

行政院原子能委員會
委託研究計畫研究報告

反應器安全分析方法不準度統計分析研究
**The Studies of Statistical Treatment on Uncertainty Method of
Nuclear Power Plant Safety Analysis**

計畫編號：1002001INER019

受委託機關(構)：清華大學

計畫主持人：林唯耕

聯絡電話：03-5715131

E-mail address：wklin@ess.nthu.edu.tw

核研所聯絡人員：王政德

報告日期：100 年 11 月 30 日

目 錄

目錄	1
中文摘要	3
英文摘要	4
壹、計畫緣起與目的	5
貳、研究過程與方法	6
一、不準度分析流程	7
二、基本分析模式建立	7
三、暫態模擬及現象辨認	9
(一) 飼水跳脫事故	10
(二) 現象辨認	10
四、不準度統計量化	11
(一) 母數統計	11
(二) 無母數統計	12
參、主要發現與結論	20
一、事故模擬結果	20
二、母數統計量化結果	21
三、無母數統計量化結果	21

四、結論	22
肆、參考文	32

中文摘要

本篇研究採用類似美國核管會 USNRC 所建立之 CSAU^[1]方法論流程，進行核二廠快速暫態不準度研究。研究流程可歸納為三部分，分別為：程式分析流程建立、暫態模擬及現象辨認、和不準度量化分析。研究所採用的程式集包含了 BWRHB、SIMULATE-3、SLICK、RETRAN 等程式，其適用性在國內核能相關研究單位報告中，已充分驗證程式集之分析能力並取得管制單位的認證，在爐心營運與燃料重新裝填、安全分析相關研究皆能充分支援，為國內核電廠安全分析不可或缺的軟體。欲得到完整的熱限值分析，首先從核二廠熱水流參數計算開始，建立出核二廠 RETRAN-3D 基本模式起始值，並由 SIMULATE-3 產生特定燃耗點的中子動態檔，模擬中子在爐心行為。接著以 RETRAN 模擬暫態事故的過程，按模擬結果去進行現象辨認，決定出 PIRT 的參數作為分析依據。在不準度統計的量化上使用了兩種常用的分析方法：第一種以母數統計法為基礎，改變單一參數做靈敏度分析，經整合各參數不準度後推得 95% 信心水準下母體的熱限值；第二種無母數統計以 Monte carlo 法同時改變所有的參數，進行多組計算後透過排序得到邊界熱限值。最後將兩種不同統計方法下得到的熱限值做整合比較。

Abstract

The study present the approach of CPR transient uncertainty for KSNPS, which is similar to CSAU methodology. This procedure can be reduce to three parts: Construct the procedure of code analysis, transient simulation and phenomena identification, quantified the uncertainty. The codes used in the study including the BWRHB, SIMULATE-3, SLICK, RETRAN, which the applicability and capability of the codes have been confirm by the researching institute and also get the ROC AEC's liscense. These codes are essential to core management, core reload, and safety analysis. To perform the critical power ratio(CPR) , we start at the thermal-hydraulic parameters calculation to establish the nominal model initial values. And get the neutron kinetic files at specific burn-up point by simulate-3 to simulate the neutron behavior in core .Running the transient case by Retran to simulate the transient process. According to the transient results, we can perform phenomena identification and determining the PIRT. In the uncertainty analysis, two statistic methods been used. The first one base on the population parameters. Vary the respective parameters in the PIRT, and then quantified all the uncertainty to get the population CPR at 95% confidence level.The second method base on the non-parameters statistics, which use monte carlo method to vary all the parameters in the PIRT meanwhile. After performing certain calculations, the maximum critical power ratio can be get by ranking the calculation results. Finally, compare the two results with different statistes.

壹、計畫緣起與目的

自從石化危機出現之後，核能工業在全球逐漸崛起，相較於傳統發電，核能發電優勢即在其經濟方面競爭力。然而在經歷車諾比、三哩島、尤其是福島事件過後我們對核能電廠在各種意外事故下的安全分析及防護，必須更加嚴密，使社會大眾重新提升對於核能安全使用的信心。為了確保核能電廠營運的安全性，必須訂定各種法規、制度來管理。美國聯邦法規第 10 章 50.34 節要求，電廠必須在 FSAR 通過管制單位審查，取得運轉執照之後，才能進行商業運轉。美國核能管制委員會(Nuclear Regulator Commission, NRC)並在 Regulator guide 1.7 中規定 FSAR 所必須包含的內容，其中第十五章專門針對事故分析進行說明，評估若運轉條件發生偏移或當設備故障時，相關的安全系統可以有效控制這些情況，將事故造成的影響限制在法規所要求範圍內，確保電廠的安全。我國有關核能相關安全法規也仿照美國，由電廠向原子能委員會提交報告，通過執照審查後取得運轉執照，進行商轉。

美國 NRC 於 1988 年更新 10CFR50.46 中有關 LOCA 認證分析方法之要求，除了原先較保守之 Appendix K 認證分析方法外，正式納入 BELOCA 分析方法為另一類可接受之 LOCA 認證分析方法。於

新納入之分析方法中要求最佳估算的結果必須考慮統計上的不準度，使得有較高的機率相關 ECCS 之接受準則均能滿足。1989 年 NRC 發表了 CASU 方法論為其目前唯一正式背書接受之模式不準度量化分析方法。目前拿到 NRC 之 BELOCA 認證的兩家核能企業所採用的即是 CSAU 方法論程序。

CSAU 方法論主要的目標是評估使用模式對於特定事件 scenario 適用性，以及進一步應用於決定分析模式在不同事件 scenario 下(包括事故與暫態)計算結果不準度的量化處理。CSAU 可區分為三個主要的元素及 14 個步驟。電廠暫態分析方法亦可採用類同 BELOCA 的分析方法，以統計方式量化暫態分析結果之不準度。使 Δ CPR 或 MDNBR Design Limit 均可在合理的安全保守處理下，得到更大的餘裕及彈性。

