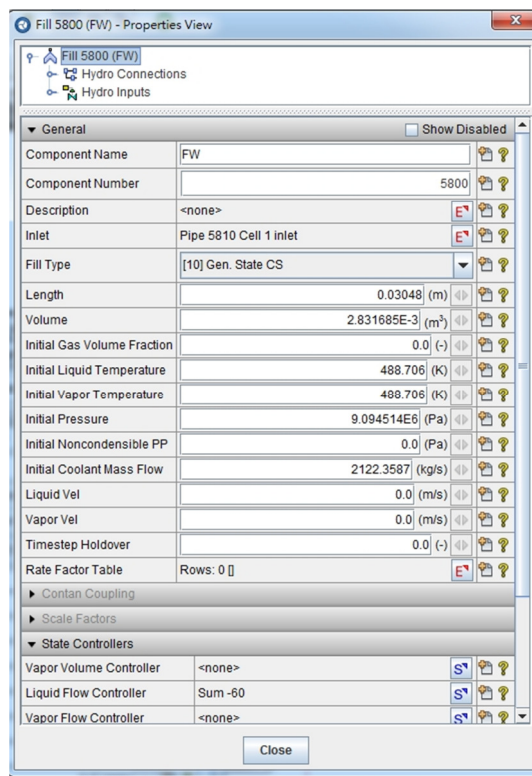


Feedwater spargers

圖 12 龍門電廠主蒸氣管路之 SRV 配置圖 [10]。



(a)



(b)

圖 13 (a) 龍門電廠飼水進口 TRACE 模式;(b) 模擬飼水進口的 FILL 組件參數設定。

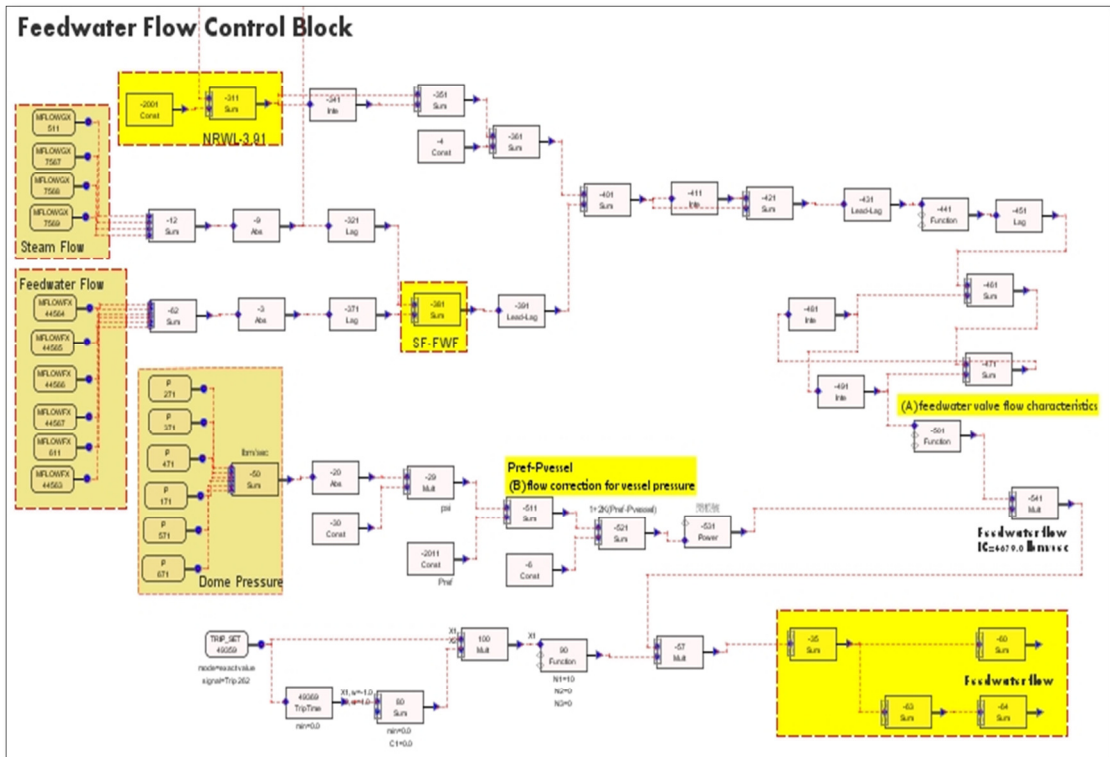
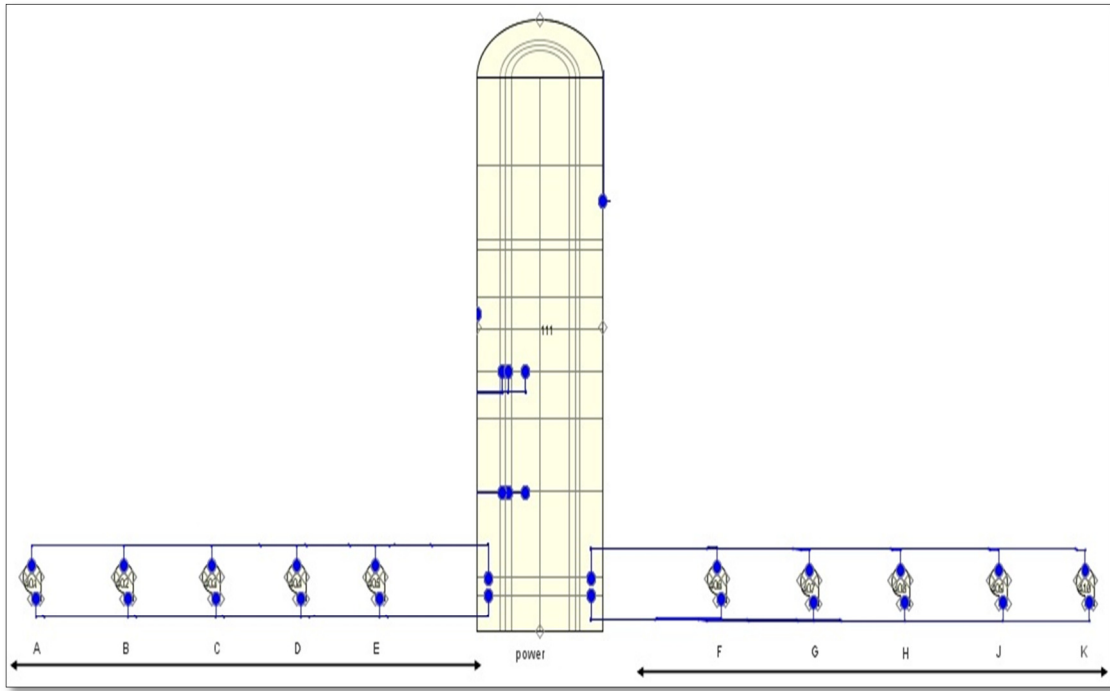
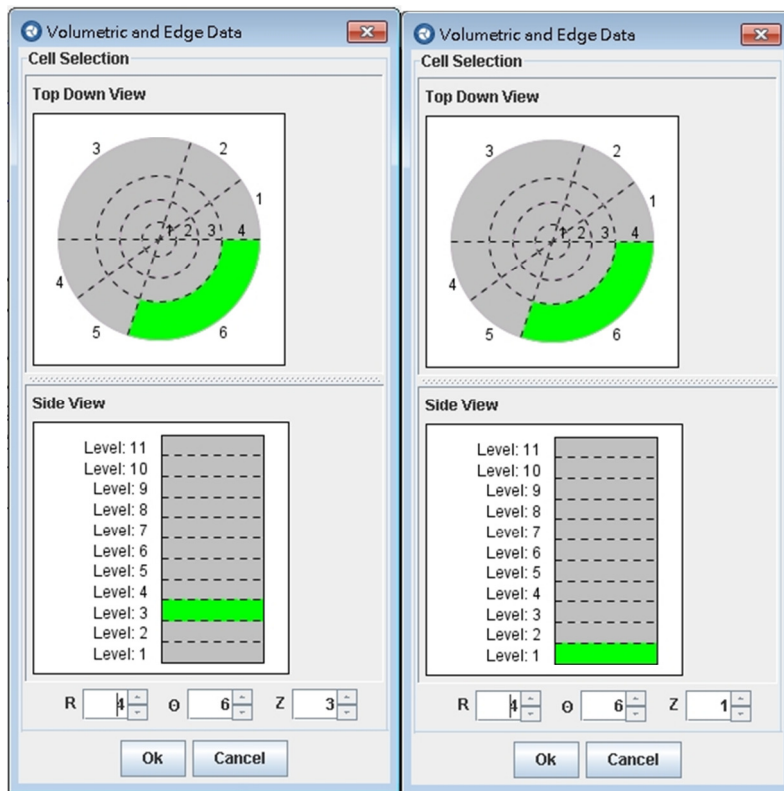


圖 14 龍門電廠三元飼水流量控制。



(a)



(b)

圖 15 (a) 龍門電廠 RIP TRACE 模式；(b) RIP (RIP B) 流量在壓力槽內的進出口位置。

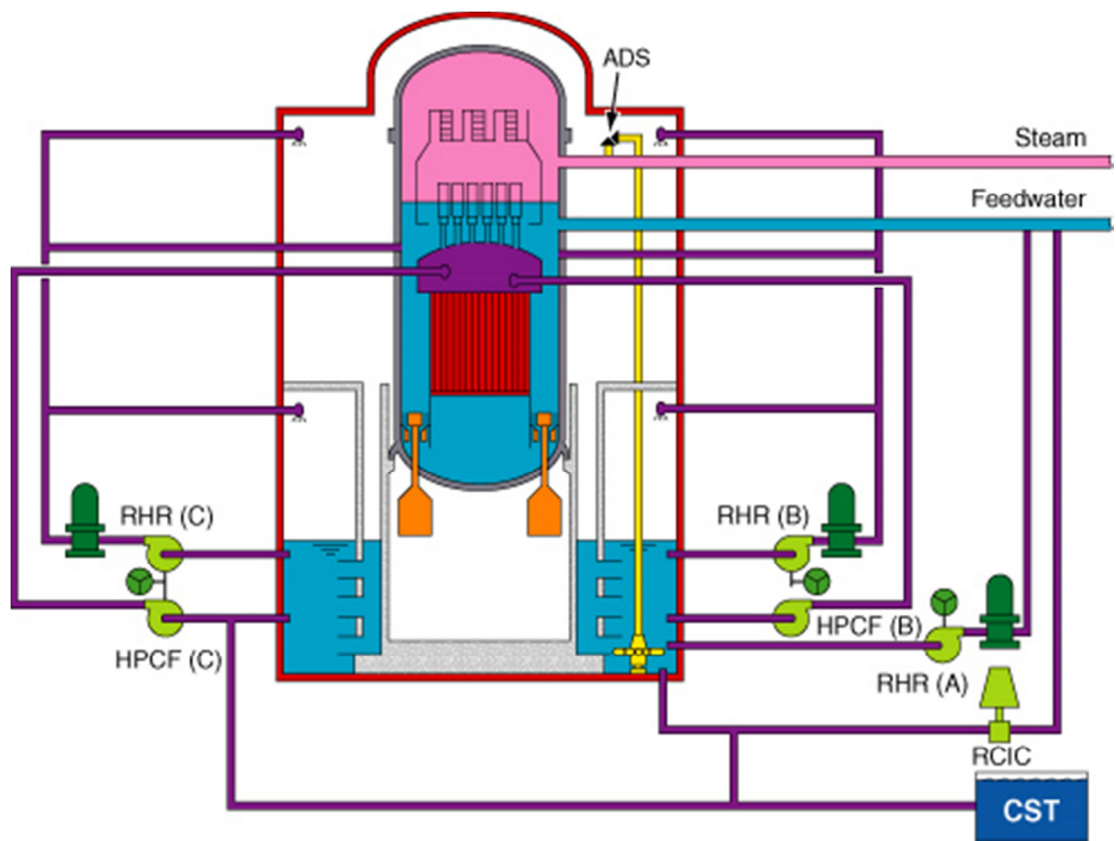
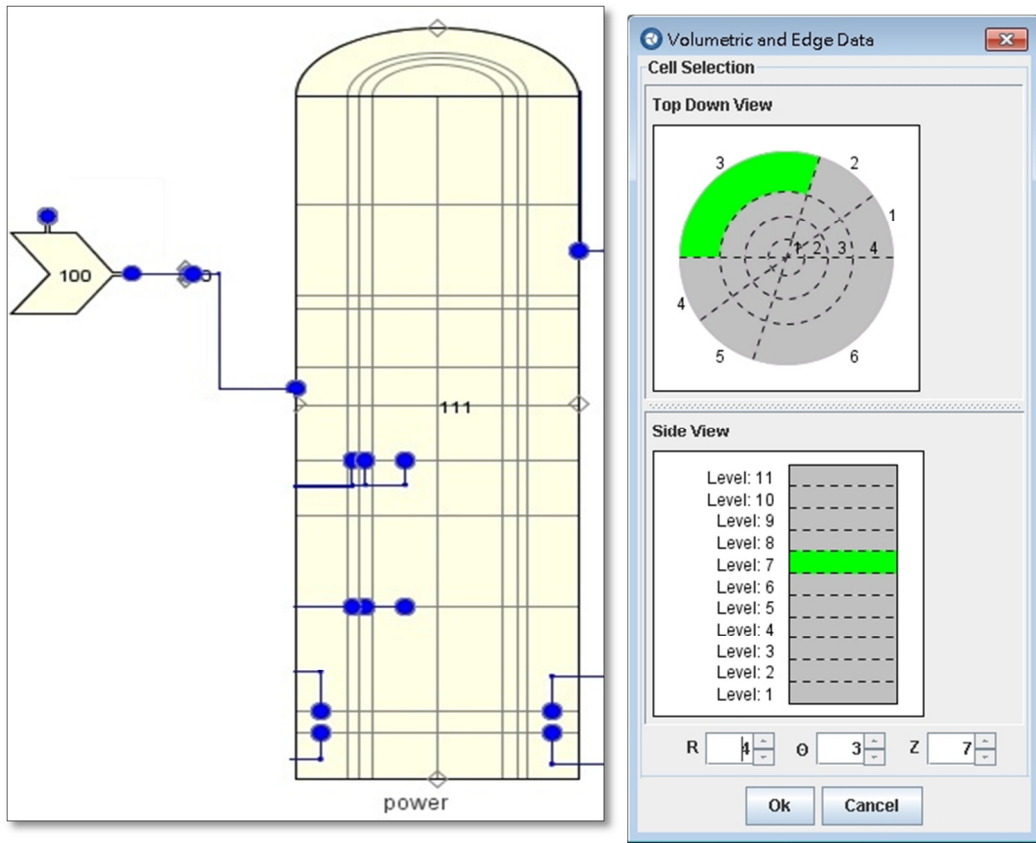
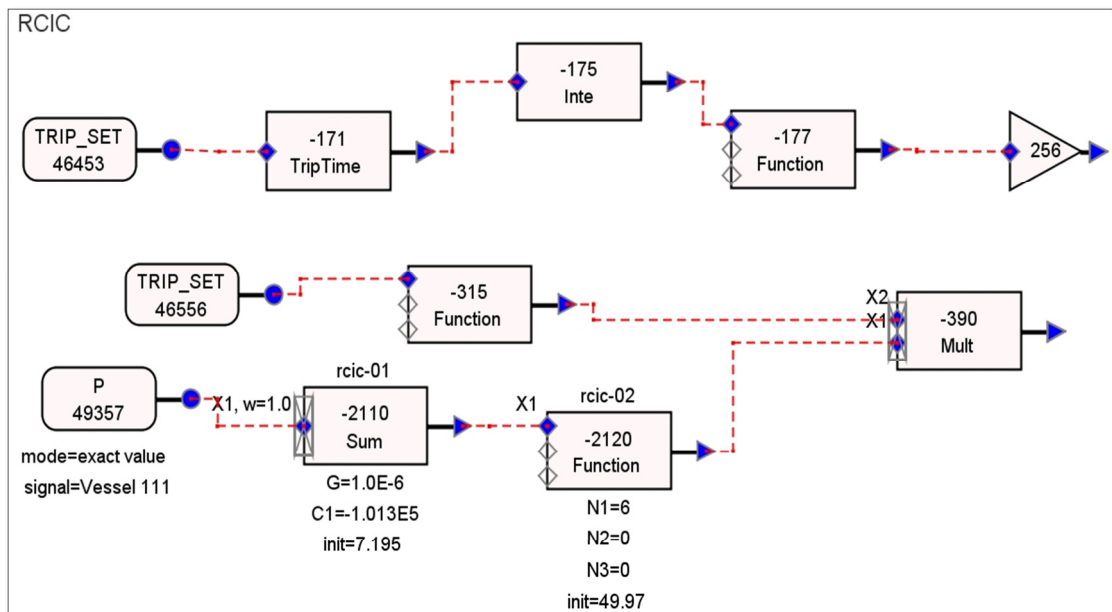


圖 16 龍門電廠 ECCS 流程簡圖 [11]。



(a)



(b)

圖 17 (a) 龍門電廠 RCIC TRACE 模式；(b) RCIC 流量控制。

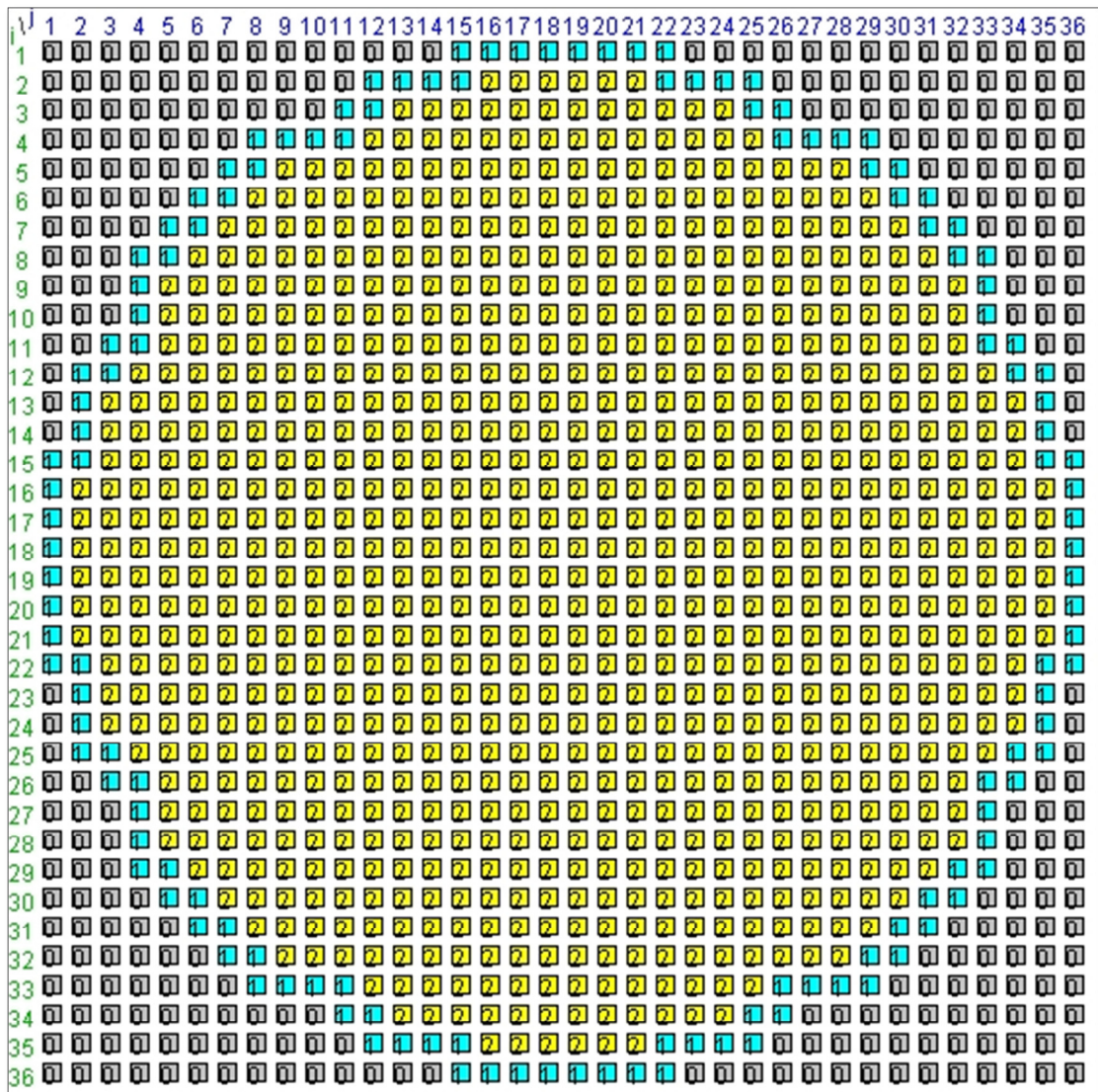


圖 18 龍門電廠 PARCS 爐心分佈圖。1 為反應器外部反射體；2 為爐心燃料區域。

```

higherTFU_15927.PMAX
1 GLOBAL V      5  2  6  6  4  4  0  0  T  F  F  F  F  F  T  F  F  F  F  T  T  F  T
2 Contents of T/H Invariant Variabarales(TIV) block and Cross Sections(XS) block
3 TIV:inV/Bet/Lam/
4 XS:tr,ab,nf,kf/sct/ADF/
5 2 Group value of each variable are put together in a line.
6 Some variables(separated by ",") share a line,"/" means change line
7 Generated by GenPMAXS-V5
8 STA_VAR      4  CR  DC  PC  TF
9 BRANCHES     1   1  13   6   6
10 RE  1      0.00000  0.45755  0.00000  734.00000
11 CR  1      1.00000  0.45755  0.00000  734.00000
12 DC  1      0.00000  0.03727  0.00000  734.00000
13 DC  2      0.00000  0.17736  0.00000  734.00000
14 DC  3      0.00000  0.73774  0.00000  734.00000
15 DC  4      0.00000  0.84034  0.00000  734.00000
16 DC  5      0.00000  0.86232  0.00000  734.00000
17 DC  6      0.00000  0.94281  0.00000  734.00000
18 DC  7      0.00000  0.97163  0.00000  734.00000
19 DC  8      0.00000  0.99829  0.00000  734.00000
20 DC  9      1.00000  0.84034  0.00000  734.00000
21 DC 10      1.00000  0.86232  0.00000  734.00000
22 DC 11      1.00000  0.94281  0.00000  734.00000
23 DC 12      1.00000  0.97163  0.00000  734.00000
24 DC 13      1.00000  0.99829  0.00000  734.00000
25 PC  1      0.00000  0.86232  0.10000  734.00000
26 PC  2      0.00000  0.86232  660.00000  734.00000
27 PC  3      0.00000  0.86232 1000.00000  734.00000
28 PC  4      0.00000  0.99829  0.10000  734.00000
29 PC  5      0.00000  0.99829  660.00000  734.00000
30 PC  6      0.00000  0.99829 1000.00000  734.00000
31 TF  1      0.00000  0.45755  0.00000  560.00000
32 TF  2      0.00000  0.45755  0.00000 1500.00000
33 TF  3      0.00000  0.99829  0.00000  293.00000
34 TF  4      0.00000  0.99829  0.00000  560.00000
35 TF  5      0.00000  0.99829  0.00000 1500.00000
36 TF  6      1.00000  0.99829  0.00000  293.00000

```

圖 19 PMAXS 檔, PARCS 程式運算所需輸入的中子截面資料來源。

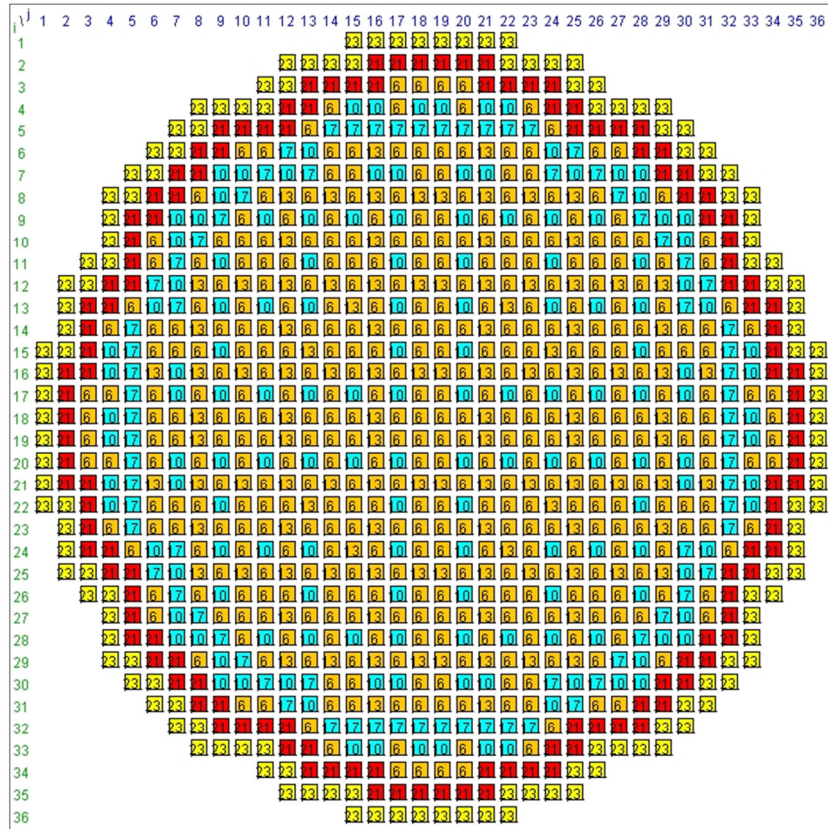
龍門核電廠 PMAXS 檔所提供的截面有四個參數改變量；
 CR (Control Rod Poison)、DC (Density Coolant)、PC
 (Soluble Poison Concentration in Coolant)、TF (Temperature
 of Coolant)。

681	DEPL					
682	!	lppm	lcrp	lths	lxesm	
683		INP_OPT	F	F	F	T
684	!	PMAX File Data (index/name/branch structure)				
685		PMAXS_F 1	'XSEC\higherTFU_15923.PMAX'	1		
686		PMAXS_F 2	'XSEC\higherTFU_15924.PMAX'	2		
687		PMAXS_F 3	'XSEC\higherTFU_15926.PMAX'	3		
688		PMAXS_F 4	'XSEC\higherTFU_15927.PMAX'	4		
689		PMAXS_F 5	'XSEC\higherTFU_15928.PMAX'	5		
690		PMAXS_F 6	'XSEC\higherTFU_15929.PMAX'	6		
691		PMAXS_F 7	'XSEC\higherTFU_15930.PMAX'	7		
692		PMAXS_F 8	'XSEC\higherTFU_15931.PMAX'	8		
693		PMAXS_F 9	'XSEC\higherTFU_15932.PMAX'	9		
694		PMAXS_F 10	'XSEC\higherTFU_15933.PMAX'	10		
695		PMAXS_F 11	'XSEC\higherTFU_15934.PMAX'	11		
696		PMAXS_F 12	'XSEC\higherTFU_15935.PMAX'	12		
697		PMAXS_F 13	'XSEC\higherTFU_15936.PMAX'	13		
698		PMAXS_F 14	'XSEC\higherTFU_15937.PMAX'	14		
699		PMAXS_F 15	'XSEC\higherTFU_15938.PMAX'	15		
700		PMAXS_F 16	'XSEC\higherTFU_15939.PMAX'	16		
701		PMAXS_F 17	'XSEC\higherTFU_15940.PMAX'	17		
702		PMAXS_F 18	'XSEC\higherTFU_15941.PMAX'	18		
703		PMAXS_F 19	'XSEC\higherTFU_15943.PMAX'	19		
704		PMAXS_F 20	'XSEC\higherTFU_15944.PMAX'	20		
705		PMAXS_F 21	'XSEC\higherTFU_15945.PMAX'	21		
706		PMAXS_F 22	'XSEC\higherTFU_15946.PMAX'	22		
707		PMAXS_F 23	'XSEC\GE14_radref.PMAX'	23		
708		PMAXS_F 24	'XSEC\GE14_botref.PMAX'	24		
709		PMAXS_F 25	'XSEC\GE14_topref.PMAX'	25		
710	!	lhcr	lhmd	lhsb	lhtf	lhtm
711		HST_OPT	F	T	F	F
712	!	ppow	phst	pths	pxesm	pxss
713		OUT_OPT	T	F	F	F

圖 20 龍門電廠 PARCS 爐心中子截面輸入檔，共 25 個 PMAXS 檔。

Node Index	Node Length	Region Number
27	38.2	9
26	15.24	8
25	15.24	7
24	15.24	6
23	15.24	6
22	15.24	6
21	15.24	6
20	15.24	6
19	15.24	6
18	15.24	6
17	15.24	5
16	15.24	5
15	15.24	4
14	15.24	4
13	15.24	4
12	15.24	4
11	15.24	4
10	15.24	3
9	15.24	3
8	15.24	3
7	15.24	3
6	15.24	3
5	15.24	3
4	15.24	3
3	15.24	3
2	15.24	2
1	32.8	1

(a)



(b)

圖 21 (a) 龍門電廠 PARCS 爐心軸向幾何，軸向分 27 層，對應 9 種爐心中子截面分佈圖；(b) 龍門電廠 PARCS 爐心中子截面（第 6 層）分佈圖。

