

行政院原子能委員會  
委託研究計畫研究報告

龍門核電廠穩定性分析研究  
Investigation into stability characteristics of Lungmen NPP

計畫編號:1012001INER006

受委託機關(構):財團法人核能資訊中心

計畫主持人:謝昌倫 博士

共同主持人:施純寬 教授

聯絡電話:03-5727991

E-mail address:clhsieh@ess.nthu.edu.tw

核研所聯絡人員:林浩慈 博士

報告日期:2012年11月20日

## 目 錄

目 錄.....	I
表目錄.....	IV
圖目錄.....	V
中文摘要.....	1
英文摘要.....	2
壹、計畫源起與目的.....	3
一、沸水式核反應器穩定性特性.....	3
二、計畫源起.....	4
三、計畫目的.....	5
貳、研究方法與過程.....	9
一、文獻回顧.....	9
(一)不穩定的類型.....	10
(二)沸水式反應器穩定性的影響因素分析.....	11
1.熱流動力循環.....	12
2.中子動力循環.....	13
(三)研究方法.....	16
1.實驗方法.....	17

2.時域方法 .....	18
3.頻域方法 .....	19
(四)拉塞爾-不穩定事件後的影響與研究 .....	21
(五) BWROG 長期穩定性解決方案 .....	24
<b>二、龍門電廠的改進措施 .....</b>	<b>25</b>
(一)針對爐心運轉安全性的主要改進措施 .....	26
(二)針對爐心運轉穩定性相關的主要改進措施 .....	27
<b>三、LAPUR6.0 方法論.....</b>	<b>28</b>
(一) LAPUR6.0 程式簡介.....	32
1.可變流動面積的輸入卡號與應用方式 .....	34
2.加入計算局部壓降功能的輸入卡號與應用方式 .....	35
(二) SIMULATE-3 使用說明 .....	35
(三) PAPU 使用說明 .....	37
(四) EXAVERA 使用說明.....	38
(五) DRASM 程式使用說明 .....	39
<b>四、廠商的穩定性分析方法 .....</b>	<b>41</b>
(一) ODYSY 程式簡介 .....	42
(二) ODYSY 計算程序的設定簡介 .....	44

(三) ODYSY 穩定性方法論與分析 .....	45
<b>叁、主要發現與結論 .....</b>	<b>93</b>
<b>一、LAPUR 分析結果與 ODYSY 比較 .....</b>	<b>93</b>
<b>二、龍門電廠與金山、國聖電廠之穩定性分析的比較 .....</b>	<b>93</b>
<b>三、龍門電廠改進措施對相關重要參數的影響 .....</b>	<b>94</b>
(一)入口收縮係數改變對於壓降的影響 .....	95
(二)不同型式沸水式電廠入口收縮係數與壓降的比較 .....	97
(三)流動面積改變對於密度反應度係數的影響 .....	97
(四) 不同型式沸水式電廠流動面積與密度反應度係數的比 較 .....	98
(五) 較多的汽水分離機對於爐心壓降的影響 .....	99
<b>四、龍門電廠穩定性改進措施對穩定性的影響 .....</b>	<b>99</b>
<b>肆、參考文獻 .....</b>	<b>114</b>
<b>伍、附錄 .....</b>	<b>114</b>

## 表目錄

表 2.1 雙相流不穩定性分類.....	47
表 2.2 各類參數狀態對穩定性的影響.....	48
表 2.3 實驗方法之研究論文統計表.....	49
表 2.4 時域方法之參考論文統計表.....	50
表 2.5 頻域方法之參考論文統計表.....	51
表 2.6 研究方法優缺點比較.....	52
表 2.7 BWR 不穩定事件表.....	53
表 2.8 LAPURX 每次分析需要更動的卡號.....	54
表 2.9 LAPURW 每次分析需要更動的卡號.....	55
表 2.10 LAPURX 卡號 58~62.....	56
表 2.11 LAPURX 卡號 63~66.....	57
表 2.12 SIMULATE-3 擾動設定.....	58
表 3.1 LAPUR6.0 與 ODYSY 比較.....	101
表 3.2 三座不同型式電廠爐心相關重要參數.....	102
表 3.3 不同型式的三座沸水式電廠衰減率的比較.....	103
表 3.4 入口收縮係數對於不同型式的三座沸水式電廠影響比較.....	104

## 圖目錄

圖 1.1 BWR 爐心中子動力循環與熱流循環耦合機制 .....	7
圖 2.1 流體入口流速與入口次冷度的影響(BWR4).....	59
圖 2.2 熱功率的影響 .....	60
圖 2.3 系統壓力的影響.....	61
圖 2.4 入出、口節流限值的影響.....	62
圖 2.5 功率分佈形狀的影響.....	63
圖 2.6 格架對系統穩定性的影響.....	64
圖 2.7 由 Dodewaard 穩定性圖譜區分第一型與第二型不穩定 ...	65
圖 2.8 衰減率與無因次參數 Zuber no. 的關係 .....	66
圖 2.9 衰減率與無因次參數 Subcooling no. 的關係 .....	67
圖 2.10 衰減率物理意義圖示.....	68
圖 2.11 DESIRE 實驗裝置簡圖.....	69
圖 2.12 實驗裝置 SIRIUS-F 模擬 ABWR 電廠.....	70
圖 2.13 不穩定區域的功率-流量圖譜.....	71
圖 2.14 核一廠一號機功率/流量圖上禁區範圍的示意圖.....	72
圖 2.15 控制棒節距示意圖.....	73

圖 2.16	SIMULATE-3 的輸入檔編輯示意圖 .....	74
圖 2.17	LAPURX 輸出結果-壓降分布 .....	75
圖 2.18	LAPURX 輸出結果-通道流量與系統總壓降 .....	76
圖 2.19	LAPURW 輸出結果-密度反應度係數 .....	77
圖 2.20	LAPURW 輸出結果-同相與異相衰減率 .....	77
圖 2.21	輸出檔 CAIDAS.OUT .....	78
圖 2.23	SIMULATE-3 的燃料軸向區間資料 .....	80
圖 2.24	設定完成之 LAPURX 卡號 58~62.....	81
圖 2.25	SIMULATE-3 的燃料格架資料 .....	82
圖 2.26	設定完成之 LAPURX 卡號 63~66.....	82
圖 2.27	EXAVERA 運算的流程圖 .....	83
圖 2.28	EXAVERA 驗證 .....	84
圖 2.29	尋找區間與間隔之示意圖.....	85
圖 2.30	找出最大衰減率之流程圖 .....	86
圖 2.31	DRASM 程式的操作介面 .....	87
圖 2.32	DRASM 結果產生畫面 .....	88
圖 2.33	DRASM 產生的輸出檔 .....	89
圖 2.34	DRASM 程式在 LAPUR6.0 方法論中所包含的範圍 .....	90

圖 2.35 新版 DRASM 程式的視窗介面.....	91
圖 2.36 新版 DRASM 程式的輸出結果視窗介面 .....	92
圖 3.1 龍門電廠與其他不同型式電廠穩定運轉邊界的比較.....	105
圖 3.2 三座不同型式電廠入口收縮係數與單相壓降的比較 .....	106
圖 3.3 三座不同型式電廠壓降比與衰減率的比較 .....	107
圖 3.4 國聖電廠全長棒與半長棒對空泡分率的影響比較 .....	108
圖 3.5 國聖電廠全長棒與半長棒對密度反應度係數的比較 .....	109
圖 3.6 不同型式電廠全長棒與半長棒對衰減率的影響比較.....	110
圖 3.7 不同型式電廠面積比與密度反應度係數的比較.....	111
圖 3.8 不同型式電廠密度反應度係數與衰減率的比較.....	112
圖 3.9 不同型式電廠全面沸騰壓降與雙相壓降的比較.....	113

## 中文摘要

沸水式反應器在某些特殊情形下易導致不穩定性發生，此一類型的不穩定效應是結合了中子與熱流效應，在某些特定情況下是非常敏感的。本計畫是以興建中龍門電廠做為研究主體，希望藉由此一研究發展一套處理 ABWR 同相與反相不穩定性的產生機制、理論與控制方法。

此計劃是以 SIMULATE-3 與新版的 LAPUR6.0 程式結合，再加入其他相關的程式，建立 LAPUR6.0 方法論，再以此方法論為頻域的分析工具，探討並分析龍門電廠爐心的穩定性特質。為了要增進並改善以 LAPUR 程式執行計算衰減率的過程，以過去所發展的一套自動執行輸入參數與計算衰減率的程式-DRASM 為工具，確保執行分析結果的正確性。

藉由所建立的 DRASM 自動執行程式，執行並計算衰減率，先與廠家所提供的運轉邊界做衰減率比對，確定誤差的範圍。藉由核一廠、核二廠與龍門電廠在相同功率/流量運轉點比較分析，確立龍門電廠具有優異穩定性特質。接著再進行參數靈敏度分析，藉以探究龍門電廠的改進措施的影響，研究龍門電廠具有較小的入水孔徑，使爐心單相壓降增加，雙相壓降減少，另外在以加大爐心控制棒節距的方式，爐心的流動機增加，以得到較低的密度反應度係數；這些改進措施大大增進系統的穩定性。

## **Abstract**

Under certain operating conditions, just like other BWRs, Lungmen NPP (ABWRs) should be reasonably assumed that the power oscillation is susceptible to the coupling of neutron-thermohydraulic instabilities. For the purpose of investigating the characteristic of Lungmen, a well developed methodology-LAPUR6.0 methodology is used to study the stability analysis of this under construction nuclear power plant in this research.

LAPUR6.0 and SIMULATE-3 codes were deployed to establish a process to conduct the stability analysis. LAPUR6.0 methodology is based on these two codes and plus several interface programs, to analyze reactor core instability characteristics. For the sake of improving calculation process, an automatic program to perform LAPUR6.0 methodology-DRASM used to analyze stability characteristic in the research.

Moreover, the Lungmen NPP has adopted lots of design features, trying to improve the reactor stability. As for exploration to the effectiveness of these advanced designs, the study also contributes to compare the neutronic-thermohydraulic parameters versus power/flow operating points among different type of boiling water reactors. The results of the study indicate that for a given operation power/flow point, the decay ratio for Lungmen NPP is always smaller due to the neutronic-thermohydraulic parameters from the use of advanced designs.

## 壹、計畫源起與目的

### 一、沸水式核反應器穩定性特性

沸水式核反應器是以輕水作為冷卻劑，此一類型的反應冷卻劑的主要功用有二：（1）作為冷卻劑（2）作為中子緩和劑。反應器動態循環操作模式主要是由兩個特殊且相互作用的動力循環迴路所構成；分別為主導熱的產生的中子迴路(neutronic loop)與熱流，控制熱傳遞率、冷卻劑密度以及反應器爐心的流量分布的熱水力迴路(thermal-hydraulic loop)。這兩種交互作用的動力循環機制，是藉著中子緩和劑的密度相依性產生。改變冷卻劑密度就會使爐心中子通率改變，導致功率產生變化又轉而影響冷卻劑的密度。

水進入反應器爐心後，溫度逐漸接近飽和狀態且有部分蒸氣產生。系統壓力如果上升會使得爐心部分的蒸氣氣泡體積減少，因而使冷卻劑密度增加；冷卻劑密度的改變會引起流量與功率產生改變。上述每一過程皆可視為伴隨時間響應並做回饋，使得冷卻劑的密度有新的變化。流量發生改變是經由水力藕合(hydraulic coupling)發生在全體入、出口通道冷卻劑的密度擾動。綜合上述整個爐心的不穩定性是由兩個具有互相影響的迴路所驅動：中子迴路與熱水力迴路是藉由與密度相關的水的功率與

杜卜勒效應 (Doppler effect) 的反應度變化所驅動。如圖 1.1[1] 所示。

此外依據中子通量震盪是否擴及整個反應器爐心或是只侷限於一半的爐心區域，而區分為同相 (Fundamental mode, In-phase) 或是異相的不穩定性 (First subcritical mode, Out-of-phase)。由於異相不穩定性所特有的局部大震盪振幅，而爐心整體做平均功率量測後的振幅，可能並未顯現震盪的現象，如圖 1.2[2]所示。異相的不穩定性有別於整個爐心的震盪又可稱為區域震盪模式 (Regional mode oscillation)，是一種因為中子與熱流耦合的回饋反應，而產生與空間有相依存關係的現象。這類由於中子通量震盪而侷限於部分爐心區域，或是遍佈整個爐心區域的這類現象，亦為沸水式反應器所特有的。

## 二、計畫源起

沸水式反應器(BWR)在某些特殊情形下易導致不穩定性發生，此一類型的不穩定效應是結合了中子與熱流效應，在某些特定情況下是非常敏感的，甚且有可能引起不穩定事件的發生，這也是沸水式反應器所特有的，且應持續關注的重要議題。龍門電廠是屬於進步型沸水式反應器-ABWR，為商用沸水式核能電廠

當中最新的設計。雖然其反應器設計與製造為美國奇異公司，但美國目前沒有 ABWR 機組，現今全世界僅日本東京電力公司 (TEPCO) 的柏歧刈嶼電廠有兩座 ABWR 機組運轉中，因此；龍門電廠一號機與二號機是全世界目前唯一即將試運轉的進步型沸水式反應器。進步型沸水式反應器是國內近二十多年來首度新建並即將試運轉的核電廠；在美國有許多核能組織與機構希望能提出永遠的解決方案：『確保因功率震盪而超過燃料運轉設計極限的情形不會發生或是發生時能易於被偵測且能迅速被控制與壓制下來』，基於上述的理念，發展龍門電廠的穩定性分析研究計畫。

### **三、計畫目的**

目前國外專門針對進步型沸水式反應器的穩定性特質分析的研究文獻並不多見，且國內相關研究亦甚為稀少，因此需要深入探究進步型沸水式反應器的試運時的穩定性特質，作為爐心穩定性分析結論的依據。為了提昇營運績效與加強運轉安全，龍門電廠(進步型沸水式反應器-ABWR)其設計上有許多地方依據傳統輕水式反應器之理念作了某種程度的改善。因龍門電廠嶄新之安全設計，對國內而言尚屬陌生，但是在某些特殊情況下，但是

沸水式電廠所特有的-因為中子與熱流效應所引起的不穩定，仍是需持續關注的重要議題。為充分瞭解龍門電廠爐心燃料裝填後試運轉的穩定性，此一研究計畫除了透過爐心穩定分析和廠商所提供的運轉邊界做驗證之外；也將龍門電廠與金山、國聖等同類型但不同型式的沸水式反應器做相關重要參數(例如:密度反應度係數、壓降、入口損失係數...)做比較研究分析，藉以深入探悉龍門電廠的穩定性特質。

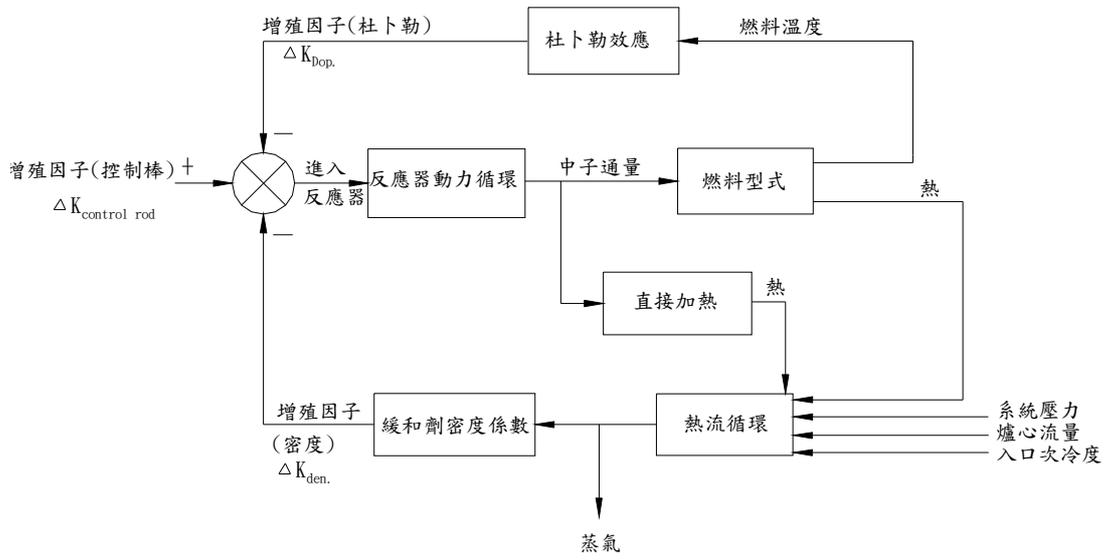
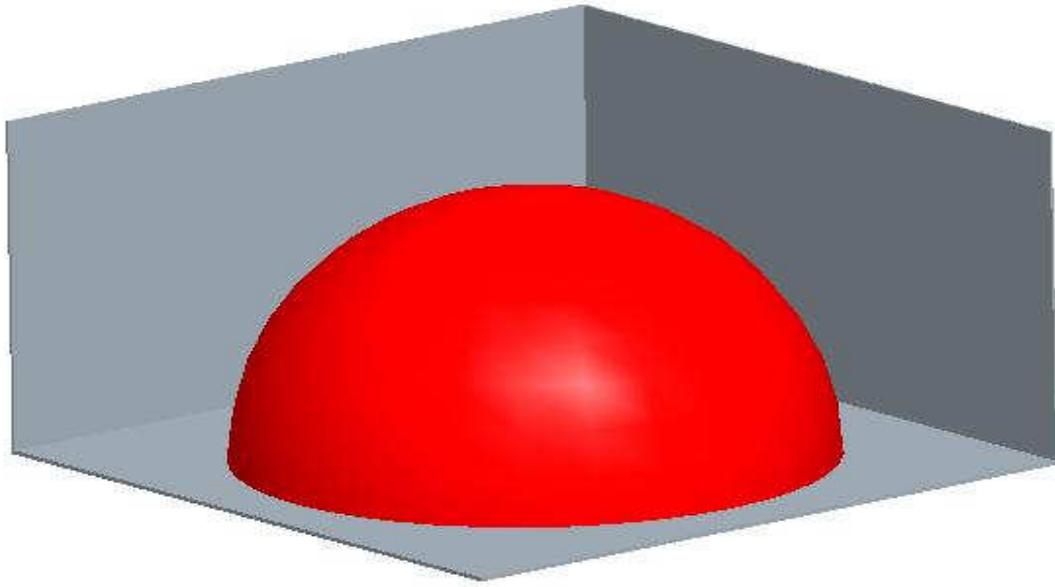
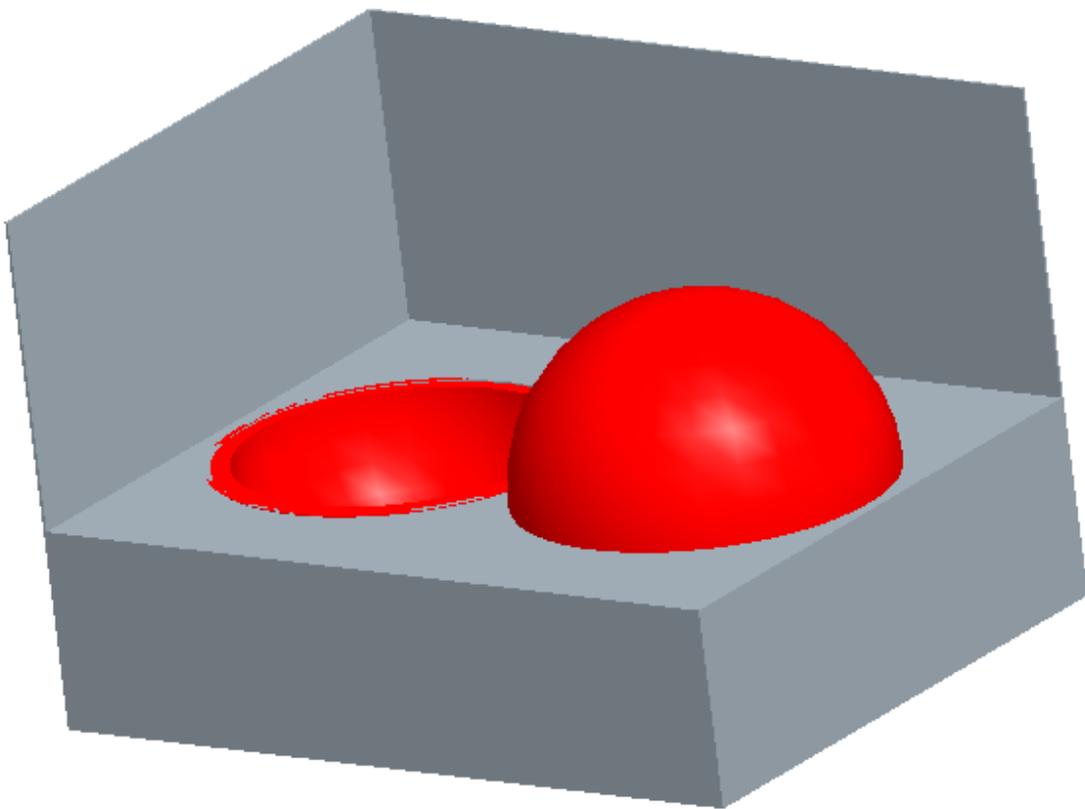