本計畫目的為參照 CASU 方法論的流程發展出一套可運用在熱限值暫態不準度分析研究上的方法論。此套方法可取代以前過度保守的 Deterministic 的安全分析方法論，去進行安全且較合理保守的 LOCA 或暫態分析。如此做法不但合理保守且安全，並可使電廠在安全極限上得到合理的釋放及獲得更多運轉之彈性。國際上核電安全分析方法論上正朝此目標邁進，是此範疇中的主流趨勢。安全限

值得到合理的釋放，對電廠的安全性保障如前，且更趨合理。同時電廠獲得更大的運轉彈性或提昇功率運轉的可行性，對電廠的經濟性有助益。

貳、研究方法與過程

2.1、不準度分析流程

本研究參照 CSAU 方法論流程，將整個分析流程如表 1. 所示，一開始先指定所要分析的暫態事故類型，如壓力限值暫態或是熱限值暫態，而本研究案例選定為熱限極值事件中的飼水控制器失效無旁通(Feedwater Controller Failure Non-Bypass, FWCFNB)事故。接著針對所要分析的暫態選取最合適的程式集，並建立程式分析流程如圖 2.1，研究所使用的程式

包含了 BWRHB^[2]、SLICK^[3]、SIMULATE-3^[4]、RETRAN-3D^[5]、AutoDCPR^[6] 程式。要進行不準度統計分析，必須先建立基本模式(nominal mode)，作為改變參數的依據。研究中基本分析模式為核二廠一號機週期 21、功率 100%、流量 105% 燃耗點在 14.32GW/MT，根據這些起始條件輸入程式得到所有 nominal 檔案。

2.2、基本分析模式建立

本研究挑選之分析案例為核二廠一號機週期 21 功率 100%/流量

105%、燃耗點在 14.32GWD/MTU。根據電廠相關資料建立 RETRAN nominal model 基礎輸入值，其中重要的 nominal 參數輸入如表 2.2。

所模擬的部分包含:

1.幾何形狀:

如圖 2.2，建立之核二廠 RETRAN-3D model 以 94 control volume 模擬體積形狀，126 個 junction 模擬控制體積之間的連結，包含各種閥和泵，50 個熱導體模擬爐心熱通道的熱源和熱導材料。

2.控制系統:

主要有飼水控制系統和壓力控制系統。飼水流量的模擬採用接節灌注，流量數值計算則由三元控制系統的控制輸出值給定。至於壓力調節系統則是根據電廠數據，模擬控制邏輯與閥特性曲線、閥位需求及對面積轉換的經驗曲線；以控制系統輸出的閥面積，提供城市計算相關蒸汽的流量來調節系統壓力。

3.RETRAN 選項:

為了模擬特殊物理現象的模式及其係數，以及與 SIMULATE-3、SLICK 程式相符，所必須採用的選項有:

- 一維中子動態代數滑移模式
- 代數滑移模式(Algebraic Slip)使用 Zolotar-Lellouche 飄移預估式

- 使用次冷空泡(Subcooled Void)考慮中子回饋
- 空泡式配模式中的 KAPPA 值設為 0.8，CGL 值設為 1.41
- 汽水分離器外部使用非平衡體積選項

2.3、暫態模擬及現象辨認

根據核二廠 FSAR 的預期暫態事件(Anticipated Operational Occurrences,AOO)中，部分的暫態因爐心組成隨不同週期變動，需要進行週期性的分析，決定該週期的運轉限值，確保反應器運轉安全。根據這個需求，在每個周期廠家必須提出燃料再裝填報告，進行極限暫態候選案例之分析。

AOO 暫態包括熱限值(Termal Limit)極限暫態和壓力限值(Pressure Limit)極限暫態兩部分。而熱限值暫態分析的結果即是用來建立安全熱限值運轉極限，壓力限值暫態則用來評估系統的暫態壓力，是否超出美國機械工程師協會(American Society Of Mechanical Engineers,ASME)鍋爐和壓力槽規範(Boiler and Pressure Vessel Code)的要求。根據燃料廠家的經驗，在熱限值暫態中，可能成為極限暫態的案例包括：

1. 飼水喪失加熱(Loss of Feedwater Heating, LFWH)
2. 飼水控制器失效無旁通(Feedwater Controller Failure Without

Bypass, FWCFNB)

3. 汽機跳脫無旁通(Turbine Trip Without Bypass, TTNB)

4. 棄載無旁通(Load Rejection Without Bypass, LRNB)

本研究分析暫態為飼水控制器失效無旁通事故

2.3.1 飼水跳脫事故

對於飼水跳脫無旁通暫態事故的假設為:

1. 0.1 秒內，飼水訊號達 130%

2. 暫態期間飼水溫一定

3. L8 信號觸發

- 延遲 0.1 秒 TSVs 關閉，開到關 0.15 秒
- 飼水泵跳脫無延遲
- 反應器急停，延遲時間 0.09 秒
- TSVs 開度 90%，延遲 0.14 秒啟動再循環泵跳脫
- 反應器急停，控制棒全部插入的時間為 1.48 秒
- Non-bypass
- S/RVs 的釋壓功能由全關至全開為 0.15 秒
- 燃料間隙熱傳導係數採廠家提供數據

2.3.2 現象辨認

整個暫態現象，可以劃分為兩個不同的階段

一.次冷度增加階段:

1.起始水位

2.次冷度的變化

3.爐心入口次冷度增加，中子空泡反應度回饋效應

二.增壓階段:

1.TSV、TCV 關閉造成壓力上升

2.壓力上升透過空泡反應度回饋效應加入的正反應度

3.控制棒插入的負反應度

4.燃料和護套之間的空隙的熱傳係數

5.系統起始條件

2.4 不準度統計量化

2.4.1 母數統計

使用樣本的統計量，來推定母群的母數。統計的推論是在事先告知有一定誤差的前提，用這樣的統計量來推定母數，測知母群特質的一種代替。其最佳使用時機為若資料吻合母數統計的假設，則用母數統計分析之。因為母數統計的統計檢定力及靈敏度比較大。應用在熱限值的推論上，其計算如公式(1)~(6)。即以 nominal case 的熱限值作為母體平均值再加上各參數在 95%信心水準下造成的不度，

在此需要假設出每個參數的分布情形(表 2.3)，整合過後得到 95% 信心下的母體熱限值。

$$RCPR = \frac{\Delta CPR}{ICPR} \dots\dots\dots(1)$$

$$RCPR_{95\%} = RCPR_{nominal} + RCPR_{95\%} \dots\dots\dots(2)$$

$$\Delta RCPR_i = RCPR_i - RCPR_{nominal} \dots\dots\dots(3)$$

$$\Delta RCPR_{95\%} = \sqrt{DRCPR_1^2 + DRCPR_2^2 + \dots + DRCPR_n^2} \dots\dots\dots(4)$$

$$\Delta CPR_{95\%} = (RCPR_{nominal} + \Delta RCPR_{95\%}) \times ICPR \dots\dots\dots(5)$$

$$ICPR = \frac{ICPR_1 + ICPR_2 + \dots + ICPR_n}{n} \dots\dots\dots(6)$$

$$Significance_i = \frac{DRCPR_i^2}{DRCPR_1^2 + DRCPR_2^2 + \dots + DRCPR_n^2} \dots\dots\dots(7)$$

2.4.2 無母數統計

指的是中位數(median)、極小值(minimum)、極大值(maximum)、四分位數(quarter)、十分位數(decile)、百分位數(percentile)等排序數值。

無母數統計推論時所使用的統計量的抽樣分配通常與母體分配無關。

其特點為檢定力弱，且處理方式無一致性。常用的檢定法有：

- 符號檢定
- 符號等級檢定
- 克拉斯卡-瓦立斯檢定
- 隨機性檢定
- 秩(Rank)相關檢定

以無母數統計作為基礎的暫態分析統計法在 1994 年由 GRS

(Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit) 提出，其步驟為：

1. 以 Monte carlo 法同時改變所有參數(與母數統計法同樣的參數分布)

2. 用 wilks' formula 決定出單邊邊界統計排序所需計算次數

$$1 - a^N \geq b \dots\dots\dots (7)$$

a 為機率 b 為信心區間。

3. 對 N 組計算結果進行排序得到邊界值

4. 各參數靈敏度量測用 Spearman 秩相關係數

$$R_s = 1 - \frac{6 \sum d_i^2}{N(N^2-1)} \dots\dots\dots (8)$$

$$d_i = x_i - y_i \dots\dots\dots (9)$$

步驟	描述
1.	指定事故類型
2.	程式分析流程
3.	建立基本分析模式
4.	暫態模擬
5.	現象解析
6.	決定 PIRT
7.	母數統計分析
8.	無母數統計分析
9.	物理現象討論
10.	整合不準度

表 2.1

No.	Parameters	KS1C21 Nominal input
1	Steam line pressure drop (psid)	51.845
2	Steam line inertia(ft-1)	Table
3	Jet pump M ratio	2.45
4	Steam line volume (ft3)	2814.571
5	Recirculation loop volume(ft3)	313.6704
6	Steam dome volume(ft3)	2338.697
7	Separators inertia(ft-1)	0.1017
8	Downcomer volume(ft3)(up+lower?)	2146.766 3
9	Lower plenum volume(ft3)	1844.5
10	Moderator direct heating(% of power)	1.00164
11	KAPPA (Phase separation models)	0.707782
12	CGL (Phase separation models)	1.363291094
13	Temperature transport model	No
14	Scram speed	Plant data
15	Initial level (cm)	77.99832
16	Cross sections and power profile generated with SIMULATE-3, AO	0.098
17	Gap conductivity(Btu/ft-hr-°F)	0.2808506 or 0.4590399
18	Initial power (MW)	2884.14
19	Rod worth	No
20	Core pressure drop (psid)	22.18
21	Separator Carryunder	0.0025
22	Separator Pressure Drop(psid)	4.49
23	Initial Reactor Pressure (psia)	1040

表 2.2 重要參數基礎輸入值

參數	分布形式	標準差或範圍
蒸汽管壓力降	常態	5%
蒸汽管慣量	常態	3.5%
噴射泵 M 比值	常態	3.5%
再循環迴路體積	常態	2.5%
反應爐頂部體積	常態	2.5%
汽水分離器慣量	常態	15%
降流區體積	常態	5%
爐心下底槽體積	常態	5%
溫度傳遞模式	均勻	用/不用
控制棒插入時間	常態	表 2.4
起始水位	常態	5%
爐心壓力降	常態	0.5%
汽水分離器壓降	常態	0.5%

表 2.3

Position (feet)	Notch	Nominal	σ (sec)	T.S (950psig)	T.S (1050psig)
0	48	0	-	0	0
0	48	0.1	-	0.1	0.1
1.25	43	0.234	0.015	0.31	0.32
4.75	29	0.606	0.028	0.81	0.86
8.75	13	1.089	0.054	1.44	1.57
12	0	1.480	0.077	1.952	2.147