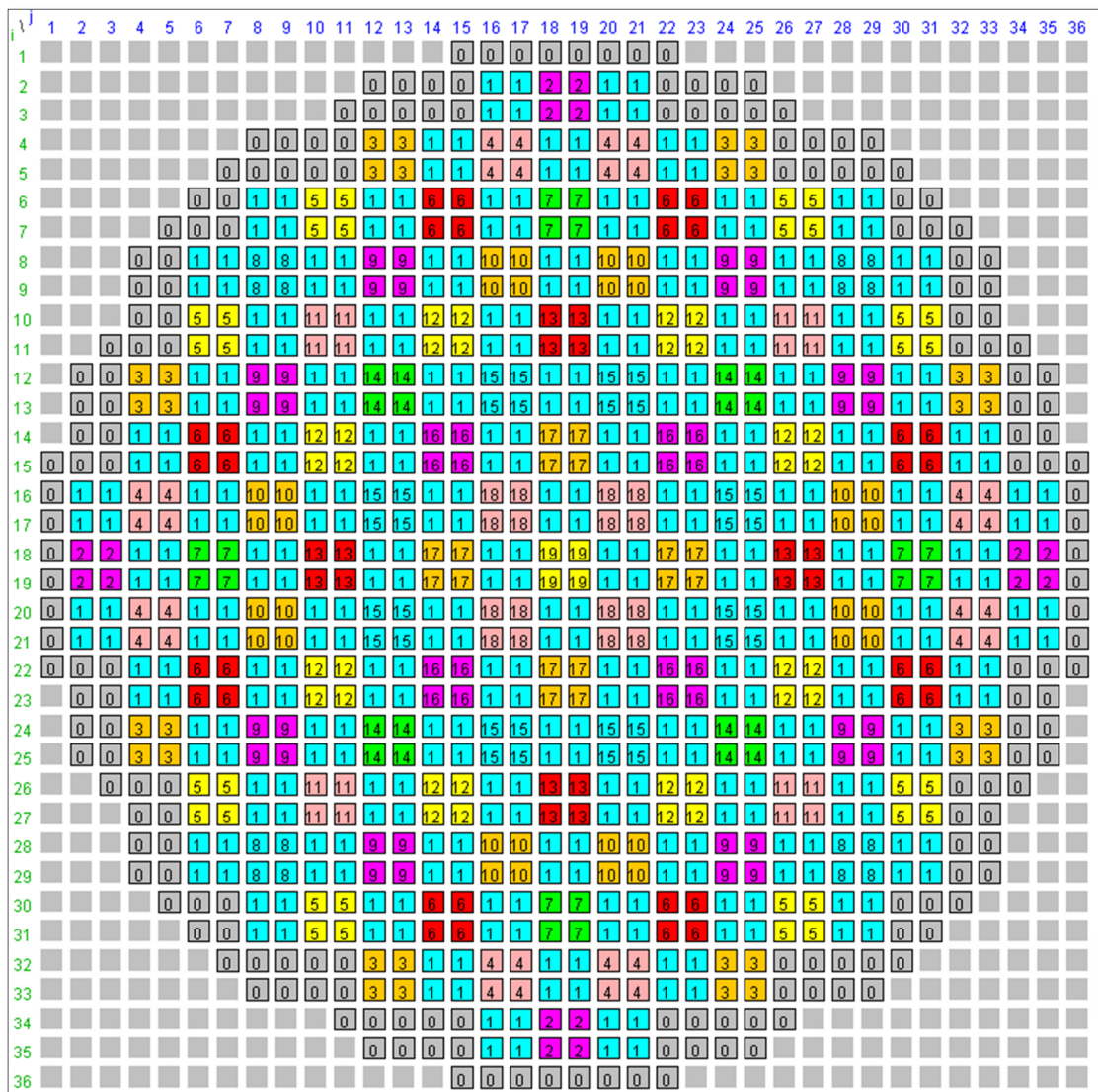
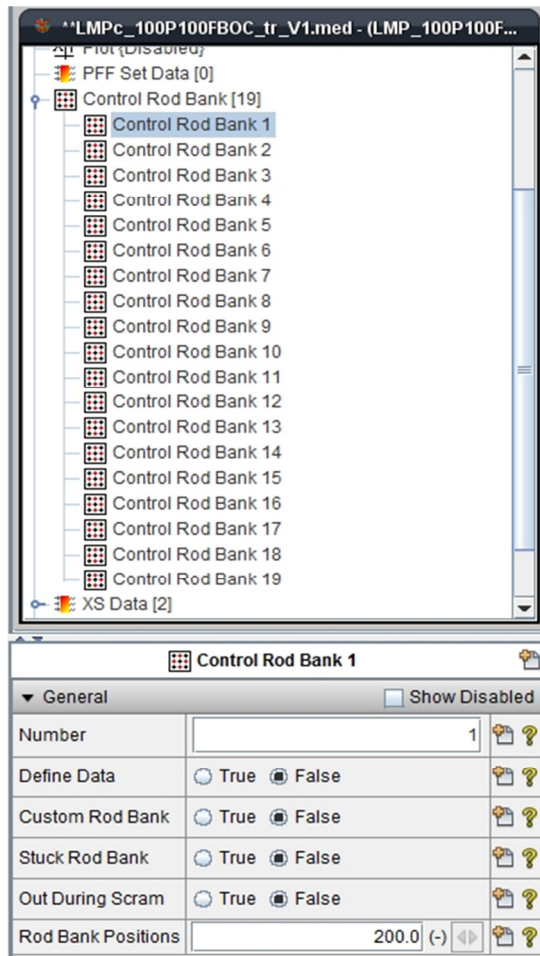


圖 22 龍門電廠 PARCS 控制棒分佈圖。



(a)

組號	初始棒位
1~6	200
7	117
8~11	200
12	83
13~16	200
17	58
18~19	200

(b)

圖 23 PARCS 控制棒原始棒位設定。

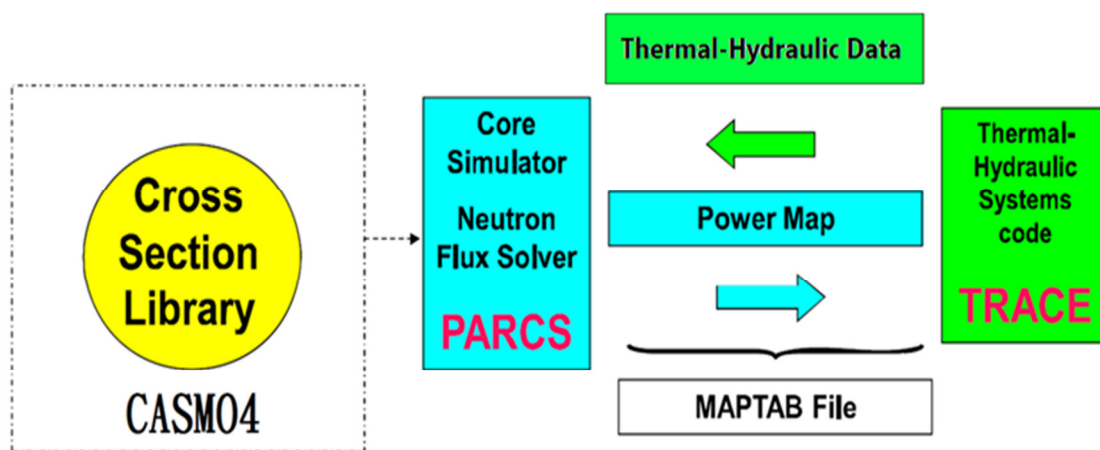


圖 24 TRACE/PARCS 結合模式示意圖。

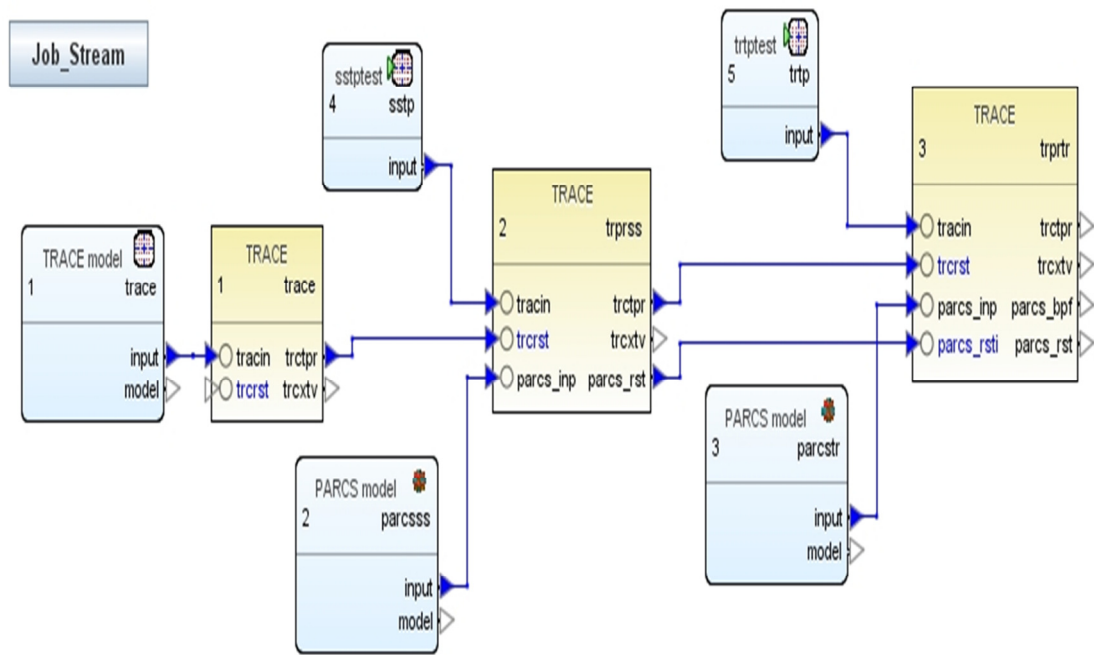


圖 25 SNAP 介面下 TRACE/PARCS 結合模式的計算執行過程。

二、龍門核電廠之 TRACE/PARCS/FRAPTRAN 之燃料分析模式

FRAPTRAN (Fuel Rod Analysis Program Transient) 是由美國核管會所推動發展的核燃料棒行為分析程式[12]。此程式可以用來計算輕水式反應器在長時間穩態及暫態事故下的燃料行為，例如：LOCA (Lose Of Coolant Accident)、ATWS...。圖 26 為 TRACE/PARCS/FRAPTRAN 計算流程示意圖。在 FRAPTRAN 程式計算時，可選擇兩種計算模式：COOLANT 及 HEAT。由於 HEAT 模式所選用之輸入邊界條件參數在 TRACE/PARCS 輸出檔中較能夠清楚被定義，因此，本文選擇 HEAT 模式做為計算模式。在 HEAT 模式下，FRAPTRAN 在做運算時，會將 TRACE/PARCS 暫態計算之結果，例如：燃料棒功率變化 (圖 27)、燃料棒壁面熱傳係數及冷卻水溫度 (圖 28)、燃料棒冷卻水壓力 (圖 29) 以及燃料棒軸向功率分佈 (圖 30)。再加上燃料棒之幾何參數 (圖 31)，作為定義暫態時所輸入之邊界條件值。燃料棒軸向分為 12 個節點；徑向分為 17 個節點，其中，15 個節點座落在燃料丸上、2 個節點在燃料護套上。另外，在計算燃料及護套之熱焓變化時，皆以 298.15K 作為零熱焓之溫度。

FRAPTRAN 主要使用 FRACA-I (rigid pellet model) 來做燃料丸及護套之形變 (deformation) 計算。在計算燃料棒行為時，分為兩部分：a) Open gap regime (燃料丸表面未與護套內表面接觸)，需結合護套之內外壓差及溫度分佈來做計算；b) Closed gap regime (燃料丸表面與護套內表面有接觸)，此區會造成 PCMI (fuel pellet/cladding mechanical interaction)，需結合燃料丸與護套間之熱膨脹差 (differential thermal expansion)、分裂產物造成之燃料膨脹、護套潛變 (creep-down)，來作計算。FRACA-I 在計算

護套形變時，會不斷確認燃料丸與護套間隙 (gap)

$$u_r^{fuel} \geq u_r^{clad} + \delta \quad (2.1)$$

若式(2.1)不成立，則為 Open gap regime，FRACA-I 將假設燃料丸與護套間相互應力可忽略；若式(2.1)成立，則為 Closed gap regime，FRACA-I 將另外計算燃料丸對護套之應力，但忽略護套對燃料丸之應力。此外，在 Closed gap regime 下，在軸向膨脹方向，燃料丸與護套間不會滑動 (slippage)。若 FRACAS-I 計算出來之有效塑性應變 (effective plastic strain)，超過 MATPRO 所提供之護套應變限值 (cladding stability strain)[13]，則 FRAPTRAN 計算護套形變量之模式將由 FRACAS-I 轉為 BALON2。BALON2 是由護套內外壓差來計算其形變量。

FRAPTRAN 計算上，護套破損訊號主要來自兩部分：

- 700K 以下：護套破損主因為，PCMI 及護套溫度 (ex: RIA 事件)。若 FRACA-I 所計算之塑性環應力 (plastic hoop strain) 超過模式所預測之均勻延伸率 (uniform elongation)，則 FRAPTRAN 將會判定定義護套為損壞。均勻延伸率是由護套內部氫氣濃度及護套溫度所計算而得 [14]。
- 700K 以上：護套破損主因為，護套過壓及護套溫度 (ex: LOCA 事件)。若 BALON2 所計算之環應力，超過期限值，則 FRAPTRAN 將會判定定義護套為損壞 [12]。

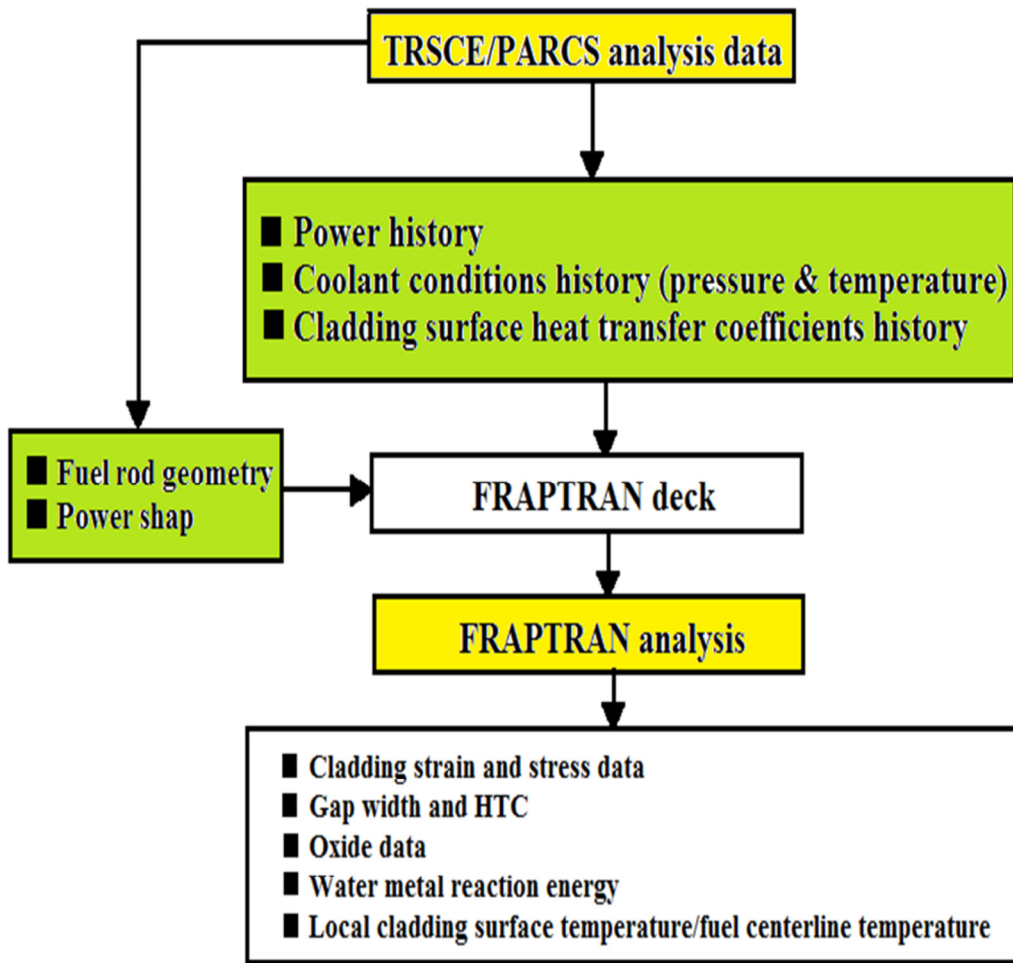


圖 26 TRACE/PARCS/FRAPTRAN 計算流程示意圖。

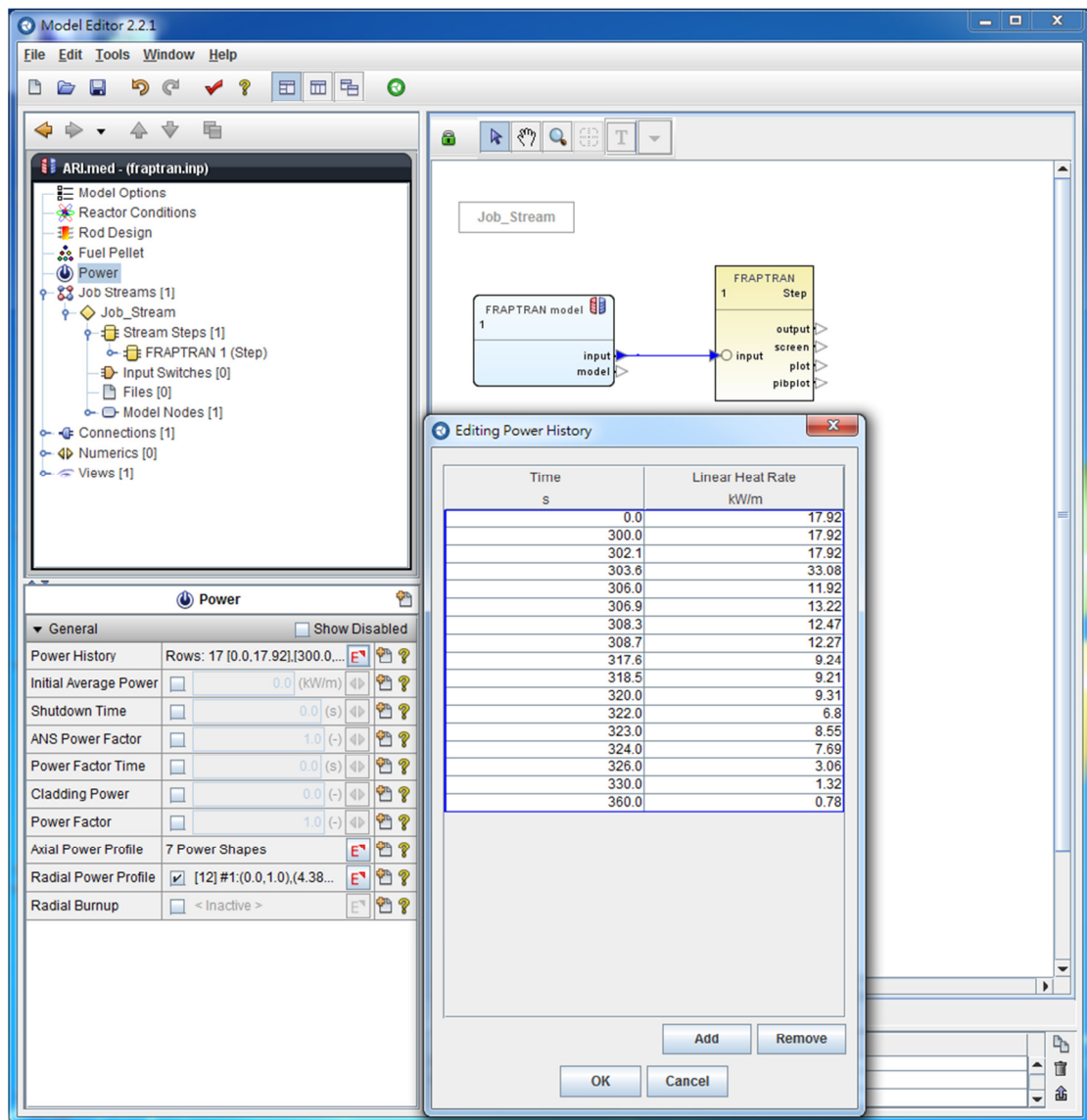


圖 27 SNAP 介面下 FRAPTRAN 燃料棒功率變化輸入。

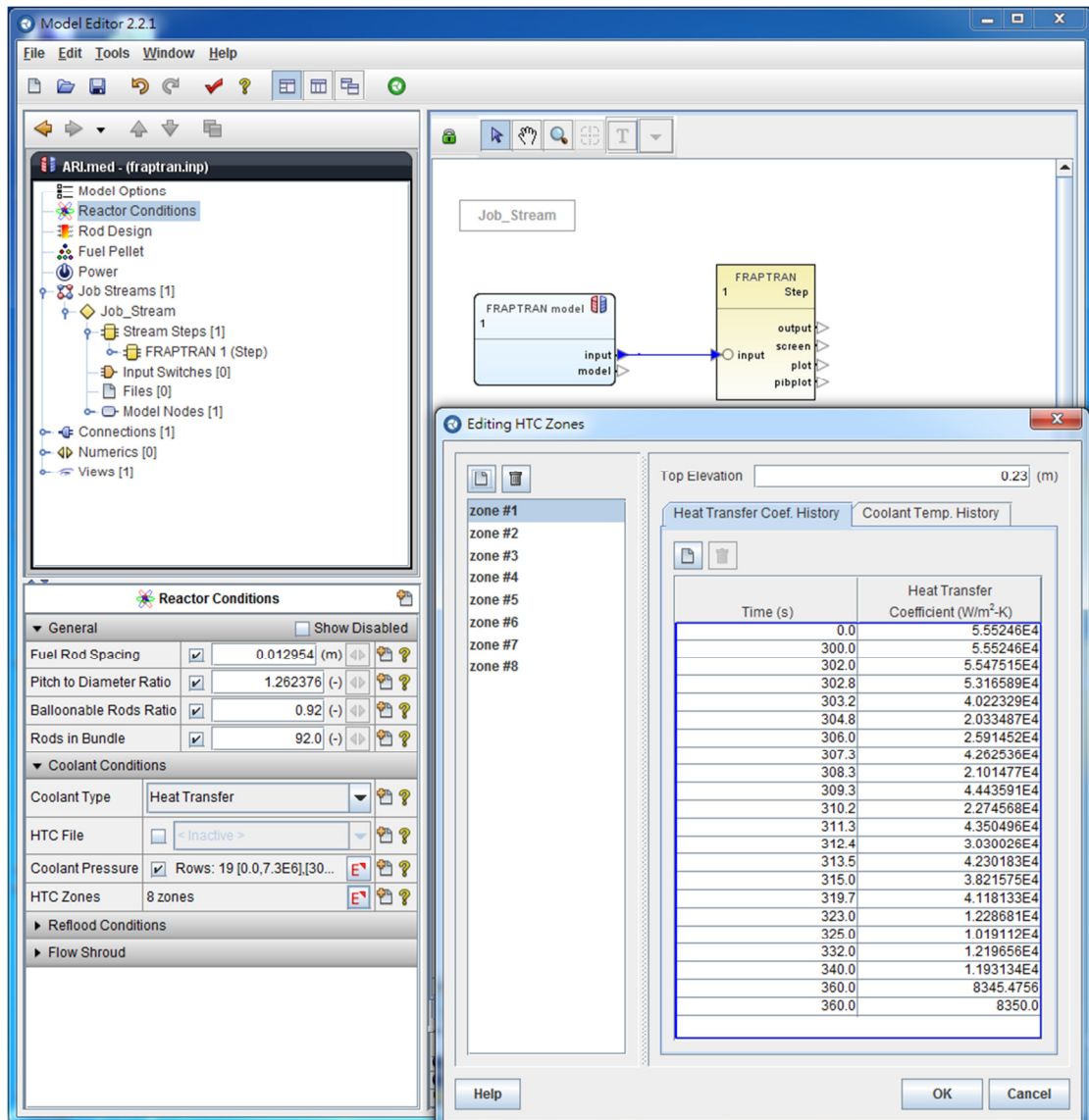


圖 28 SNAP 介面下 FRAPTRAN 燃料棒壁面熱傳係數及冷卻水溫度輸入。

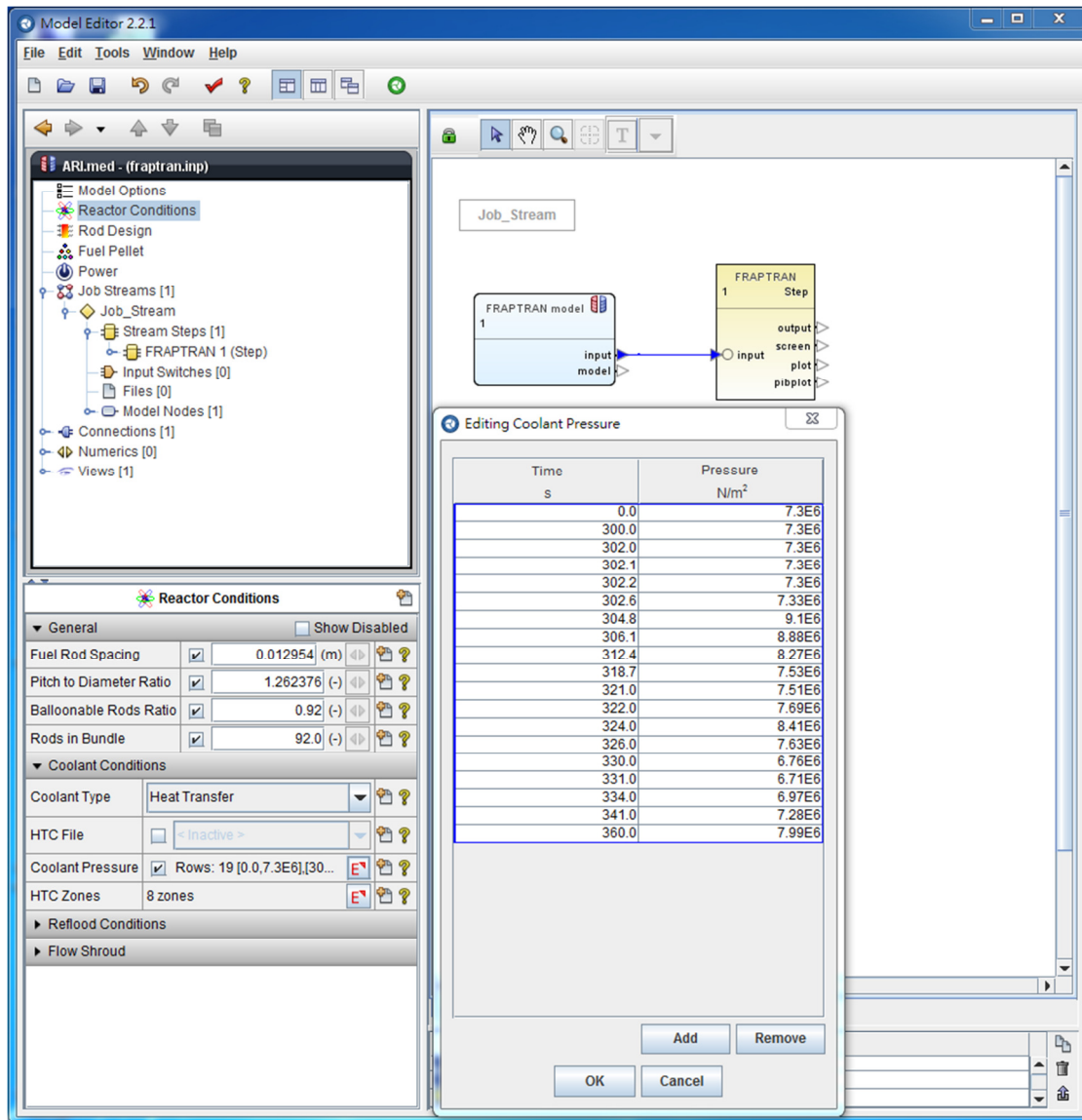
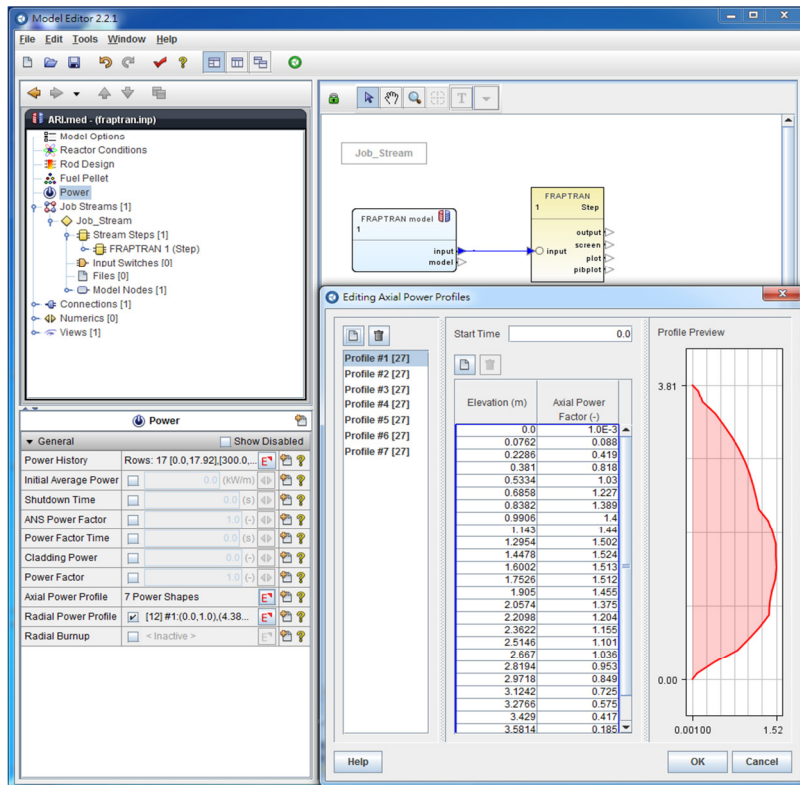
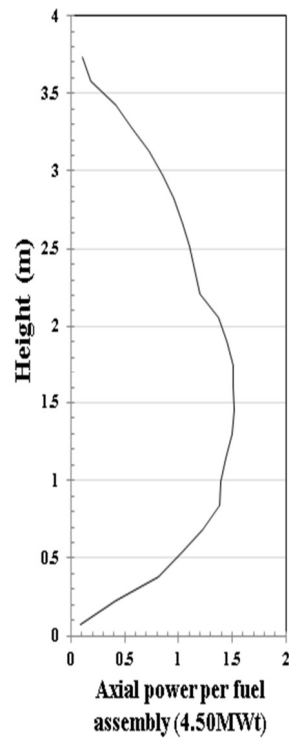


圖 29 SNAP 介面下 FRAPTRAN 燃料棒冷卻水壓力輸入。



(a)



(b)