圖 1.1 BWR 爐心中子動力循環與熱流循環耦合機制



**Fundamental Mode**



**First Subcritical Mode**

圖 1.2 同相震盪與異相震盪示意圖

## 貳、研究方法與過程

龍門電廠是屬於進步型的沸水式反應器，因龍門電廠嶄新之安全設計，對國內而言尚屬陌生。因此，為充分瞭解龍門電廠爐心燃料裝填後試運轉的穩定性，此一研究計畫的實行是由探詢相關的研究文獻作為開端，接著探究龍門電廠的改進措施，藉以了解龍門電廠改進措施對於其穩定特質的影響。然後採用LAPUR方法論驗證改進措施對於龍門電廠穩定特質的影響，經由與廠商所提供的分析結果比對，以及國內不同型式的沸水式電廠的參數比較分析，既能確保分析結果的正確性，也可深入探究龍門電廠的穩定性特質。植因於上述的分析邏輯，此一章節著重於了解龍門電廠的改進措施與研究方法的確立，介紹LAPUR方法論與其相關的應用程式，同時也陳列廠商所使用的ODYSY程式；所有的分析與比較的結果將在下一章節-“主要發現與結論”中做完整的敘述。

### 一、文獻回顧

拉塞爾電廠事件的發生，給核能界人士對沸水式反應器穩定分析，帶來積極的啟發性；也使得在過去20年來一直有許多學者從事相關研究，過去已有許多學術論文與研究計畫針對傳統沸水式反應器作爐心的穩定性分析與研究；但針對新型的核反應器

-ABWR所做的穩定性分析與研究仍甚為稀少。目前國外針對ABWR-進步型沸水式反應器發表的論文大都偏向於安全事故分析，而針對反應器爐心穩定性分析所發表的研究論文仍較少。在2005年法國亞維儂所舉行的核能國際會議（NURETH11），日本學者Masahiro Furuya（Masahiro Furuya et al., 2005）[3]以所設計的實驗裝置SIRIUS-F來模擬ABWR爐心熱流與中子耦合機制的穩定性分析，此一研究主要是針對整體爐心的穩定性做分析。在2006於日本名古屋所舉行的第十五屆核子工程國際會議(ICONE 15) 學者Masahiro Furuya（Masahiro Furuya et al., 2007）[4]接續先前所發展的實驗裝置SIRIUS-F，但以時域為分析基礎運用自回歸模型(Auto-Regressive)的方法，檢視實驗裝置所產生的頻率並計算ABWR異相衰減率。也因為進步型沸水式反應器與傳統沸水式反應器所引發同相（Global Mode）異相（Regional Mode）不穩定性的原因與機制相同，因此一些過去重要的相關研究論文仍具有啟發性與參考價值，茲將相關重要研究論文與相關穩定性之研究分析歸納羅列於下：

#### (一)不穩定的類型

在沸水式反應器中雙相流不穩定性具有主導性的因素，而此

一類型又是屬於系統的不穩定性。依照文獻所研究，常將雙相流的不穩定性區分為靜態不穩定性與動態不穩定性。簡言之，靜態不穩定性是一種可以用穩態定律或方程式預測的不穩定性；而動態的不穩定性則是必須採用與時間相關的暫態方程式能預測的不穩定性。表 2.1 是波瑞(Boure et al., 1973) [5]等，所歸納出來的各種靜態與動態不穩定性及其機制與特性所做的分類。至於沸水式反應器則是屬於動態不穩定性，此一類型的流動不穩定性會由反應器功率經由空泡的反應度耦合在一起；而形成複合型的動態不穩定性(compound dynamic instability)。

## (二)沸水式反應器穩定性的影響因素分析

沸水式反應器的爐心有為數可觀的燃料棒，其存在徑向的獨立水力行為；但在入、出口（爐心頂部與底部）具有互相影響的關係。此一存在的現象使得爐心燃料通道（劃分區域）易受冷卻劑密度波的不穩定性影響。在爐心入口的壓力擾動會產生流量的擾動，且因為流經通道而轉換成隨時間變異的冷卻劑密度波。這些密度波會導致靜態軸向壓降的擾動，燃料棒的壓降會與空泡分率有莫大的依存關係。上述的現象可用兩種在爐心交

互影響的回饋機制來討論：也就是熱水力回饋機制與中子回饋機制；並且會在爐心流量與熱功率製造振盪。所以以下的章節分別針對影響沸水式反應器穩定性的各類因素做分析；分別就不同的動力循環機制以及與衰減率的相關的參數做討論：

### 1. 熱流動力循環

考慮熱流動力循環，影響穩定性的參數可歸納為：流體入口流速、單相區；雙相區的壓力降、熱功率、系統壓力、入口與出口節流限值、入口次冷度、功率分佈的形狀與其他參數效應。 Park 等人[4]，針對上述的穩定性參數利用頻域的方法，以奈奎斯特圖作為分析工具；探討上述參數在圖上的曲線距離實數軸 (-1,0) 的遠近，作為影響穩定性大小的參考依據，如圖 2.1~圖 2.6 所示。此處是以數學與控制理論相結合，因為奈氏曲線所代表的是開迴路的轉移函數的表示式為：

$$G \times H \quad (2.1)$$

而整個控制系統的穩定性的分析必須使用閉迴路的控制系統，其相對應的表示式為：

$$\frac{G}{1+G \times H} \quad (2.2)$$

G：系統轉移函數

H：測量系統轉移函數

所以當為奈氏曲線所代表的開迴路的轉移函數愈接近-1時，會愈易造成(2.2)式中的分母發散，而使系統愈不穩定。最後將前述與熱流相關的參數，其對穩定性的影響，予以整理成表 2.2。

## 2. 中子動力循環

考慮中子動力循環所產生的不穩定性影響因素；此一因素可由下列的論文中歸納出，在中子動力循環主要是藉由空泡反應度來呈現其影響性。學者 Fukuda 與 Kobori[7]在 1979 年所發表論文指出如何區分兩種存於沸水式核反應器的不穩定性機制；第一型密度波不穩定性：指由於重力壓降所主導的不穩定性；第二型密度波不穩定性：指在爐心，由單相與雙相間的相互作用的摩擦所主導的不穩定性。

爲了界定第一型與第二型的密度波不穩定性，學者潘欽博士於 1994 年所提出以無因次參數(Zuber no. & Subcooling no.)[8, 9]所建構的穩定圖譜，並且藉以區分第一型與第二型的密度波不穩定性，並由此後廣為採用。Zuber no. 以及 Subcooling no. 的定義如下：

$$N_{Zu} \equiv \frac{P}{\phi \Delta h} \frac{(\rho_l - \rho_g)}{\rho_g} \quad (2.3)$$

$$N_{sub} \equiv \frac{T_{sub} c_p}{\Delta h} \frac{(\rho_l - \rho_g)}{\rho_g} \quad (2.4)$$

(2.3)與(2.4)式中，各個參數符號所代表意義如下：

h: 混合流體熱焓

$\rho_l$ : 液相的密度

$\rho_g$ : 蒸氣相的密度

$\Phi$ : 冷卻劑的質量流率

$c_p$ : 常壓下的比熱

$T_{sub}$ : 冷卻劑入口次冷度

$N_{Zu}$ : Zuber no.

$N_{sub}$ : Subcooling no.

Van Der Hagen (1997)[10]探討自然循環的沸水式反應器獲致，中子回授對於第二型的密度波不穩定性（常發生在高功率與低流量的狀態），會有增加的效應；使得系統的共振頻率會到一個較高的狀態，此一現象對於強制對流循環也有相同的影響。對於 Zuber no. 以及 Subcooling no.在穩定圖譜的區分與範圍可參考圖 2.9，至於這些無因次參數對於穩定性的影響，則可由圖 2.7 與圖 2.8 其對衰減率的關係可以看

出其相對應的趨勢。

Nayak, Vijayan,(2002 ) [7] 等人提出遲延中子對於第一型的密度波不穩定性與第二型的密度波不穩定性，會有強烈的影響；並指出空泡分率（void fraction）、燃料溫度以及燃料時間常數會影響中子回授。March-Leuba 等人(1983)[1] 率先就可能影響爐心運轉穩定的各種因素作全域分析，並且以密度反應度係數(density reactivity coefficient, DRC) 作為主要的參考指標。

由前述的論文回顧中可發現，針對沸水式反應器的穩定性分析，一般皆以衰減率做為衡量的標準。此處針對衰減率以圖 2.10[12]來做簡單而易於明瞭的說明，也就是當系統運轉中其震幅的比值。若是如圖 2.12 所示，振幅 B 小於振幅 A，則代表前後振幅比值小於 1，系統是屬穩定狀態；反之若是振幅 B 大於振幅 A，則代表前後振幅比值大於 1，系統是屬不穩定狀態。為了評估且控制爐心的不穩定性，歸納出不穩定較易發生在高功率與低爐心冷卻劑流量的情形。傳統上是以量測爐心的功率與流量圖譜中選取某些特定點測得其衰減率（decay ratio），這些特定點的衰減率一般是經由平均功率監視器（Average Power Range Monitor : APRM）與局部

功率監視器 (Local Power Range Monitor : LPRM) 來做偵測與決定。經由實驗量測衰減率發現，在全域 (同相(in-phase)) 震盪模式與區域 (異相(out-of-phase)) 震盪模式中全域會具有低衰減率與高振幅訊號的特質，而區域則具有高衰減率與低振幅訊號。也因此衰減率較適用於異相模式中，來作為界定不穩定性區域的良好指標。Cheristofer M. Mowry [13] 的研究顯示，爐心的穩定性是由該區域的空泡分佈 (void distribution) 所主導，而這一現象是由功率與流量的操作圖譜所調控。Christopher M. Mowry 提出主要五項因素會嚴重影響空泡分佈：爐心流量、爐心功率、軸向通量的形狀、爐心與進口的次冷度；而這些因素皆會與爐心衰減率有相依的函數關係。如方程式(2.5)所示：

$$DR_{core} = f\{AP_i, RP_i, P, W, DHS\} \quad (2.5)$$

### (三) 研究方法

研究密度波震盪的方法一般可分為實驗方法、時域方法與頻域方法。在 1988 年美國拉塞爾電廠二號機所發生的不穩定事件，吸引全世界許多學者對沸水式反應器的注意與研究觀念的改變。許多學者希望用時域方法與頻域方法以模式化的方式來處理不穩定性的問題。

## 1. 實驗方法

早期的實驗方法首推 Anderson(1970)[14]所提出流阻 (hydraulic impedance)的概念，希望用來當作預測沸水式環路穩定性的分析工具；並利用電加熱器、震盪器及其他附屬管路，建立沸水環路流阻測量系統，由量測數據來驗證其理論。Carmichael & Niemi(1978)[15]和 Woffinden & Niemi(1981)[16]分別對 Peach Bottom 核能電廠二號機組之第二燃料循環(Cycle 2)、第三燃料週期(Cycle 3)作暫態及穩定性測試。所得到的數據資料對於用來驗證 BWR 穩定性分析程式，有極大幫助。Enomoto 等人(1985)[17]利用電熱棒束來模擬 BWR 平行管路中燃料束、格架及入口節流係數，找出流體開始震盪之起始功率。Kruijf [18]以 Freon-12 為工作流體，利用所設置的 DESIER 裝置(依據比例將自然循環的 Dodewaard 沸水式核電廠縮小)，以幾何相似理論來模擬沸水式反應器的自然循環，來探討密度波的穩定性的性質。其實驗裝置如圖 2.13 所示。日本學者 Masahiro Furuya[3]以所設計的實驗裝置 SIRIUS-F 來模擬 ABWR 爐心穩定性分析，如圖 2.14 所示的實驗裝置，為了模擬並藉以印證 ABWR

的穩定性。表.2.3 則是將以實驗方法為研究依據，所做的相關文獻回顧與整理。

## 2.時域方法

以時域為主的分析方法最早是 Meyer & Rose (1963)[19]將飄移通率的守恆方程式，由微分型式改成有限差分型式，利用電腦程式 XITE-1 求解並預測出震盪行為。此篇論文並指出動量積分法(momentum integral)的分析能力遠比通道積分法(channel integral)或拉格朗日座標法(Lagrangian coordinate)強，但其缺點為程式計算時間長，花費昂貴。Yokomizo (1983)[20] 建立沸水式反應器爐心穩定性分析時域程式；考量了平行通道、燃料棒徑向熱傳、燃料通道接近次冷態的準平衡狀態的熱水力、再循環水動力。其分析結果顯示，對於有限小振幅的擾動，爐心的震盪行為接近線性；但是必須有花費較大的時間去做收斂運算。同時在循環的水頭擾動，會對於空泡分率的相與振幅造成嚴重影響。March-Leuba 等人 (1984)[21]為了瞭解 BWR 在非線性不穩定區域之動力行為，因而發展 BWR 非線性分析模式；包含了空泡反應度耦合回饋機制、單一遲延中子群之中子動力、燃料棒熱傳導及在循環迴路動力行為；並配合 Vermont Yankee 測試數據求

得非線性模式的重要參數。Takigawa(1987)[22]以 STANDY-2 程式，分析 Caroso 電廠的不穩定事件，藉由三維空間的中子模式與多通道的熱流分析模式，驗證程式對於異常事件發生的解析與預測能力。表 2.4 則是將以將此處所參考的時域方法為研究依據，所做的相關文獻回顧與整理。此外 Yunlin Xu 和 Thomas Downar(2009)[37]等人利用 TRACE 結合 PARCS 來分析沸水式電廠的穩定性，利用下面三個方法產生擾動之後再利用後處理程式 DRARMAX 從 TRACE/PARCS 的輸出檔中算出衰減率跟頻率。

(1)控制棒(中子)的擾動：在 PARCS 模型中快速移動控制棒再放回原來的位置。

(2)壓力(熱流)的擾動：在 TRACE 模型中的蒸氣管路加入一個小的擾動。

(3)爐心內雜訊的模擬：利用基礎、第一方位或隨機的雜訊組件之疊加產生瞬間的緩和劑密度回饋擾動。

### 3. 頻域方法

以頻域分析的方法首推由 Wallis & Heasley(1961)[18]，利用此一方法去分析三種簡化模式的穩定性問題，既自然對流環

路、加熱管的震盪和平行管的震盪；並利用奈奎斯特(Nyquist)圖判定穩定與否。Lahey & Moody(1977)[19]將頻域方法應用到 BWR 穩定性分析；利用均質模式，分析整個 BWR 流體環路穩定性問題，由奈奎斯特圖判定穩定與否，找出穩定性圖譜。到了 Saha & Zuber(1978)[20]以飄移通率模式，考慮二相間熱不平衡及次冷沸騰區，用頻域方法分析管流中不穩定現象，由 D-區分法找出穩定性圖譜。由 Wallis & Heasley Lahey & Moody 再到 Saha & Zuber 逐漸建立頻域分析完整的分析脈絡，其後的相關研究文獻，其頻域理論大都植基於上述的理論。

為了要達到『確保因功率震盪而超過燃料運轉設計極限的情形不會發生或是發生時能易於被偵測且能迅速被控制與壓制下來』的要求，在反應器爐心燃料重新裝填過程，一般皆以頻域模式作為應用數值計算的工具；最主要原因是因為此一方法非常適合用於預測衰減率。這類計算模式通常使用點中子動力學的估算方法來評估，根據基本的中子通量模型分析爐心區域（同相）的震盪。

綜上所述，因為爐心不穩定的現象主要是由中子因素（空泡反應度）與熱流方面（密度波傳遞）兩種回饋機制所支配；

所以衰減率可視為前述兩種回饋機制的重要指標。雖然衰減率適用於推算區域的不穩定性，但區域的不穩定性被認知為因中子的因素所引起，而中子回饋的預支配效能會低於爐心的不穩定性，這是因為次臨界高模態與爐心尺度效應的熱流回饋機制扮演主導的角色。以一個實用的角度來看，通常需要以數值的方法預測潛在的區域震盪；或是在功率與流量的函數圖譜中劃定不穩定的區域。這些工作較適合以線性頻域的方法來做評估與計算界定。學者 March-Leuba [23] 提出應用 LAPUR 程式去處理根據理想的均質模式的次臨界點動力模型。Hotta Akitoshi(2000) [38] 等人由次臨界第一方位角模式的衰減率，配合奈奎斯特圖與相關的功率形式做為參考指標，推論出軸向功率動量距離加權的權值觀念。表 2.5 則是將以此處所參考的頻域方法為研究依據，所做的相關文獻回顧與整理。表 2.6 是以上三種研究方法的優缺點，做一概括性的比較。

#### (四)拉塞爾-不穩定事件後的影響與研究

BWR 熱流穩定性事件最早於 1982 年義大利的 Caorso 電廠[24] 在非穩定區域（圖 2.13）操作時，發生異相（Out-of-phase）

功率共振事件，直到 1988 年美國 LaSalle-2 電廠測試閥門時，雖然在穩定區域範圍內運轉，但人為的開啟閥門產生的脈衝，影響飼水控制系統，造成 2 個再循環泵浦跳脫，流量減少至自然對流的情況，導致功率降低並且振盪，最後導致反應器急停結果。因為此事件為在正常運轉的模式下突發的現象，引起了美國核能管制委員會（NRC）與 BWR 電廠的重視[25]。其它有關 BWR 熱流穩定性事件可參考表 2.7 [25,26,27]，在表 2.7 中列述了至 2004 年為止共約 10 件不穩定性事件。

在 1988 年 3 月 9 日，美國 LaSalle-2 電廠測試閥門時，人為的失誤造成兩個再循環泵浦跳脫，導致功率震盪。由於此一事件給予學者一些新的研究方向，此後的研究重點主要在於試圖將沸水式核反應器的不穩定性，希望透過時域與頻域的方法予以模式化，並且找出所能安全運轉的操作區域。學者 March-Lebua(1990)[28]率先提出並且證明，爐心同相與異相的振盪是取決於中子回授增益、入口流量回授增益。同時也有許多學者透過時域、頻域的研究方法，將爐心振盪的問題做模式化分析。時域方面主要有 Muto(1990)[29]是將與空間相依的爐心暫態程式 STANDY 為基礎，模擬拉塞爾電廠的不穩定事件；探究爐心震盪時的熱功率限值與其他參數的影響。