表 2.4

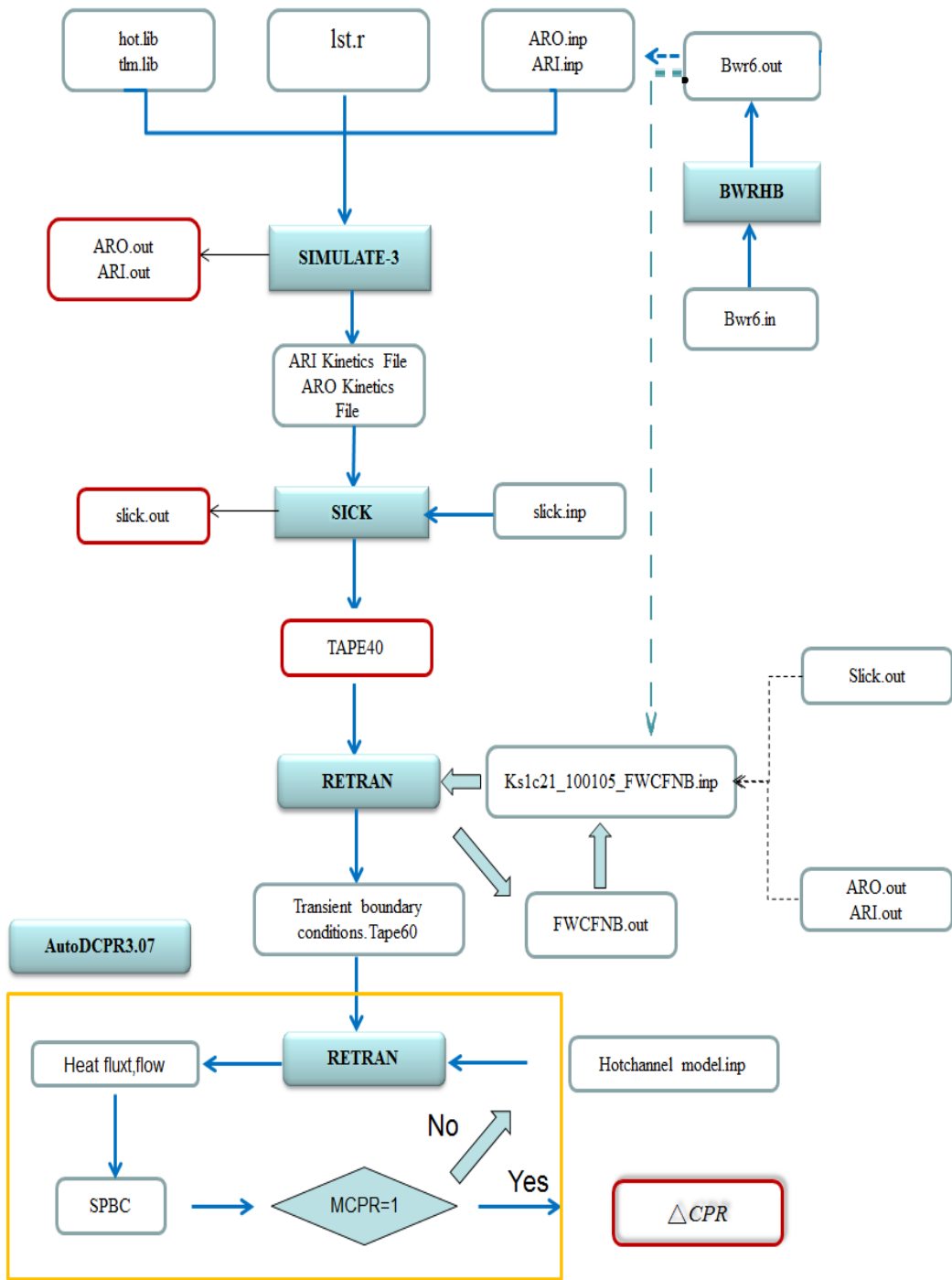


圖 2.1 熱限值程式分析流程

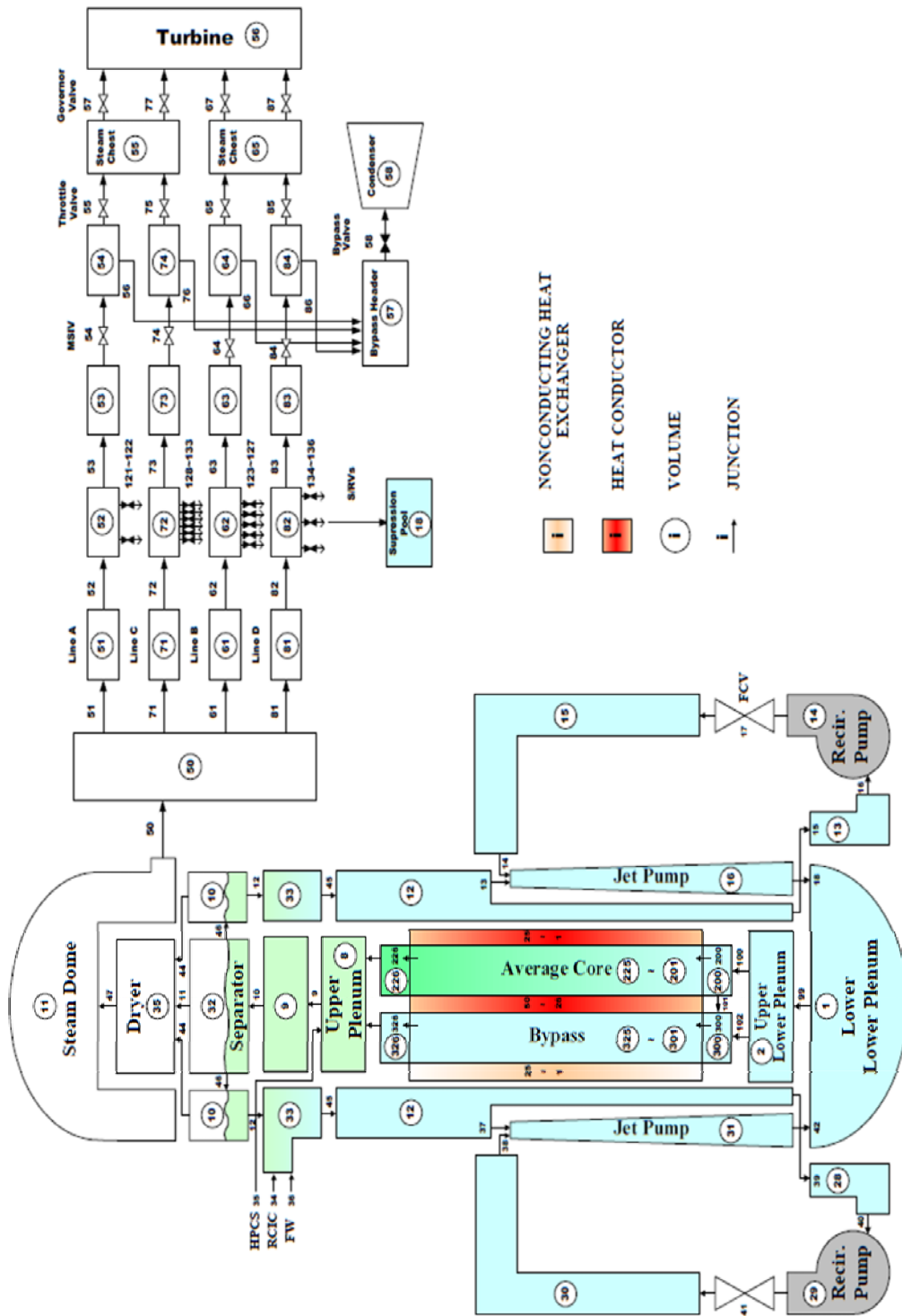


圖 2.2 核二廠 RETRAN-3D model

參、主要發現與結論

3.1. 事故模擬結果

模擬結果如圖 3.1~3.4 顯示。因飼水控制器失效而導致飼水流量以最大設計值的 130% 流入反應器。飼水流量增加使得爐心進口冷卻水熱焓降低，反應器功率緩慢上升，軸向爐心功率分布尖峰略朝底部移動。另外，飼水流量增加也會造成反應器水位上升，在飼水控制器失效的情形下，水位無法被調節而持續增加，一直到達設定 L8 水位時，引發汽機跳脫避免汽機受水滴打穿，同時汽機控制閥及斷止閥快速關閉，使得反應器隨之跳機，飼水泵跳脫。

從結果可明顯地看出整個暫態事故分為變化不同的兩個階段，大致上由爐心水位到達 L8 為分界。第一階段次冷度增加造成的流量變化很小，主要原因是功率和壓力變化會補償爐心流量的改變，使變化量不明顯；第二階段為在爐心達到 L8 水位後開始的增壓暫態，一般正常狀況下發生增壓事件可由旁通閥疏解部分蒸汽流量，避免系統壓力快速上升。然而在分析安全中要求單一失效的原則下，旁通閥必須被假設不能開啟。因此才會產生大量蒸汽無路可走的情形下，系統壓力急速增加。又因沸水式反應器爐心內具有大量汽泡，在壓力增加下汽泡被擠壓成液態，使得水的中子緩和效果變好，加入正的反應度，爐心功率驟升。一直到控制棒負反應度、再循環泵跳脫

導致爐心流量減少、以及蒸汽釋壓閥開啟等效應陸續增加後，才使得爐心功率降低。

3.2.母數統計量化結果