圖 30 SNAP 介面下 FRAPTRAN 燃料棒軸向功率分佈輸入。

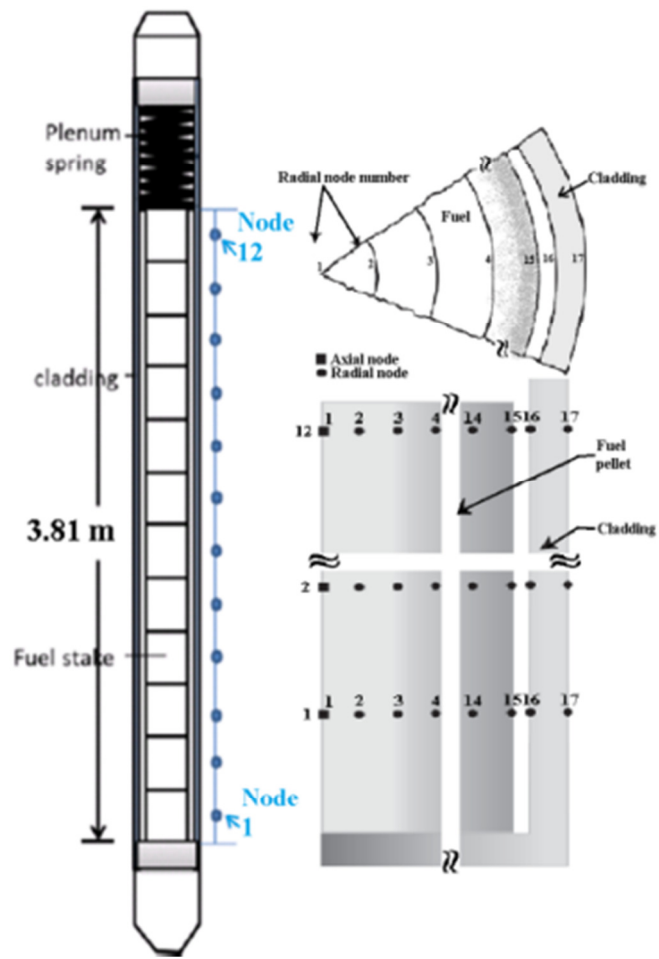


圖 31 FRAPTRAN 模式之燃料棒幾何參數輸入值。

參、主要發現與結論

一、ATWS 暫態之模擬分析及與 FSAR 之比較結果

(一)ATWS 暫態模擬分析

根據龍門核電廠的設計，在 ATWS 事件下，有三大緩和設備：替代插棒系統 (ARI)、微調控制棒驅動機構 (FMCRD)、備用硼液系統 (SLCS)。在實際運轉時，核電廠採取最保守的「深度防禦」策略，及依循「多重」、「多樣」、「獨立」、「故障安全」之安全設計準則，以確保安全。在模擬上，藉由不同的假設，分析在不同防禦階層底下，利用不同緩和設備來達到安全停機的範圍。**錯誤! 找不到參照來源。**為龍門核電廠 MSIVs 關閉的 ATWS TRACE /PARCS 結合模式之重要參數初始穩態值。表 1 至表 4 為參考 FSAR 第十五章第 E 節「ATWS Performance Evaluation」所做的各個設定點與動作設定。ATWS 分析方法分為三種假設：

- 假設替代插棒系統可用，進行 ARI 插入分析
- 假設 ARI 插入失效，進行微調控制棒驅動機構 FMCRD 插入分析
- 假設所有控制棒插入皆失效，進行備用硼液注入分析

此外，分析的目的，是為了解在 ATWS 暫態下，ATWS 抑制系統是否有足夠的能力將反應爐安全停機，且符合 10CFR50.62 法規要求 [15]：

- 燃料完整性：爐心長期冷卻能力要能確保燃料護套溫度峰值小於 1204°C (1477.15K)，且燃料護套氧化層厚度小於 17%未氧化前的護套厚度 (1.74mm)。

- 圍阻體完整性：爐心長期冷卻能力要能確保圍阻體內最大壓力值小於圍阻體設計壓力 0.310 MPaG、抑壓池最高溫度值小於 97°C。
- 一次側系統：為確保反應器壓力槽之完整性，系統暫態的反應爐冷卻水壓力邊界值不能超過 10.342 MPaG。
- 長期停機冷卻：反應器要能降至安全停機範圍，且降溫後維持冷停機。

1.ARI 插入分析

假設主蒸氣閥門 4 秒內完全關閉，蒸氣受阻，造成反應爐壓力急速上升，但反應器急停失效，系統進入 ATWS 暫態。啟動替代插棒系統，控制棒驅動液壓系統發出 ARI 插入訊號。根據台電龍門核電廠訓練教材_v6，大約需 15 秒來啟動控制棒液壓控制單元，注入高壓急停水，將控制棒推入爐心；10 秒內使控制棒完全插入爐心，即所以控制棒會在 25 秒內全入 [10]。模擬上，假設系統接收到高壓訊號、延遲 15 秒後，10 秒內控制棒以線性的插棒速度，從初始棒位至全入。

圖 32 至圖 33 顯示，事件 0 秒，暫態開始，隨著主蒸氣隔離閥關閉，爐內蒸汽無法排出，造成反應爐功率、壓力的上升。由於急停失效，壓力持續上升，上升至高壓設定點 7.76 MPaG，RIP3 (4 台沒有接 M/G set 的 RIP) 跳脫、使泵轉速快速降至零；RIP1 及 RIP2 (6 台有接 M/G set 的 RIP) 以 -5% 額定轉速回退至最小轉速 (47.12 rad/sec)，同時，啟動 ARI 插入訊號，系統經 15 秒的延遲時間後，約在 19

秒開始啟動液壓插入控制棒至爐心；10 秒後，約 29 秒控制棒完全插入爐心。MSIVs 關閉的 ATWS 事件之 ARI 啟動暫態，反應爐爐頂壓力的峰值為 9.12 MPaG，小於 10CFR50.62 法規要求的 10.342 MPaG，確保了反應器壓力槽之完整性。圖 32 的虛線為未插入控制棒下的爐心功率，比較實線（插入控制棒下的爐心功率），顯示約 20 秒，爐心功率因控制棒插入而下降，約 28 秒下降至安全停機範圍（反應爐功率小於 6%額定功率值）。圖 34 為總蒸汽流量圖。圖 35 為飼水流量圖。根據龍門電廠的設計，主蒸汽隔離閥關閉後，會切斷蒸汽驅動飼水泵的蒸汽動力，飼水會在 10 秒內停止。但本論文在 TRACE/PARCE 結合模式中採取保守假設，假設飼水繼續供應，為反應器提供更多的正反應度。圖 36 為爐心水位圖。如圖所示，ARI 插入分析的案例，水位不會降至低水位 Level 2，因此，RIP1 及 RIP2 不會跳機、維持最小轉速直至停爐。圖 37 為最大平均燃料護套溫度圖，如圖所示，ARI 啟動暫態的最大平均燃料護套溫度峰值為 309.5 °C，小於 10CFR50.62 法規要求的 1204 °C，且無須考量在這個溫度下的燃料護套氧化程度。

2.FMCRD 插入分析

假設主蒸汽閥門 4 秒內完全關閉，蒸汽受阻，造成反應爐壓力急速上升，但反應器急停失效，系統進入 ATWS 暫態。假設液壓驅動的替代插棒系統失效，則系統會啟動 FMCRD 插入訊號，以步進式馬達，電動驅動控制棒插入爐心。模擬上，假設系統接收到高壓訊號、延遲 16 秒後，120

秒內控制棒以線性的插棒速度，從初始棒位至全入。

圖 38 至圖 39 顯示，事件 0 秒，暫態開始，隨著主蒸氣隔離閥關閉，爐內蒸汽無法排出，造成反應爐功率、壓力的上升。由於急停失效，壓力持續上升，上升至高壓設定點 7.76 MPaG，RIP3 (4 台沒有接 M/G set 的 RIP) 跳脫、使泵轉速快速降至零；RIP1 及 RIP2 (6 台有接 M/G set 的 RIP) 以 -5% 額定轉速回退至最小轉速 (47.12 rad/sec)，同時，啟動替代插棒系統 ARI 失效，改以微調控制棒驅動機構 FMCRD 插入代替，系統經 16 秒的延遲時間後，約在 20 秒開始啟動電動插入控制棒至爐心；120 秒後，約 140 秒控制棒完全插入爐心。MSIVs 關閉的 ATWS 事件之 FMCRD 啟動暫態，反應爐爐頂壓力的峰值為 9.12 MPaG，小於 10CFR50.62 法規要求的 10.342 MPaG，確保了反應器壓力槽之完整性。圖 38 的虛線為未插入控制棒下的爐心功率，比較實線 (插入控制棒下的爐心功率)，顯示約 20 秒，爐心功率因控制棒插入而下降，約 104 秒下降至安全停機範圍 (反應爐功率小於 6% 額定功率值)。圖 40 為總蒸汽流量圖。圖 41 為飼水流量圖。本論文在 TRACE/PARCE 結合模式中採取保守假設，假設飼水繼續供應。圖 42 為爐心水位圖。如圖所示，FMCRD 插入分析的案例，TRACE/PARCS 假設繼續供應飼水，所以水位不會降至低水位 Level 2，因此，RIP1 及 RIP2 亦不會跳機、維持最小轉速直至停爐。圖 43 為最大平均燃料護套溫度圖，如圖所示，FMCRD 啟動暫態的最大平均燃料護套溫度峰值為 309.5 °C，小於 10CFR50.62 法規要求的 1204 °C，且無須考量在這個

溫度下的燃料護套氧化程度。

3.SLCS 啟動分析

假設主蒸氣閘門 4 秒內完全關閉，蒸氣受阻，造成反應爐壓力急速上升，但反應器急停失效，系統進入 ATWS 暫態。假設所有控制棒插入皆失效，且 SRNM (Startup Range Neutron Monitor) 所發出的 ATWS 訊號超過三分鐘，即反應爐功率高於 6% 額定功率超過三分鐘，系統就會啟動 ATWS 事件的最後一道安全防線，SLCS 注硼系統，將備用硼液注入爐心，使反應爐達到冷停機。模擬上，假設系統接收到高壓訊號，但所有控制棒插入皆失效，功率維持在 6% 額定功率以上，120 秒後飼水回退；180 秒後關閉有 ADS 功能的 SRVs (RV5 及 RV6，共 8 只)、啟動備用硼液注入訊號。根據台電龍門核電廠訓練教材_v6，硼液注滿備用硼液槽需 96 秒，在加上管線輸送延遲時間，所以啟動訊號產生至真實動作的延遲時間共為 307 秒。

圖 44 至圖 45 顯示，事件 0 秒，暫態開始，隨著主蒸氣隔離閘關閉，爐內蒸汽無法排出，造成反應爐功率、壓力的上升。由於急停失效，壓力持續上升，上升至高壓設定點 7.76 MPaG，RIP3 (4 台沒有接 M/G set 的 RIP) 跳脫、使泵轉速快速降至零；RIP1 及 RIP2 (6 台有接 M/G set 的 RIP) 以 -5% 額定轉速回退至最小轉速 (47.12 rad/sec)，同時，啟動 ARI 及 FMCRD 失效，爐心持續維持在 6% 額定功率以上。MSIVs 關閉的 ATWS 事件之 SLCS 啟動暫態，反應爐爐頂壓力的峰值為 9.40 MPaG，小於 10CFR50.62 法規要求的 10.342 MPaG，確保了反應器壓力槽之完整性。

圖 46 為總蒸汽流量圖，顯示 180 秒關閉有 ADS 功能的 SRVs 後，蒸汽流量下降、減緩爐心水位的下降；300 秒後備用硼液注入、爐心功率下降，RVs 開關頻率減緩。圖 47 為 TRACE/PARCS 的飼水流量圖，顯示 120 秒後飼水回退至零。根據龍門電廠的設計，關閉主蒸氣閥門後，由蒸汽驅動的飼水泵會喪失動力，導致喪失反應爐進口飼水流量，但本論文在 TRACE 模式中採取保守假設，假設，當反應爐頂部壓力大於 7.76 MPaG，所有控制棒插入皆失效，且反應爐功率高於 6% 額定功率超過兩分鐘，兩分鐘後會啟動飼水回退，將飼水流量回退至零，為反應器提供較多的正反應度。圖 48 為爐心水位圖，如圖所示，SLCS 啟動分析，120 秒飼水回退至零後，爐心水位快速下降，約 148 秒降至低水位 Level 2，啟動 RIP1 及 RIP2 跳脫訊號，使 RIP1 轉速快速降至零、RIP2 轉速延遲 6 秒後降至零。圖 49 為爐心平均硼濃度圖。圖 50 為注入爐心的備用硼液對爐心增加的負反應度。圖 51 為爐心空泡分率所回饋之負反應度值。暫態開始後 0 至 300 秒（注硼前），MSIVs 關閉、高壓導致 RVs 開啟，RVs 的開關使得反應爐爐頂壓力隨之而振盪，帶動爐心空泡率的振盪，進而影響反應爐功率振盪（壓力上升、空泡分率下降、反應爐功率上升），約 148 秒反應爐水位因飼水回退而降至低水位 Level 2，啟動 RIP1 及 RIP2 陸續跳脫，反應爐空泡分率上升、增加爐心空泡分率所回饋的負反應度，導致反應爐功率下降；300 至 800 秒（注硼後），注入的備用硼液吸收爐心中子、提供爐心更多的負反應度，使得反應爐

功率下降，進而降低反應爐內的空泡分率、減少爐心空泡分率所回饋的負反應度。圖 52 為最大平均燃料護套溫度圖，如圖所示，最大平均燃料護套溫度約 620 秒因備用硼液的注入而開始下降，SLCS 啟動暫態的最大平均燃料護套溫度峰值為 591.78 °C，小於 10CFR50.62 法規要求的 1204 °C，且無須考量在這個溫度下的燃料護套氧化程度。

(二) ATWS 暫態模擬與 FSAR 之比較結果

圖 53 至圖 56 為 ARI 插入分析與 FSAR、RETRAN 及 PC-TRAN 之比較結果。飼水流量 (圖 53) 之設定, RETRAN 及 PC-TRAN 程式皆假設飼水在 5 秒左右停止。根據龍門電廠的設計, 主蒸氣隔離閥關閉後, 會切斷蒸汽驅動飼水泵的蒸汽動力, 飼水會在 10 秒內停止。但本論文在 TRACE/PARCE 結合模式中採取與 FSAR 相同的保守假設: 假設飼水繼續供應, 為反應器提供更多的正反應度。爐心功率 (圖 54) 之比較結果, 顯示 TRACE/PARCS 結合模式所計算的爐心功率因控制棒插入而下降的幅度, 明顯比其他程式的分析結果快許多。推測可能的原因, 是 PARCS 程式模擬控制棒插入計算時, 所用的 PMAXS 檔中, 與控制棒插入相關的參數 CR (Control Rod Poison) 數值所提供的負反應度, 可能較其它程式模擬的大, 導致計算出的爐心功率下降幅度比其它程式模擬的結果快。此項差異同時造成, 反應器壓力 (圖 55) 下降幅度及反應爐水位 (圖 56) 回升速度, 皆比其它程式模擬的結果快。

圖 57 至圖 60 為 FMCRD 插入分析與 FSAR、RETRAN 及 PC-TRAN 之比較結果。飼水流量 (圖 57) 之設定, RETRAN 及 PC-TRAN 程式皆假設飼水在 5 秒左右停止; TRACE/PARCE 結合模式中採取與 FSAR 相同的保守假設: 假設飼水繼續供應, 為反應器提供更多的正反應度。爐心功率 (圖 58) 之比較結果, 發現與 ARI 插入分析有相同的問題: TRACE/PARCS 結合模式所計算的爐心功率因控制棒插入而下降的幅度, 明顯比其他程式的分析結果快許多。但, FMCRD 插入速度 (約 36.6 cm/sec) 比 ARI (約 3.0 cm/sec) 慢很多,

因此，爐心功率的比較在 50 秒後才看得到明顯的差異。且此項差異亦同時造成，反應器壓力 (圖 59) 下降幅度及反應爐水位 (圖 60) 回升速度，皆比其它程式模擬的結果快。另外，由於 TRACE/PARCS 與 FSAR 均假設繼續供應飼水，所以水位不會降至低水位 Level 2，因此，RIP1 及 RIP2 亦不會跳機、維持最小轉速直至停爐。

圖 61 至圖 64 為 SLCS 啟動分析與 FSAR、RETRAN 及 PC-TRAN 之比較結果。SLCS 啟動分析的飼水流量之設定，與 FSAR 相同，採取保守假設：假設當反應爐頂部壓力大於 7.76 MPaG，所有控制棒插入皆失效，且反應爐功率高於 6% 額定功率超過兩分鐘，兩分鐘後會啟動飼水回退，將飼水流量回退至零，為反應器提供較多的正反應度。分析結果，爐心功率 (圖 61)、反應器壓力 (圖 62)、爐心水位 (圖 63)、爐心硼液濃度 (圖 64) 之行為皆與 FSAR 結果有相同的趨勢。另外，與 RETRAN 爐心水位之差異源自於：RETRAN 假設飼水在 5 秒左右停止。