Araya(1991)[30]是利用 RETRAN 程式為分析工具，以點動態模式出發，探究拉塞爾電廠事件中功率振盪與入口流量的控制是非常重要的因素。此外王仲容博士與施純寬教授也針對爐心以及肇始功率的振盪機制與發生做系列的研究[31]，先由探究各類參數效應對於系統穩定性的影響，接著由實驗中觀察雙相流圖譜與振盪的機制；得出振盪的主要肇因為因為實驗狀況處於流譜之彈狀流與攪拌流的過渡區而造成流譜變化的不穩定。另外又藉助 RETRAN 程式的分析模式做校驗，並配合國內核一與核二廠進行穩定性分析研究，參照 LaSalle 功率震盪事故的分析結果，得到除非核二廠所使用的阻流板流阻係數很小，否則在此類事故暫態下不易產生振盪[32, 33]。

在拉塞爾電廠事件發生後，以頻域方式探討實際核反應器穩定性分析，或是將所發展的理論與發生不穩定事件的核反應器作比對；則更趨熱絡。目前有許多分析程式是根據頻域分析的理論基礎，例如：STAIF 與 LAPUR。March-Leuba[28]以 LAPUR 程式，分析核電廠的實驗數據並與模擬結果驗證。Rao(1995)[34]以爐心點動態模式，分析中子回授與熱流回授交互作用機制所產生的不穩定性，並且評估相關參數的影響性，例如：爐心入口流速、燃料時間常數...。Hatta & Takeuchi(1995,2000)[35,36]

共同發表兩篇以 Lapur 為分析工具，驗證 Ringhals 一號機的區域不穩定性；並由次臨界第一方位角模式的衰減率，再配合奈奎斯特圖與相關的功率型式作為參考指標，推出軸向功率動量距離加權的權值觀念，並經由實際的測試驗證此一方法適用於爐心與區域的不穩定模式。此外藉由衰減率的決定，來訂立整個爐心的指標，並進而建立核反應器即時監控系統。國內目前也採用 LAPUR 程式並建立其方法論，驗證爐心重新裝填時廠商的裝填分析結果，此外藉由參數靈敏度分析得知熱流相關參數如爐心壓降，中子相關參數如密度反應度係數具有重要的影響性[40, 41]。此一研究計畫是採用 LAPUR6.0 方法論，深入分析龍門電廠的穩定性特質。

#### (五) BWROG 長期穩定性解決方案

為了避免爐心發生穩定性的問題，BWROG(BWR owners group) 提出了以下幾種解決的方案，分別為建立禁區(exclusion region)、Quadrant-Based APRM Scram 和偵測與壓制(OPRM-based detect and suppress)這三種。方案 I 是在功率流量圖上建立一個禁區，此禁區為爐心較易產生不穩定振盪現象的區域，故當電廠操作進入禁區時，應馬上利用急停或插入部分

控制棒的保護動作而離開禁區，以預防不穩定的振盪發生；圖 2.14 是核一廠運轉功率/流量圖[39]，黑色的部分即為禁區。方案 II 只對 BWR2 反應器有效，此種反應器具有四分之一爐心的 APRM 系統(quadrant-based APRM system)，能有效的偵測出同相與異相振盪的產生。若爐心發生振盪時，利用急停的保護動作，而排除爐心的不穩定現象。方案 III 是利用數群緊密相連之 LPRM 信號，並將其以電子方式結合成 OPRM 格點信號，此信號經由 option III 偵測演算邏輯決定何時需急停反應器。其中最常使用的方法是建立禁區，目前國內的核一、核二與龍門電廠是採取方案 I 和方案 III 併行的方式來預防不穩定的現象發生。

## 二、龍門電廠的改進措施

龍門核電廠是屬於進步型沸水式反應器，其與傳統的沸水式反應皆是以輕水作為冷卻劑，此一類型的反應冷卻劑的主要功用有二：(A).作為冷卻劑，(B).作為中子緩和劑。反應器動態循環操作模式主要是由兩個特殊且相互作用的動力循環迴路所構成；分別為主導熱的產生的中子迴路(neutronic loop)與熱流，控制熱傳遞率、冷卻劑密度以及反應器爐心的流量分布的熱水力迴

路(thermal-hydraulic loop)。沸水式反應器在某些特殊情形下易導致不穩定性發生，此一類型的不穩定效應是結合了中子與熱流效應，在某些特定情況下是非常敏感的。相較於傳統的沸水式反應器，ABWR 此一類型的反應器所做的改良方針主要是針對提升經濟效益、提升運轉發電與維護性能與強化可靠性與安全性等三個主要方向作改革。此處根據龍門電廠

#### (一)針對爐心運轉安全性的主要改進措施

根據核四的訓練教材[42]所述，與爐心運轉安全性有關的主要改變為：

- (1) 基於保守的應力限值、運轉經驗及實驗測試，確認直接熱交換循環之爐壓(約  $70.3 \text{ Kg/cm}^2$ )最為適當，可以降低護套溫度與應力。
- (2) 採取低冷卻水的溫度，高熱傳導係數，及中性的爐水水質之策略，以降低鋳合金護套的溫度並減少因溫度過高而引起的護套腐蝕與氫化現象，以達到高燃耗燃料之目標。此外，整個爐心燃料護套的溫度都相當接近，可以減低氫化遷移現象並降低熱應力。
- (3) 使用龐大的照射過燃料資料庫統計結果作為核燃料之熱機(thermal-mechanical)設計的基礎。設計的熱通

量與最大線性熱產生率(GE12B 燃料為 13.4Kw/ft)業  
已經過照射後核燃料數據驗證。

- (4) 使用極保守的功率分佈做為爐心設計與安全分析的基礎，以確保實際運轉週期之運轉彈性與可靠性。
- (5) 整個運轉週期中，燃料束的最高功率仍遠低於臨界功率限值。
- (6) 採用多部內部循環水泵取代傳統的再循環泵，提高運轉可靠度。

## (二)針對爐心運轉穩定性相關的主要改進措施

根據龍門電廠最終安全 FSAR[43]第四章的所列舉的主要是下列四點：

### (1)較小的注水口(Small inlet orifice)

會增加單相壓降(single-phase pressure drop)，可改善爐心與通道的穩定性。

### (2)較大的控制棒節距(Wider control rod pitch)

使流體的流動面積增加，可減少負的空泡反應度係數(the void reactivity coefficient become less negative)，可改善爐心與通道的穩定性，如圖 2.15 所示。

### (3)較多的汽水分離機(More steam separators)

使雙相流壓降少，增加系統穩定性。

#### (4)自動的選擇性控制插棒 (Automatic SCRRI)

可防止電廠爐心運作進入較不穩定的第三區域 (least stable region III)

上述的改進措施中較小的注水口與較大的控制棒節距，會直接影響爐心的穩定性特質，因此會針對(1)與(2)的改進措施以 LAPUR 方法論為分析工具，比較國內金山電廠與國聖電場的相關參數並作靈敏度分析深入探究龍門電廠的穩定性。

### 三、LAPUR6.0方法論

研究密度波震盪的方法可分為實驗方法、時域方法與頻域方法。在1988年美國拉塞爾電廠二號機所發生的不穩定事件，吸引全世界許多學者對沸水式反應器的注意與研究觀念的改變。許多學者希望用時域方法與頻域方法以模式化的方式來處理不穩定性的問題。因為沸水式反應器所具有的獨特不穩定性，一般都會訂定一穩定運轉邊界以區隔並有效抑制不穩定事件的發生。因此使用頻域的方法是最為有效且為NRC與BWROG所廣泛使用，同時也是因為此一方法非常適合用於預測衰減率。目前針對每次裝填燃料時必須分析評估反應度不穩定性，通道水動力不穩定性；此外功率的操作範圍與界定震盪的合理振幅，一般皆須仰賴尋求適當的衰減率(decay ratio)作為依據。上述的不穩定性與各

類動態參數皆可由LAPUR作分析，因為LAPUR為一頻域計算程式，主要在針對BWR電廠運轉穩定性做振幅衰減率分析。過去所使用的LAPUR版本為 5.2，經過去年成功引進並發展新版LAPUR6.0的方法論，使得新版程式能針對半長燃料棒做分析。

目前的LAPUR6.0分析過程可以劃分為五個部分，執行SIMULATE-3、執行PAPU和EXEVERA、編輯LAPURX和LAPURW輸入檔、比較LAPUR與SIMULATE-3的誤差、最後是讀取LAPUR的輸出檔。

首先是執行SIMULATE-3，先選定要分析的功率/流量點和燃耗值，接著編輯SIMULATE-3輸入檔，要修改的地方有三個：1.功率、流量、壓力和入口次冷度，2.燃耗值，3.棒位圖，如圖2.16所示。修改完後將輸入檔上傳到FTP然後執行SIMULATE-3，最後會得到KINETIC、.U、.S三個輸出檔。PAPU和EXEVERA是專門用來處理SIMULATE-3與LAPUR的熱流模式差異性與中子模式差異性。因為核一、核二與核四所得到的KINETIC檔格式會略有不同，所以要先將格式調成一樣另存成infile檔當作PAPU的輸入檔，最後執行PAPU得到輸出檔papusal，輸出Doppler係數跟密度反應度係數表提供給LAPURW輸入檔使用。EXEVERA能夠讀取.S檔，將爐心燃料束分區，輸

出每個分區的軸向功率、進口流量與K loss值，提供給LAPURX的輸入檔使用。

在LAPUR6.0分析過程中，LAPURW的輸入檔編輯跟5.2版本一樣，LAPURX的部分則是有新增卡號，其餘卡號也是維持跟LAPUR5.2一樣。當執行運算所需的輸入檔都準備好之後，接著就開始LAPUR程式的運算，先執行LAPURX.EXE進行穩態時的初始化計算並且產生熱流爐心參數所需的資料映圖穩態，產生輸出檔LAPURX.OUT和CAIDAS.OUT；再執行LAPURW.EXE決定燃料傳輸函數、冷卻劑傳輸函數、冷卻劑動態參數、反應度回饋與中子及系統的傳輸函數等，得到輸出檔LAPURW.OUT。此時程式的執行順序需注意，一定要先執行LAPURX.EXE才可以執行LAPURW.EXE，否則結果會出現錯誤。執行完之後，此時的輸出檔還不是最後的結果，必須要先比較LAPUR和SIMULATE-3的爐心壓力降、區域流量和爐心的密度反應度係數的比較，以確保其誤差在規定的範圍內；依據西班牙IBERINCO方法論規定的誤差範圍，爐心的壓力降為 $\pm 2\%$ 、區域流量為 $\pm 10\%$ 、爐心的密度反應度係數為 $\pm 1\%$ 。假如爐心壓力降或區域流量超出誤差範圍，則需要調整LAPURX輸入檔。以目前所使用的12個通道來區分爐心燃料棒，假如是使用摩擦模型I，就必須

調整卡號37的三個摩擦倍率 $X1$ 、 $X2$ 、 $X3$ ，其中 $X1$ 是調整通道1到10的摩擦壓降， $X2$ 是通道11， $X3$ 是通道12。如果是使用摩擦模型II，則是調整卡號74-76，也就是公式(51)中的那三個參數AJUSTAA、AJUSTAB、AJUSTAC，然後再執行LAPUR，再重新與SIMULATE-3進行誤差比較，直到所有的誤差都在規定的誤差範圍內。若是爐心的密度反應度係數超出誤差範圍，則必須調整LAPURW的卡號28，也就是密度反應度係數倍率 $W$ ，直到其誤差在規定範圍內。

當三項誤差都符合誤差規定時，就可以讀取LAPUR的輸出檔，這個輸出檔才是最後我們要的結果；LAPUR運算完之後會得到三個輸出檔LAPURX.OUT、CAIDAS.OUT和LAPURW.OUT。使用者可以從LAPURX.OUT裡面找到每個通道的詳細壓降、沸騰起始點、功率、流量和乾度，還有許多參數(例如壓降、乾度、空泡分率以及熱焓等)在沸騰區域的軸向分布，如圖2.17和圖2.18所示；LAPURW的輸出結果包含爐心同相衰減率、異相衰減率、通道衰減率、密度反應度係數以及分析的頻率，如圖2.19和圖2.20所示。CAIDAS.OUT是LAPUR6.0新加入的輸出檔，如圖2.21；由於LAPUR5.2是將未沸騰區域視為一個節點，所以在LAPURX.OUT裡面只有沸騰區域的軸向數據，並沒有包

含進出口以及未沸騰區，因此LAPUR6.0多產生這個檔案紀錄各種壓降、乾度以及其他參數的軸向變化，如此一來就可以與SIMULATE-3進行軸向壓降分布的比較。圖2.22為目前的LAPUR6.0分析流程圖。目前自動化程式DRASM的更新已經完成，已將新卡號的編輯加入；以下的章節主要是針對方法論中各個程式做介紹。

#### (一) LAPUR6.0 程式簡介

LAPUR 為美國橡木山國家實驗室(Oak Ridge National Laboratory, ORNL)針對沸水式核能電廠(BWR)所開發的一套爐心穩定性分析軟體；可獨立執行於 IBM PC 相容之個人電腦(PC)平台上。而在此的 LAPUR 方法論所論述及說明的則以 6.0 版為主，可簡稱為 LAPUR6.0。LAPUR6.0 由兩個獨立的模組程式組成—LAPURX 與 LAPURW。其中，LAPURX 用在穩定態(steady state)模組，用來處理冷卻劑與燃料的穩定態統御方程式；LAPURW 用在動態(dynamics)模組，用來處理冷卻劑、燃料與中子場在頻域上的動態方程式。為了考慮在分析時的熱水流熱力反應度回饋詳細情形，其流程為先把資料寫入輸入檔 LAPURX.DAT 中，此輸入檔會由 LAPURX.EXE 執行，然後

產生輸出檔 LAPURX.OUT。LAPURX 可以完成穩態時的初始化計算並且產生熱流爐心參數所需的資料映圖(maps)，資料映圖會儲存在兩個檔案裡面，所包含的資料檔會依序給 LAPURW 使用。LAPURX 產生的穩定態爐心參數資料包含：每一個通道的通道流率、壓力降與出口乾度(或是功率)，還有沿著每一通道的每一節點的冷卻劑密度、空泡比(void fraction)、焓值、乾度、速度與摩擦組成因子，另外，還有每組動態計算所需的係數。LAPURW 則決定燃料傳輸函數(transfer function)、冷卻劑傳輸函數、冷卻劑動態參數、反應度回饋與中子及系統的傳輸函數等。由於 LAPUR6.0 跟 LAPUR5.2 分析過程很類似，且 LAPURW 的輸入檔編輯跟 5.2 版本一樣[44]，主要的差異在於 LAURX.dat 的輸入卡號編輯，表 2.8 和表 2.9 是隨著每次分析需要更改到的卡號，詳細的卡號編輯過程可參考 LAPUR5.2 方法論的報告[7]。至於 LAPURX 中新版程式的輸入卡號，此主要是介紹針對可變流動面積的輸入卡號與計算局部壓降功能的輸入卡號，新版的程式有提共兩種不同的摩擦模式做選擇，根據一篇本研究團隊所發表於 NUTHOS-9 的研究論文顯示，摩擦模型 I 會具有較大的衰減率，因此僅針對摩擦模型 I 的輸入方式分述如下：

## 1.可變流動面積的輸入卡號與應用方式

在 LAPUR5.2 程式中，通道的流動面積是利用卡號 19 跟 20 指定，只能針對不同的燃料種類做改變，不能夠隨著高度改變流動面積，因此在碰到具有半長燃料棒的燃料組件時，沒有辦法有效的模擬，只能當成全部燃料皆為全長棒模擬，這對於穩定性分析有不小的影響。而在 LAPUR6.0 中，透過新增卡號的方式，加入了模擬不同高度具有不同流動面積的燃料組件的能力。依據使用者手冊，有關可變流動面積的輸入是在卡號 58 到 62，如表 2.10 所示，使用者需要輸入每個軸向區間的高度以及相對應的流動面積和水力直徑。這部分的設定在這邊是參考 SIMULATE-3 輸出檔，開啟.u 檔之後，搜尋「BWR.ZON」，選取 case2 的資料，就會看到像圖 2.23 所示，它會詳細列出每個軸向區間的高度、流動面積、熱周長和水力直徑，一一對應輸入 LAPURX 卡號 58 到 62 就完成可變動流動面積的設定。要注意的是，因為 SIMULATE-3 設定燃料底部為高度 0，所以進口的地方高度是負的，而 LAPUR 是設定進口處高度為 0，所以在輸入高度的時候，

要把 SIMULATE-3 的值再加上進口到燃料底部的高度才是真正的高度，設定完成的卡號 58~62 則如圖 2.24 所示。

## 2.加入計算局部壓降功能的輸入卡號與應用方式

LAPUR6.0 的特點之一可以計算由燃料格架(spacer)造成的壓降，依據使用者手冊[47]，有關局部壓降的設定是在卡號 63 到 66，如表 2.2 所示，使用者需要輸入每個燃料格架的高度以及相對應的損失係數。這部分的設定仍然是參考 SIMULATE-3 輸出檔，開啟.u 檔之後，搜尋「Fuel Spacers」，選取 case2 的資料，就會看到像圖 2.25 所示，每個燃料格架的高度以及相對應的損失係數，一一對應輸入 LAPURX 卡號 63 到 66 就完成局部壓降的設定，這邊的高度輸入一樣要加上進口到燃料底部的高度才是真正的高度。設定完成的卡號 63~66 則如圖 2.26 所示。

### (二) SIMULATE-3 使用說明

SIMULATE-3 [48]是一套三維的爐心模擬程式，可用來分析計算在不同狀態下的爐心熱流與中子狀態、安全參數及進行爐心內燃料管理研究。在分析過程中使用 SIMULATE-3 程式

在不同的功率/流量狀態點下，進行中子與熱流的資料分析，例如：計算組件依存洩漏量(assembly dependent leakage)與水泵流量、爐心支撐板洩漏到旁通區域的量、爐心入口溫度、使用不同的裂變產物選項來進行運算、特殊的控制棒組成等，分析出來的資料數據將提供給後續步驟使用。另外利用 SIMULATE-3 運行反應度擾動計算，包含 Doppler、壓力與緩和劑溫度的擾動；緩和劑溫度擾動數值必須小到足以再現入口溫度的擾動，但不能太小而發生計算的擾動誤差。壓力擾動範圍將給予一相似的爐心平均密度變化，如同上述入口溫度擾動一樣，SIMULATE-3 擾動設定如表 2.12 所示。SIMULATE-3 運算完畢後則會產生三個輸出檔，分別為.S 檔、.U 檔、KINETIC 檔，其中 KINETIC 檔提供給 PAPU 使用，.S 檔提供給 EXAVERA 使用與計算密度反應度係數，.U 檔則提供給 LAPURX 與 LAPURW 使用。簡單的說，SIMULATE-3 提供了二項資料數據給 LAPUR 使用，第一項為在不同的狀態下所計算出的爐心水流與中子狀態，第二項為經由一連串的反應度擾動，所計算出的動態參數。

### (三) PAPU 使用說明

PAPU[49]為 Valencia Polytechnic 大學的化工系與核工系以 GPC 程式為基礎，而發展出的程式，是專門用來處理 SIMULATE-3 與 LAPUR 的熱流模式差異性與中子模式差異性。因為 LAPUR 的中子是點動態模式，而 SIMULATE-3 是二維或三維中子特性，而 PAPU 中有所謂的中子動態參數產生器可以將 SIMULATE-3 的結果轉成 LAPUR 所需要的中子相關數值，故利用從 SIMULATE-3 所得到的資料數據(KINETIC 輸出檔)，可計算出 Doppler 與密度反應度係數而提供給 LAPUR 使用。PAPU 的輸入檔有五個：Infile、Papudat、Ajustfile、Tempe、及 Tthfile。Papudat 提供一些選擇性的輸入；而 Ajustfile 則調整參數的初始值、誤差範圍、及運算次數。其中的 Tempe 與 Tthfile 則是非必須的輸入檔，可省略。Infile 是將 SIMULATE 的輸出檔更改檔名而得到的，其提供有關中子動能與熱流的基本數據與擾動數據。Infile 之中含有三種參數擾動：