表 3.1 為使用母數統計得到每個單一參數在 95%信心水準下造成的 DRCPR，經過公式(1)~(5)的計算後得到 $DCPR_{95\%} = 0.1701$ ；另外每個參數對整體 DCPR 的影響可由公式(7)計算後如表 3.2。同 2.4.1 節所述，母數統計的優點在於對各參數變化造成熱限值的靈敏度，可以較明顯地看出，並不會由於不同組數的測試而有差異。

3.3.無母數統計量化結果

由公式(7)，經過 59 組計算後結果如表 3.3 所示。透過排序後可以得到在 95%機率、95%信心區間下的邊界熱限值為 0.17683，較由母數統計量化得到的結果大。對這 59 組熱限值做區間統計(圖 3.5)，可以發現大部分的熱限值落在 0.14 和 0.15 間，這個與母數統計中 nominal case 的熱限值 0.14977 落在同樣的區間，然而此區間的值皆小於 0.14977。在 95/95 邊界值上得到一組落在 0.17 以上的極值，並且比 nominal case 得到的 $DCPR_{95\%}$ 大。由於無母數統計是隨機改變參數的方式進行固定組數的測試，故若重複不同的 59 組計算，會有一定機率得到較母數統計結果較小的值。

3.4 結論

1. 在現有的參數中由兩種統計方法得到的不準度差異不大，然而無母數有一定機率得到較母數統計小的值不論是採用與 CSAU 相同的統計方法或與 GRS 法相同，皆較廠家報告保守(表 3.5、3.6)。除了在 Nominal 參數的輸入上略有不同外，尚可能影響的因素：

(1) 程式使用技術

(2) PIRT 中參數的選擇

(3) 物理現象的考慮

(4) 功率流量區域

3. 本研究的精神為按照 CSAU 架構，得到能平行驗證廠家結果的方法論，然而實驗結果準確度尚有待改進。欲得到最佳的不準度，則對於程式操作與物理現象必須要有深入了解，並配合實際電廠發生事故時的資料進行經驗修正。