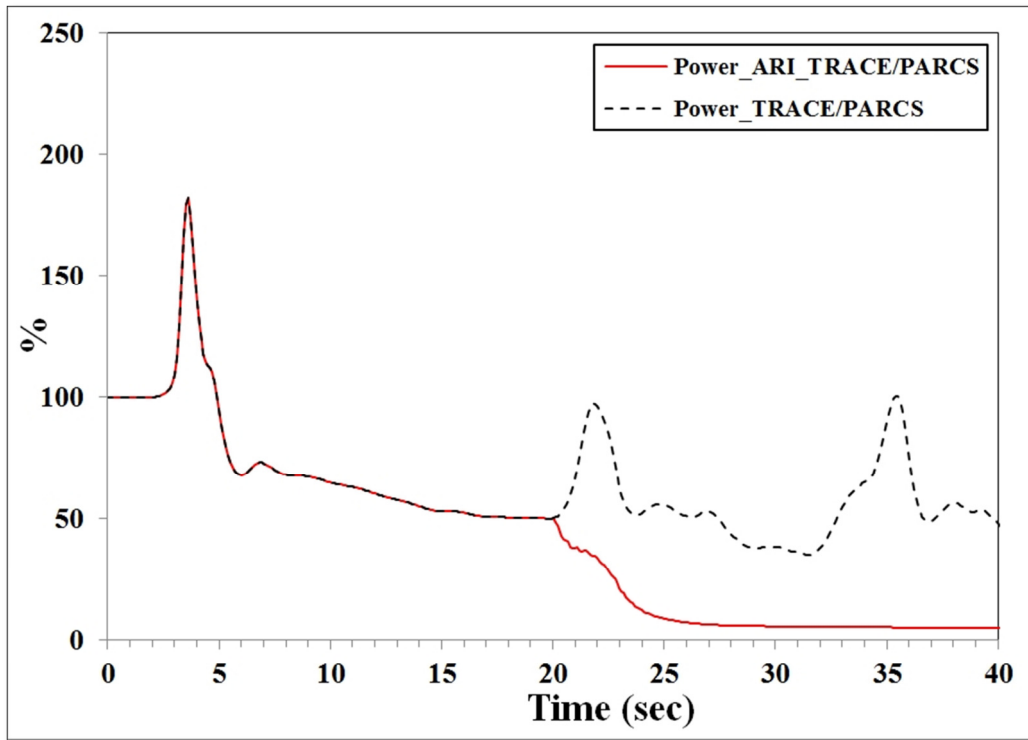


圖 32 ATWS 之 MSIVs 關閉事件_ARI 啟動分析_爐心功率。

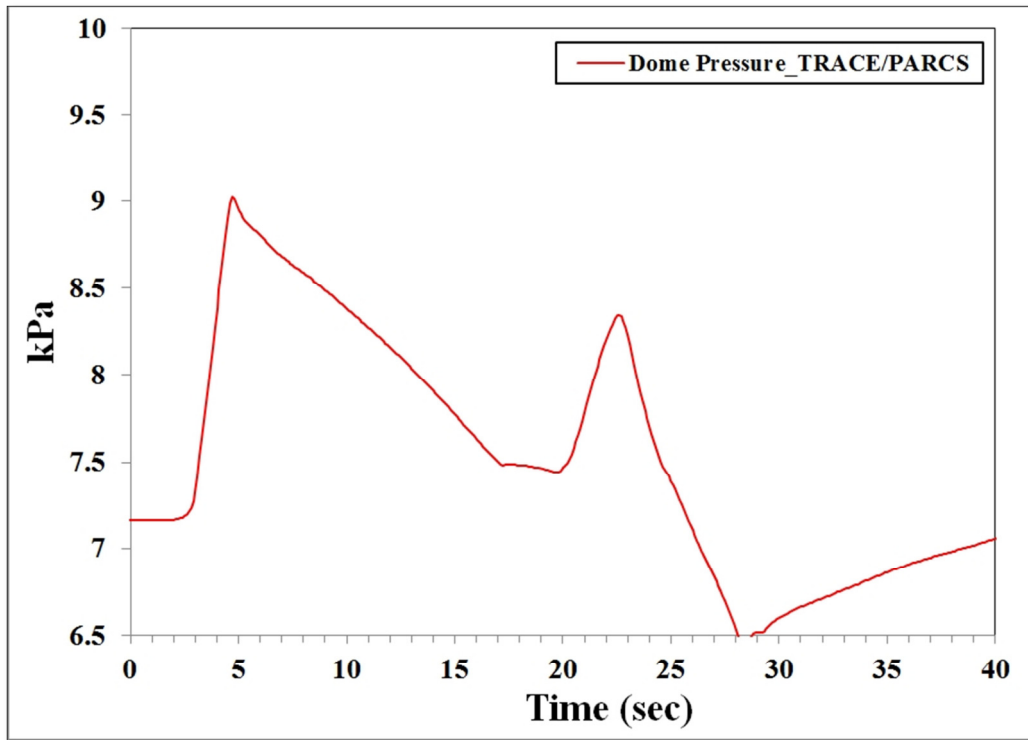


圖 33 ATWS 之 MSIVs 關閉事件_ARI 啟動分析_反應爐爐頂壓力。

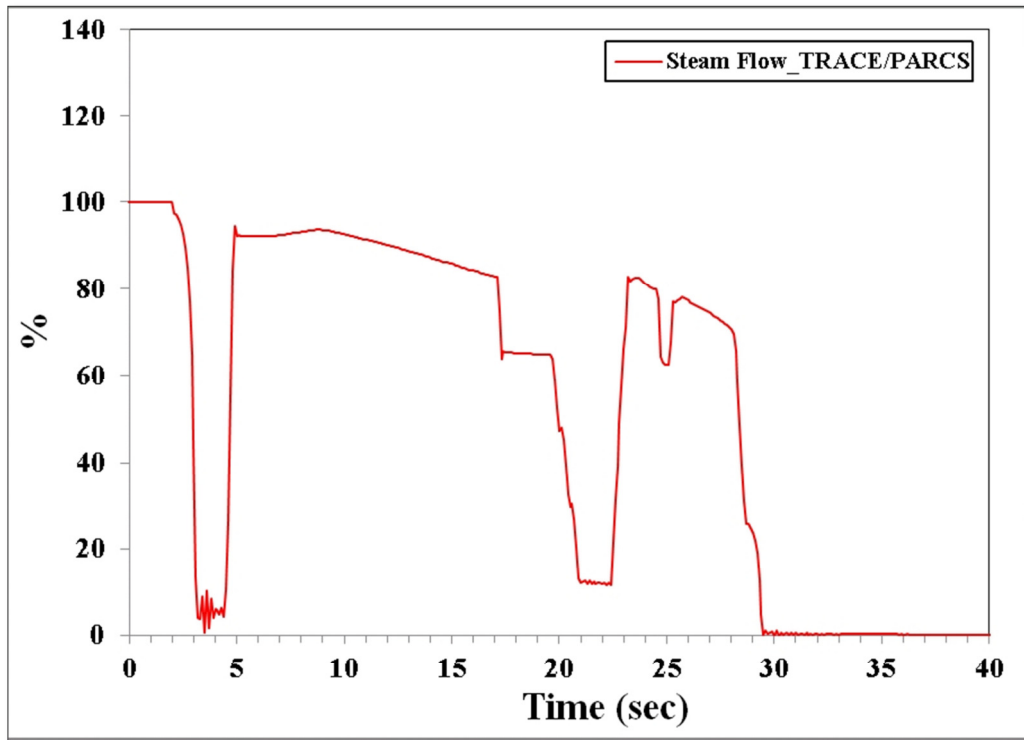


圖 34 ATWS 之 MSIVs 關閉事件_ARI 啟動分析_總蒸汽流量。

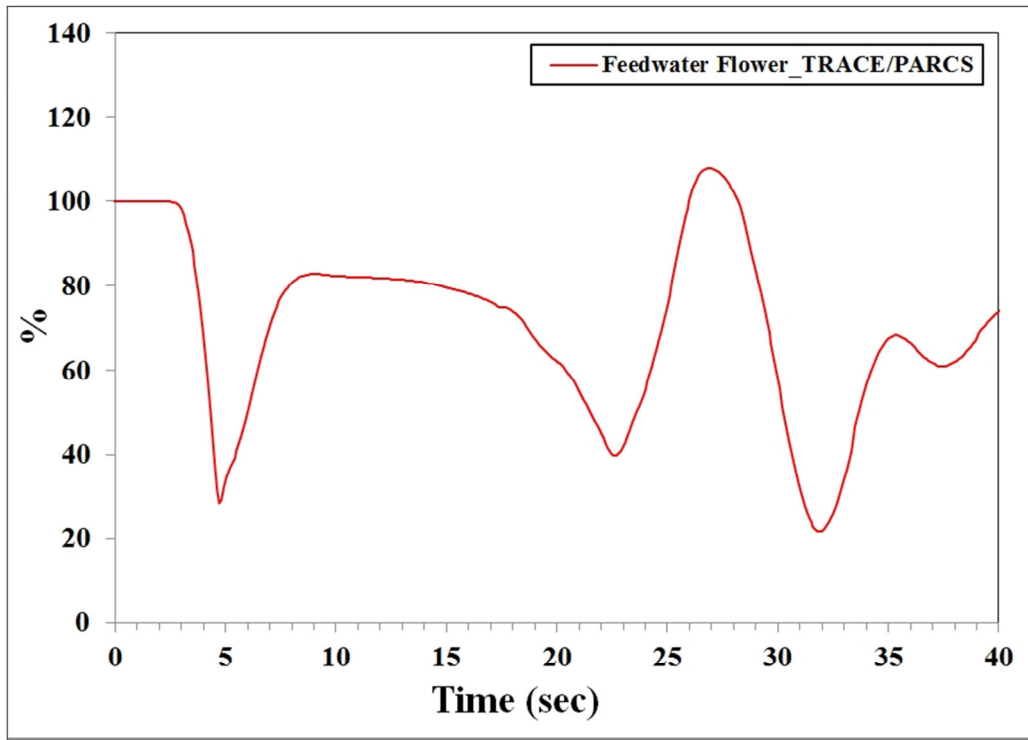


圖 35 ATWS 之 MSIVs 關閉事件_ARI 啟動分析_飼水流量。

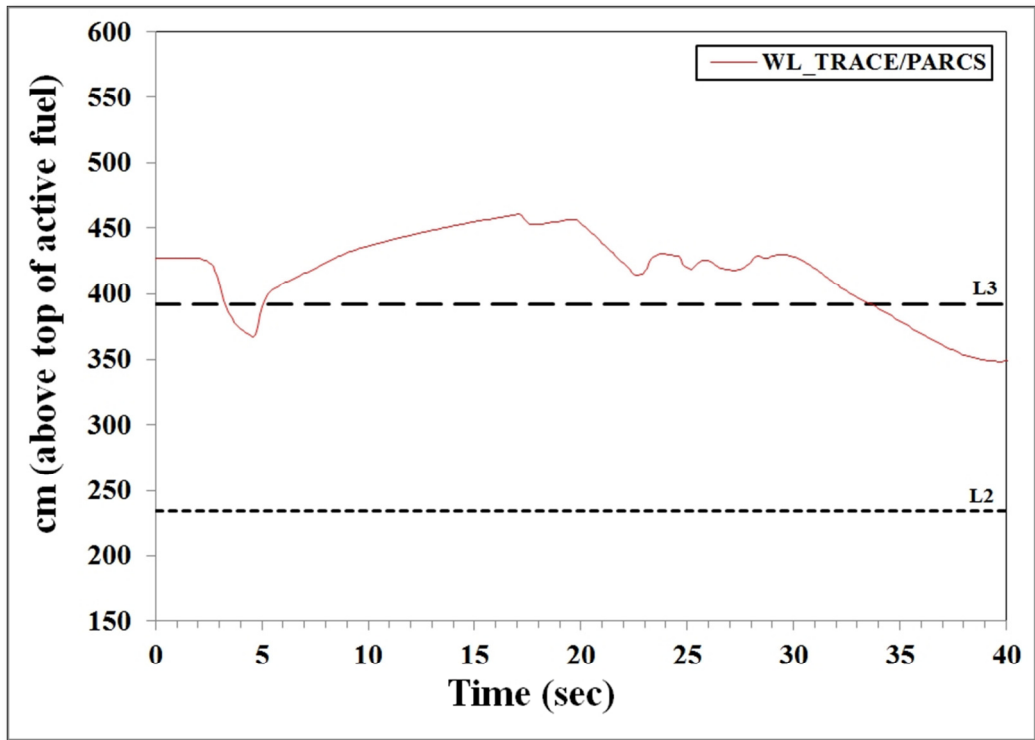


圖 36 ATWS 之 MSIVs 關閉事件_ARI 啟動分析_爐心水位。

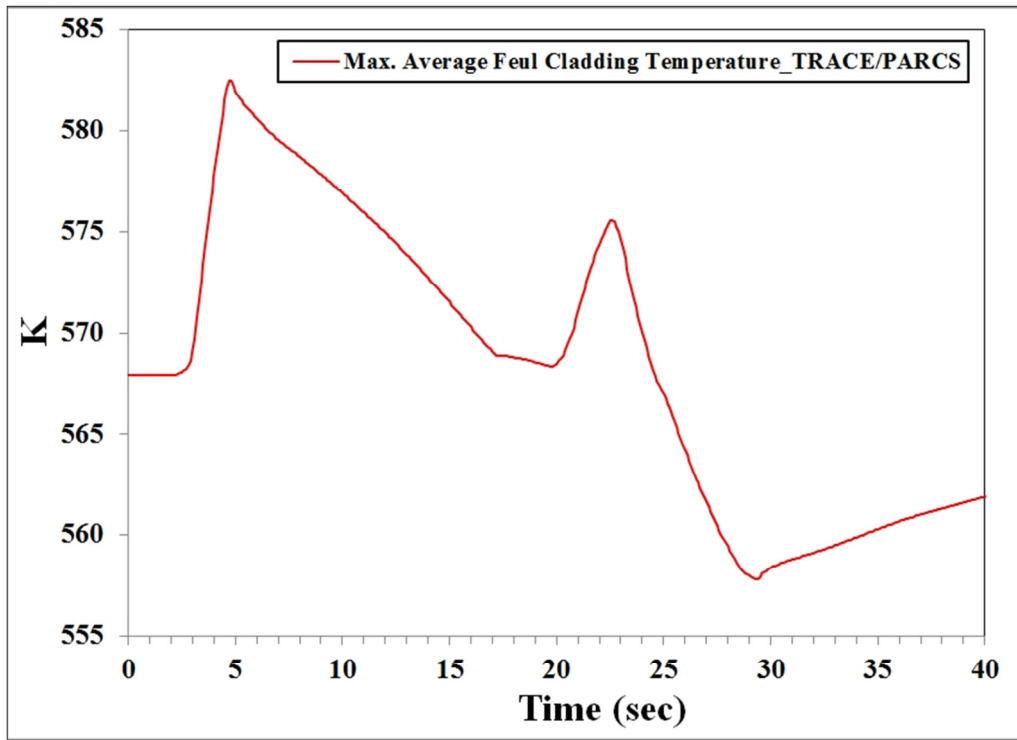


圖 37 ATWS 之 MSIVs 關閉事件_ARI 啟動分析_最大平均燃料護套溫度。

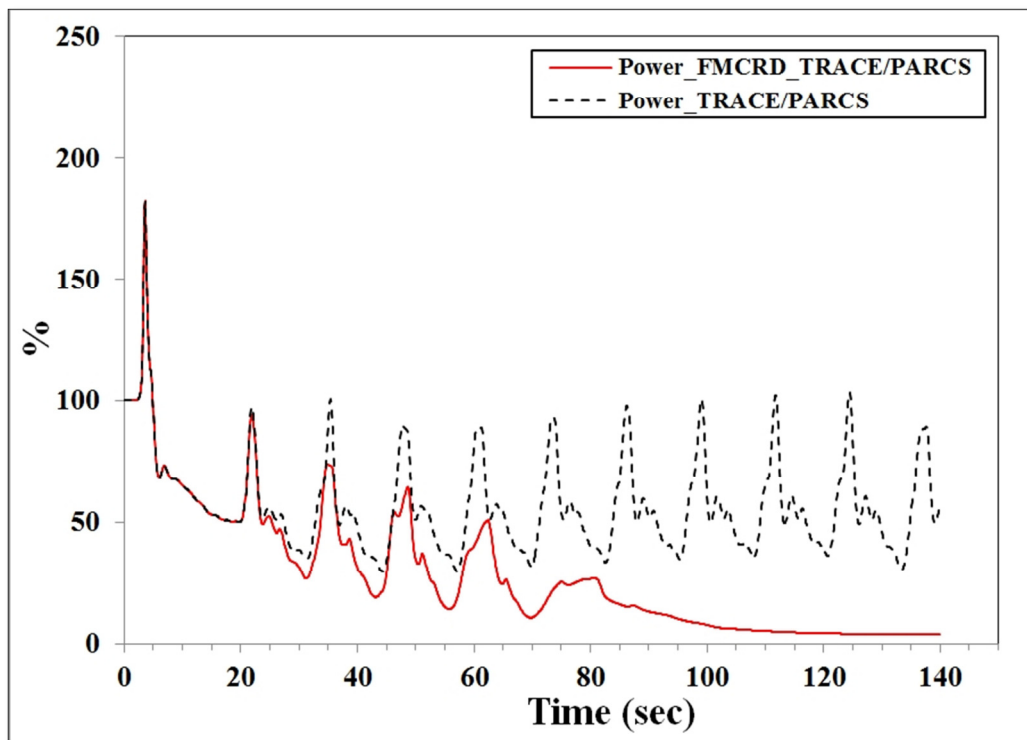


圖 38 ATWS 之 MSIVs 關閉事件_FMCRD 啟動分析_爐心功率。

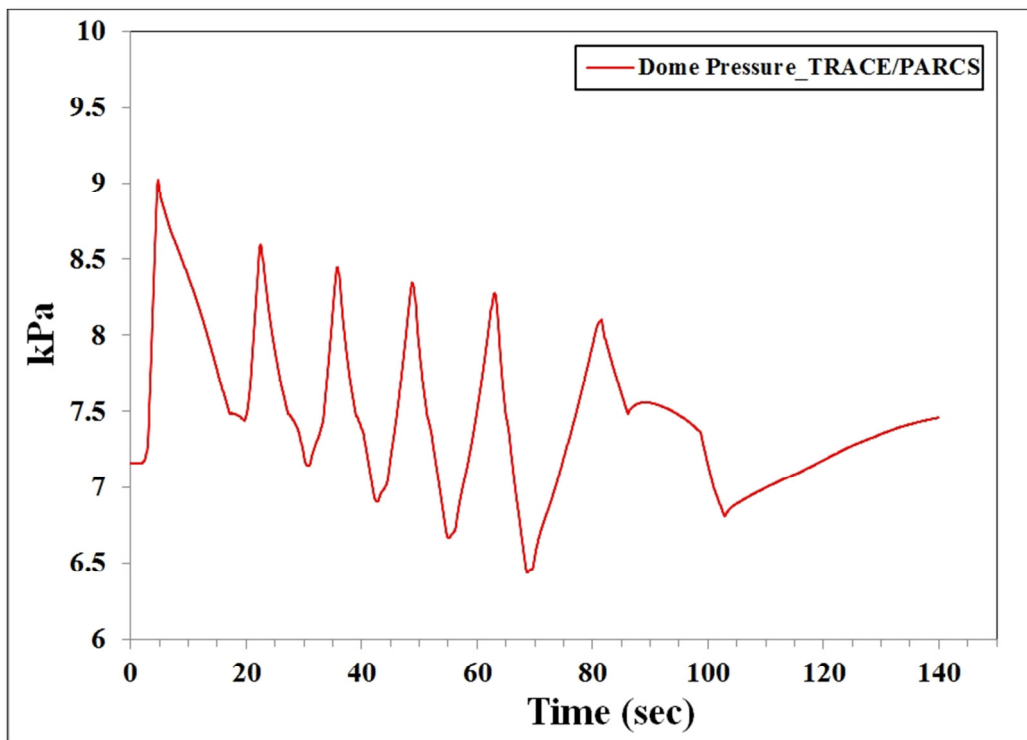


圖 39 ATWS 之 MSIVs 關閉事件_FMCARD 啟動分析_反應爐頂壓力。

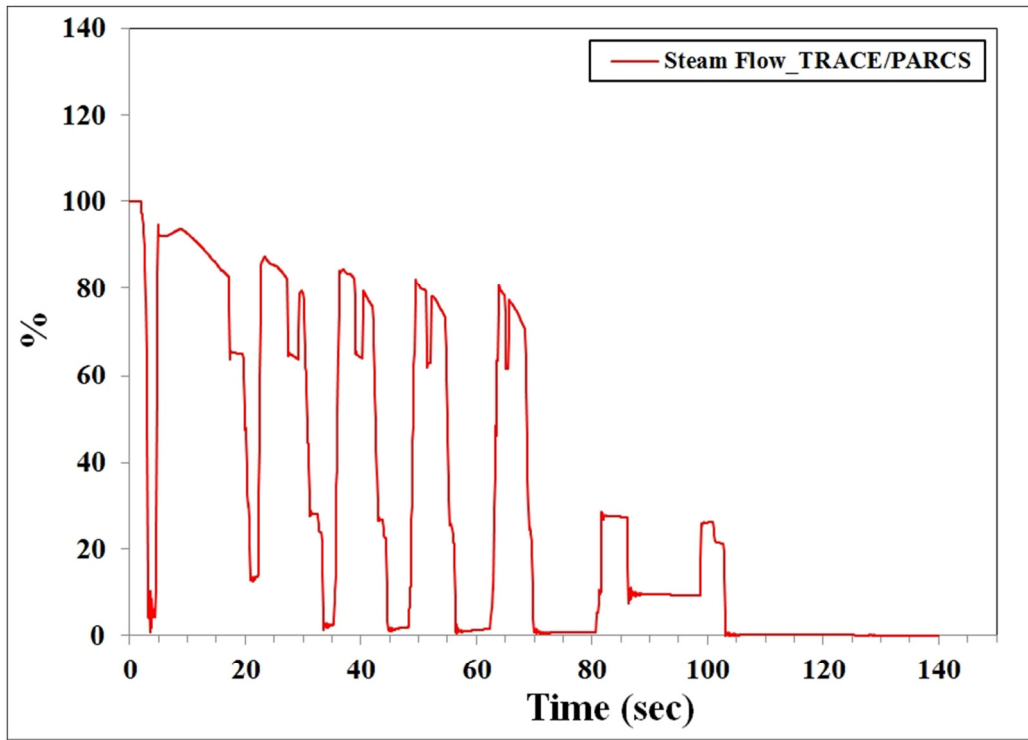


圖 40 ATWS 之 MSIVs 關閉事件_FMC RD 啟動分析_總蒸汽流量。

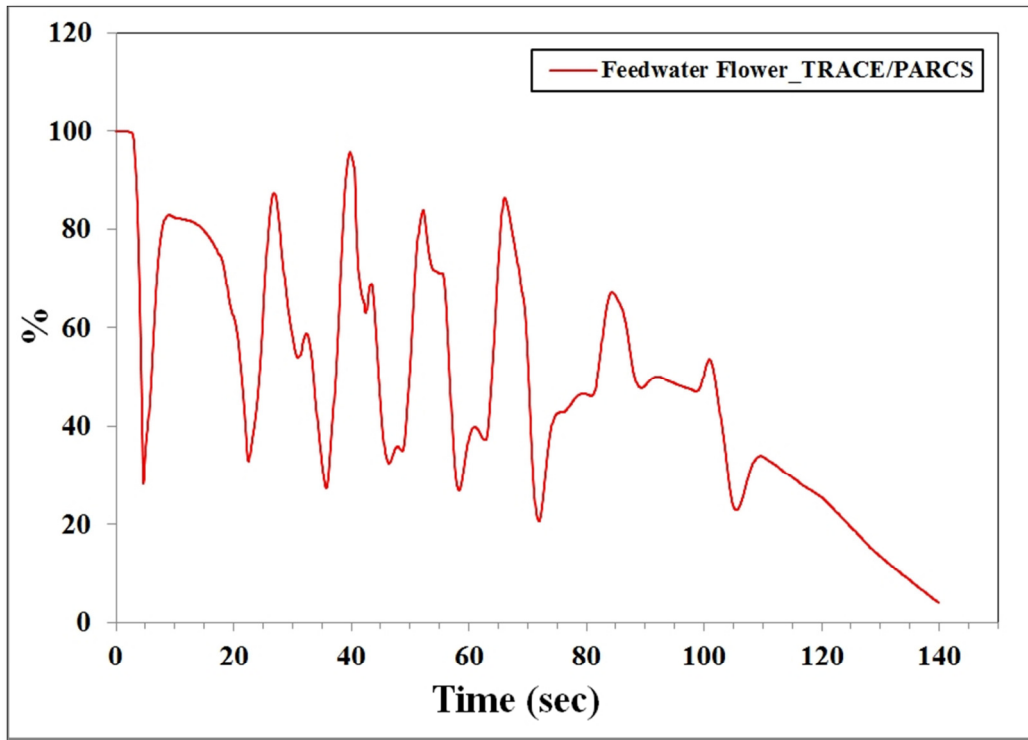


圖 41 ATWS 之 MSIVs 關閉事件_FMC RD 啟動分析_飼水流量。

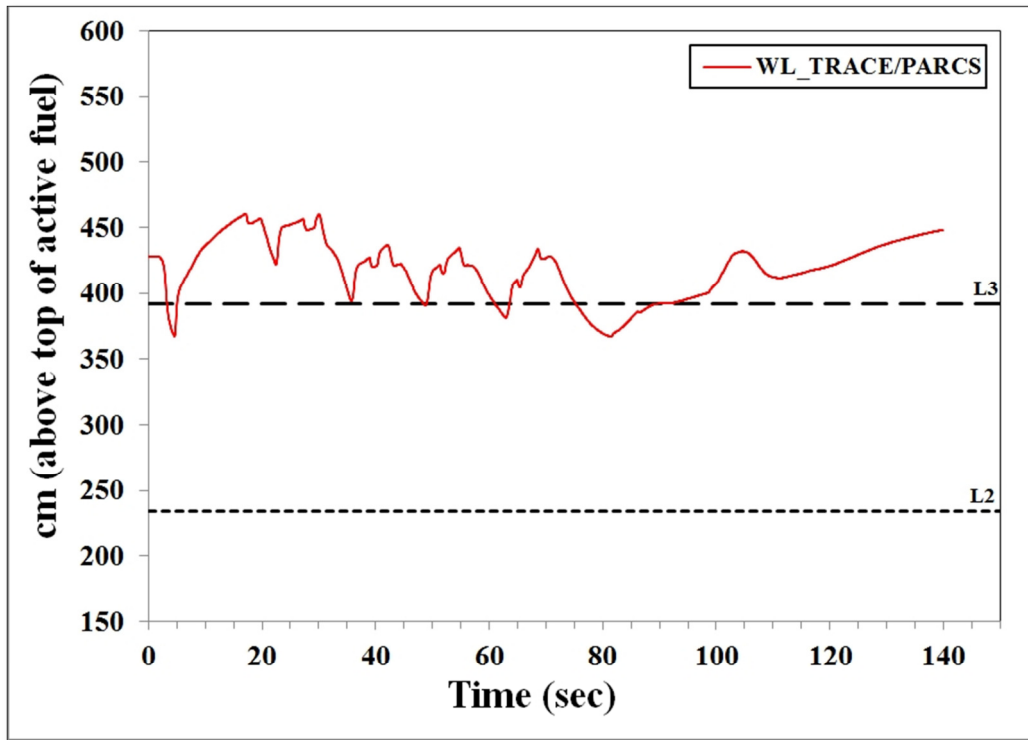


圖 42 ATWS 之 MSIVs 關閉事件_FMCRD 啟動分析_爐心水位。

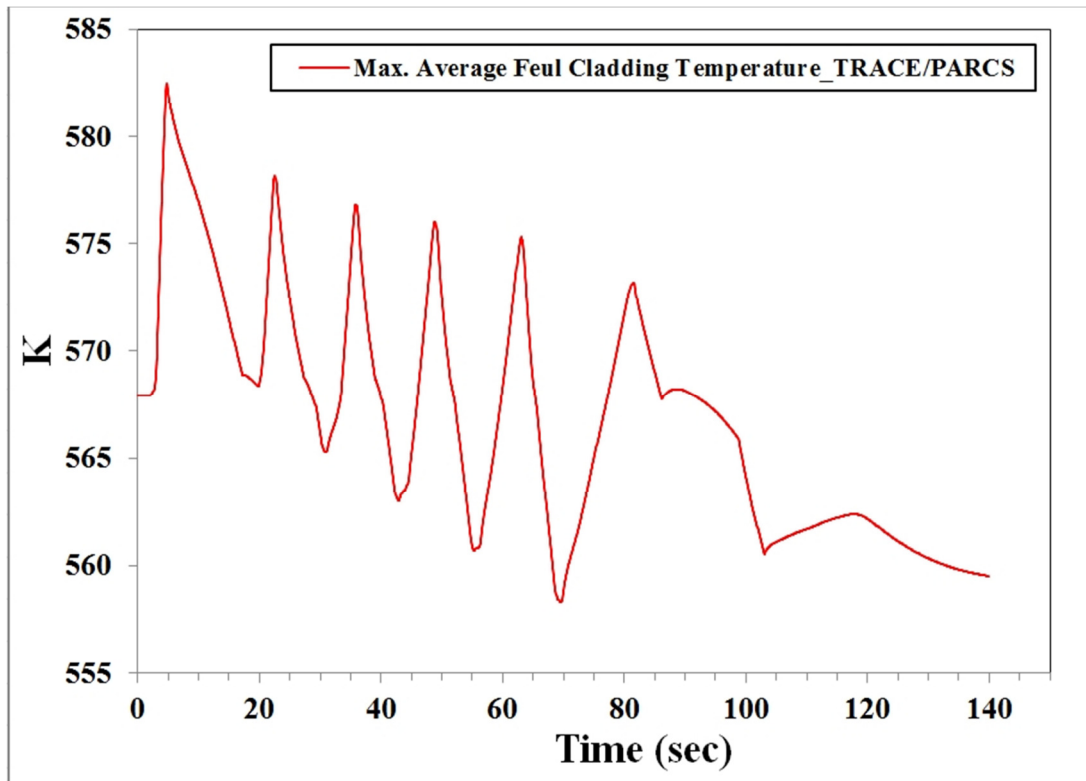


圖 43 ATWS之MSIVs關閉事件_FMCRD啟動分析_最大平均燃料護套溫度。

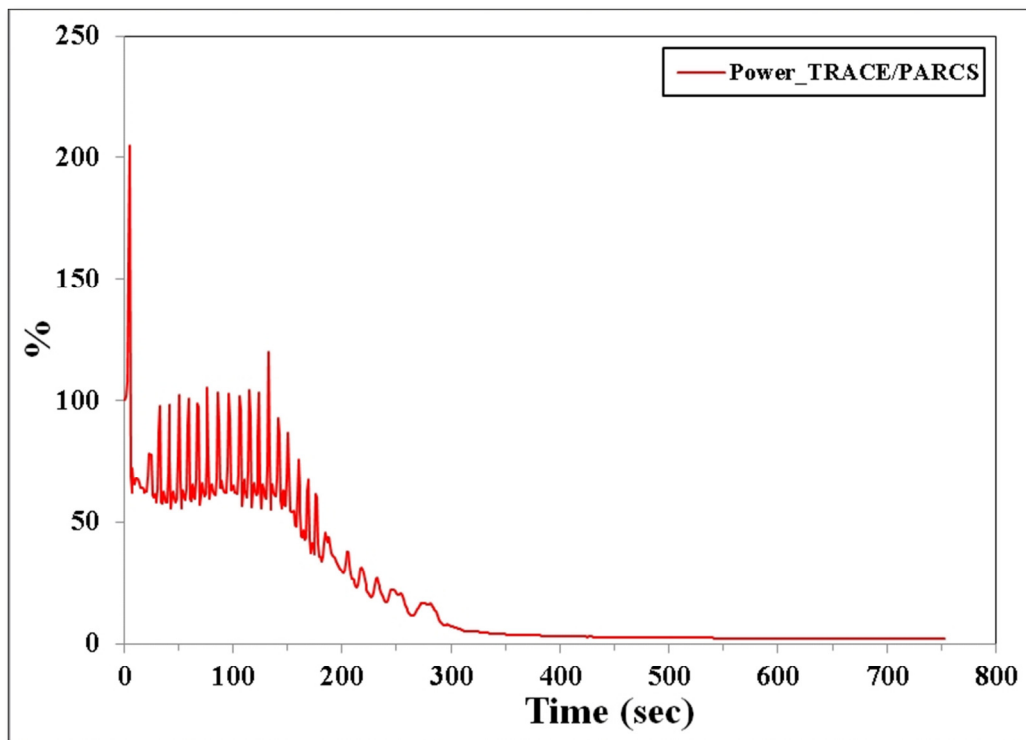


圖 44 ATWS 之 MSIVs 關閉事件_SLCS 啟動分析_爐心功率。

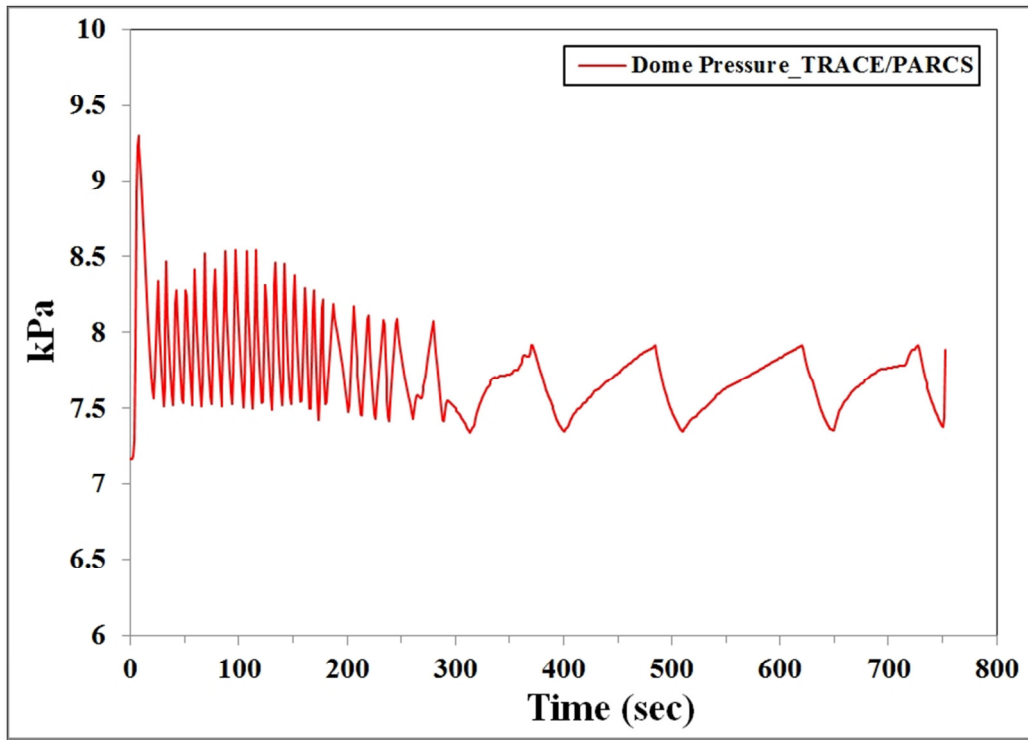


圖 45 ATWS 之 MSIVs 關閉事件_SLCS 啟動分析_反應爐頂壓力。

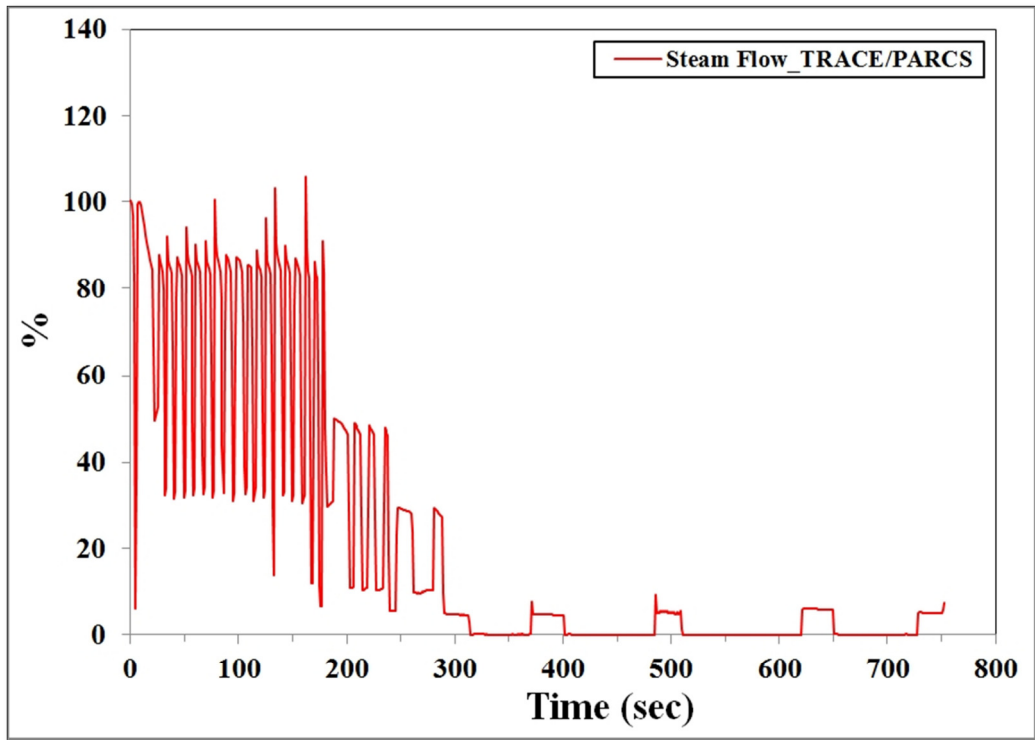


圖 46 ATWS 之 MSIVs 關閉事件_SLCS 啟動分析_總蒸汽流量。

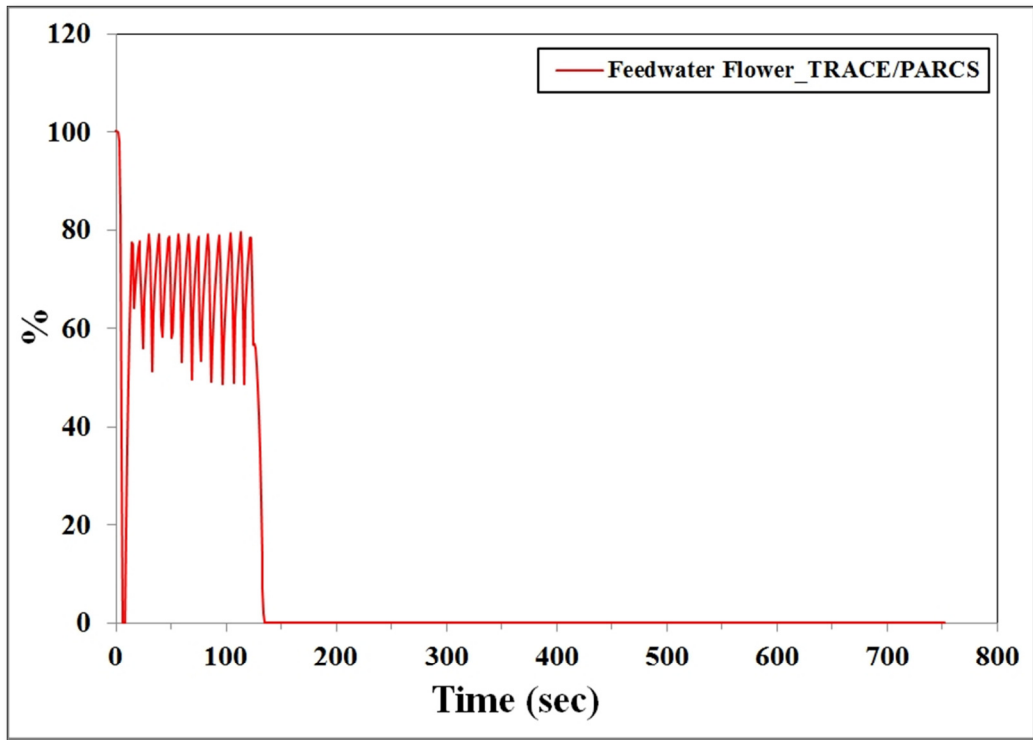


圖 47 ATWS 之 MSIVs 關閉事件_SLCS 啟動分析_飼水流量。

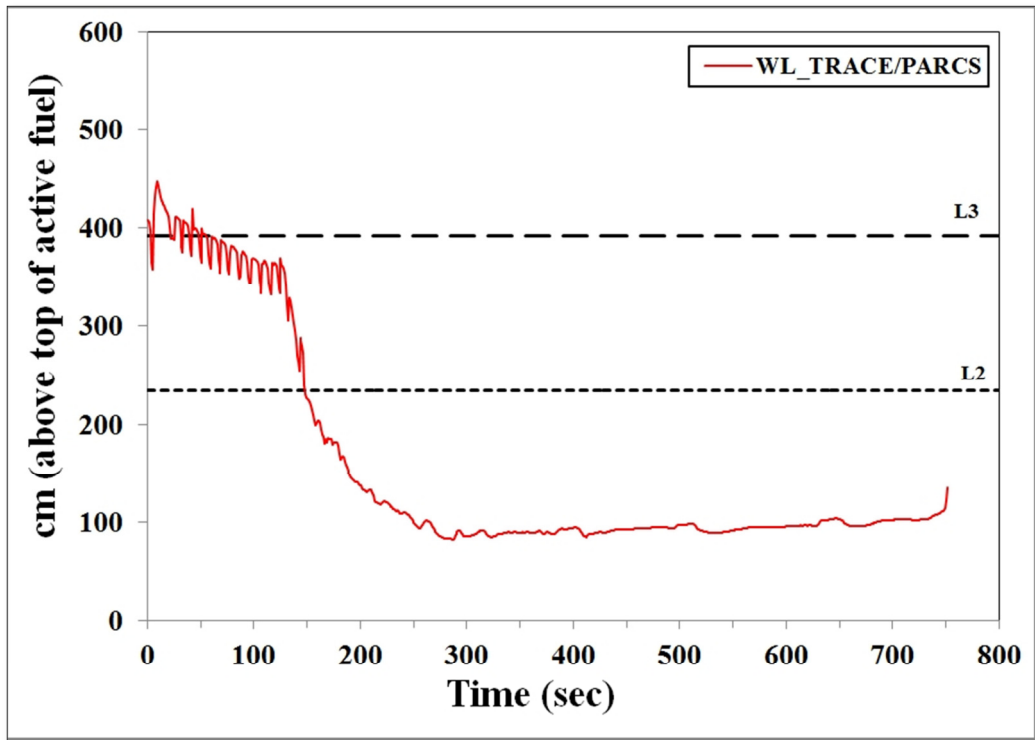


圖 48 ATWS 之 MSIVs 關閉事件_SLCS 啟動分析_爐心水位。

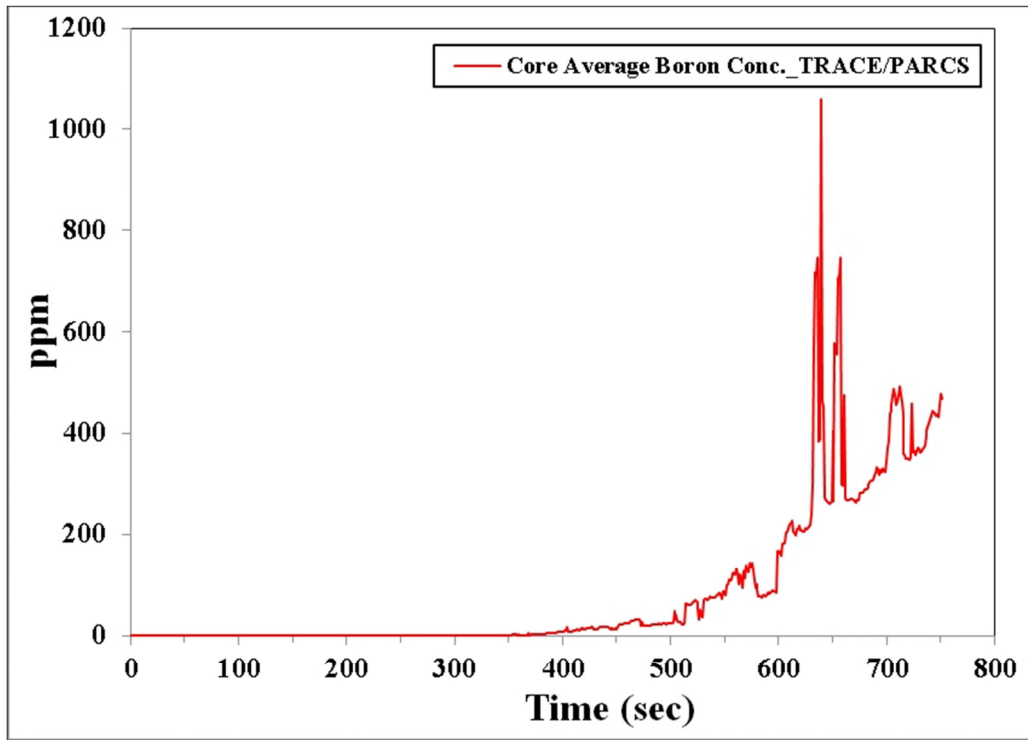