(1) Doppler 擾動 (doppler perturbation, DDP)，跟燃料溫度有關。

(2) 壓力擾動 (pressure perturbation, PRE)，可提供計算反

應度密度係數與空泡分率變化。

- (3) 緩和劑擾動 ( moderator temperature coefficient perturbation, MTC )，就是中子對水直接加熱產生的擾動，可提供計算密度反應度係數與空泡分率變化。

PAPU 的輸出檔有兩個：Papusal 與 Output。Papusal 為提供點動能反應度係數，包括一個 Doppler 係數與密度反應度係數表，分別以 CDOPP 與 REACTDE 名稱列出。其餘 LAPURW 不需要的計算結果則以 Output 檔案儲存。

#### (四) EXAVERA 使用說明

西班牙的 LAPUR 方法論是用 EXTRAF 程式來處理 LAPUR 和 SIMULATE-3 二者程式在熱流方面的差異，但是西班牙並沒有提供 EXTRAF 程式，所以由核研所與清華大學施純寬教授共同研發了 EXAVERA 程式[50]，其目的就是在處理 SIMULATE-3 與 LAPUR 因運算模式不同所衍生輸出檔案格式不同的問題。LAPUR 是以點動態模式分析中子，而 SIMULATE-3 則是具備有二維與三維的功能來分析中子特性，若無適當的轉換輸出資料的處理程式，則由 SIMULATE-3 所輸出的資料檔，須經由人工輸入並做轉換排列格式與比對的

過程，再輸入 EXCEL 程式中做運算。以上的流程耗時且易有錯誤產生，因此極需發展一套處理輸出資料的程式，以大幅縮短時程且確保運算結果的正確性，確保處理與轉換資料過程的正確、迅速與效率；圖 2.27 為 EXAVERA 運算的流程圖。EXAVERA 程式的驗證可由圖 2.28 針對核二廠二號機 cycle17-功率/流量點: 88%P/60F%所做的驗證，針對最外圍燃料通道的分區(ch6)，可以證明此一程式所分析整理的結果與 EXCEL 整理計算的結果相同。程式初期的研發主要是針對核一、核二廠，後來又為了龍門電廠的爐心特性需求，將程式燃料分區功能予以擴充，由六個分區增加到十二個分區，燃料的種類也能依使用者需要自行擴增。目前 EXAVERA 的程式功能，已足以應付國內三座沸水式核電廠的需求。

#### (五) DRASM 程式使用說明

因為 LAPUR 分析過程中的輸入檔編輯以及誤差範圍計算都是以人工輸入與調整的方式來進行，再加上要不停比對誤差，很容易發生人為疏失而對分析結果造成影響。因此，核研所與清華大學施純寬教授合作，合力發展出了 DRASM(decay ratio automatically search method)程式，此程式能幫助我們自動

建立輸入檔，並找出符合誤差範圍的最大衰減率，大幅地減少人為疏失與縮短分析時間。此程式是使用 Dev C++所撰寫，整個程式架構可以分為二個部分。第一部分將人工把參數輸入 LAPUR 輸入檔的過程改成由程式讀取檔案和寫入檔案的語法達到電腦自動輸入至 LAPUR 輸入檔的目的。LAPUR 共有二個輸入檔 LAPURX.DAT 和 LAPURW.DAT，首先建立 Olapurx.DAT 和 Olapurw.DAT 二個檔案當做範本讓程式複製，當需要插入程式一開始抓出的參數時，複製就先暫停，待參數插入後再繼續複製；另外在複製到 LAPURX.DAT 卡號 37 和 LAPURW.DAT 卡號 28 的位置時，先暫停複製插入 for( )迴圈提供的的摩擦倍率數值，最後再複製剩下的部份來完成輸入檔。在進入 for( )迴圈之前，程式會自動擷取 SIMULATE-3 的壓降、十二個通道的流量以及計算密度反應度係數所需的參數並算出 SIMULATE-3 的密度反應度係數，之後再將 for( )迴圈內 LAPUR 跑出來的值與 SIMULATE-3 的值做比較，若誤差是在規定的誤差範圍內，則將此組數值寫入 result 檔中；如超出誤差範圍，則在螢幕上顯示”out of range”。第二部分則是誤差比較的過程，一開始先固定密度反應度係數倍率 W，只試著調整出摩擦倍率 X1、X2、X3 的所有組合，等到找出發

生最大衰減率時的三個摩擦倍率後再調整  $W$ ，以此方式便可以輕鬆的找到最大衰減率。而對於每一個倍率係數皆採取先用大間隔(step)跑大區間(range)，找到最大值發生的區間後再切成更小的間隔去跑那個區間，圖 2.29 之示意圖以  $x$  為例子顯示上述過程。由於 LAPUR 計算出來的衰減率只有到小數後第二位，因此當倍率係數的間隔小到一個程度時，算出來的衰減率就不會有太大變化，因此程式設定摩擦倍率跑到間隔 0.01、密度反應度係數倍率跑到間隔 0.001 時即結束搜尋。每一個間隔找到的倍率結果會顯示在 output 檔裡面，方便分析者檢視搜尋的過程。詳細的搜尋流程圖如圖 2.18 所示，其操作畫面、最後的結果產生畫面與輸出檔如圖 2.30、圖 2.31、圖 2.32 與圖 2.33 所示。圖 2.34 是 DRASM 程式在 LAPUR 方法論中包含、處理的範圍。此一程式已可直行新版的 LAPUR6.0 程式，完整執行 LAPUR6.0 方法論。為了要增進 DRASM 程式的實用性與操作簡易化，經由此一研究計畫投注部分人力發展屬於視窗介面的新版 DRASM 程式，如圖 2.35 所示；所有的輸出結果，也都以視窗介面方程呈現，如圖 2.36 所示。

#### 四、廠商的穩定性分析方法

## (一)ODYSY 程式簡介

ODYSY 是核四廠廠家使用的穩定性分析軟體，也是 GE 最佳的工程電腦程式，程式包含了一個反應器爐心與其所連接的冷卻水循環系統具有的線性化與小擾動的頻域模式。ODYSY 程式能分析單一通道與爐心(core-wide)的流體力學的穩定性(hydrodynamic stability)，也能分析熱流、動態因素造成爐心的不穩定性與單一通道的熱流不穩定性。可應用於穩定性長期解決方案、新燃料執照審核。ODYSY 是以 ODYN 暫態模式為基礎的程式，包含了一個軸向一維動態模式。此外 ODYSY 具有軸向可變的空泡與 Doppler 反應度回饋(reactivity feedback)，並且在燃料棒的模式化上具有一調適性(flexibility)功能，此功能能讓程式去調整在燃料束幾何形態中的軸向變化(axial variations)。此項調整軸向變化的能力使 ODYSY 能理想的評估具有軸向可變幾何性(varying geometry)的燃料裝置的穩定性。現今，GE 有 2 種模式可用來進行穩定性執照計算(stability licensing calculations)。第一種為 FABLE，是用來進行禁區(exclusion region)計算的程式。FABLE 可應用在執照計算上，例如:穩定性長期解決方法(stability long term solution Option)I-D、II 與進階項目 1-A(E1A)。FABLE 也可以應用在

新的燃料執照上(需符合 GESTAR II 的 22 號修正案 (Amendment 22 of GESTAR II))。第二種為 ODYSY，可使用在 E1A 邊界形成與再負載驗證分析(reload validation analyses) 上。FABLE 是 GE 的工程電腦程式，以 REDY 暫態分析模式為基礎的程式。ODYN 改良了暫態模式的精準性，故在精準性上超越了 REDY。ODYSY 則改良了頻域模式化(frequency domain modeling)，而在此部分也超越了 FABLE，故由上述可知，ODYSY 是一個與 FABLE 相同的程式，且 ODYSY 的能力比 FABLE 更為優越。GE 為了使 ODYSY 能取代 FABLE，故製作了執照專題報告(LTR，licensing topical report)；NRC 於 2001 年 4 月 20 日同意 GE 以 ODYSY 取代 FABLE。

ODYSY 超越 FABLE 的優點：

- (1)ODYSY 的軸向幾何變化(axial geometry variation)提供較多的進階燃料設計的精確模式化(accurate modeling)。
- (2) ODYSY 的一維動態模式有進行一改良行動，故超越了 FABLE 的點動態模式
- (3)ODYSY 的 exposure-dependent 計算提供了較精準的爐心與熱通道衰減比率計算。
- (4)在 ODYSY 的爐心與熱通道衰減比率計算上，一個經驗的

輸出調整是不需要的。

(5) ODYSY 是操作在電腦平台上且可與 PANAC11 連接。

## (二) ODYSY 計算程序的設定簡介

ODYSY 在 BWR 穩定性執照計算上保持了與 FABLE 相同的性質。ODYSY 包含了點動態模式、燃料熱傳模式、通道熱流模式與再循環系統模式。在設計參數與評估狀態的現象模式化(phenomenological modeling)上 ODYSY 是高於 FABLE 的。ODYSY 的衰減比率計算程序基本上如同 FABLE 一樣，除了以下所敘述的：

- (1) ODYSY 模式包含 Doppler 反應度回饋。
- (2) ODYSY 程序不能使用 1.6 的間隙熱傳導倍率。
- (3) ODYSY 的格架摩擦損失係數是建立在乾淨格架上。
- (4) 至多 19 個通道群被使用在模式徑向功率分布上(model the radial power distribution)。
- (5) 對 ODYSY 而言，一個經驗的(empirical)衰減比率調整是不需要的。
- (6) 為了計算最佳評估結果，ODYSY 程序設定了一個保守的爐心衰減比率增加數值(adder)。

穩定性禁區的臨界參數是指爐心與通道衰減比率的計算，臨界參數的值是由控制的物理現象決定的。為了要描述這些現象與其對臨界參數所造成的影響，所以發展出了現象鑑定與分級表 (PIRTs, phenomena identification and ranking tables)。但由於現象鑑定與分級跟事故的時間相關，且 ODYSY 不是時域模式，故二者有相當程度的不同。因此 ODYSY 的頻域模式回應是建立在設計參數 (design parameters) 與評估狀態 (evaluated conditions) 上，所以可以從這二個觀點來發展 PIRT。PIRT 的發展只是在於將重要的現象在臨界參數上的影響分類，無關於程式是否有能力處理現象。

### (三) ODYSY 穩定性方法論與分析

其流程大致如下所敘述：

- (1) 選擇功率/流量點來進行衰減比率的評估。通常最嚴重的點(最大的衰減比率)是在 HFCL 與 NCL 的交會處。
- (2) 利用 PANACEA 來得到週期(cycle)與燃耗 (exposure)的資料以提供給 ODYSY 使用。
- (3) 先進行 ODYSY 爐心與通道衰減比率的最佳評估計算。

(4)增加 0.15 的一個保守的衰減比相加數值(adder)，來得到衰減比率。

(5)在功率/流量圖上畫出分析的結果。

表 2.1 雙相流不穩定性分類

類 別		型 式	機 制	特 性
靜態不穩定性	基本靜態不穩定性	流衝或雷第內葛不穩定性	$\frac{\partial \Delta P}{\partial G} \Big _{\text{int}} \leq \frac{\partial \Delta P}{\partial G} \Big _{\text{ext}}$	流體經過一大振幅變化突然進入一穩定狀態
		沸騰危機（臨界熱通率）	無法有效地自加熱表面將熱量帶走	壁溫突然升高流動也發生震盪
	基本鬆弛不穩定性	流場型態轉換的不穩定性	氣泡流比起環形流有較小的空泡但有較高壓降	循環性的流場型態與流量變化
	複合式鬆弛不穩定性	氣泡產生，衝流或流塞	介穩態條件的週期性調整，一般是因缺少成核址	週期性的過熱與劇烈的蒸發，可能有爆漲與再填入
動態不穩定性	基本動態不穩定性	聲波的震盪	壓力波的共振	壓力波在系統傳播與時間相關的高頻震盪 (10~100Hz)
		密度波的震盪	與流量、密度及壓力降相關之時間延遲與回饋	連續波在系統傳輸時有關的低頻震盪 (1Hz)
	複合式動態不穩定性	熱震盪	各種熱傳遞係數與流動動態相互作用	發生於膜沸騰
		沸水式核反應器不穩定性	空泡反應度、流體動態行為與熱傳間相耦合的交互作用	發生於低壓且具短時間常數與低壓狀態
		平行通道不穩定性	少數平行通道間的相互作用	各種模式的流動重組
次要現象複合式動態不穩定性	壓力降震盪	流衝初期動力作用，介於通道與可壓縮體積之間	極低頻的週期震盪 (0.1Hz)	

表 2.2 各類參數狀態對穩定性的影響

影響參數狀態	對穩定性的影響
入口流速低	較不穩定
入口次冷度低	較不穩定
高功率	較不穩定
系統壓力較低	較不穩定
入口節流限值低	較不穩定
出口節流限值高	較不穩定
有格架的影響	較不穩定

表 2.3 實驗方法之研究論文統計表

作者	論文出處	貢獻與影響
Anderson, T.T., 1970	Nucl. Appl. & Tech., vol.9, pp.422-433, 1970	利用電加熱器實驗裝置，提出流阻 (hydraulic impedance) 的概念，預測沸水式環路穩定性。
Carmichael & Niemi	EPRI NP-564.	作暫態及穩定性測試，所得到的數據資料對於用來驗證 BWR 穩定性分析程式，有極大幫助。
Enomo, et.al.	Proceedings of the Third Int. Topical Meeting on Reactor Thermal Hydraulics,	模擬 BWR 平行管路中燃料束、格架及入口節流係數，找出流體開始震盪之起始功率
Kruijf, et.al.	Nuclear Engineer and Design 229 75-80, 2004	以幾何相似理論來模擬沸水式反應器的自然循環，來探討密度波的穩定性的性質
Masahiro Furuya	(NURETH-11), Avignon, France, 2005	以實驗裝置 SIRIUS-F 模擬 ABWR 爐心，並確認此類型電廠具有極佳的穩定特性。

表 2.4 時域方法之參考論文統計表

作者	論文出處	貢獻與影響
Meyer & Rose	J, Heat Trans. ASME, 1963	指出動量積分法(momentum integral)的分析能力遠比通道積分法強。
Yokomizo	Nucl. Sci, and Tech., Vol. 20, pp. 63-76, 1983,	爐心的震盪行為接近線性，但是必須有花費較大的時間去做收斂運算。同時在循環的水頭擾動，會對於空泡分率的相與振幅造成嚴重影響。
March-Leuba	Trans. Am. Nucl. Soc., Vol. 46, 1984	發展 BWR 非線性分析模式；包含了空泡反應度耦合回饋機制、單一遲延中子群之中子動力、燃料棒熱傳導及在循環迴路動力行為。
Takigawa	Nucl. Tech., vol. 79, 210-218,1987	藉由三維空間的中子模式與多通道的熱流分析模式，驗證程式對於異常事件發生的解析與預測能力。
Araya, F., et al.,	Nucl. Technol. 93, 82-90, 1991.	功率振盪與入口流量的控制是非常重要的因素。

表 2.5 頻域方法之參考論文統計表

作者	論文出處	貢獻與影響
Wallis & Heasley	J. Heat Transfer, ASME, pp. 363-369, 1961	分析三種簡化模式的穩定性問題，既自然對流環路、加熱管的震盪和平行管的震盪；並利用奈奎斯特(Nyquist)圖判定穩定與否。
Lahey & Moody	American Nuclear Society, Hinsdale, Ill. 1977	分析整個 BWR 流體環路穩定性問題，由奈奎斯特圖判定穩定與否，找出穩定性圖譜
Saha & Zuber	Int. J. Heat Mass Transfer, Vol. 21, pp. 415-216, 1978	以飄移通率模式，考慮二相間熱不平衡及次冷沸騰區，用頻域方法分析管流中不穩定現象，由 D-區分法找出穩定性圖譜。
March -Lebua	NUREG/CR-5605, ORNL /TM-1162, 1990.	提出並且證明，爐心同相與異相的振盪，是取決於中子回授增益、入口流量回授增益。
Hotta Akitoshi, et al.,	Nucl. Eng. Design, 200, pp. 201-220, 2000	由次臨界第一方位角模式的衰減率，再配合奈奎斯特圖與相關的功率型式作為參考指標，推出軸向功率動量距離加權的權值觀念。

表 2.6 研究方法優缺點比較

	優點	缺點
實驗方法	可實際觀察到不穩定的震盪情形，所得的實驗數據可做為評斷理論模式預測之正確性的參考基準。	無法模擬到所有的實際情況；費用龐大且費時。
時域方法	可以看系統隨時間變化的震盪情形，了解系統的震盪現象，並且可以預測非線性的震盪行為。	分析方法複雜，有時不易分辨數值與物理不穩定性，以及計算結果往往仍須轉換成頻域才能進一步分析。
頻域方法	分析簡便；可容易找出系統穩定性的圖譜。	線性化過程需要假設震盪很小，在某些大振幅震盪下，可能就不適用。此外，也沒有能力分析發生不穩定的現象後的各種熱流現象。

表 2.7 BWR 不穩定事件表

<b>Power Plant</b>	<b>Year</b>	<b>Happening Status</b>	<b>Cause of Event</b>	<b>Oscillation Type</b>
Caorso-Italy	1982	Start Up	Operation in unstable area	Out-of-phase
TVO 1-Finland	1987	Start Up	Loss of 1 feedwater preheater	In-phase
LaSalle 2-USA	1988	Power Operation	Trip of 2 recirc pumps, loss of 1 feedw preheater	In-phase
Forsmark 1-Sweden	1989	Start Up	Operation in unstable area	In-phase
Ringhals 1-Sweden	1989	Start Up	Operation in unstable area	Out-of-phase
Oskarshamn 2-Sweden	1990	Power Operation	Operation in unstable area	In-phase
Cofrentes-Spain	1991	Start Up	Low feedwater temperature	Out-of-phase
Isar 1-Germany	1991	Power Operation	Trip of 4 recirc pumps	In-phase
WNP 2-USA	1992	Start Up	Skewed radial and axial power shape	In-phase
Laguna Verde 1-Mexico	1995	Start Up	Closure of the control valves of recirc pumps	In-phase
Forsmark 1-Sweden	1996	Start Up	Operation in unstable area	In-phase
Oskarshamn 3-Sweden	1998	Start Up	Operation in unstable area	----
Oskarshamn 2-Sweden	1999	Start Up	A turbine trip with pump runback	----
NMP-2, USA	2003	Start Up	----	----
Perry, USA	2004	Start Up	----	----

表 2.8 LAPURX 每次分析需要更動的卡號

Card 1	PPSI	爐心壓力
	ENTBTU	爐心入口冷卻水焓值
	POWT	爐心熱功率
	WLBSHR	爐心流量
	CWBYP	在總流量中，爐心旁通流量所佔的分率
	CPROMP	在爐心熱功率中，中子與 射線直接對水加熱所佔的分率
	CPRBYP	同上，但為在旁通區域
	UNITS	使用單位選項，若為0則使用公制單位，為1則使用英制單位。
Card 5	POWN	節點的相對功率
Card 7	NPOW	核區域數目,即第IX熱區域屬於第IP功率區域
Card 9	FPOW	區域的相對功率
Card 10	EKCPM	區域的入口收縮係數
Card 11	EKEPM	區域的出口收縮係數
Card 13	ZELP	從通道入口量起到壓力均勻點的高度(cm)
Card 14	NCH	區域的燃料束數目
Card 32	HGAPM	間隙熱傳導係數
Card 37	EKFM	軸向區間的摩擦倍率

表 2.9 LAPURW 每次分析需要更動的卡號

Card 2	NCHXJ	通道數目(同LAPURX ,卡號14 )
Card 4	TAUPY	再循環時間常數
	GAINPY	再循環增益值
Card 7	BTFR	延遲中子衰減常數表
Card 8	XLAND	衰減熱常數表
Card 12	ELST	中子壽命表
Card 17	CDOPP	Doppler反應係數
Card 21	REACT1	密度反應係數表
Card28	REAMUL	密度反應度係數倍率

表 2.10 LAPURX 卡號 58~62

Card58	NXE(IX)	熱區域的數目，IX
	NDIMV	第 IX 熱區域可變流動面積的通道類型
Card59	NTDV	可變流動面積通道類型的數目
	NODV(NV)	可變流動面積通道軸向區間的數目
Card60	DZVM(NV, I)	可變流動面積 NV 類型通道第 I 個軸向區間的高度(cm)
Card61	AVM(NV, I)	可變流動面積 NV 類型通道第 I 個軸向區間的沸騰區域流動截面積(cm <sup>2</sup> )
Card62	DEVN(NV, I)	可變流動面積 NV 類型通道第 I 個軸向區間的水力直徑(cm)

表 2.11 LAPURX 卡號 63~66

Card63	NDIMLL(IX)	第 IX 熱區域局部壓降的類型
Card64	NTDLL	局部壓降通道類型的數目
	NODLL(NLL)	局部壓降通道的軸向區間的數目
Card65	DZLLM(NLL, I)	局部壓降通道第 I 個軸向區間的高度(cm)
Card66	EKLLM	局部壓降通道第 I 個軸向區間的局部壓降 常數

表 2.12 SIMULATE-3 擾動設定

DOPPLER	'DDP' 20.° F 'DDP' 40 ° F. 'DDP' -20 ° F.
PRESSURE	'PRE' 50.psia 'PRE' 75 psia.'PRE' 100 psia . 'PRE' -50 psia.
MODERATOR TEMP COEFF	'MTC' +10 ° F. 'MTC' -10°F. 'MTC' -5°F. 'MTC' +5°F.