Parameters C21	Max. Nuutron Flux(%)	Max. Heat Flux(%)	Max. Lower Plenum Pressure	ATRIUM-10	
				RCPR	DRCPR
Base case	129.37	106.057	1238.792	0.13038	0
Steam line inertia(ft-1)(+7%)	130.8	106.0564	1237.98	0.13228	0.0019
Steam line volume (ft3) (-5%)	132.62	106.0562	1240.044	0.1211	-0.00928
Recirculation loop volume(ft3)(-5%)	129.93	106.062	1238.79	0.13027	-0.00011
Steam dome volume(ft3)(-10%)	131.896	106.0565	1240.128	0.13302	0.00264
Separators inertia(ft-1)(+30%)	131.819	106.0565	1239.242	0.13180	0.00142
Downcomer volume(ft3)(-10%)	129.748	106.086	1238.808	0.13048	0.0001
Lower plenum volume(ft3)(-10%)	129.91	106.07	1238.81	0.13052	0.00014
Temperature transport model(Yes)	129.296	106.179	1238.81	0.13078	0.0004
Scram speed(95%)	145.65	106.33	1242.418	0.13919	0.00881
Jet pump M ratio(+7%)	133.08	105.97	1239.623	0.12252	-0.00786
Initail level(-10%)	130.39	106.01	1239.26	0.13025	-0.00013
Steam line pressure drop (-10%)	130.102	106.056	1238.84	0.12254	0.00784
Separator Pressure Drop(-10%)	129.49	106.056	1238.752	0.13035	-0.00003

表 3.1

Parameters	Significance
Steam line volume	1
Scram speed	2
Jet pump M ratio	3
Steam line pressure drop	4
Steam dome volume	5
Steam line inertia	6
Separators inertia	7
Temperature transport model	8
Lower plenum volume	9
Recirculation loop volume	10
Initail level	11
Downcomer volume	12
Separator Pressure Drop	13

表 3.2

案例編號	Nuetron Flux(%) (Power%)	Heat Flux(%)	Lower Plenum Pressure	DCPR
1.	122.5	106.11	1234.6	0.14011
2.	117.7	106.09	1236.04	0.13124
3.	121.3	105.97	1237.93	0.13679
4.	132.94	106.09	1240.85	0.15503
5.	139.65	106.03	1241.26	0.15671
6.	127.27	106.06	1172.76	0.14796
7.	135.75	106.13	1229.43	0.15568
8.	125.27	106.09	1227.97	0.14363
9.	119.19	105.82	1237.09	0.13021
10.	118.44	105.92	1236.41	0.13106
11.	139.57	106.06	1240.99	0.15591
12.	127.77	106.09	1238.08	0.14585
13.	136.2	106.09	1240.79	0.15347
14.	121.38	106.08	1237.66	0.13484
15.	136.45	106.05	1186.11	0.15703
16.	145.21	106.39	1242.44	0.15960
17.	114.41	106.14	1115.73	0.07526
18.	117.53	106.04	1235.80	0.12978
19.	122.63	106.04	1237.92	0.13939
20.	132.20	106.10	1240.08	0.15380
21.	138.51	106.11	1242.17	0.15421
22.	130.94	106.08	1229.53	0.15104
23.	128.58	106.13	1201.88	0.13811
24.	125.75	106.13	1221.54	0.14471
25.	125.64	106.06	1223.34	0.14495
26.	126.04	105.98	1238.75	0.14354
27.	124.85	105.89	1238.02	0.13135
28.	132.21	105.97	1240.02	0.15346
29.	128.92	106.13	1201.28	0.14793
30.	156.11	107.78	1245.28	0.17683
31.	139.44	106.08	1240.59	0.16112
32.	132.89	106.09	1240.06	0.14519

案例編號	Nuetron Flux(%) (Power%)	Heat Flux(%)	Lower Plenum Pressure	DCPR
33.	122.16	105.99	1238.05	0.13933
34.	118.64	106.00	1235.38	0.12595
35.	125.45	106.02	1238.72	0.14272
36.	127.84	106.12	1229.22	0.14823
37.	133.44	105.98	1238.97	0.15036
38.	138.27	105.94	1242.25	0.15768
39.	131.46	106.07	1238.77	0.14120
40.	126.04	105.86	1238.27	0.13918
41.	137.98	105.87	1240.90	0.15760
42.	124.94	106.08	1237.99	0.14427
43.	121.35	106.09	1237.38	0.13768
44.	121.11	106.09	1237.39	0.13729
45.	131.91	106.08	1240.45	0.13831
46.	145.11	106.24	1242.97	0.16058
47.	139.78	106.02	1241.66	0.15983
48.	125.22	105.84	1237.88	0.14462
49.	106.36	106.12	1077.29	0.04148
50.	136.92	106.13	1181.62	0.15681
51.	144.57	106.23	1242.78	0.16087
52.	140.18	106.06	1214.93	0.15451
53.	150.55	106.98	1244.44	0.16590
54.	139.00	105.97	1241.64	0.15407
55.	149.59	107.08	1244.20	0.16228
56.	132.48	105.94	1240.68	0.14347
57.	124.71	106.10	1238.77	0.14268
58.	135.92	106.10	1240.38	0.13931
59.	124.89	105.91	1238.42	0.13925

表 3.3 無母數統計結果

Parameters	Spearman coeff.	Significance
Temperature transport model	-0.8361	1
Scram speed	0.6576	2
Jet pump M ratio	0.2253	3
Steam line inertia	0.2082	4
Recirculation loop volume	0.207	5
Lower plenum volume	-0.2009	6
Steam line pressure drop	0.1479	7
Downcomer volume	0.0979	8
Separator Pressure Drop	-0.0942	9
Initail level	0.0903	10
Steam line volume	0.0439	11
Separators inertia	0.0258	12
Steam dome volume	0.0176	13