圖 49 ATWS 之 MSIVs 關閉事件_SLCS 啟動分析_爐心平均硼濃度。

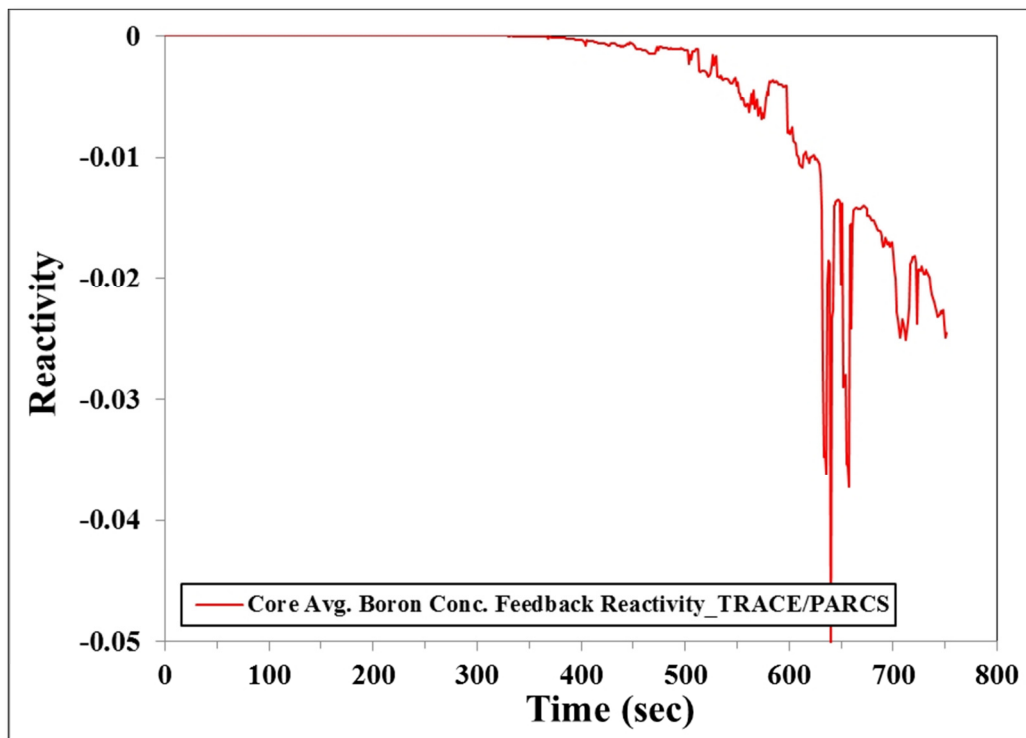


圖 50 ATWS 之 MSIVs 關閉事件_SLCS 啟動分析_爐心注入備用硼液所回饋的負反應度。

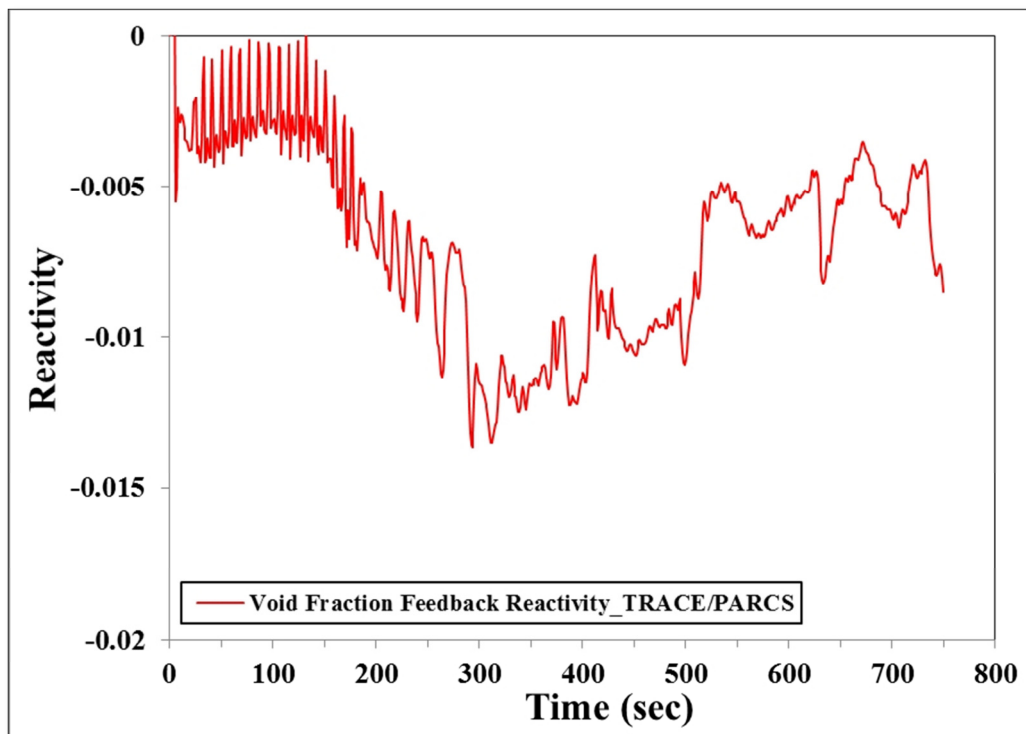


圖 51 ATWS 之 MSIVs 關閉事件_SLCS 啟動分析_爐心空泡分率所回饋的負反應度。

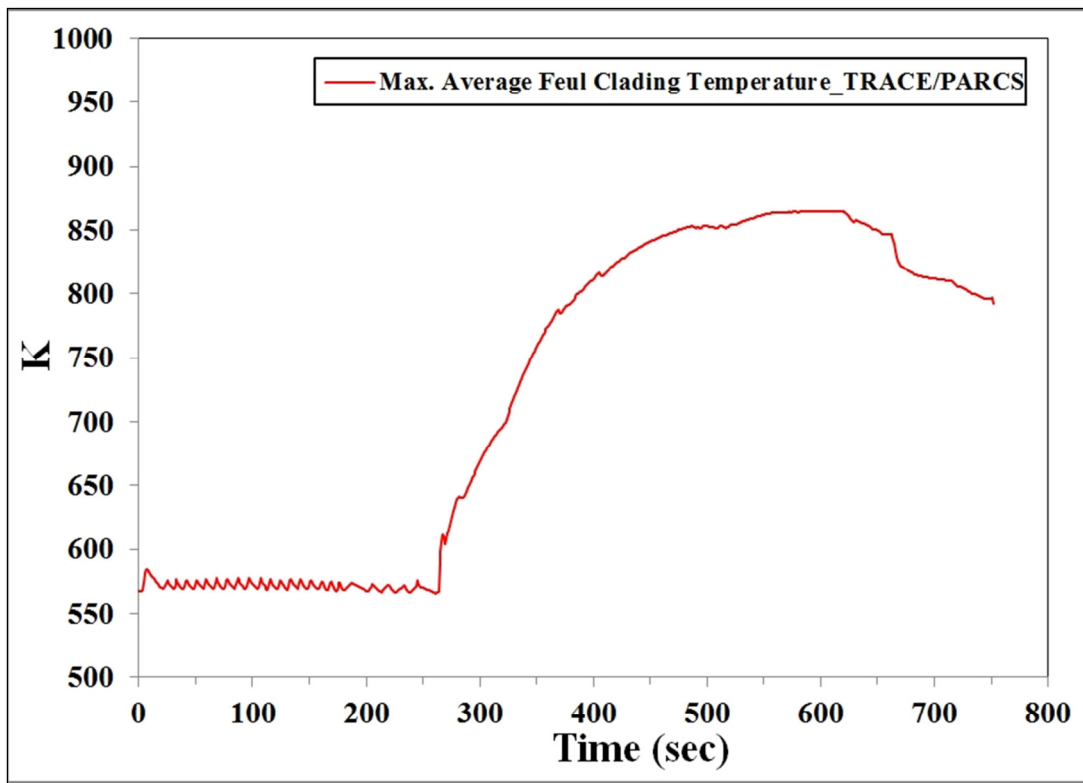


圖 52 ATWS 之 MSIVs 關閉事件_SLCS 啟動分析_最大平均燃料護套溫度。

表 1 龍門核電廠 MSIVs 關閉的 ATWS TRACE /PARCS 結合模式之重要參數初始穩態值。

重要參數	初始穩態值
爐心功率	7.17 MPa
爐頂壓力	3927.92 MWt
爐心進口流量	2085.72 kg/sec
出口蒸汽流量	2123.67 kg/sec
進口飼水流量	2125.76 kg/sec

表 2 ATWS 之 MSIVs 關閉事件釋壓閥開關的壓力設定值。

RV 組別	RV 個數	RV 設定點	
		開	關 (*93%)
1	1	7.81 MPaG (1147.45 psia)	7.26 MPaG (1067.13 psia)
2	1	7.88 MPaG (1157.60 psia)	7.33 MPaG (1076.57 psia)
3	4	7.95 MPaG (1167.75 psia)	7.39 MPaG (1086.01 psia)
4	4	8.02 MPaG (1177.90 psia)	7.46 MPaG (1095.45 psia)
5	4	8.09 MPaG (1188.06 psia)	7.52 MPaG (1104.89 psia)
6	4	8.16 MPaG (1198.21 psia)	7.59 MPaG (1114.34 psia)

表 3 ATWS 之 MSIVs 關閉事件重複反應度控制系統的啟動條件。

動作	啟動條件
ARI 插入	反應爐頂部壓力大於 7.76 MPaG (1140 psia)
FMCRD 插入	反應爐頂部壓力大於 7.76 MPaG
注入備用硼液	反應爐頂部壓力大於 7.76 MPaG，且 SRNM 所發出的 ATWS 訊號超過三分鐘或 ARI/FMCRD 插入訊號，且 SRNM 所發出的 ATWS 訊號超過三分鐘
RIP3 跳脫	反應爐頂部壓力大於 7.76 MPaG
RIP1,2 回退	任何急停訊號 或 ARI/FMCRD 插入訊號
RIP1,2 跳脫	爐心水位小於低水位 Level 2
飼水回退	反應爐頂部壓力大於 7.76 MPaG，且 SRNM 所發出的 ATWS 訊號超過兩分鐘
ADS 抑制	反應爐頂部壓力大於 7.76 MPaG，且 APRM 所發出的 ATWS 訊號超過三分鐘

表 4 ATWS 之 MSIVs 關閉事件緩和設備的模擬參數設定。

	替代插棒系統 ARI	微調控制棒驅動機構 FMCRD	備用硼液系統 SLCS
接收到 ATWS 訊 號至啟動 訊號產生 的延遲時 間	0 sec	1 sec	180 sec
啟動訊號 產生至真 實動作的 延遲時間	15 sec	15 sec	127 sec
設備動作 的時間	10 sec 全入	120 sec 全入	持續注入