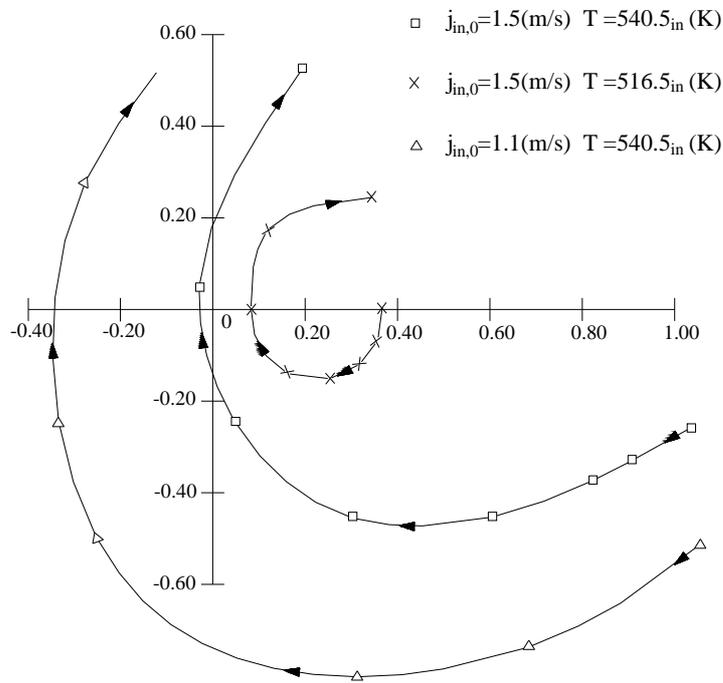


圖 2.1 流體入口流速與入口次冷度的影響(BWR4) [6]

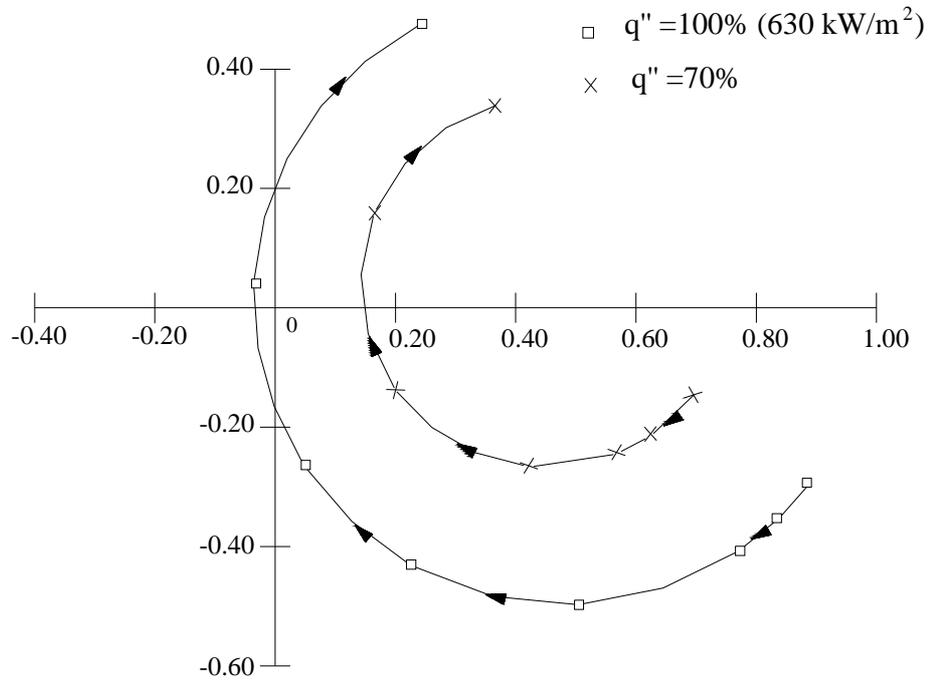


圖 2.2 熱功率的影響[6]

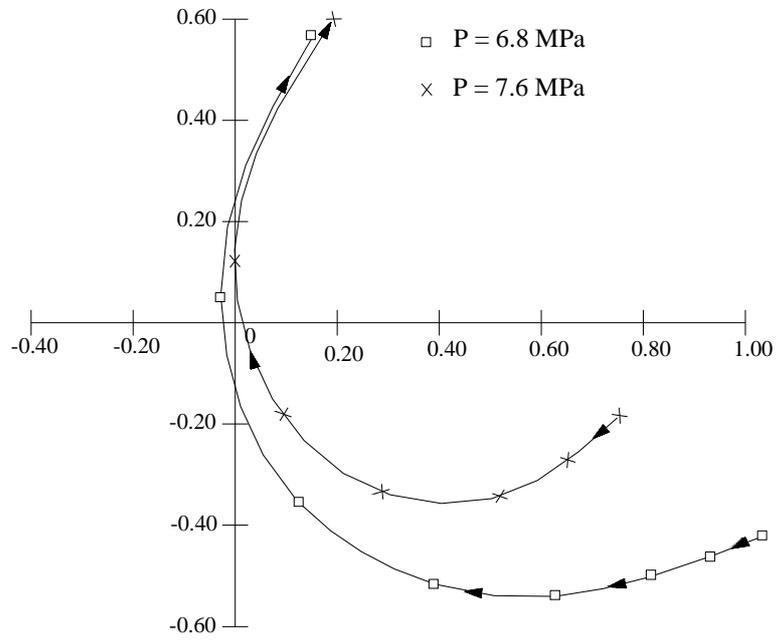


圖 2.3 系統壓力的影響[6]

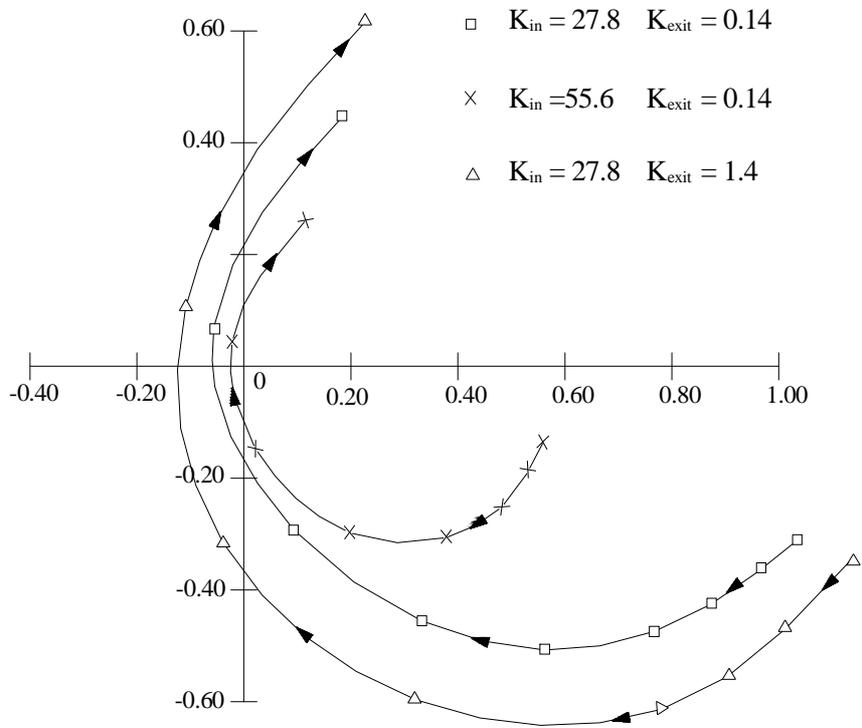


圖 2.4 入出、口節流限值的影響[6]

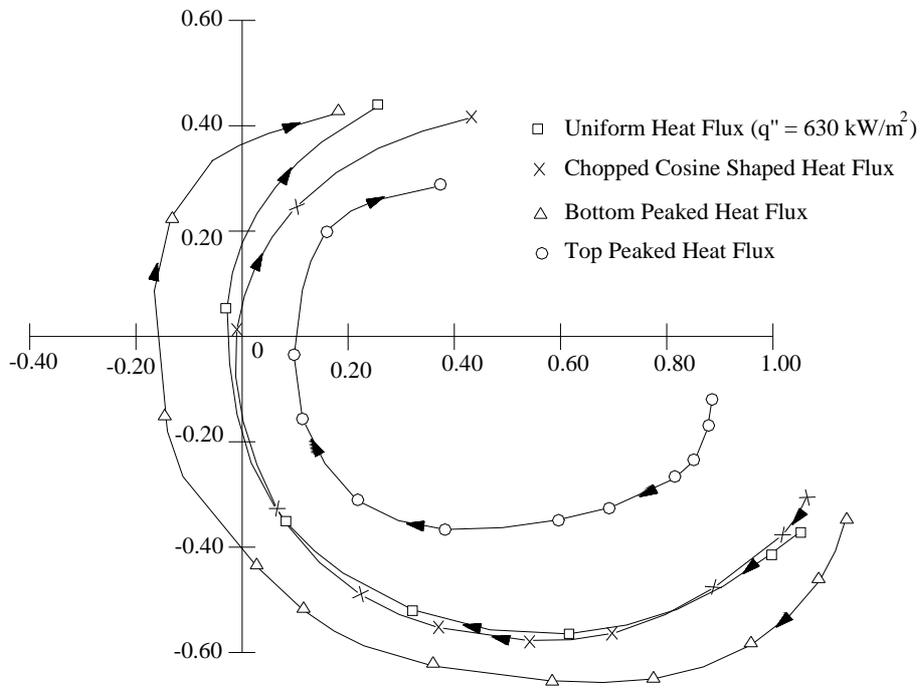


圖 2.5 功率分佈形狀的影響[6]

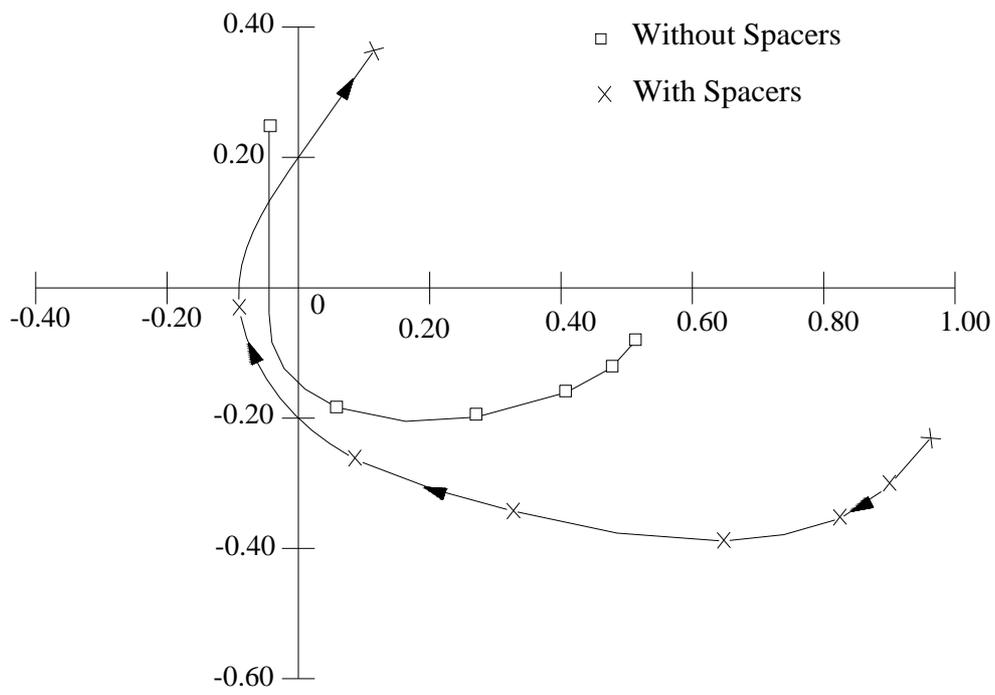


圖 2.6 格架對系統穩定性的影響[6]

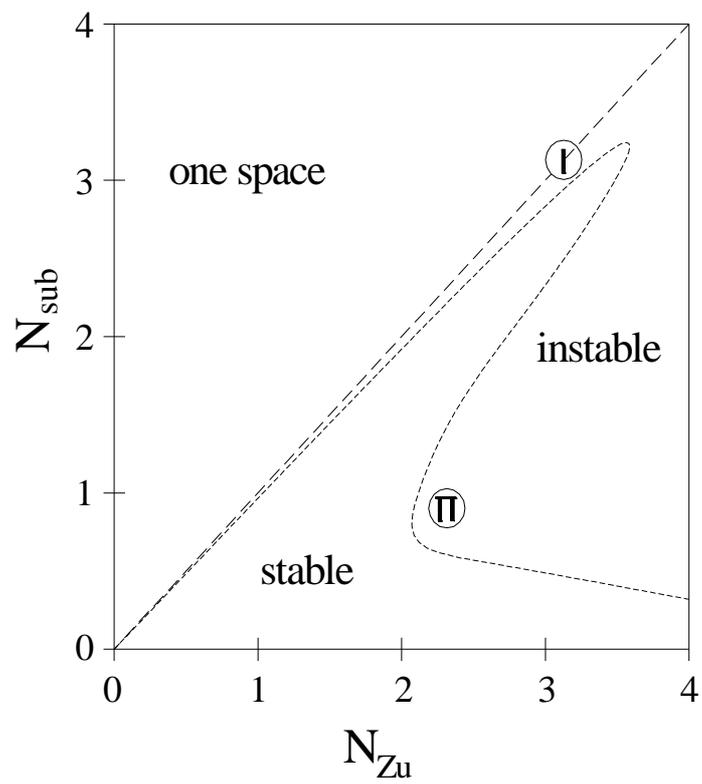


圖 2.7 由 Dodewaard 穩定性圖譜區分第一型與第二型不穩定[10]

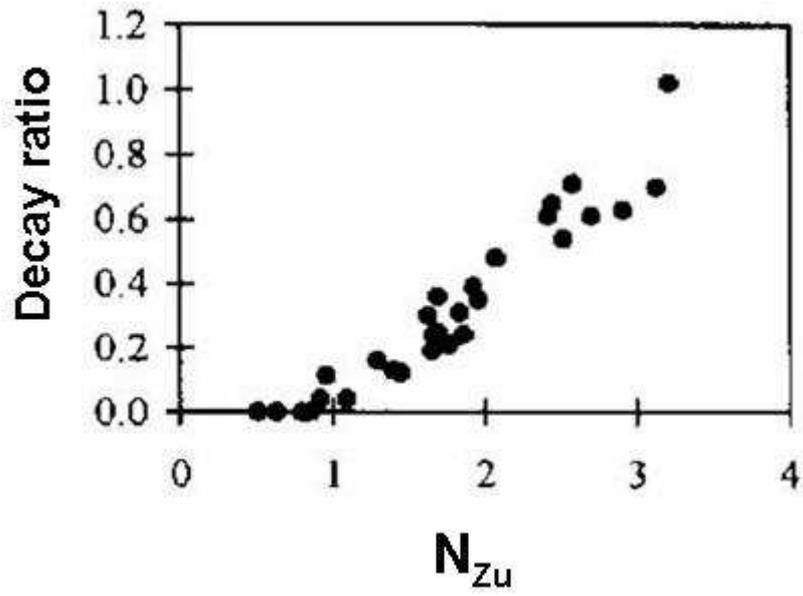


圖 2.8 衰減率與無因次參數 Zuber no. 的關係[10]

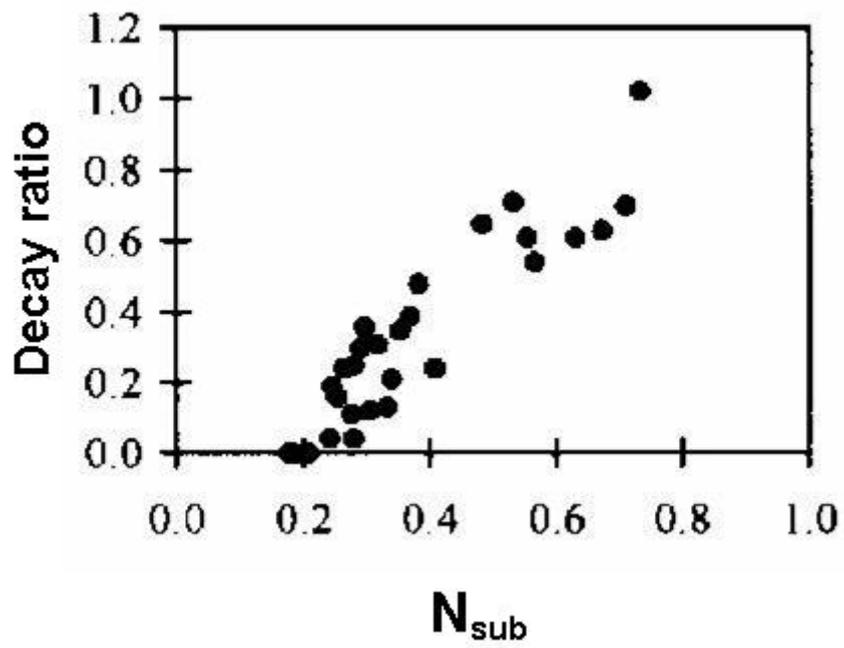
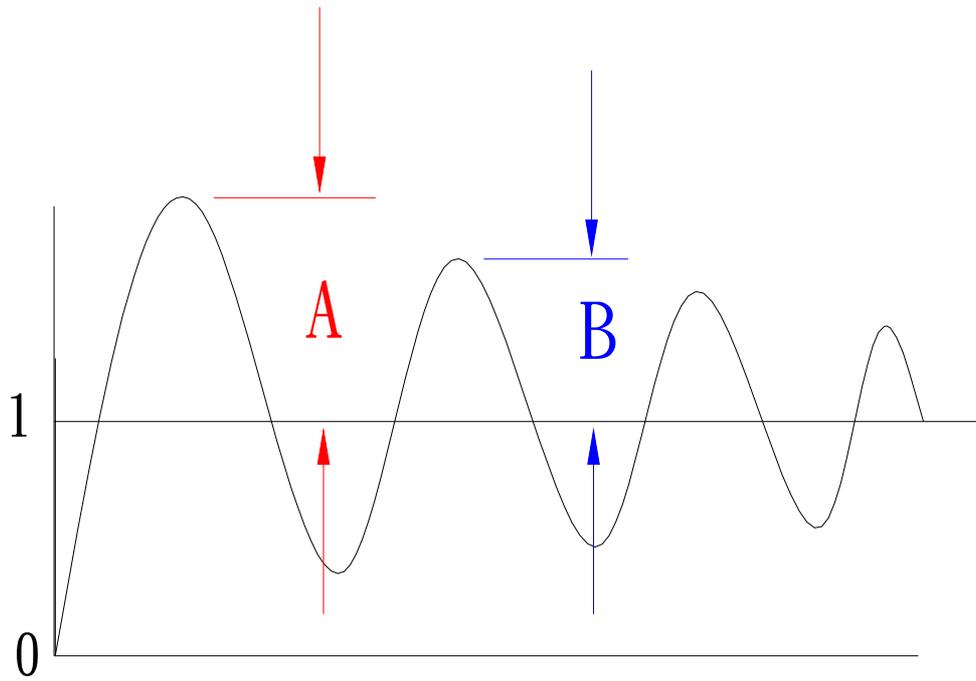