表 3.4 Spearman 係數

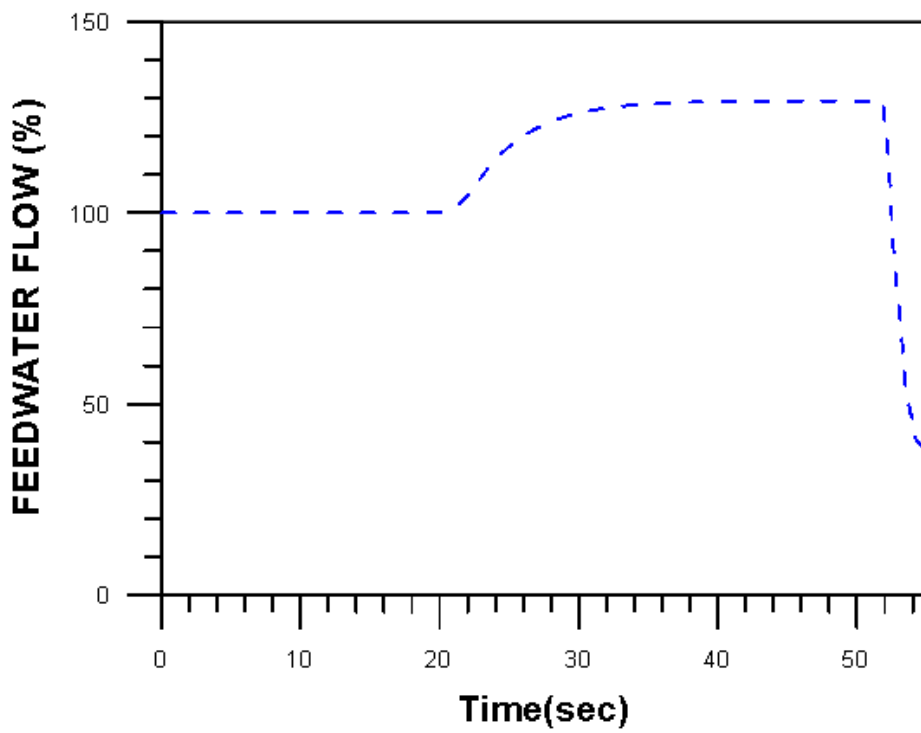


圖 3.1 飼水流量對時間

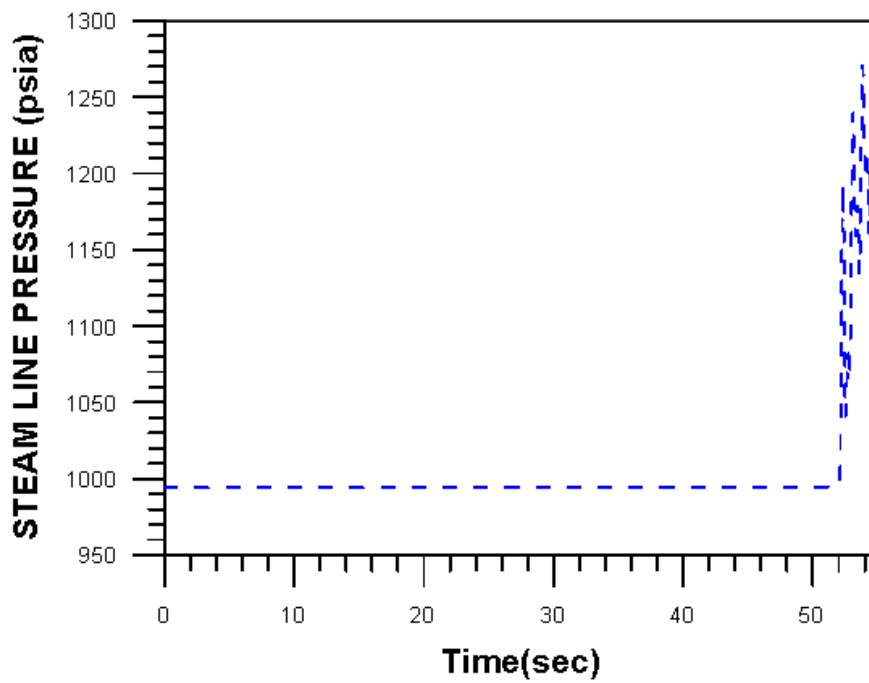


圖 3.2 主蒸汽管路壓力對時間

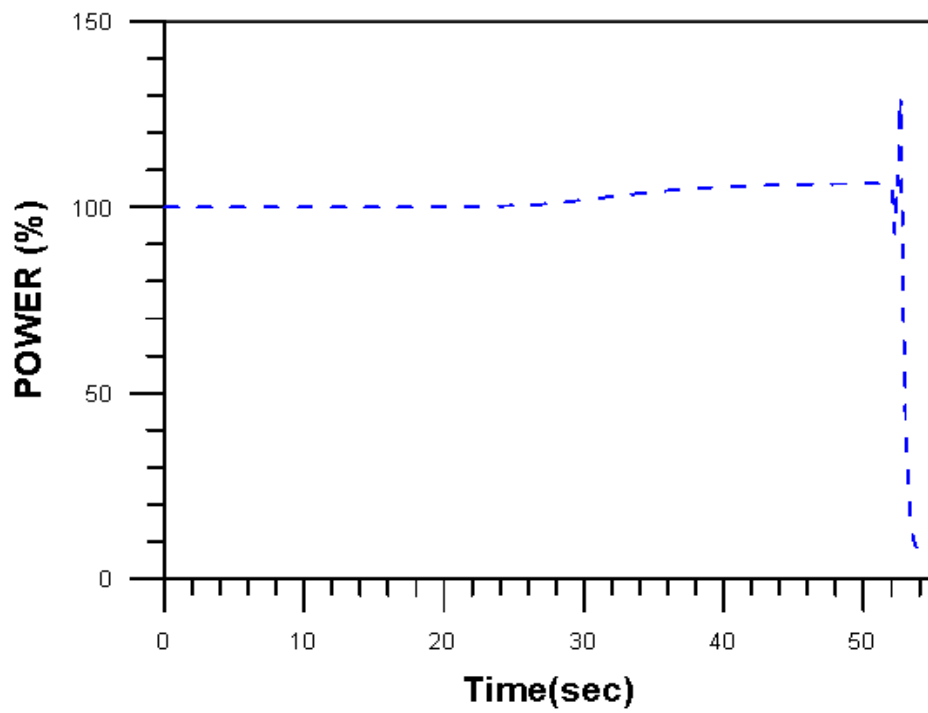


圖 3.3 功率對時間

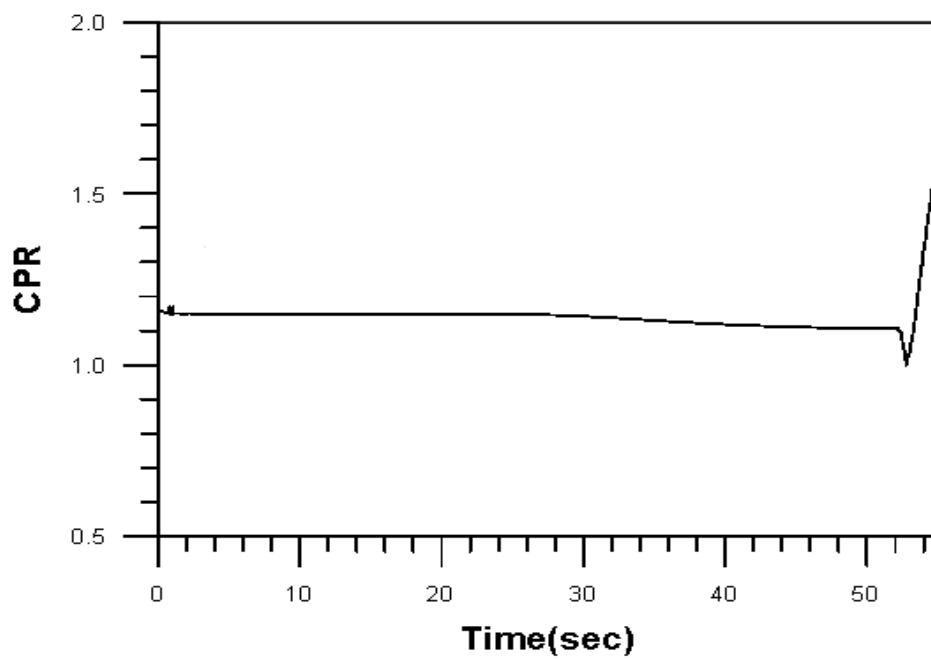


圖 3.4 熱限值對時間

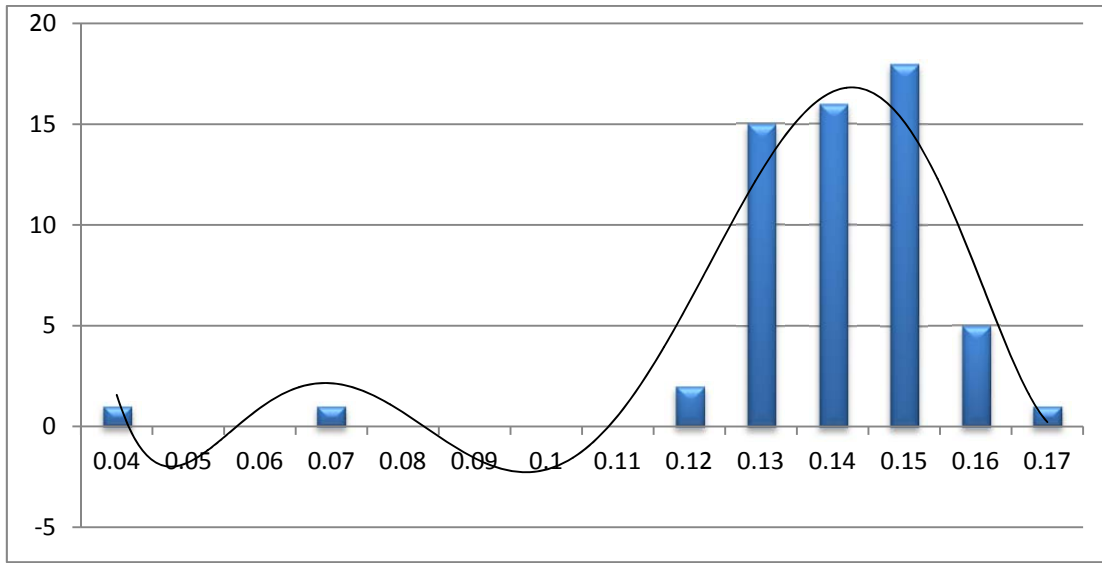


圖 3.5

Parameter	Areva	This study
Reference pressure(psia)	1040	1040
100% Core Power (MWt)	3282	2943
Core flow (Mlbm/hr)	65.1	93.1612
Core inlet enthalpy (Btu/lbm)	517	530
Feedwater temperature (°F)	424	424
Feedwater flow rate (Mlbm/hr)	14.2	12.7

表 3.5

Sourece	ΔCPR
Areva	0.15
Sensitivity	0.1701
GRS	0.17683

表 3.6

肆、參考文獻

1. USNRC, “Quantifying Reactor Safety Margins” , NUREG/CR-5249, December 1989
2. 苑瑞盈, “BWRHB-INER, A FORTRAN Program for reactor heat balance Calculation for BWR and ABWR” ,06-4-REP-125-002-1.0, Rev.1, 核能研究所, 2005年3月
3. J.A. Umbarger and A.S Digiovine, “SIMULATE-3 Advanced Three Dimensional Two Group Reactor Analysis Code Reactor” for, Studvik/SOA-89/03, November 1989
4. J.T Cronin, “SLICK: SIMULATE-3 Linking for Core Kinetic User’s Manual” ,September 1989
5. M. P. Paulsen et al, “RETRAN-3D-A Program for Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Complex Fluid Flow Systems” , NP-7450(A), Computer code manuals, Volume 1~4, Computer Simulation & Analysis, Inc., July 2007