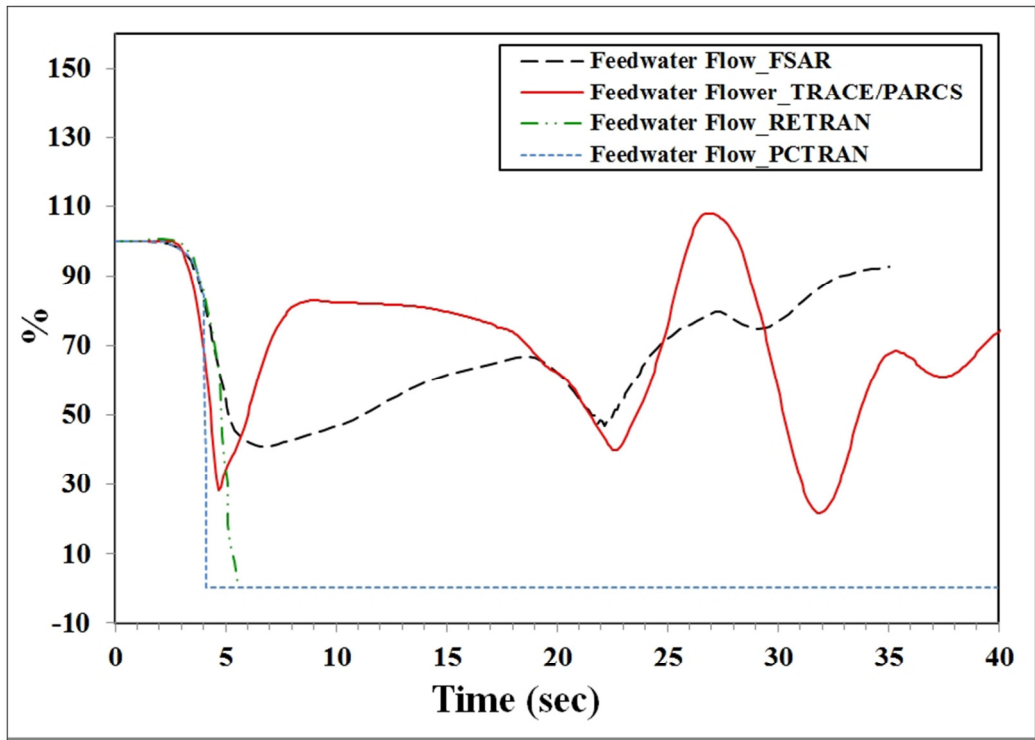


圖 53 ARI 啟動分析_飼水流量。

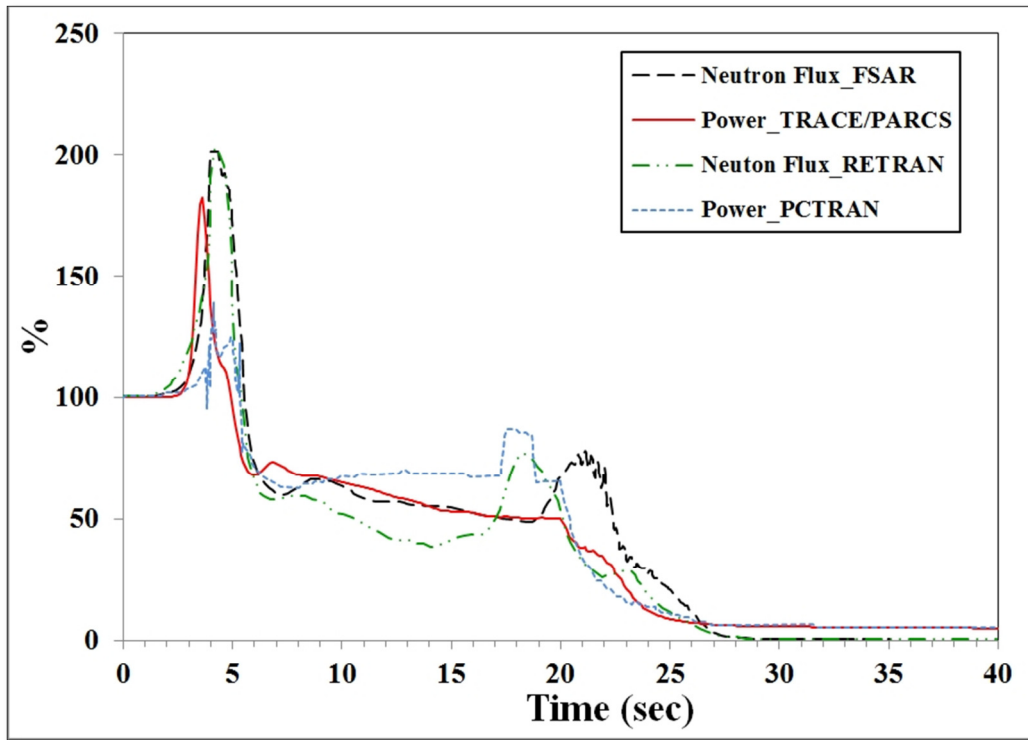


圖 54 ARI 啟動分析_爐心功率。

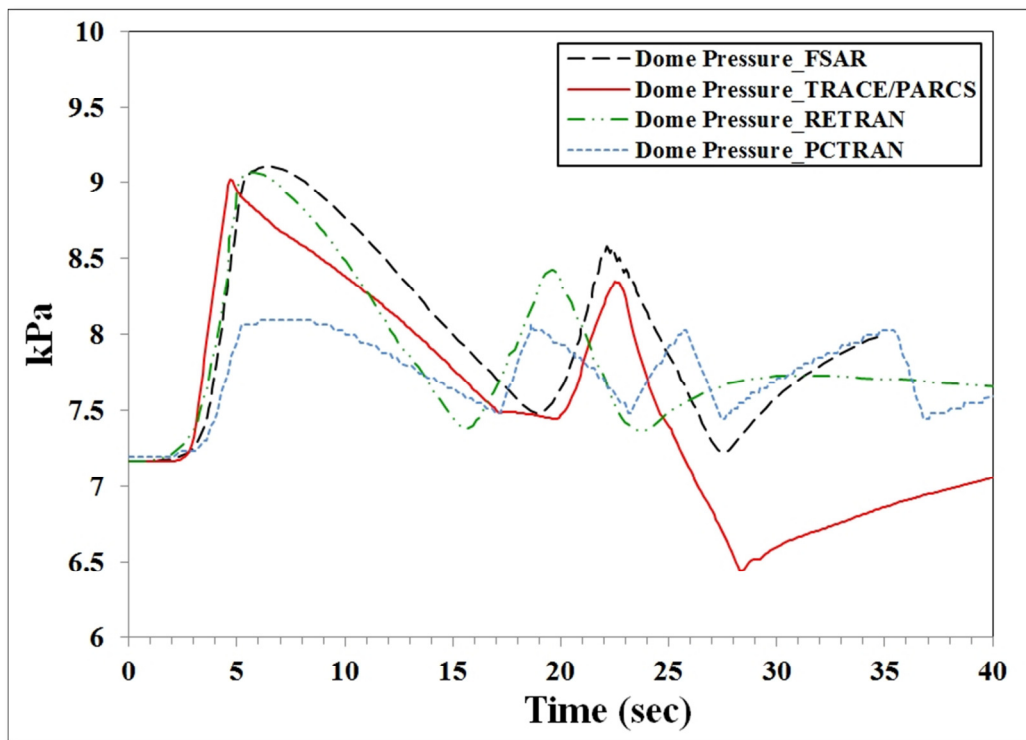


圖 55 ARI 啟動分析_反應爐爐頂壓力。

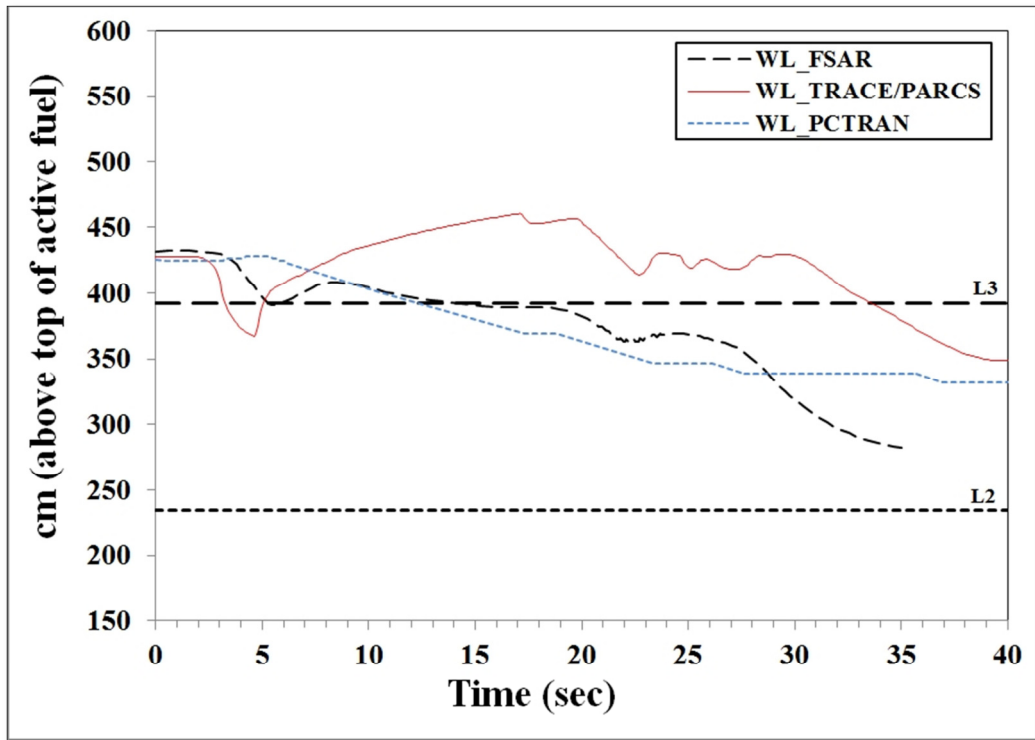


圖 56 ARI 啟動分析_爐心水位。

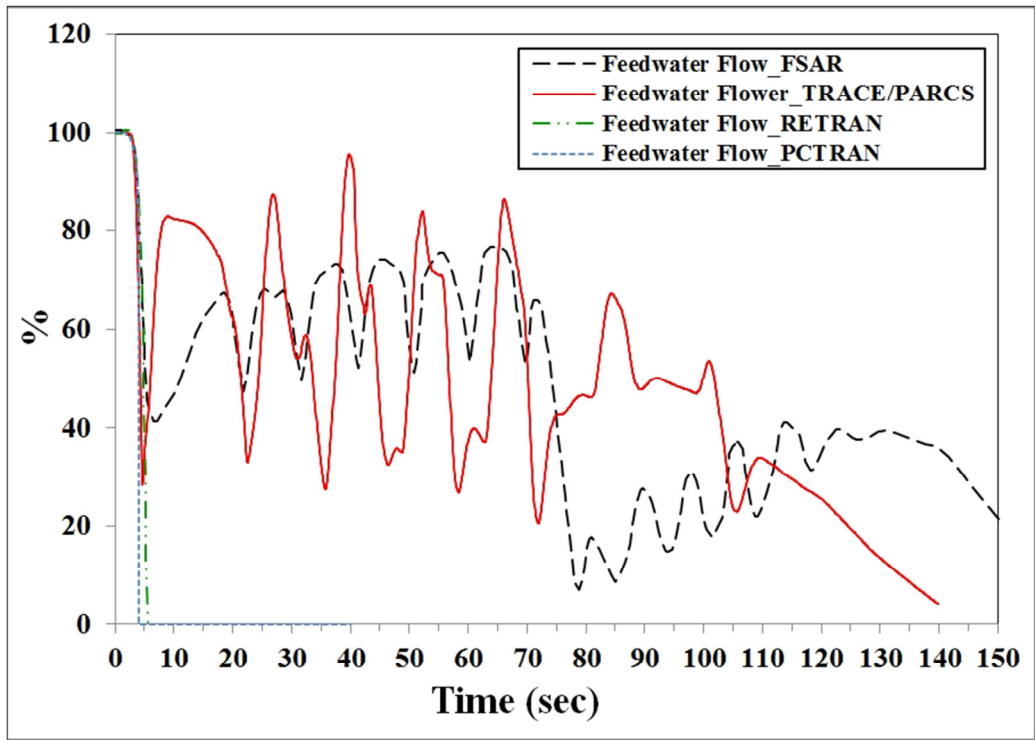


圖 57 FMCRD 啟動分析_飼水流量。

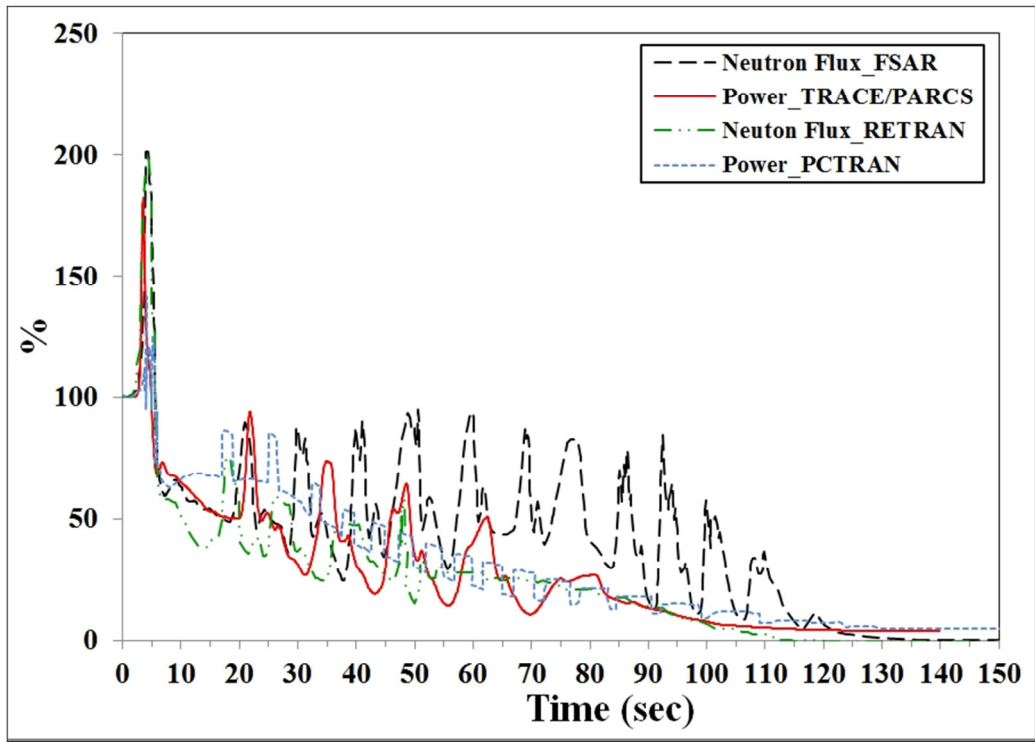


圖 58 FMCARD 啟動分析_爐心功率。

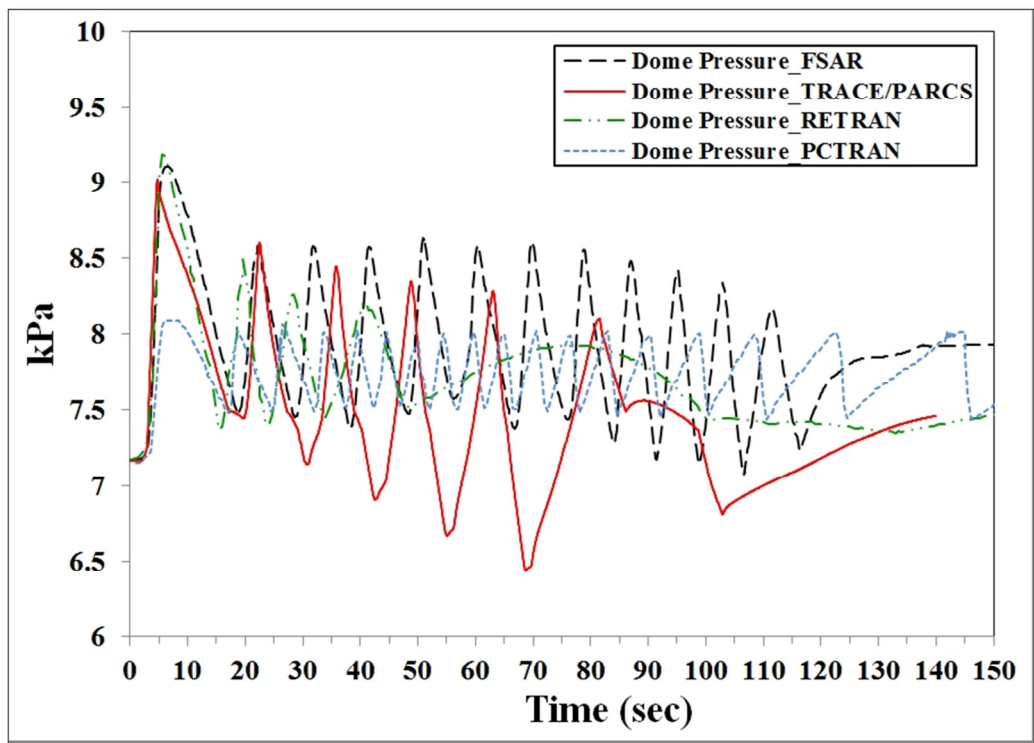


圖 59 FMCRD 啟動分析_反應爐爐頂壓力。

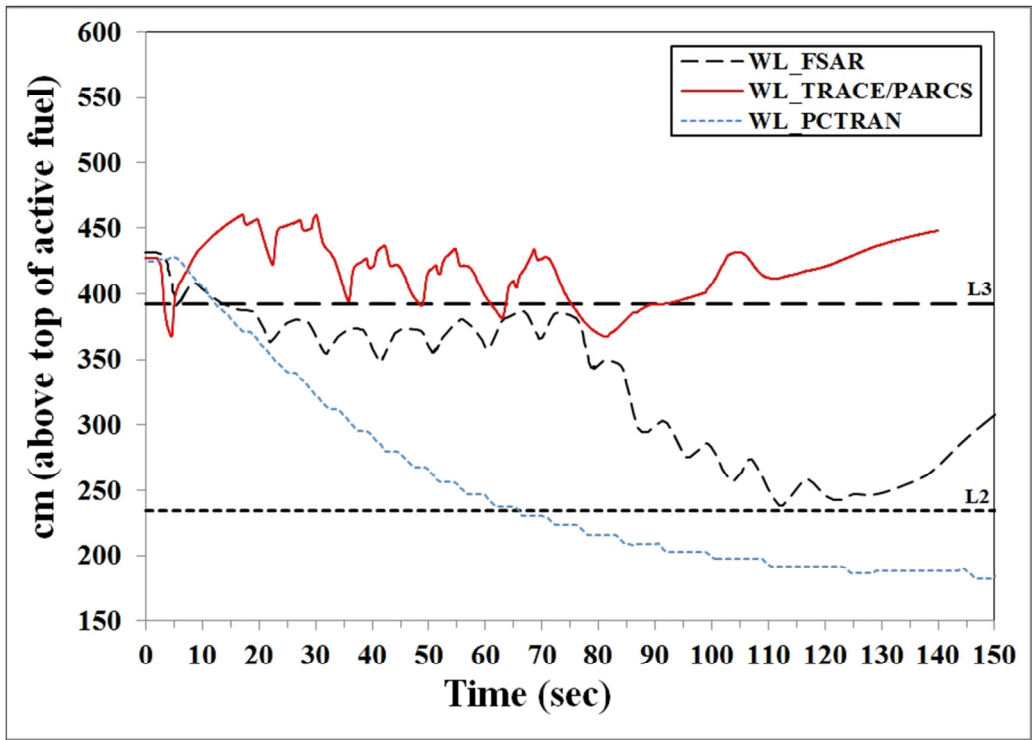
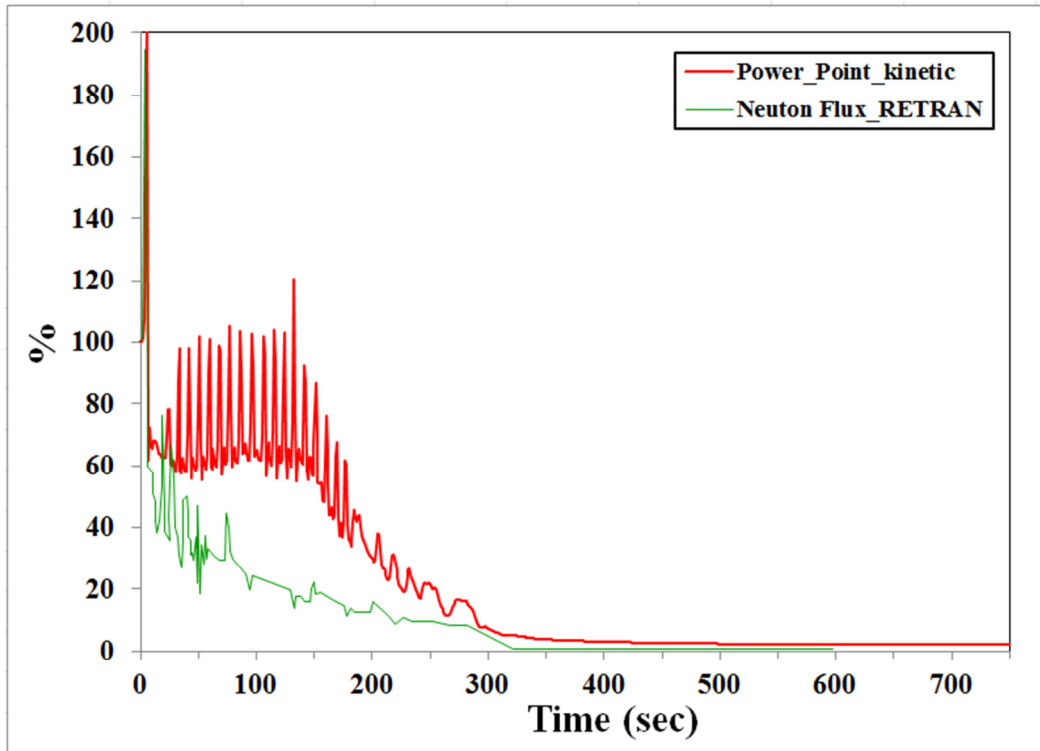
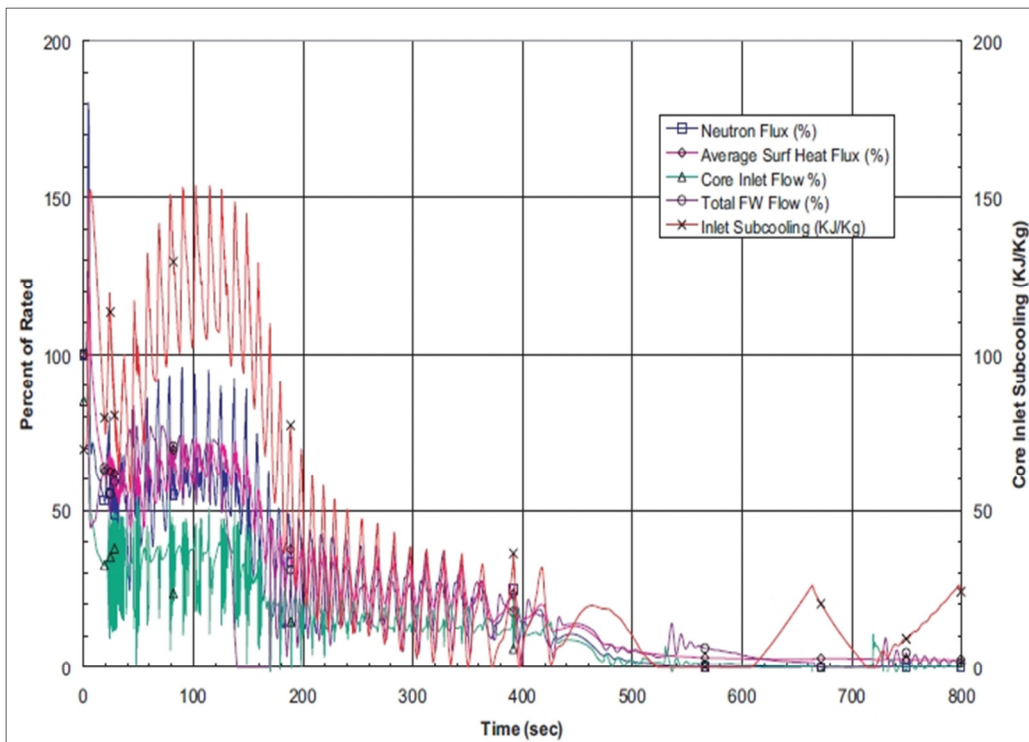


圖 60 FMCRD 啟動分析_爐心水位。



(a)



(b)

圖 61 SLCS 啟動分析_爐心功率。

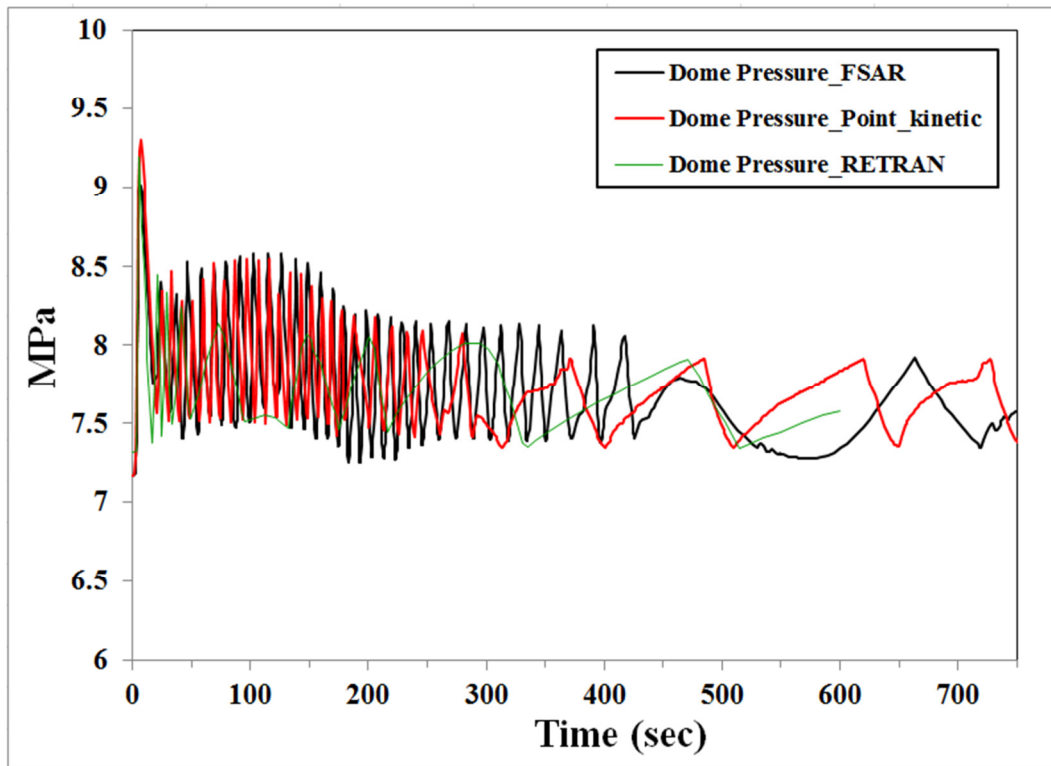


圖 62 SLCS 啟動分析_反應爐爐頂壓力。

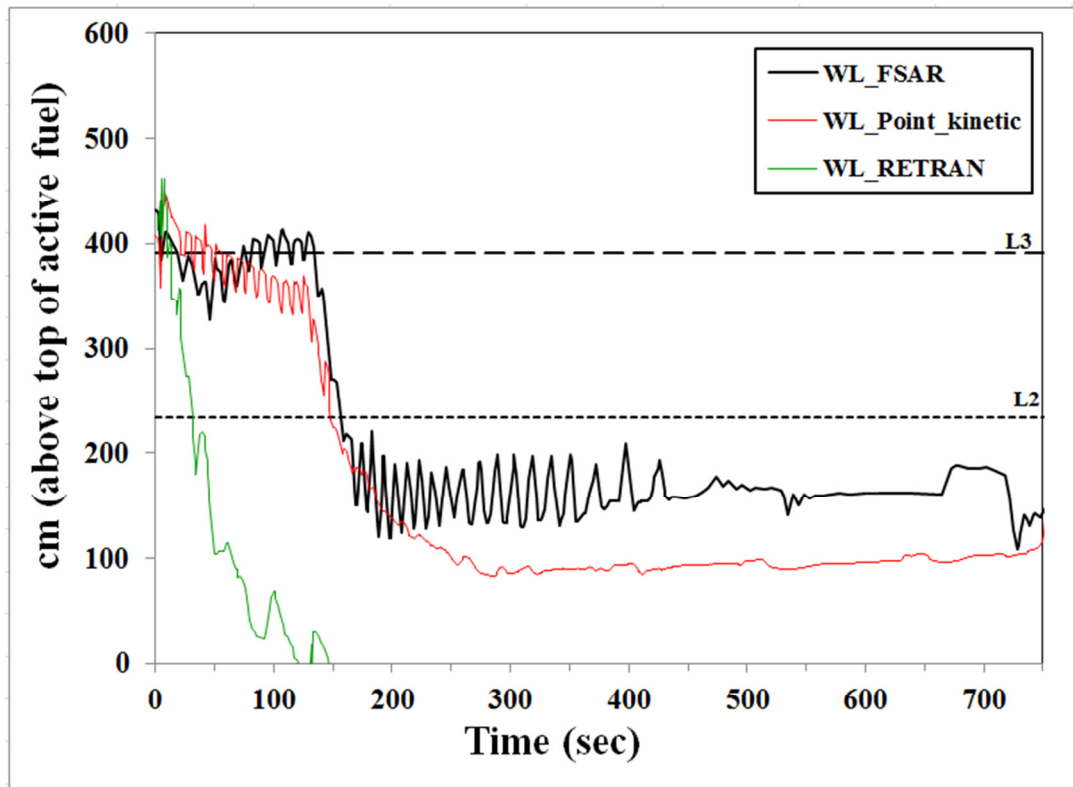


圖 63 SLCS 啟動分析_爐心水位。

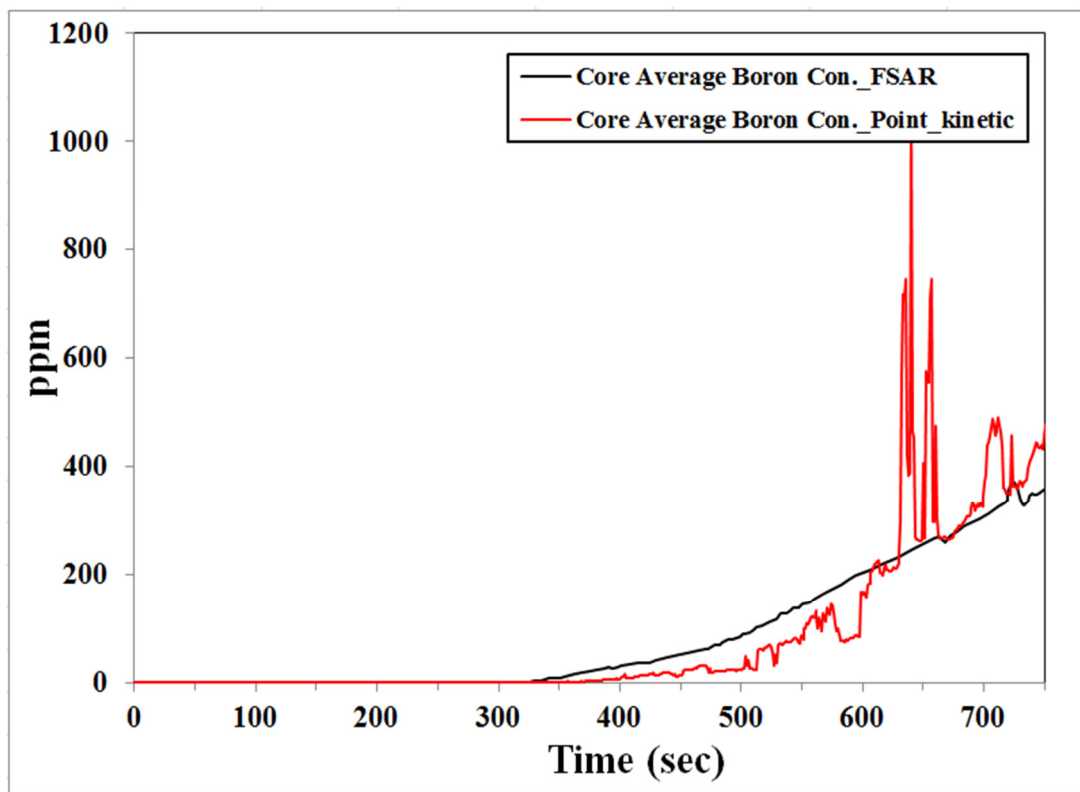


圖 64 SLCS 啟動分析_爐心平均硼濃度。

二、ATWS 暫態之 TRACE/PARCS/FRAPTRAN 燃料行為評估

分析的目的，是為了解在 ATWS 暫態下，燃料是否完整，及燃料棒重要之參數，是否超過 10CFR50.62 法規之要求 [15]：燃料護套溫度峰值小於 1204°C (1477.15K)，且燃料護套氧化層厚度小於 17%未氧化前的護套厚度 (1.74mm)；燃料丸中心溫度峰值小於2805°C (3078.15K)。另外，FRAPTRAN 在做燃料棒行為計算時，所輸入之邊界條件為熱通道 (hot channel) 之功率變化 (約為平均功率變化的 1.4 倍)。

圖 65 至圖 70 為 MSIV 關閉 ATWS 之 ARI 插入事件之 FRAPTRAN 分析結果。燃料丸環應力 (hoop stress) 之主要成因為熱膨脹，因此，分析結果顯示，燃料丸會隨著反應器功率 (圖 32) 上升而膨脹、下降而收縮；護套環應變 (hoop strain) 由下式計算而得 [12]

$$\varepsilon_{\theta} = \frac{1}{E} \{ \sigma_{\theta} - \nu \sigma_z \} + \varepsilon_{\theta}^P + d\varepsilon_{\theta}^P + \int_{T_0}^T \alpha dT \quad (2.1)$$

式中，

$$\sigma_{\theta} = \frac{r_i P_i - r_o P_o}{t} \quad (2.2)$$

$$\sigma_z = \frac{r_i^2 P_i - r_o^2 P_o}{r_i^2 - r_o^2} \quad (2.3)$$

E 為彈性模數 (modulus of elasticity)、 ε_{θ}^P 為塑性變形環應力、 α 為熱膨脹係數 (coefficient of thermal expansion)、 σ_{θ} 為護套環應力、 σ_z 為軸向護套應力、 P_i 為護套內壓、 P_o 為護套外壓、 r_i 為護套內徑、 r_o 為護套外徑、 t 為護套厚度。由於護套仍處在彈性變形區， ε_{θ}^P 、 $d\varepsilon_{\theta}^P$ 皆為零。又 $\int_{T_0}^T \alpha dT$ 之最大變化量約為 10^{-4} 。因此，在 ARI 插入分析中，影響護套環應變變化之主因為護套內外壓差。分析結果顯示，護套 (護套環應變_圖 66) 隨

著反應爐壓力 (圖 33)上升而收縮、下降而膨脹。燃料丸膨脹及收縮之速度較護套快，因此，分析結果顯示，燃料丸護套間隙 (圖 67) 會隨著反應器功率上升而變窄、下降而變寬。另外，燃料丸及護套溫度 (圖 68 至圖 69) 皆隨著反應爐功率而震盪，FRAPTRAN 分析結果顯示，燃料丸溫度峰值為 1493.8K；護套溫度峰值為 628.54K，皆未超過 10CFR50.62 法規之要求，且無須考量在這個溫度下的燃料護套氧化程度 (約 $3 \times 10^{-3}mm$ 圖 70)。比較 TRACE/PARCS 分析結果之護套溫度峰值為 582.65K。其差異原因為，FRAPTRAN 在做燃料棒行為計算時，所輸入之邊界條件為熱通道之功率變化 (約為平均功率變化的 1.4 倍)；而 TRACE 則是使用 PARCS 該區所有燃料組件之平均功率來計算燃料護套之溫度。

圖 71 至圖 76 為 MSIV 關閉 ATWS 之 FMCRD 插入事件之 FRAPTRAN 分析結果。在 FMCRD 插入分析中，與 ARI 插入分析相同，護套仍處在彈性變形區，因此，分析結果顯示，燃料丸 (燃料丸環應變_圖 71) 會隨著反應器功率 (圖 38) 上升而膨脹、下降而收縮；護套 (護套環應變_圖 72) 隨著反應爐壓力 (圖 39)上升而收縮、下降而膨脹。燃料丸膨脹及收縮之速度較護套快，因此，分析結果顯示，燃料丸護套間隙 (圖 73) 會隨著反應器功率上升而變窄、下降而變寬。另外，燃料丸及護套溫度 (圖 74 至圖 75) 皆隨著反應爐功率而震盪，FRAPTRAN 分析結果顯示，燃料丸溫度峰值為 1493.8K；護套溫度峰值為 628.54K，皆未超過 10CFR50.62 法規之要求，且無須考量在這個溫度下的燃料護套氧化程度 (約 $3 \times 10^{-3}mm$ 圖 76)。比較 TRACE/PARCS 分析結果之護套溫度峰值為 582.65K。其差異原

因為，FRAPTRAN 在做燃料棒行為計算時，所輸入之邊界條件為熱通道之功率變化（約為平均功率變化的 1.4 倍）；而 TRACE 則是使用 PARCS 該區所有燃料組件之平均功率來計算燃料護套之溫度。

圖 77 至圖 83 為 MSIV 關閉 ATWS 之 SLCS 啟動事件之 FRAPTRAN 分析結果。暫態發生後 270 秒內 (300 秒~570 秒)，護套仍處在彈性變形區，所有分析結果皆與 ARI 及 FMCRD 插入分析相同：燃料丸 (燃料丸環應變_圖 77) 隨著反應器功率 (圖 44) 上升而膨脹、下降而收縮；護套 (護套環應變_圖 78) 隨著反應爐壓力 (圖 45) 上升而收縮、下降而膨脹；燃料丸護套間隙 (圖 79) 隨著反應器功率上升而變窄、下降而變寬；燃料丸及護套溫度 (圖 81 至圖 82) 皆隨著反應爐功率而震盪。暫態發生 270 秒後 (570 秒~)，由於 SLCS 啟動分析的飼水流量之設定，與 FSAR 相同，採取保守假設：假設當反應爐頂部壓力大於 7.76 MPaG，所有控制棒插入皆失效，且反應爐功率高於 6% 額定功率超過兩分鐘，兩分鐘後會啟動飼水回退，將飼水流量回退至零。反應爐水位在暫態發生後約 270 秒 (570 秒) 降至此暫態之最低點。護套壁面之熱傳係數也因此快速下降，導致燃料丸及護套因熱應力而快速膨脹。暫態發生後約 394.3 秒 (594.3 秒)，節點 6 之護套開始進入塑性變形區。暫態發生後約 305.5 秒 (505.5 秒)，節點 6 之燃料丸護套間隙降為零，燃料丸護套間隙熱傳係數 (圖 80) 快速上升，使燃料丸及護套之溫度上升量趨緩，但，由於燃料棒外部之冷卻劑條件不佳、無法有良好之冷卻效果，因此，分析結果顯示，燃料護套溫度在暫態發生後約 370.1 秒 (670.1 秒) 已超過 10CFR50.62 法規之要求之 1477.15K。在

FRAPTRAN 程式顯示燃料棒損壞時之燃料丸溫度峰值為 2067.4K；護套溫度峰值為 1916.8K；護套外層氧化層厚度為 0.35976mm (圖 83)。比較 TRACE 分析結果之護套溫度峰值為 864.93K。其差異原因為，FRAPTRAN 在做燃料棒行為計算時，所輸入之邊界條件為熱通道之功率變化 (約為平均功率變化的 1.4 倍)；而 TRACE 則是使用所有燃料組件之平均功率來計算燃料護套之溫度。此結果顯示，在 SLCS 啟動之 MSIV 關閉 ATWS 暫態下，即使以全爐平均來看，燃料棒仍保持其完整性，但，在熱通道之燃料棒有損壞之疑慮。