圖 2.9 衰減率與無因次參數 Subcooling no. 的關係[10]



衰減率(Decay Ratio)= $B/A$

圖 2.10 衰減率物理意義圖示[10]

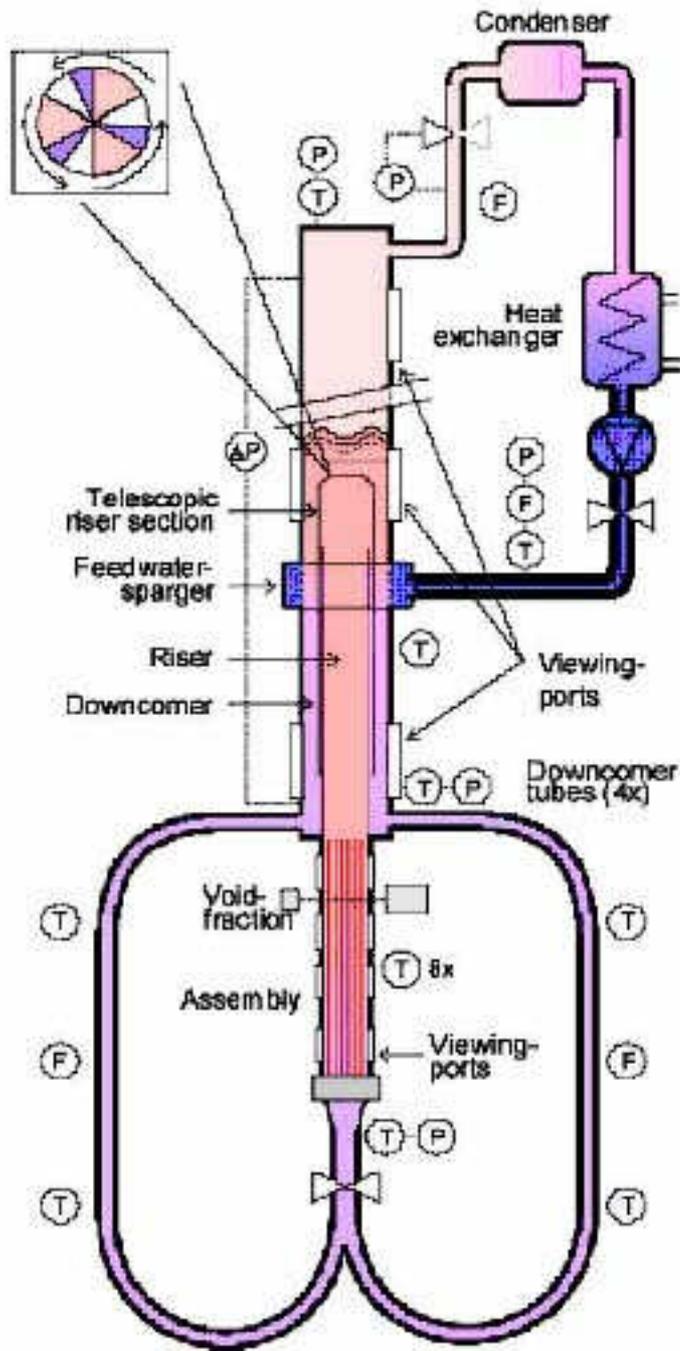


圖 2.11 DESIRE 實驗裝置簡圖[18]

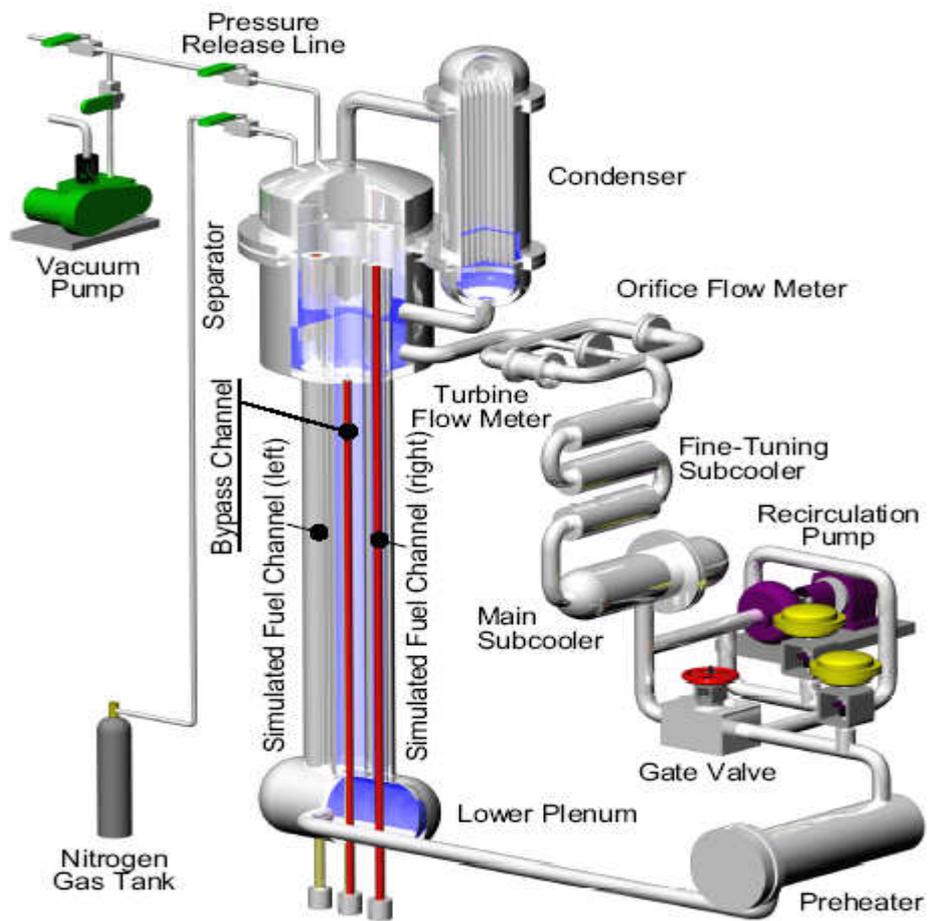


圖 2.12 實驗裝置 SIRIUS-F 模擬 ABWR 電廠[3]

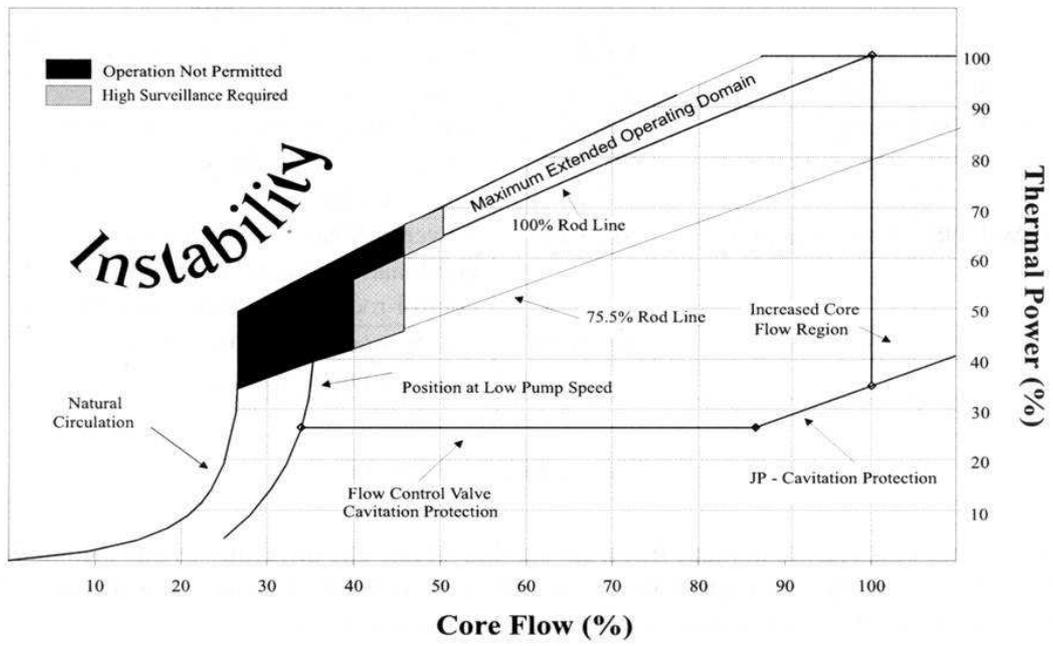


圖 2.13 不穩定區域的功率-流量圖譜[24]

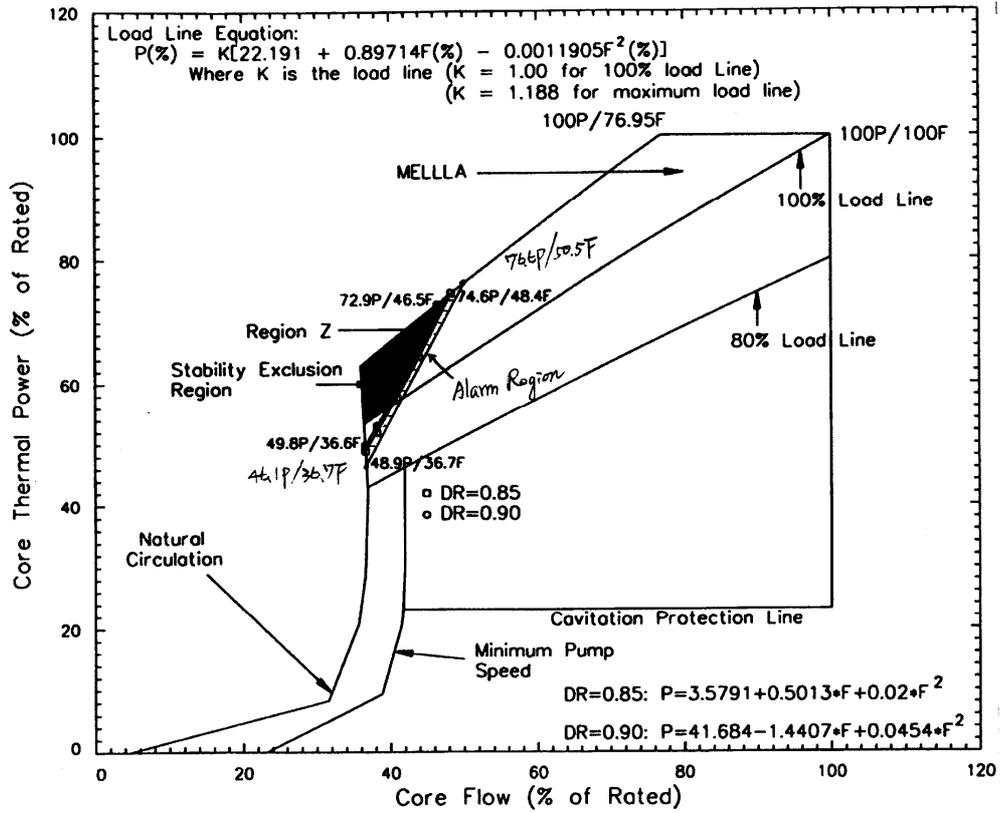


圖 2.14 核一廠一號機功率/流量圖上禁區範圍的示意圖[37]

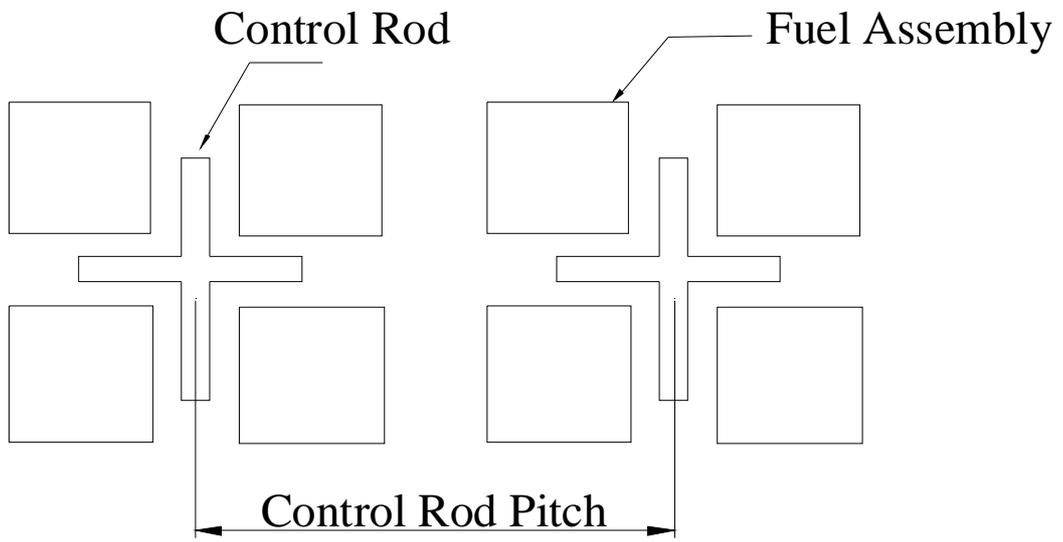


圖 2.15 控制棒節距示意圖

```

CS1C23_527365_8250.ARO
1 'COM' CHINSHAN UNIT2 CY21 105_81
2 'DIM.BWR' 22 11 12/
3 'DIM.CAL' 25 4 1 1/
4 'DIM.DEP' 'EXP' 'XEN' 'HVOI' 'HCRD' 'PIN' 'SAM'/
5 'DIM.MEM' 12*0/
6 'DEP_CHK' 'OFF'/
7 'RES' '/disk2/htlin/cs2c23/cs1c23_crp_1st.r',8.25/
8 'LIB' '/disk2/htlin/cs2c23/cs2c23hot.lib'/
9 'TLM.LIB' '/disk2/htlin/cs2c23/cs1c23t1m.lib'/
10 'TLM.EDT' 'OFF'/
11 'BWR.SEP' 130 13.34/
12 'BWR.BYP' 'OFF'/
13 'DEP.FPD' 2/
14 'COR.OPE',52.70,36.50,959.89/
15 'COR.SUB',38.90/
16 'TIT.CAS','CS2C21 ARO CONTROL STATE REFERENCE CASE'/
17 'SAV.BAS','PRT'/
18 'CRD.POS',1, 3*0 48 48 48 48 48 3*0/43
19 ,2, 2*0 48 48 48 48 48 48 2*0/39
20 ,3, 0 48 48 48 48 48 48 48 0/35
21 ,4, 48 48 48 48 48 48 48 48 48 /31
22 ,5, 48 48 48 48 48 48 48 48 48 /27
23 ,6, 48 48 48 48 48 48 48 48 48 /23
24 ,7, 48 48 48 48 48 48 48 48 48 /19
25 ,8, 48 48 48 48 48 48 48 48 48 /15
26 ,9, 0 48 48 48 48 48 48 48 48 0/11
27 ,10, 2*0 48 48 48 48 48 48 48 2*0/7
28 ,11, 3*0 48 48 48 48 48 48 48 3*0/3
29 'COM' 2 6 10 14 18 22 26 30 34 38 42 /
30 'STA'/
31 'TIT.CAS','CS1C20 EOC ARO CONTROL STATE PERTURBATION CASE'/
32 'USE.BAS','RPF' 1.0 0. 'DEN' 1. 0. 'TFU' 1. 0./
33 'TIT.CAS','CS2C21 ARO CONTROL STATE PERTURBATION CASE'/
34 'CRD.POS',1, 3*0 48 48 48 48 48 3*0/43
35 ,2, 2*0 48 48 48 48 48 48 48 2*0/39
36 ,3, 0 48 48 48 48 0 48 48 48 48 0/35
37 ,4, 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 /31
38 ,5, 48 48 48 14 48 4 48 14 48 48 48 /27
39 ,6, 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 /23
40 ,7, 48 48 48 14 48 4 48 14 48 48 48 /19
41 ,8, 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 /15
42 ,9, 0 48 48 48 48 0 48 48 48 48 0/11
43 ,10, 2*0 48 48 48 48 48 48 48 2*0/7
44 ,11, 3*0 48 48 48 48 48 48 48 3*0/3
45 'COM' 2 6 10 14 18 22 26 30 34 38 42 /
46 'PRI.STA' 'SRPF' 'XRF' 'SFLU' 'SWIR' '2FLO' '2WIR'/
47 'PRT.COE' 'DDP' 20. 'DDP' 40. 'DDP' -20. 'PRE' 50. 'PRE' 75.
48 'PRE' 100. 'PRE' -50. 'MTC' +10. 'MTC' -10. 'MTC' -5.
49 'MTC' 5./
50 'KIN.EDT' 'ON' '1-D'/
51 'STA'/

```

1. 燃耗與檔案位置

2. 功率、流量、壓力和次冷度的值

3. 棒位：跟燃耗有關

圖 2.16 SIMULATE-3 的輸入檔編輯示意圖

STEADY STATE PRESSURE DROPS (KG/CM2)		FLOW RATE= 5.67321E+01 G/S CM2							
		DENSITY HEAD	FRICTION	ACCELERATION	EXPANSION-IRR	LOCAL	CONTRACTION-IRR	CONTRACTION	TOTAL
INLET	CONFIGURATION	00.000E+00	00.000E+00					5.6600E-02	5.6600E-02
NON	BOILING REGION	23.703E-03	90.775E-04	10.706E-06	00.000E+00	00.000E+00	00.000E+00		3.2791E-02
SUBCOOLED	BOILING REGION	75.729E-03	46.691E-03	10.258E-03	00.000E+00	00.000E+00	11.707E-03		1.4438E-01
BULK	BOILING REGION	39.223E-03	12.960E-02	76.897E-04	54.925E-06	00.000E+00	36.958E-03		2.1352E-01
EXIT	CONFIGURATION	00.000E+00	00.000E+00					-2.9954E-03	-2.9954E-03