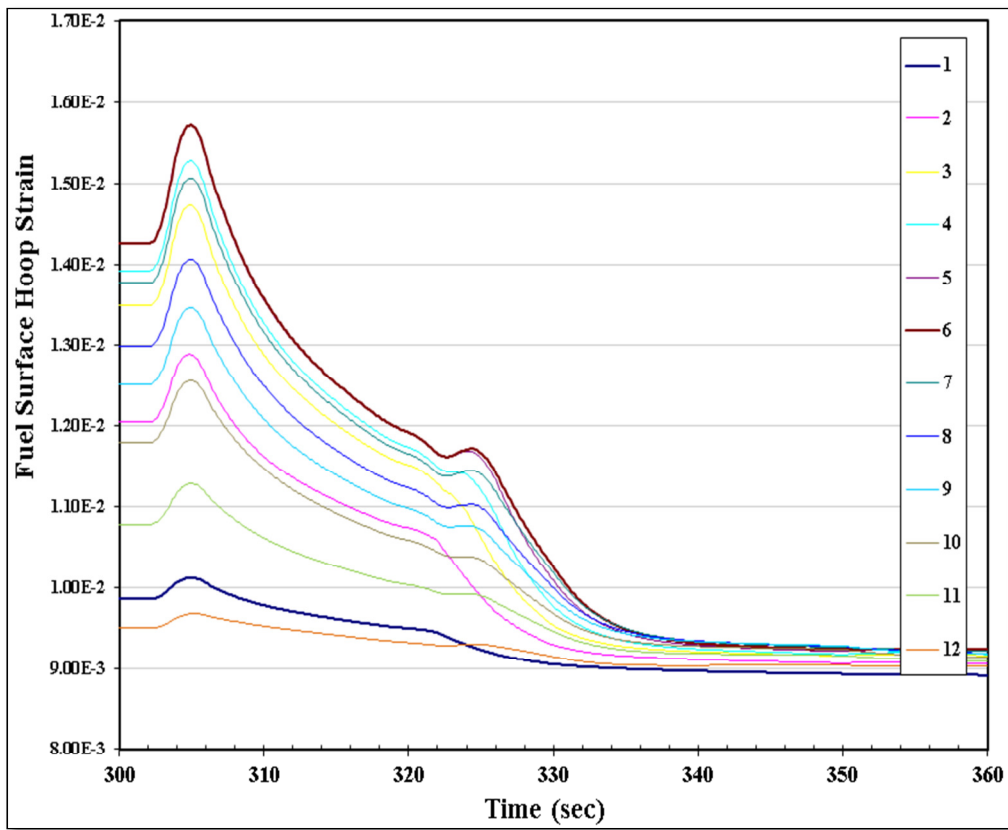


圖 65 ARI 分析_燃料丸環應變。

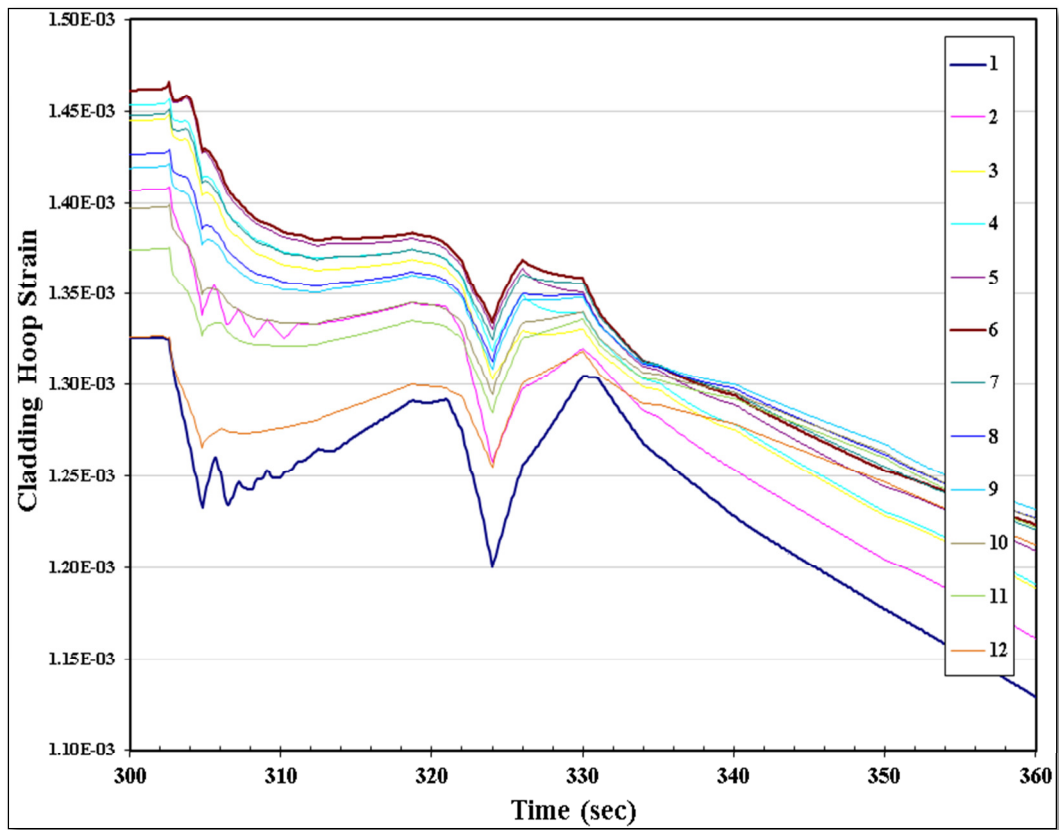


圖 66 ARI 分析_護套環應變。

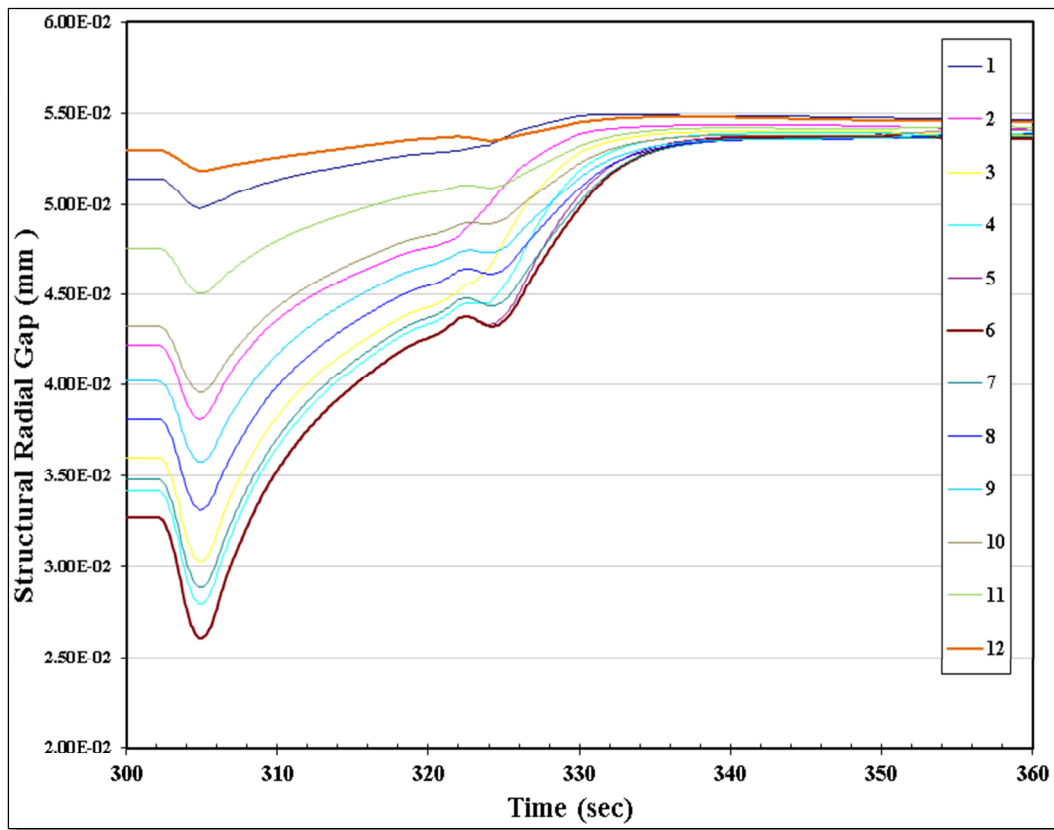


圖 67 ARI 分析_燃料丸護套間隙。

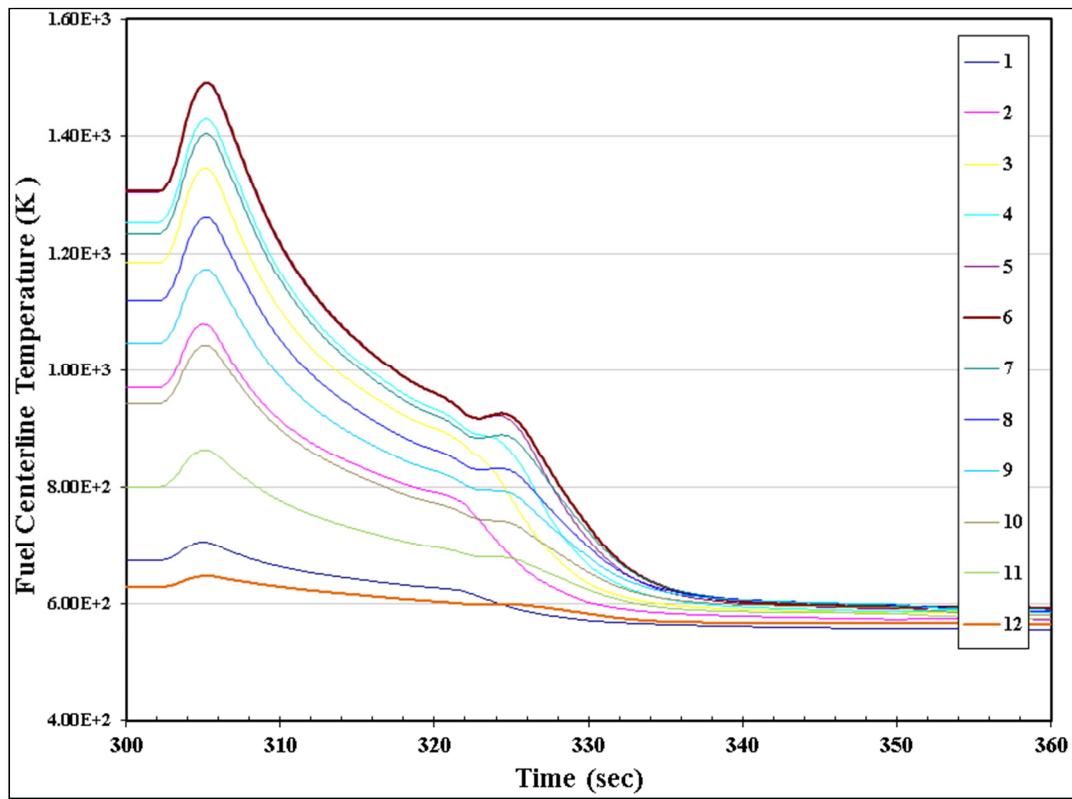
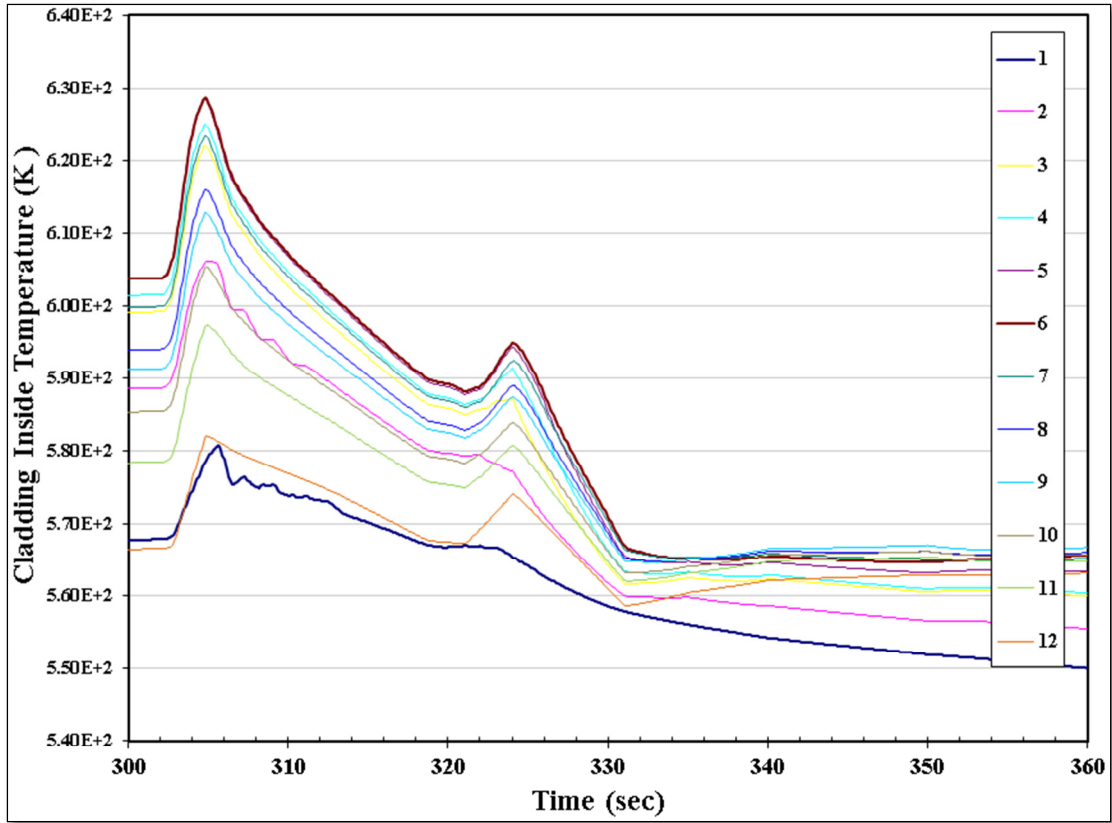
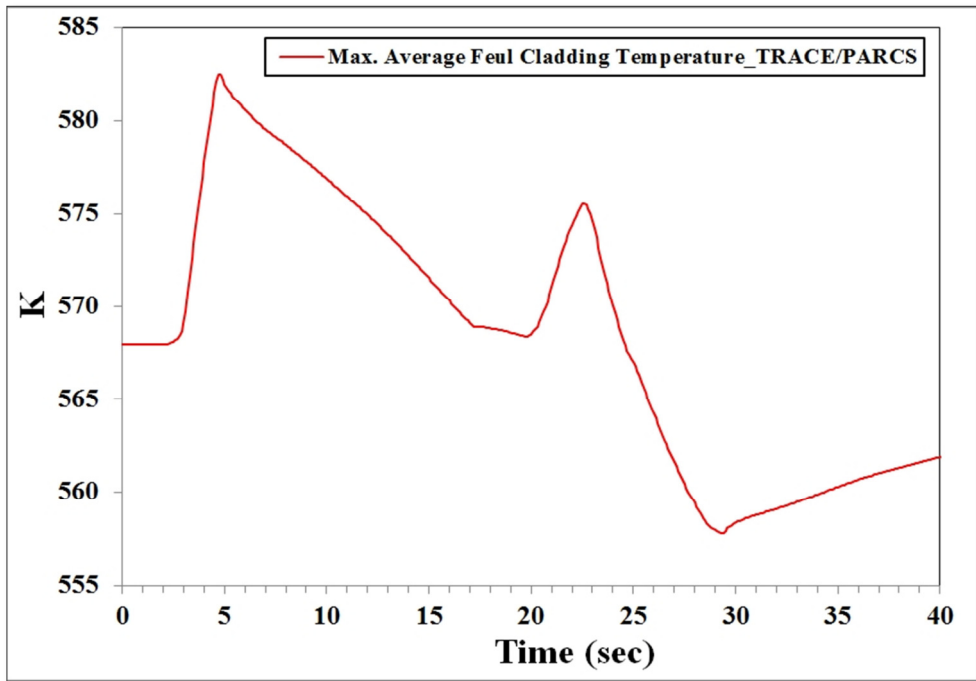


圖 68 ARI 分析_燃料丸中心溫度。



(a)



(b)

圖 69 ARI 插入分析_護套溫度(a) FRAPTRAN 計算結果 (300 秒暫

態開始)；(b) TRACE/PARCS 計算結果 (0 秒暫態開始)。

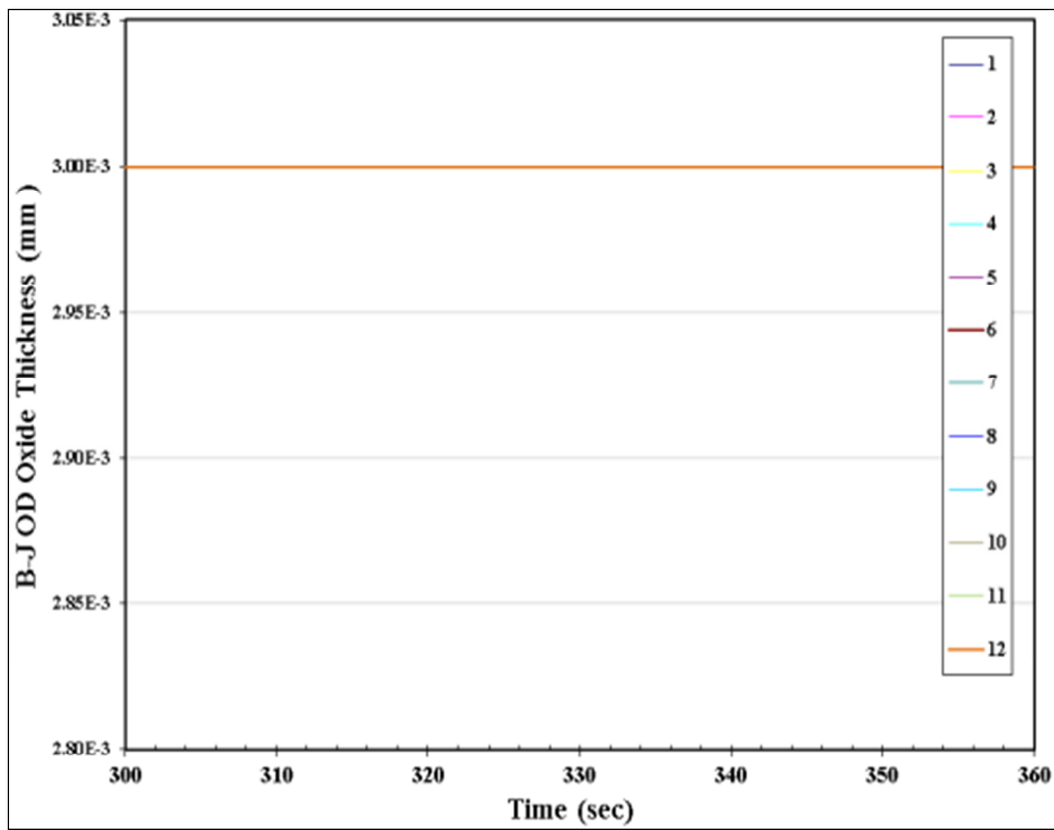


圖 70 ARI 分析_護套外部氧化層厚度。

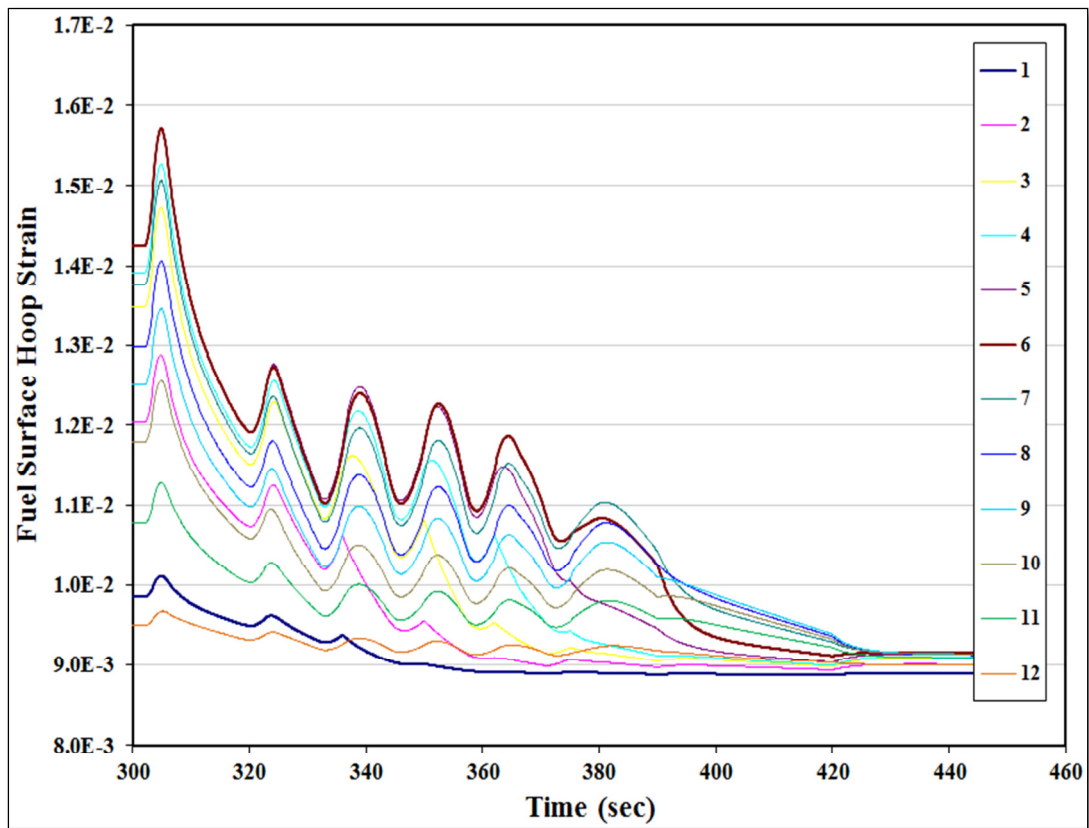


圖 71 FMCRD 分析_燃料丸環應變。

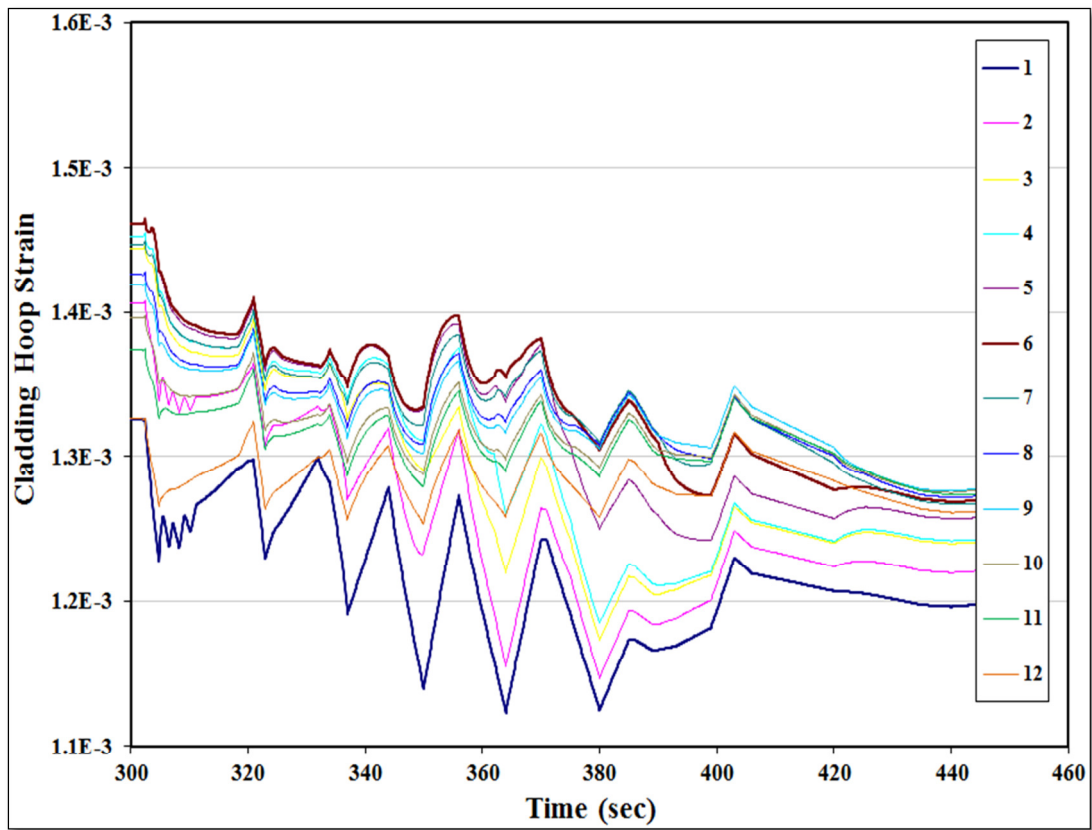


圖 72 FMCRD 分析_護套環應變。

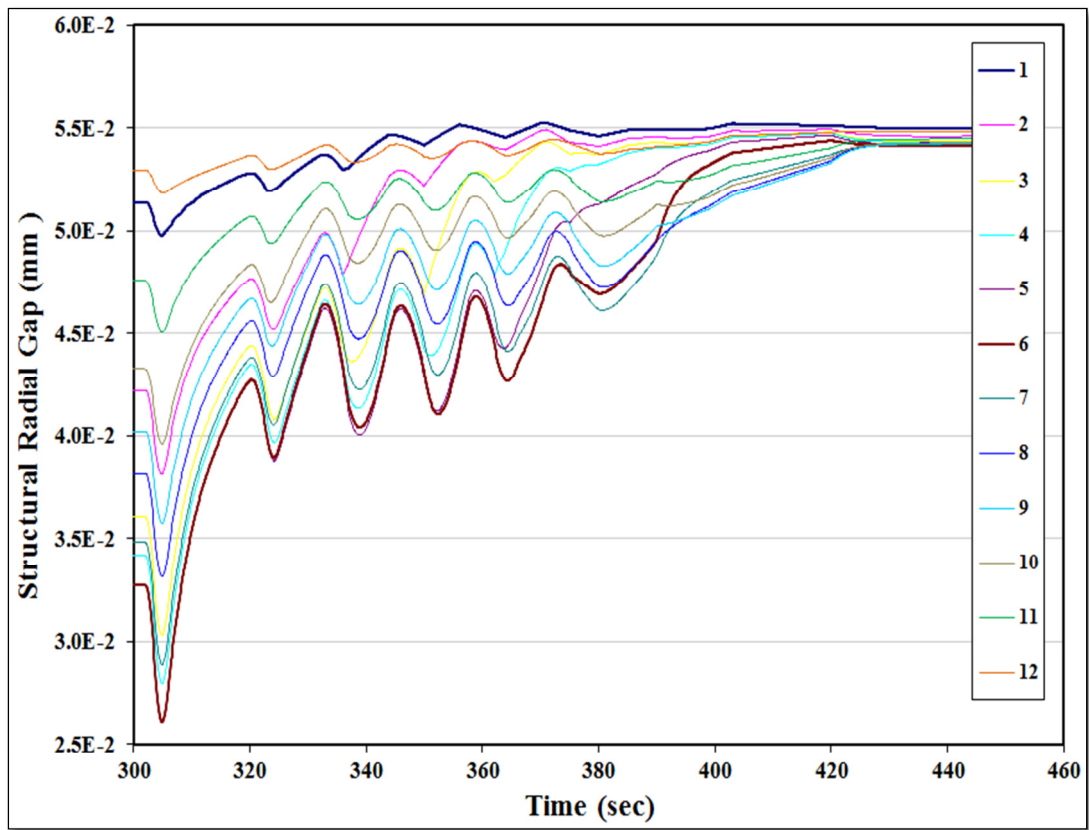
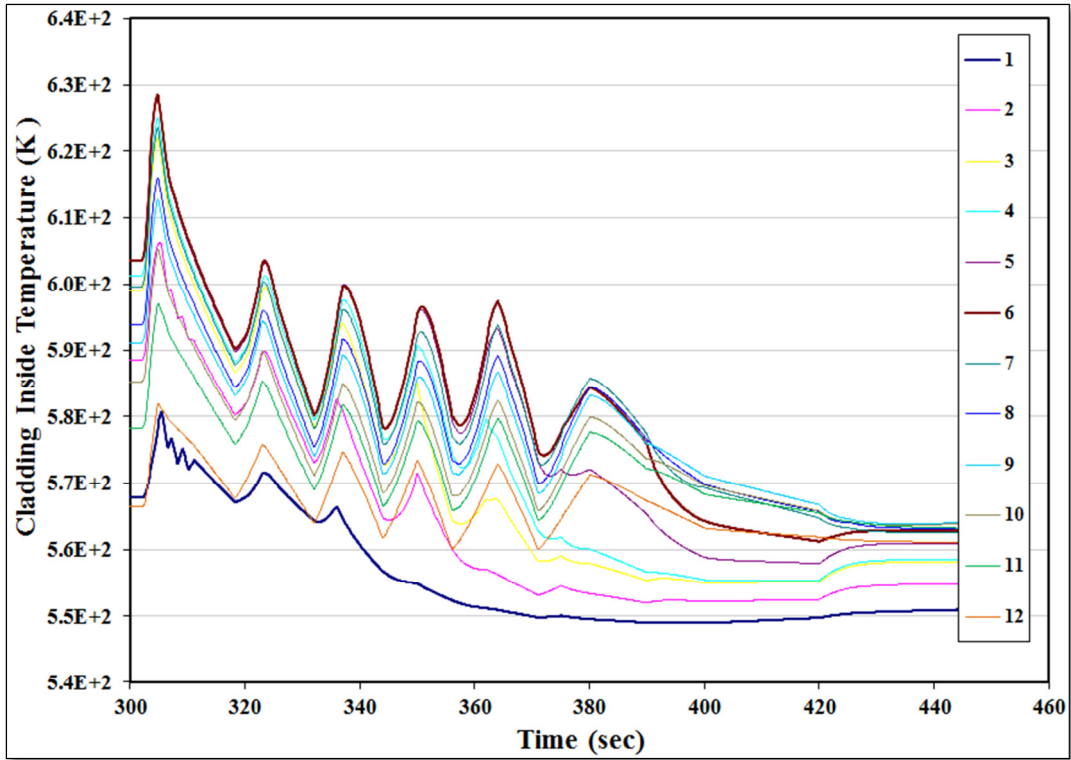
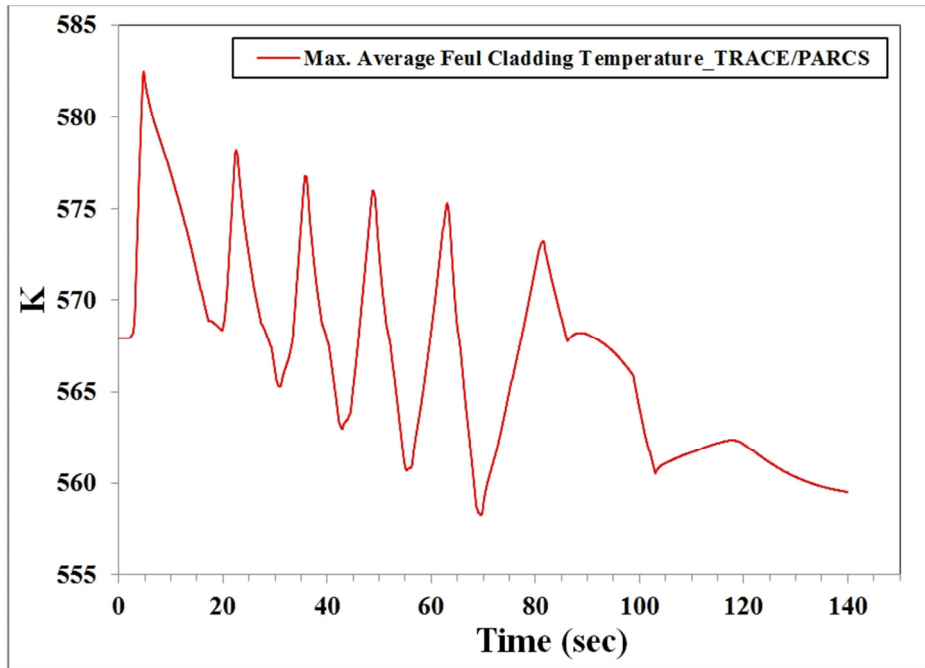


圖 73 FMC RD 分析_燃料丸護套間隙。



(a)



(b)

圖 74 FMC RD 插入分析_護套溫度(a) FRAPTRAN 計算結果 (300 秒暫態開始) ; (b) TRACE/PARCS 計算結果 (0 秒暫態開始)。