圖 2.17 LAPURX 輸出結果-壓降分布

```

1 *** STEADY STATE FLOW DISTRIBUTION ***

M = 4 QPL = 4.44298E-01 ITERATION NO OF WTP = 2
TOTAL FLOW RATE =SUM WNO(IX)/1000. = 2.31967E+03 KG/S

  IX  NCH      POWFR      QG      QX      QP      WNO
  1   23   3.7560E-03   5.5832E+01  3.5779E-01  4.4429E-01  1.2141E+05
  2   24   3.6383E-03   5.6732E+01  3.3834E-01  4.4430E-01  1.2874E+05
  3   25   3.4704E-03   5.8881E+01  3.0623E-01  4.4430E-01  1.3918E+05
  4   26   3.3284E-03   6.0346E+01  2.8283E-01  4.4430E-01  1.4835E+05
  5   28   3.1228E-03   6.2511E+01  2.5067E-01  4.4421E-01  1.6549E+05
  6   29   3.0217E-03   6.4225E+01  2.3269E-01  4.4436E-01  1.7610E+05
  7   30   2.9390E-03   6.4900E+01  2.2178E-01  4.4428E-01  1.8409E+05
  8   32   2.7740E-03   6.6355E+01  2.0026E-01  4.4428E-01  2.0076E+05
  9   34   2.5688E-03   6.7341E+01  1.7762E-01  4.4430E-01  2.1648E+05
 10  43   2.0514E-03   7.0465E+01  1.2174E-01  4.4544E-01  2.8649E+05
 11  46   1.5611E-03   6.9082E+01  8.1450E-02  4.4436E-01  3.0046E+05
 12  68   7.8867E-04   3.9213E+01  6.6079E-02  4.4590E-01  2.5212E+05

POWCOR= 8.9296E+02 , ACTUAL POWER= 8.9296E+02 MW-TH

-00*00--00*00--00*00--00*00--00*00--00*00--00*00--00*00--00*00--00*00--00*00--00*00-

Ch  NCH  Fuel      Power      Flow      delta-P      Exit      Zb
#   #    Type     (%)        (%)        (bar)      Quality     (m)
 1   23    2       153.25     92.85     .4443     .3578     .717
 2   24    2       148.44     94.35     .4443     .3383     .729
 3   25    2       141.59     97.92     .4443     .3062     .776
 4   26    2       135.80    100.36     .4443     .2828     .809
 5   28    2       127.41    103.96     .4442     .2507     .862
 6   29    2       123.29    106.81     .4444     .2327     .928
 7   30    2       119.91    107.93     .4443     .2218     .944
 8   32    2       113.18    110.35     .4443     .2003     .984
 9   34    2       104.81    111.99     .4443     .1776     1.076
10  43    2        83.70    117.18     .4454     .1217     1.353
11  46    2        63.69    114.88     .4444     .0815     1.728
12  68    2        32.18     65.21     .4459     .0661     2.020
Average Saturated Boiling Boundary = 1.036 m = 3.40 ft

-00000--00000--00000--00000--00000--00000--00000--00000--00000--00000--00000--00000-
*** FLOW ***

```

圖 2.18 LAPURX 輸出結果-通道流量與系統總壓降

AVG DENSITY REACT COEFF =	15.126	(%K/K)/(g/cm3)	-.19606	(\$/%_VOID)
CORE AVG (DENS*DRC*P**2)=	8.7447	(%K/K)	15.917	(\$)
CORE AVG (DENSITY*P**2) =	.57813	(R/Rsat)	44.232	(%_VOID)

圖 2.19 LAPURW 輸出結果-密度反應度係數

```

CORE : DR = .46 @ .46 Hz  PM = 23.72 @ .42 Hz  GM =1.98 @ .56 Hz
1Case 800-200NCH-200NPS-10NTD-10NTFU
-----
OUT-OF-PHASE SUBCRITICAL MODE SUMMARY
(DR > 1 .OR. PHASE_MARGIN < 0 .OR. GAIN_MARGIN < 1 ==> UNSTABLE )
  REACT($) DECAY_RAT  FREQ(Hz)  PH_MARG  G_MARGIN  AMPL(%)  AVG(%)
-1.23      .25        .48      68.04    3.47     100.00   .00
-.63       .43        .50      36.64    2.35     100.00   .00
-1.22      .25        .48      67.56    3.45     100.00   .00
-1.33      .23        .47      72.19    3.66     100.00   .00
-1.64      .17        .46      81.91    4.27     100.00   .00
-2.08      .12        .45      89.78    5.14     100.00   .00
1Case 800-200NCH-200NPS-10NTD-10NTFU

RESULTS OF FULL COMPLEX PLANE POLE SEARCH
ITER  REAL_PART  CORRECTION  IMAG_PART  DECAY_RATIO
#     (Hz)      (Hz)        (Hz)
0     -.05765   -.05765     .46194     .45649
1     -.05431   .00334      .46293     .47850
2     -.05426   .00005      .46294     .47883
3     -.05431   -.00005     .46302     .47858
4     -.05432   -.00002     .46298     .47844
-----
DECAY RATIO      = .48
DAMPED FREQUENCY = .46 Hz
PHASE MARGIN     = 23.72 Hz @ .42 Hz
GAIN MARGIN      = 1.98 @ .56 Hz

```

圖 2.20 LAPURW 輸出結果-同相與異相衰減率

Height	Frict	Height	Exp/Con	Acele	Locals				
Height	Frict	Height	Exp/Con	Acele	Locals	Phi2lo	PhiChi	Beta	Qualit
.000	.00492	.01186	.00000	.00000	.00000				
15.240	.00984	.02370	.00000	.00001	.00000				
30.480	.00000	.00000	.00000	.00000	.00000	1.0000	1.0000	.0000	.0000
38.947	.00159	.00648	.00000	.00013	.00000	1.0847	.5955	.0256	.0004
47.413	.00208	.01274	.00000	.00028	.00000	1.3087	.2193	.0569	.0019
55.880	.00264	.01878	.00000	.00045	.00203	1.6153	.2837	.0872	.0044
64.347	.00330	.02457	.00000	.00069	.00203	1.9821	.3649	.1275	.0083
72.813	.00412	.03002	.00000	.00110	.00203	2.4120	.4652	.1898	.0142
81.280	.00513	.03503	.00000	.00165	.00203	2.9048	.5844	.2609	.0219
89.747	.00638	.03962	.00000	.00226	.00203	3.4582	.7194	.3269	.0309
98.213	.00789	.04381	.00000	.00292	.00203	4.0637	.8671	.3859	.0409
106.680	.00967	.04766	.00000	.00361	.00595	4.7073	1.0238	.4375	.0518
115.147	.01174	.05122	.00000	.00430	.00595	5.3698	1.1847	.4811	.0630
123.613	.01408	.05454	.00000	.00499	.00595	6.0349	1.3456	.5183	.0744
132.080	.01670	.05764	.00000	.00567	.00595	6.6949	1.5046	.5502	.0858
140.547	.01959	.06056	.00000	.00635	.00595	7.3464	1.6609	.5779	.0973
149.013	.02275	.06333	.00000	.00701	.00595	7.9846	1.8132	.6019	.1087
157.480	.02617	.06596	.00000	.00767	.01254	8.6068	1.9610	.6229	.1198
165.947	.02984	.06847	.00000	.00832	.01254	9.2121	2.1042	.6415	.1308
174.413	.03374	.07087	.00000	.00896	.01254	9.7971	2.2418	.6580	.1415
182.880	.03788	.07318	.00000	.00957	.01254	10.3589	2.3735	.6725	.1518
191.347	.04223	.07541	.00000	.01019	.01254	10.9009	2.4999	.6857	.1620
199.813	.04680	.07756	.00000	.01080	.01254	11.4293	2.6227	.6978	.1720
208.280	.05158	.07964	.00000	.01140	.01254	11.9448	2.7419	.7088	.1818
216.747	.05656	.08166	.00000	.01200	.02193	12.4468	2.8576	.7190	.1914
225.213	.06173	.08362	.00000	.01259	.02193	12.9362	2.9699	.7284	.2008
233.680	.06710	.08552	.00000	.01318	.02193	13.4134	3.0790	.7371	.2101
242.147	.07265	.08737	.00000	.01377	.02193	13.8785	3.1849	.7452	.2192
250.613	.07838	.08918	.00000	.01435	.02193	14.3321	3.2878	.7528	.2282
259.080	.08428	.09094	.00000	.01493	.02193	14.7736	3.3875	.7598	.2369
267.547	.08967	.09266	.00006	.01549	.03455	15.1974	3.4830	.7663	.2452
276.013	.09505	.09435	.00006	.01471	.03455	15.6006	3.5734	.7721	.2532
284.480	.09971	.09599	.00006	.01518	.03455	15.9909	3.6607	.7778	.2611
292.947	.10449	.09761	.00006	.01565	.03455	16.3727	3.7458	.7831	.2689
301.413	.10937	.09920	.00006	.01611	.03455	16.7410	3.8276	.7881	.2763
309.880	.11435	.10075	.00006	.01655	.03455	17.0928	3.9055	.7927	.2834
318.347	.11942	.10228	.00006	.01696	.04312	17.4299	3.9799	.7968	.2903
326.814	.12459	.10379	.00006	.01738	.04312	17.7518	4.0508	.8008	.2968
335.280	.12984	.10527	.00006	.01778	.04312	18.0568	4.1178	.8045	.3030
343.747	.13517	.10673	.00006	.01817	.04312	18.3482	4.1815	.8080	.3091
352.214	.14058	.10817	.00006	.01854	.04312	18.6264	4.2423	.8113	.3148
360.680	.14606	.10959	.00006	.01889	.04312	18.8846	4.2985	.8142	.3200
369.147	.15160	.11099	.00006	.01915	.05256	19.0994	4.3452	.8163	.3239
377.614	.15718	.11239	.00006	.01926	.05256	19.2301	4.3735	.8172	.3256
386.080	.16277	.11378	.00006	.01932	.05256	19.2900	4.3865	.8177	.3265
394.547	.16838	.11517	.00006	.01940	.05256	19.3418	4.3977	.8184	.3278
403.014	.17399	.11656	.00006	.01942	.05256	19.3781	4.4056	.8185	.3280
411.480	.17961	.11795	.00000	.01942	.00000	19.3836	4.4068	.8185	.3280

圖 2.21 輸出檔 CAIDAS. OUT

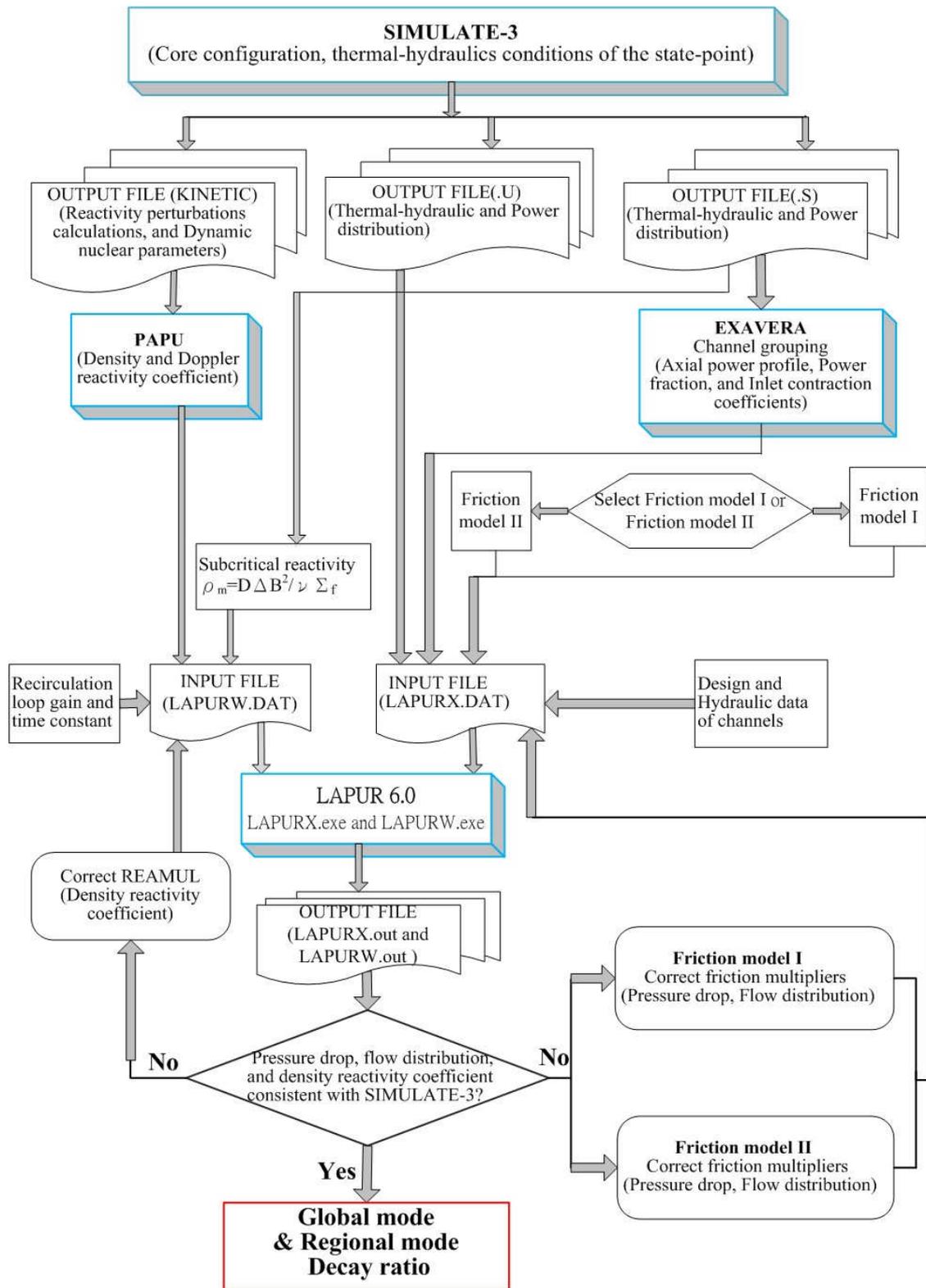


圖 2.22 LAPUR6.0 方法論

BWR.ZON - Assembly Axial Zones		
Interface (cm)		396.24
Flow Area	(cm**2)	100.900
Heated Perimeter (cm)		262.056
Equiv Hyd Diam (cm)		1.232
Interface (cm)		259.54
Flow Area	(cm**2)	94.548
Heated Perimeter (cm)		262.056
Equiv Hyd Diam (cm)		1.155
Interface (cm)		243.84
Flow Area	(cm**2)	94.548
Heated Perimeter (cm)		287.314
Equiv Hyd Diam (cm)		1.072
Interface (cm)		15.24
Flow Area	(cm**2)	94.548
Heated Perimeter (cm)		262.056
Equiv Hyd Diam (cm)		1.072
Interface (cm)		-15.24

圖 2.23 SIMULATE-3 的燃料軸向區間資料

58							
12,	1,	1,	1,	1,	1,	1,	1
	1,	1,	1,	1,	1		
59							
	1,	4					
60							
		30.4800	259.0800	274.7800	411.4800		
61							
		94.5480	94.5480	94.5480	100.9000		
62							
		1.0720	1.0720	1.1550	1.2320		

圖 2.24 設定完成之 LAPURX 卡號 58~62

Fuel Spacers	Axial Locations (cm)						
Mechanical Design	K-Factors (Assembly Area)						
6	47.990	99.170	150.380	201.580	252.790	303.970	355.180
	0.768	0.768	0.768	0.768	0.843	0.566	0.566

圖 2.25 SIMULATE-3 的燃料格架資料

63							
12,	1,	1,	1,	1,	1,	1,	1,
	1,	1,	1,	1,	1,		
64							
	1,	7,					
65							
	63.2300,	114.4100,	165.6200,	216.8200,	268.0300,	319.2100,	370.4200
66							
	0.7680,	0.7680,	0.7680,	0.7680,	0.8430,	0.5660,	0.5660