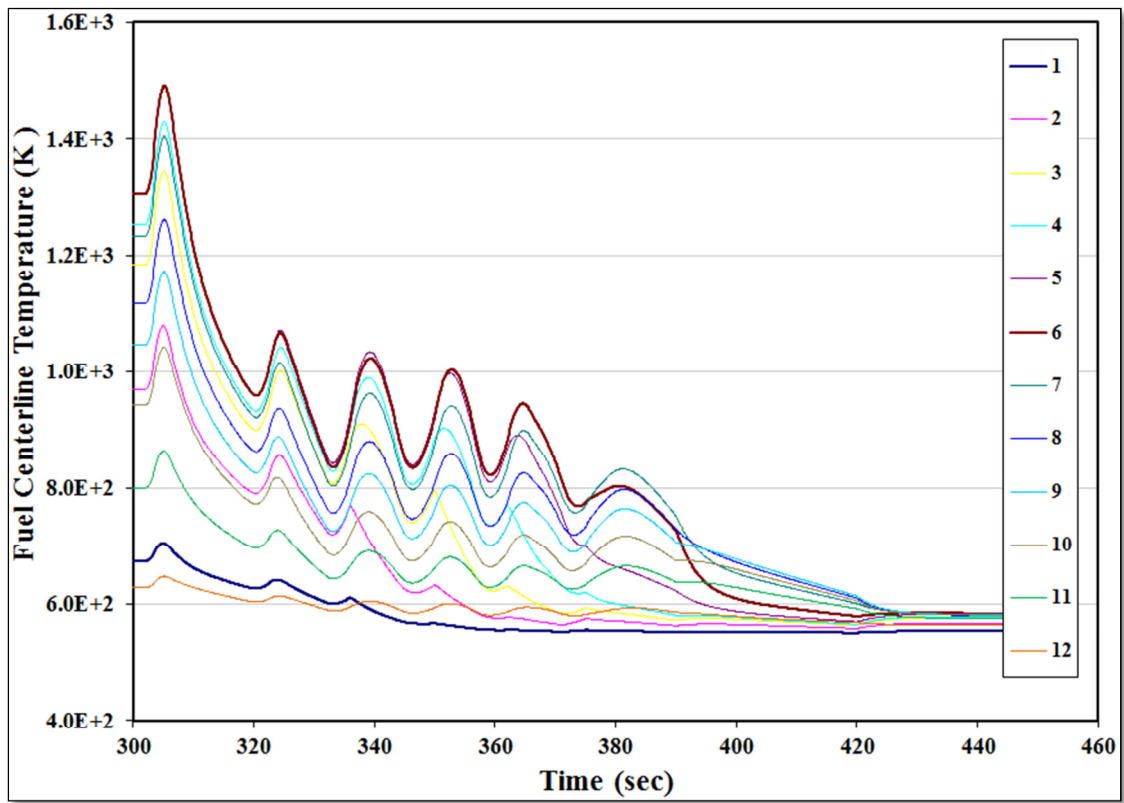


圖 75 FMCRD 分析_燃料丸中心溫度。

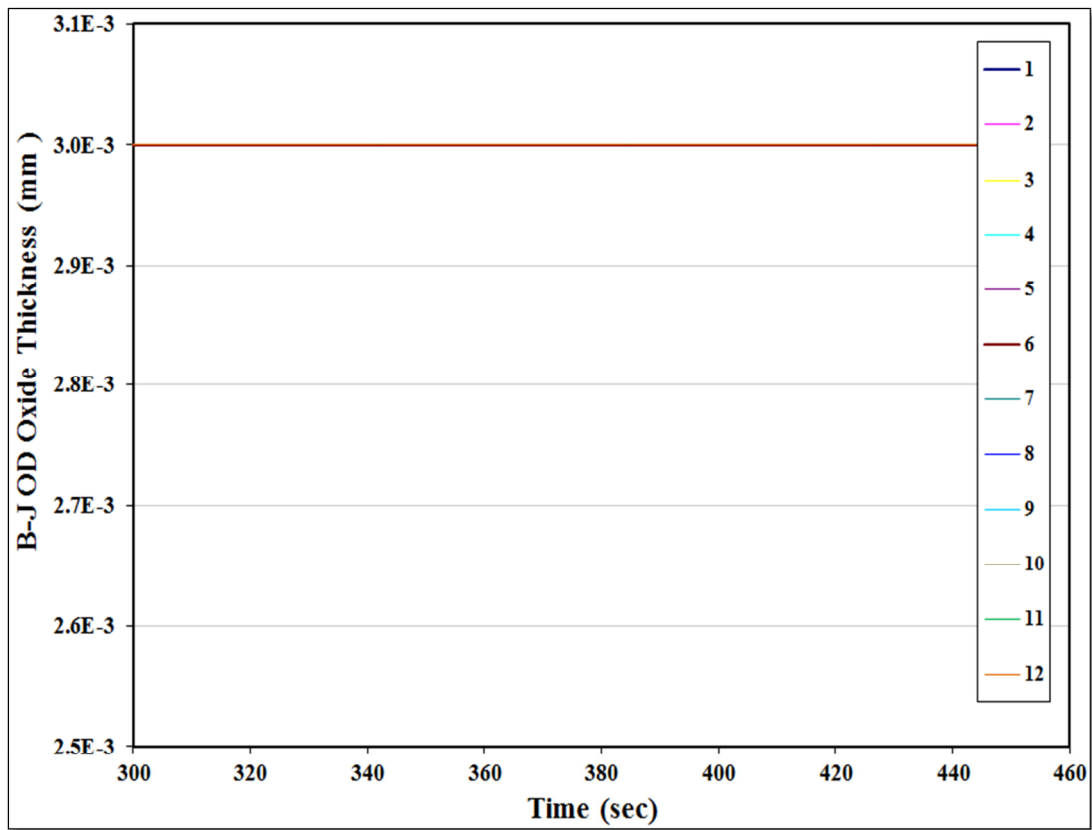


圖 76 FMCRD 分析_護套外圍氧化層厚度。

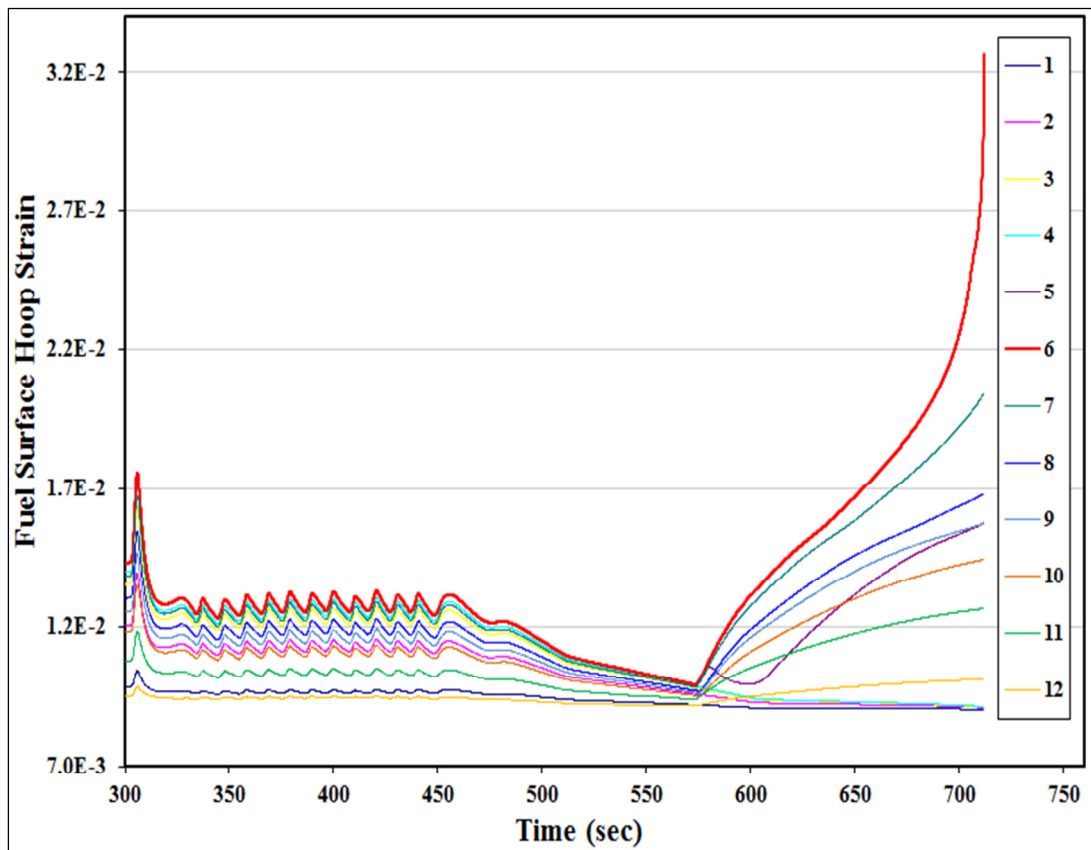


圖 77 SLCS 注入分析_燃料丸環應變。

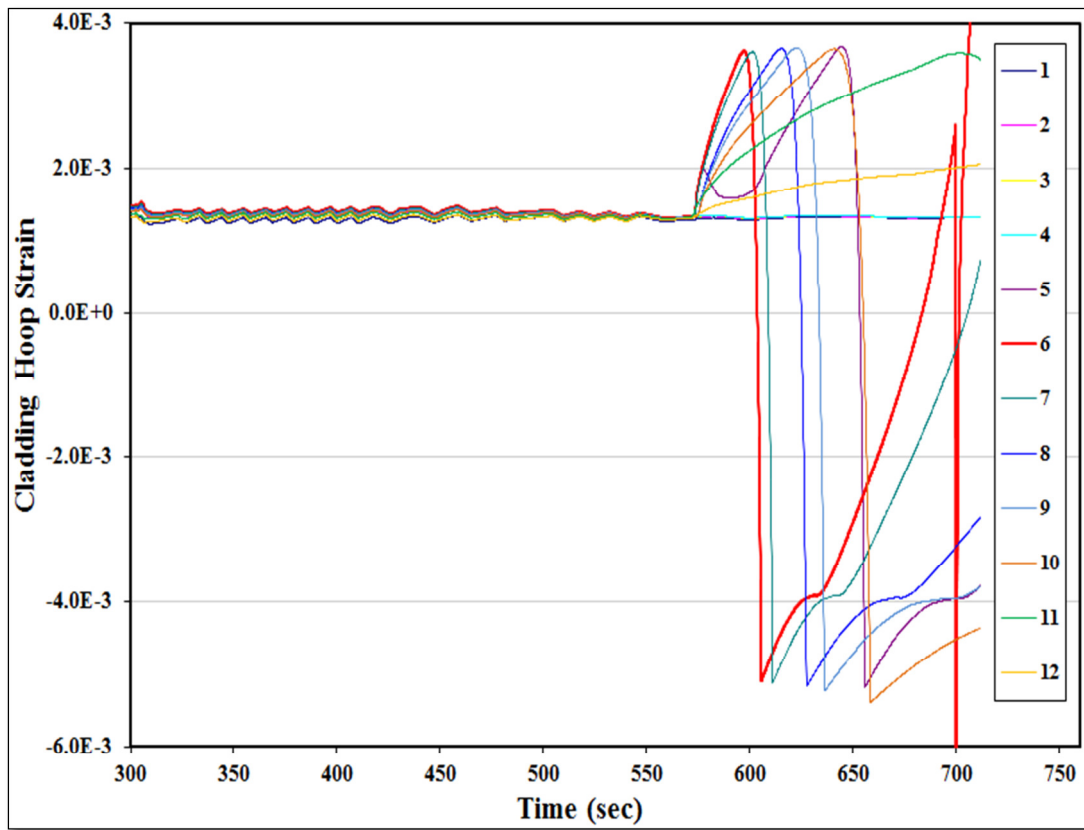


圖 78 SLCS 啟動分析_護套環應變。

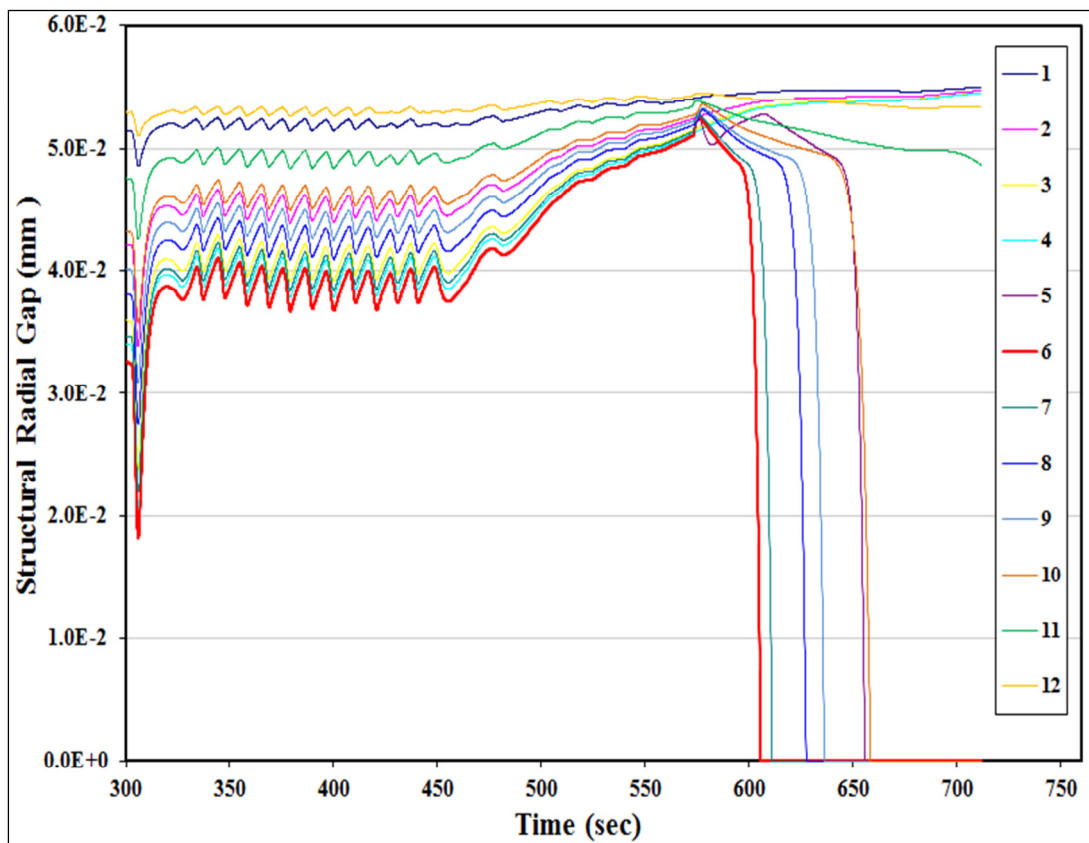


圖 79 SLCS 啟動分析_燃料丸護套間隙。

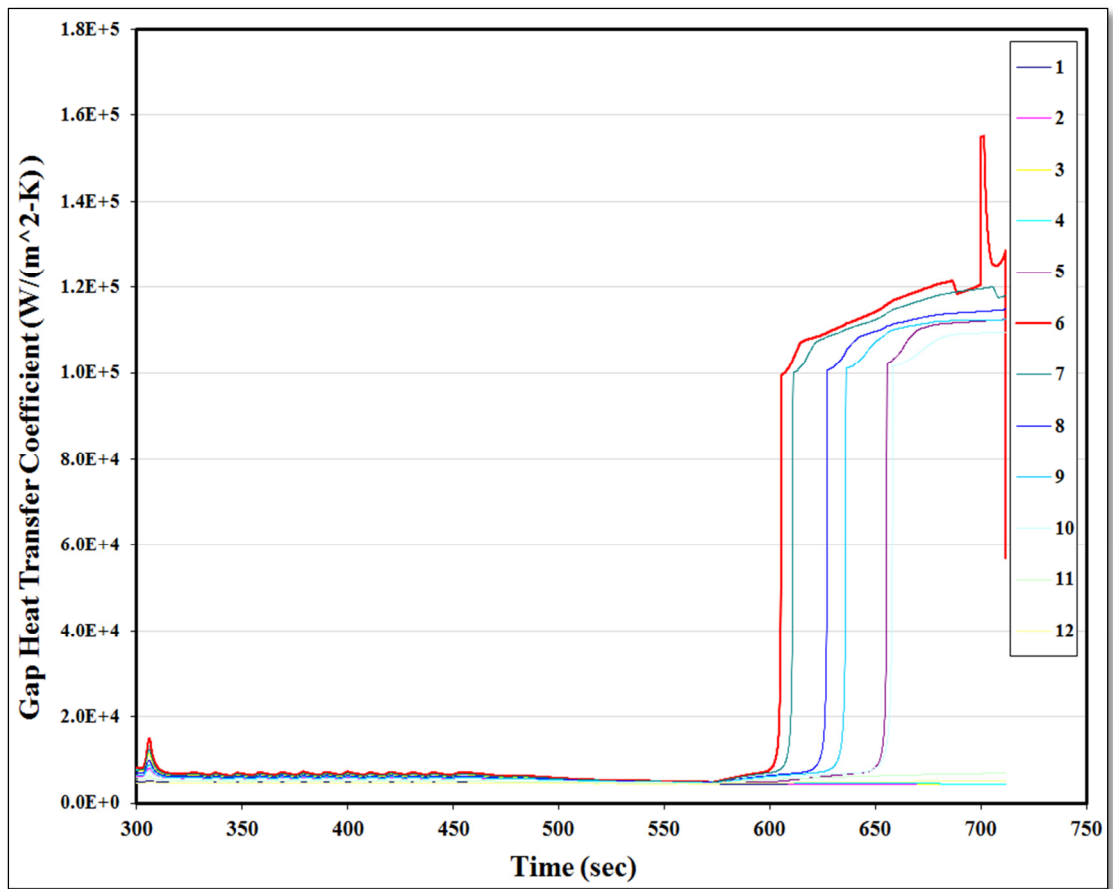


圖 80 SLCS 啟動分析_燃料丸護套間隙熱傳係數。

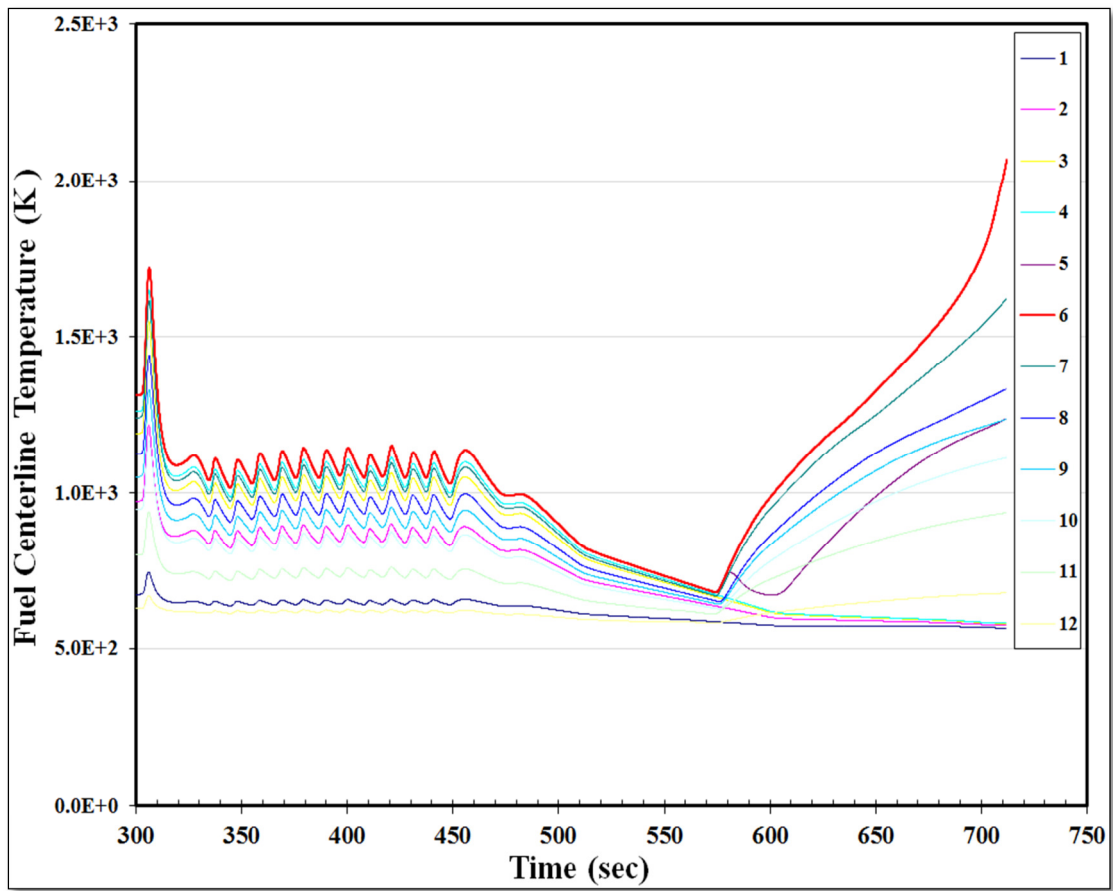
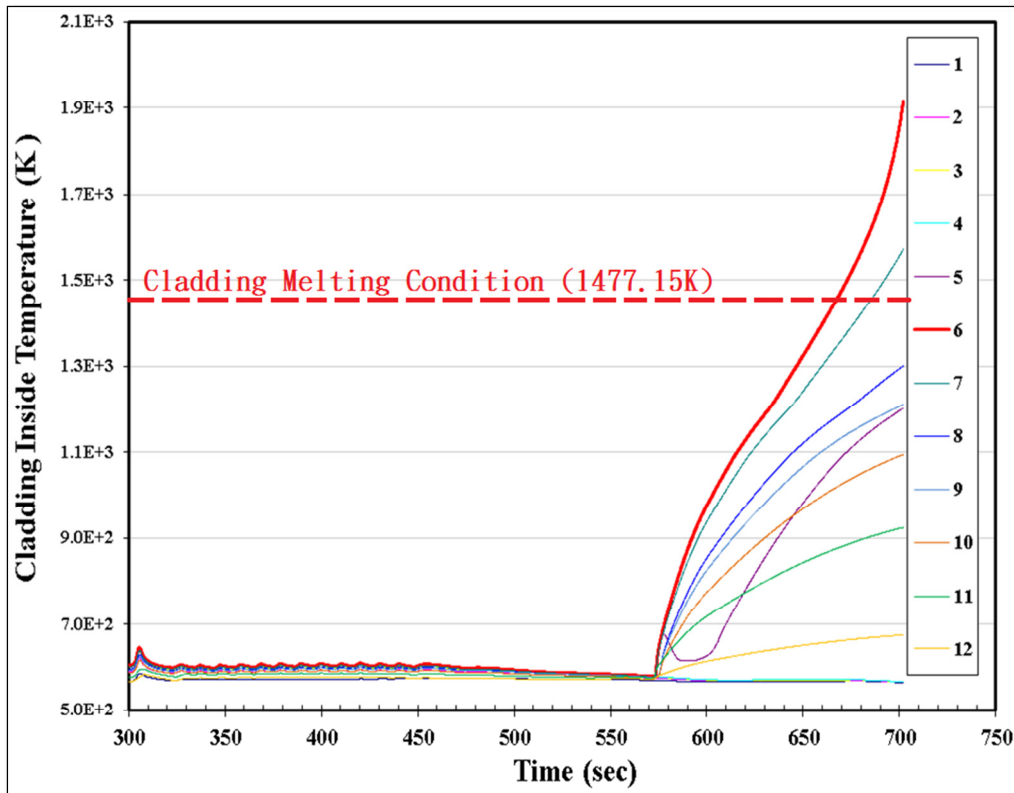
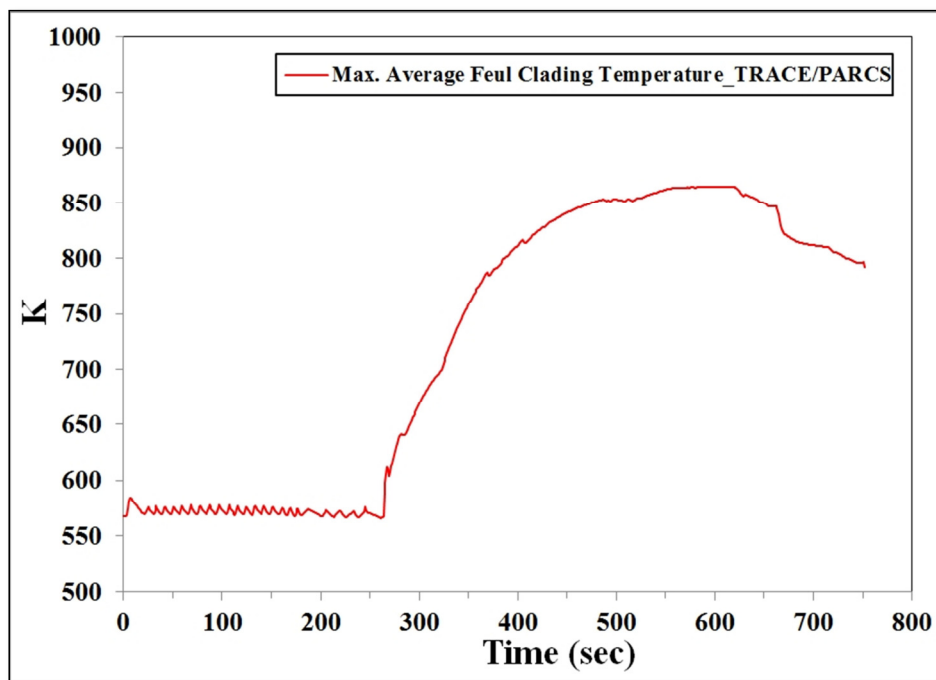


圖 81 SLCS 啟動分析_燃料丸中心溫度。



(a)



(b)

圖 82 SLCS 啟動分析_護套溫度(a) FRAPTRAN 計算結果 (300 秒暫態開始); (b) TRACE/PARCS 計算結果 (0 秒暫態開始)。

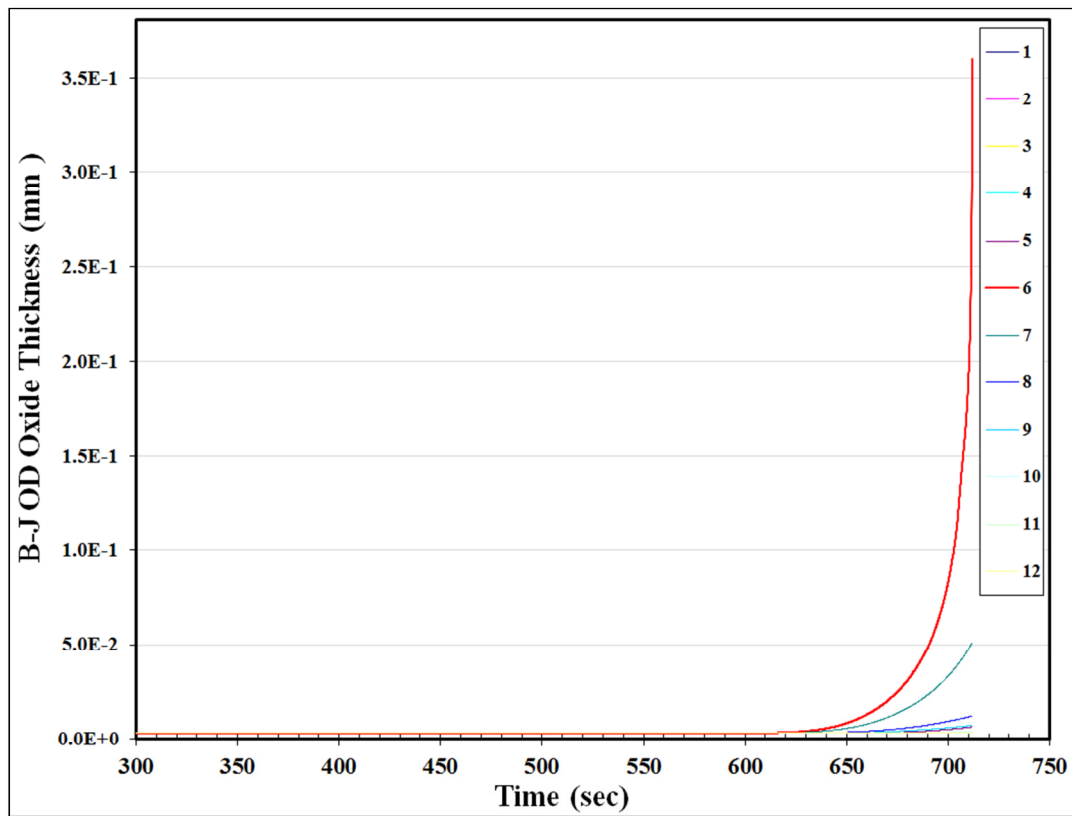


圖 83 SLCS 啟動分析_護套外層氧化層厚度。

表 5 ATWS 暫態分析結果。

	ARI	FMCRD run-in	SLCS
Peak pressure (MPaG)	9.12	9.12	9.12
Peak Cladding temp. (K)	628.54	628.54	1916.8
Peak fuel temp. (K)	1493.8	1493.8	2067.4
Oxide thickness (mm)	0.003	0.003	0.35976

肆、參考文獻

1. TRACE v5.0 USER'S MANUAL, U. S. Nuclear Regulatory Commission.
2. J.R. Wang, H.T. Lin, W.C. Wang, S.M. Yang, and C. Shih, "TRACE models and verifications for LUNG MEN ABWR", American Nuclear Society Winter Meeting, November 15-19, 2009.
3. J. R. Wang and H. T. Lin, "TRACE Analysis of MSIV Closure Direct Scram Event for Lungmen ABWR", in ICAPP 10, San Diego, CA, USA, 2010.
4. T. Downa., Y. Xu., V. Seke. and N. Hudson, PARCS v3.0 U.S. NRC Core Neutronic Simulator USER MANUAL, University of Michigan, 2010.
5. "龍門電廠 CASMO-4 晶格計算輸出檔," 核能研究所, 2009.
6. Y. Xu and T. J. Downar, "GenPMAXS Code for Generating the PARCS Cress Section Interface File PMAXS," University of Michigan, 2009.
7. 李亮瑩, 龍門電廠 RELAP-5 控制系統輸入模式建立與暫態分析, 國立清華大學工程與系統科學所, 碩士論文, 2008.
8. S.J. Chen, "Study and Application of Neutronic Model in TRACE code", National Tsing-Hua University, 2010.
9. C.Y. Chang, "The Establishment and Applications of Lungmen TRACE/PARCS Models", National Tsing-Hua University, 2012.
10. 台電龍門核電廠訓練教材_v6.
11. The ABWR Plant General Description, GE.
12. K.J. Geelhood, W.G. Luscher, C.E. Beyer, and J.M. Cuta, FRAPTRAN 1.4: A Computer Code for the Transient Analysis of Oxide Fuel Rods, NUREG/CR-7023, Vol. 1, 2011.
13. Hagrman, D. L., G. A. Reymann, and G. E. Mason, "A Handbook of Materials Properties for Use in the Analysis of Light Water Reactor Fuel Rod Behavior. MATPRO Version 11 (Revision 2).",

NUREG/CR-0479 (TREE-1280), 1981.

14. Geelhood, K.J., C. E. Beyer, and W. G. Luscher, "PNNL Stress/Strain Correlation for Zircaloy", PNNL-17700, 2008.
15. "Requirements for Reduction of Risk from Anticipated Transients Without Scram (ATWS) Events for Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants," Code of Federal Regulation 10 CFR 50.62, U.S. NRC, June 1, 1984.

伍、附錄

本計畫完成多項任務，並投稿論文於 2014 年 SCI 期刊、EI 期刊與各項國外研討會，如下列所示：

SCI 期刊

- Che-Hao Chen, Jong-Rong Wang, Hao-Tzu Lin, Chunkuan Shih, ATWS Analysis for Maanshan PWR Using TRACE/SNAP Code, *Annals of Nuclear Energy* 72 (2014) 1–10.
- Hao-Tzu Lin, Jong-Rong Wang, Hsiung-Chih Chen and Chunkuan Shih, TRACE/FRAPTRAN Analysis of Kuosheng (BWR/6) Nuclear Power Plant for Fukushima-Like Accident, *Annals of Nuclear Energy*, 2014.
- Hao-Tzu Lin, Jong-Rong Wang, Hsiung-Chih Chen and Chunkuan Shih, The Establishment and Assessment of TRACE Model for Kousheng Nuclear Power Plant, *Nuclear Engineering and Design*, 2014.
- Hao-Tzu Lin, Jong-Rong Wang, and Chunkuan Shih, The Similar Fukushima Accident Analysis of MELCOR/SNAP for Chinshan Nuclear Power Plant Spent Fuel Pool, *Nuclear Engineering and Design*, 2014.

EI 期刊

- J. R. Wang, K. Wang, H.T. Lin, and C. Shih, TRACE Analysis of Loss of AC Power to the Station Auxiliaries Accident in AP1000, *World Academy Of Science, Engineering And Technology*, Vol.81, 2013.
- J. R. Wang, W.Y. Li, H.T. Lin, B.H. Lee, C. Shih, and S.W.

- Chen, The Analysis of TRACE/PARCS in the Simulation of Ultimate Response Guideline for Lungmen ABWR, World Academy of Science, Engineering and Technology 85, 2014.
- J. R. Wang, W. Y. Li, H. T. Lin, J. H. Yang, C. Shih, S. W. Chen, The Analysis of TRACE/FRAPTRAN in the Fuel Rods of Maanshan PWR for LBLOCA, World Academy of Science, Engineering and Technology 85, 2014.
 - Jong-Rong Wang, Hao-Tzu Lin, Hsiung-Chih Chen and Chunkuan Shih, The SBO/LOCA Transient Analysis of SNAP/TRACE for Kuosheng Nuclear Power Plant, World Academy of Science, Engineering and Technology Vol.8, No.7, p. 361-366, 2014.
 - Jong-Rong Wang, Hao-Tzu Lin, Wan-Yun Li and Chunkuan Shih, TRACE/FRAPTRAN Analysis of Kuosheng Nuclear Power Plant Dry-Storage System, World Academy of Science, Engineering and Technology Vol.8, No.7, p. 354-360, 2014.
 - J. R. Wang, H. T. Lin , H.C. Chang, W.K. Lin, W.Y. Li, C. Shih, Turbine Trip without Bypass Analysis of Kuosheng Nuclear Power Plant Using TRACE Coupling With FRAPTRAN, World Academy of Science, Engineering and Technology Vol.8, No.7, p.651-658, 2014.
 - J. R. Wang, H. T. Lin, T. C. Wang, H. C. Chen, C. Shih, The Fukushima-Like Accident Analysis of MELCOR/FRAPTRAN/SNAP for Chinshan Nuclear Power Plant Spent Fuel Pool, World Academy of Science, Engineering and Technology 2014.

- Ai-Ling Ho, Jong-Rong Wang, Hao-Tzu Lin, Chunkuan Shih, Analysis of the control rod drop Accident (CRDA) for Lungmen ABWR. ICONE22, 2014.
- Jung-Hua Yang, Jong-Rong Wang, Hao-Tzu Lin, Chunkuan Shih, Best estimate analysis of Maanshan PWR LBLOCA by TRACE coupling with DAKOTA, ICONE22, 2014.
- Jong-Rong Wang, Hao-Tzu Lin, Te-Chuan Wang, Hsiung-Chih Chen, Jung-Hua Yang, Chunkuan Shih, MELCOR/SNAP analysis of Chinshan (BWR/4) nuclear power plant spent fuel pool for the similar Fukushima accident, NUTHOS-10, 2014.
- Jong-Rong Wang, Hao-Tzu Lin, Hsiung-Chih Chen, Jung-Hua Yang, Chunkuan Shih, TRACE/FRAPTRAN analysis of Kuosheng (BWR/6) nuclear power plant for the similar Fukushima accident, NUTHOS-10, 2014.
- Ai-Ling Ho, Jong-Rong Wang, Hao-Tzu Lin, Shao-Wen Chen, Chunkuan Shih, ATWS Analysis of Lungmen ABWR, FoTEL, 2014.
- Wan-Yun Li, Jong-Rong Wang, Hao-Tzu Lin, Shao-Wen Chen and Chunkuan Shih, The Analysis of Kuosheng NPP Dry-storage System by Using TRACE/FRAPCON/FRAPTRAN, FoTEL, 2014.
- Jhih-Jhong Huang, Jong-Rong Wang, Lih-Yih Liao, Chunkuan Shih, Shao-Wen Chen and Hao-Tzu Lin, The Establishment and Application of Chinshan Nuclear Power Plant TRACE/PARCS Model, FoTEL, 2014.