圖 2.26 設定完成之 LAPURX 卡號 63~66

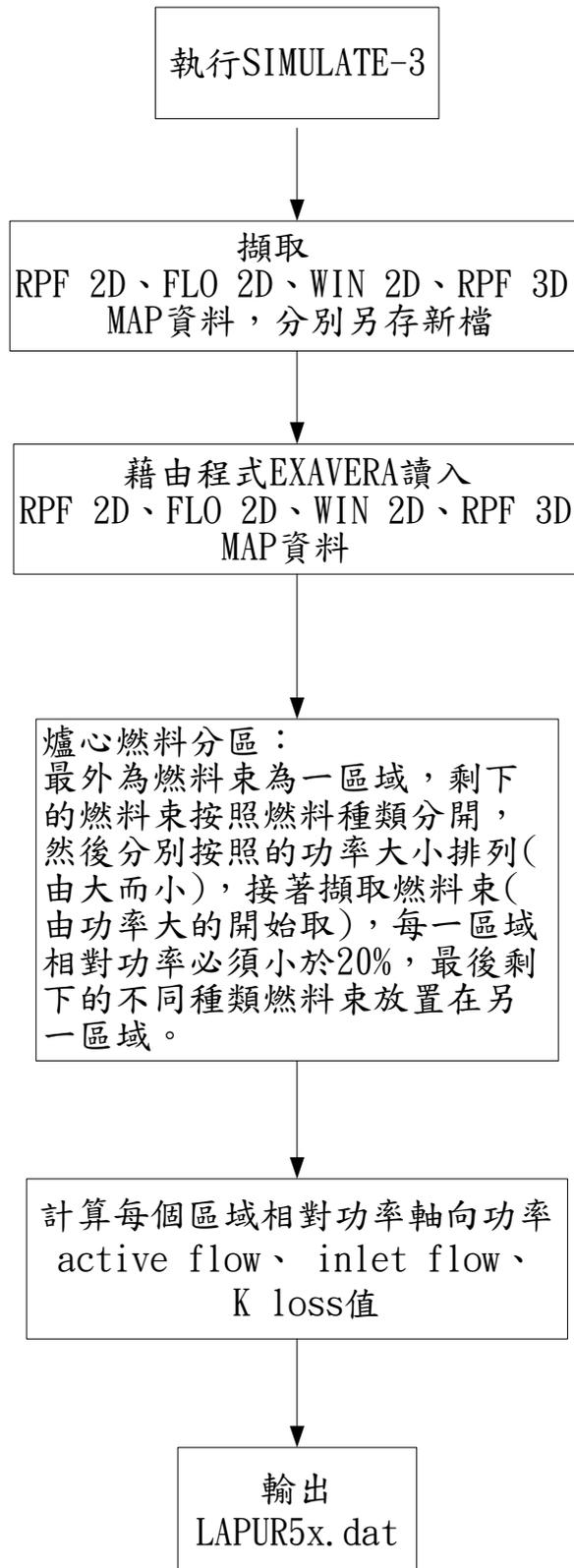


圖 2.27 EXAVERA 運算的流程圖

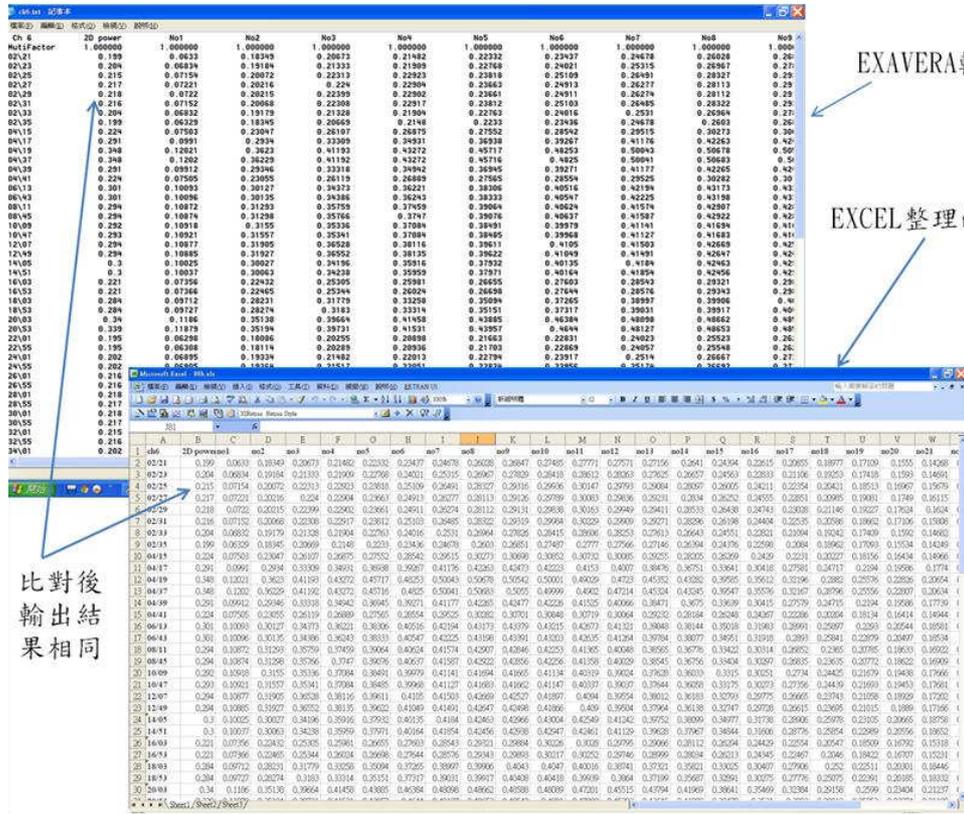


圖 2.28 EXAVERA 驗證

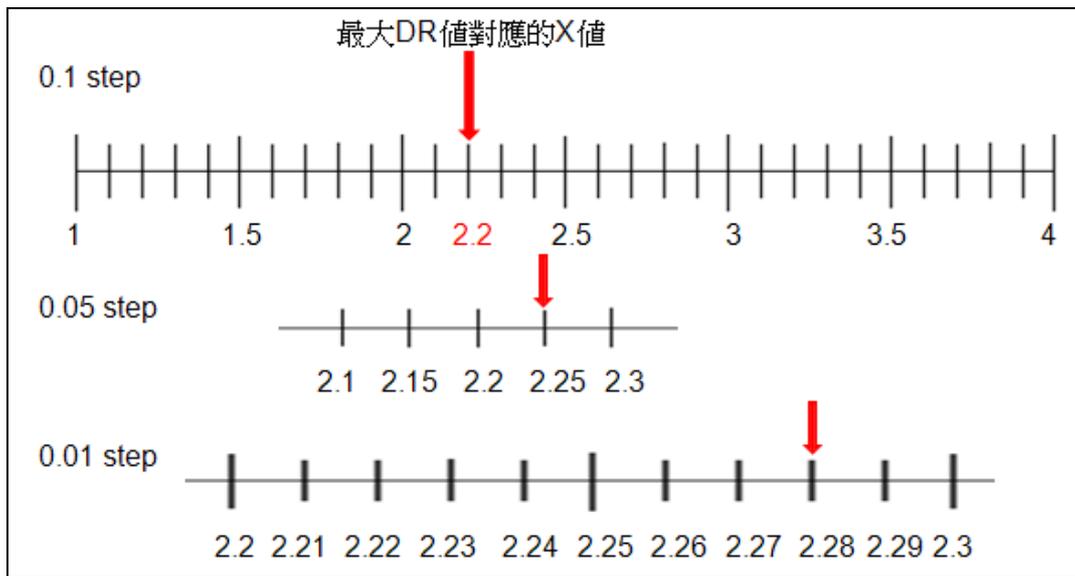


圖 2.29 尋找區間與間隔之示意圖

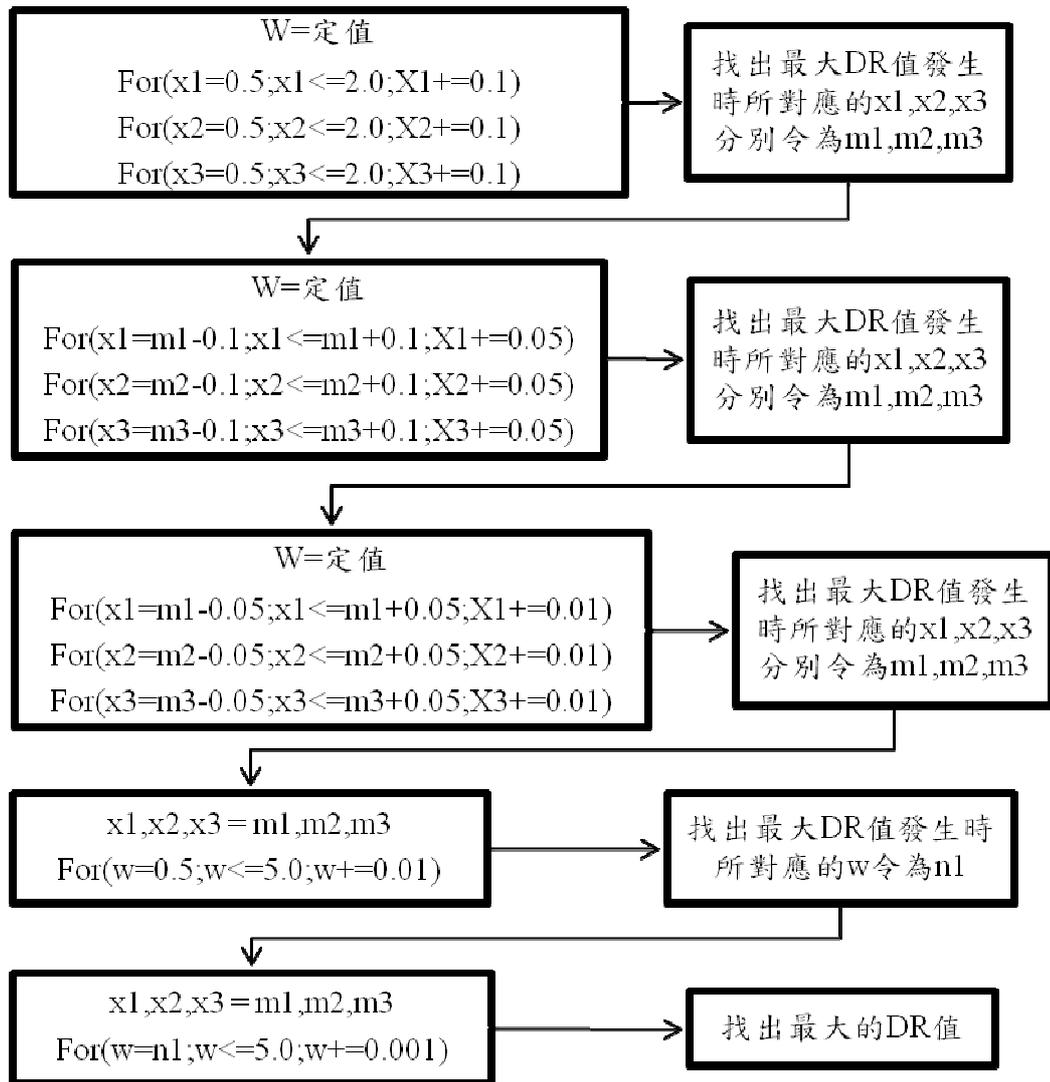


圖 2.30 找出最大衰減率之流程圖

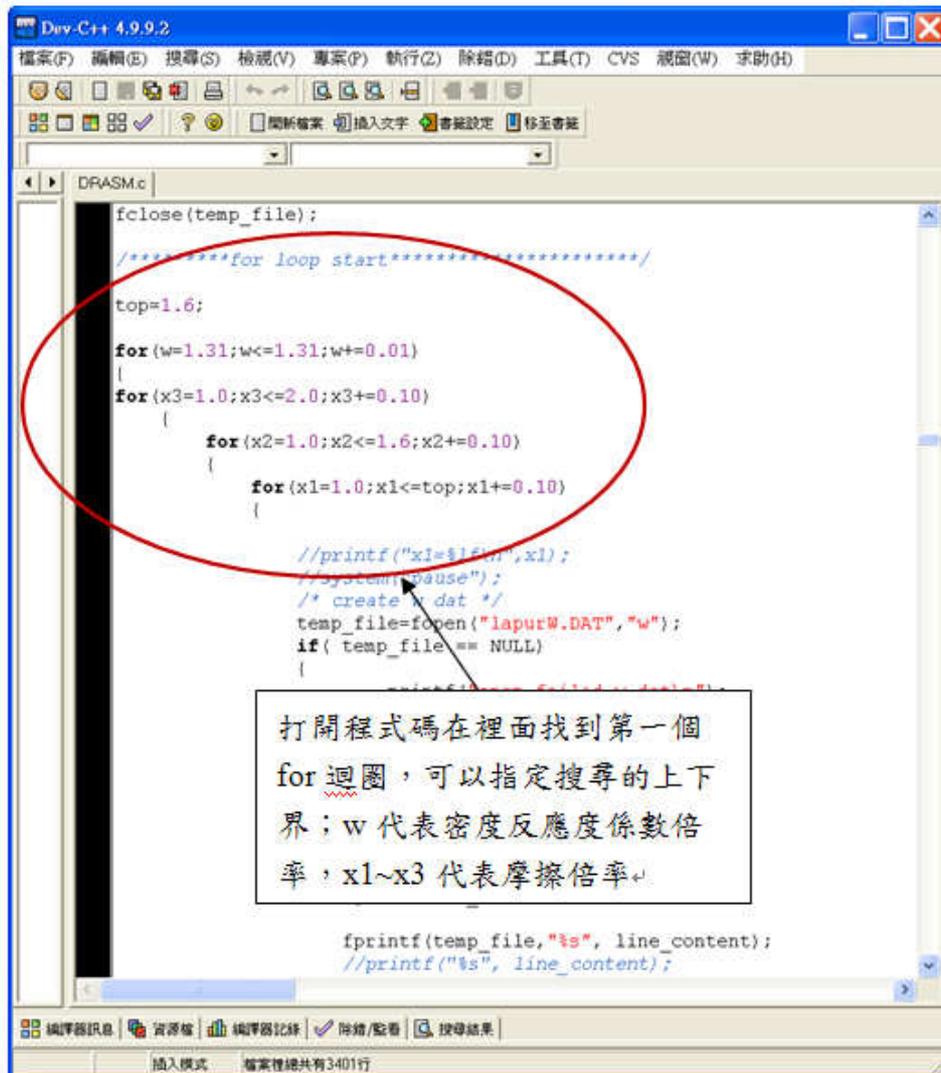


圖 2.31 DRASM 程式的操作介面

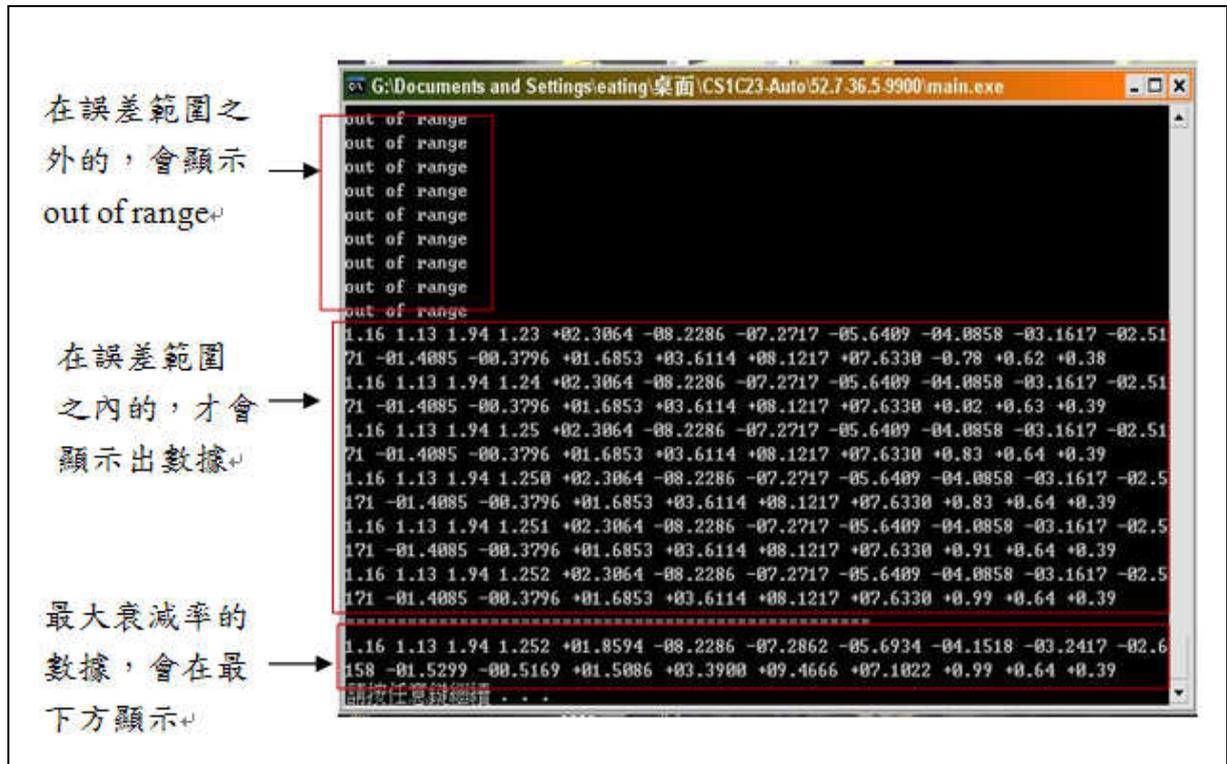


圖 2.32 DRASM 結果產生畫面

```
output.txt - 記事本
檔案(E) 編輯(E) 格式(O) 檢視(V) 說明(H)
step=0.1
MAX DR is occur at X1=+0.60 X2=+0.30 X3=+0.20

step=0.05
MAX DR is occur at X1=+0.60 X2=+0.30 X3=+0.20

step=0.01
MAX DR is occur at X1=+0.60 X2=+0.30 X3=+0.20

=====
  x1  x2  x3  w  pressure  ch1  ch2  ch3  ch4  ch5  ch6
0.60 0.30 0.20 1.172 +01.9390 -04.3922 -04.2292 -03.1901 -02.5212 -01.1626 -00.4540
  ch7  ch8  ch9  ch10  ch11  ch12  DRC  DR(g1) DR(re)
-00.1432 +00.5813 +01.4014 +01.7479 +00.9641 +03.9795 +0.97 +0.26 +0.12
```

圖 2.33 DRASM 產生的輸出檔

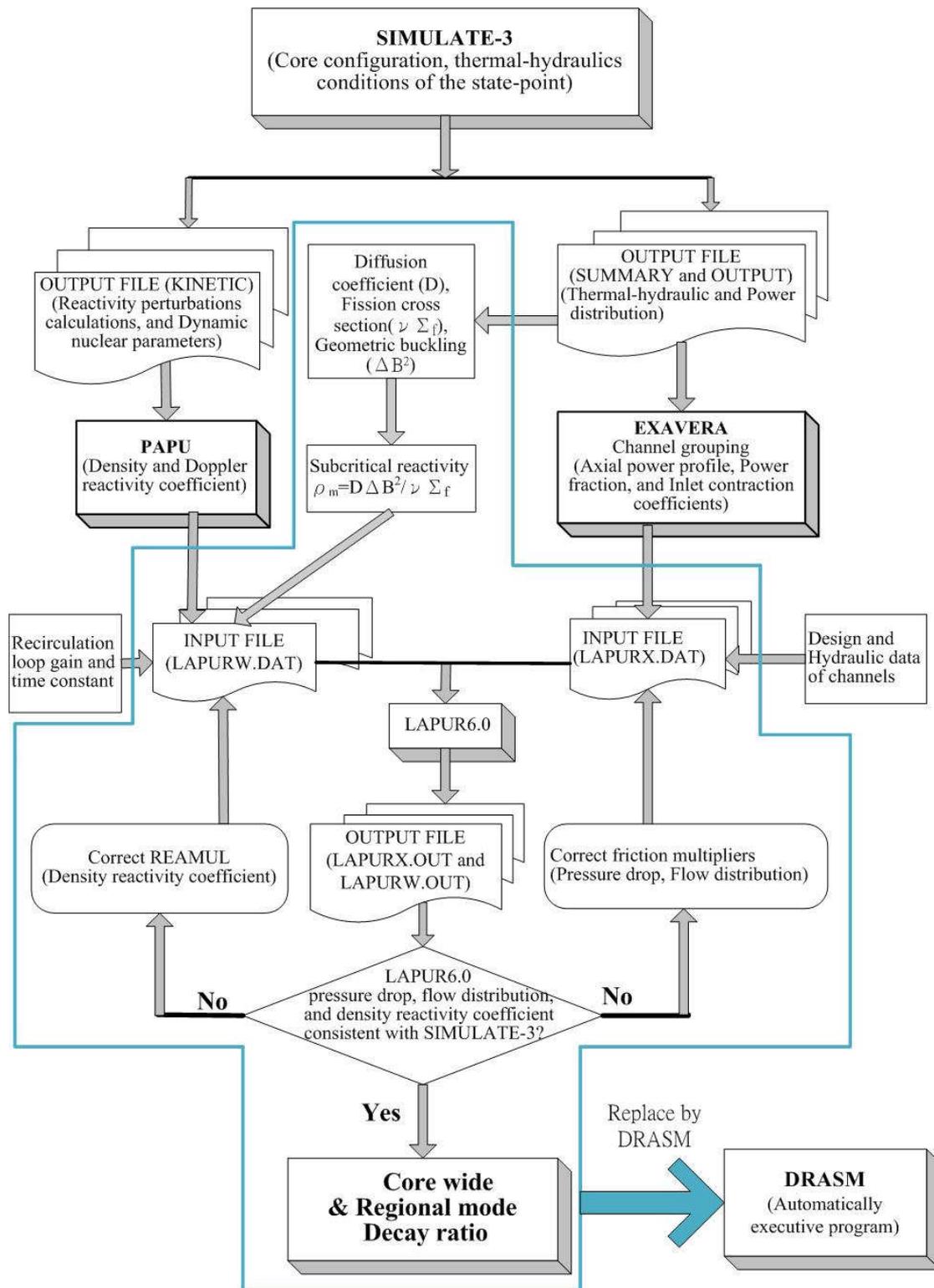


圖 2.34 DRASM 程式在 LAPUR6.0 方法論中所包含的範圍

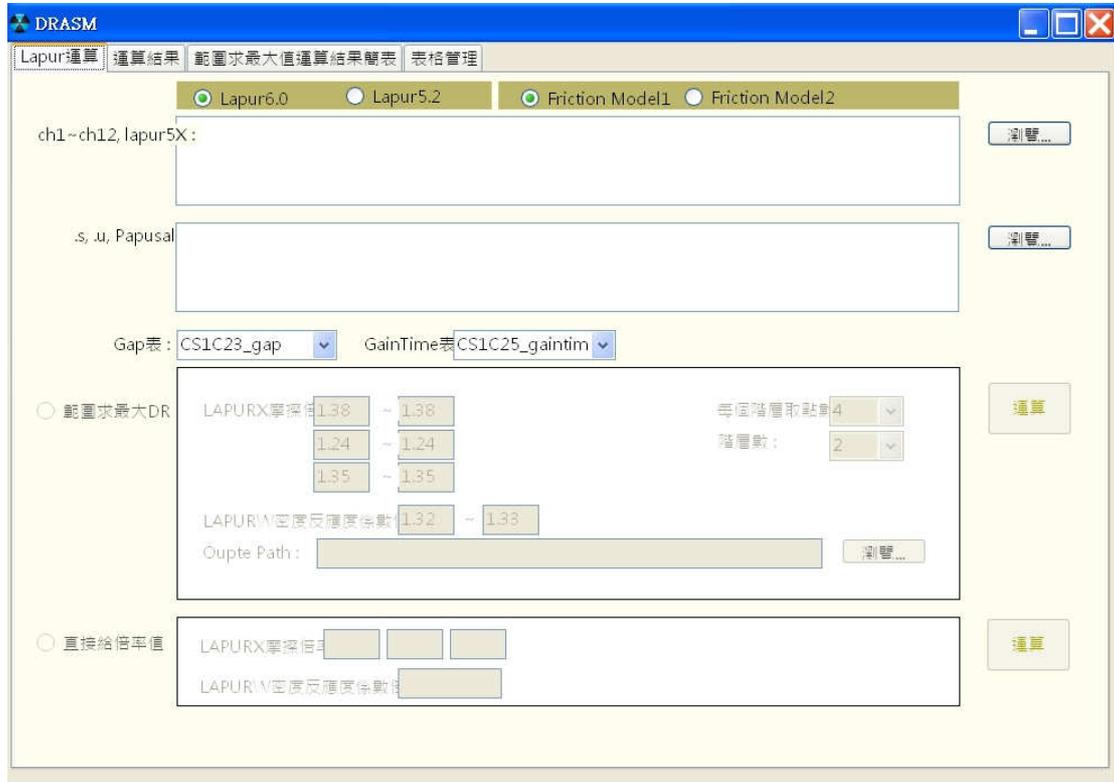


圖 2.35 新版 DRASM 程式的視窗介面

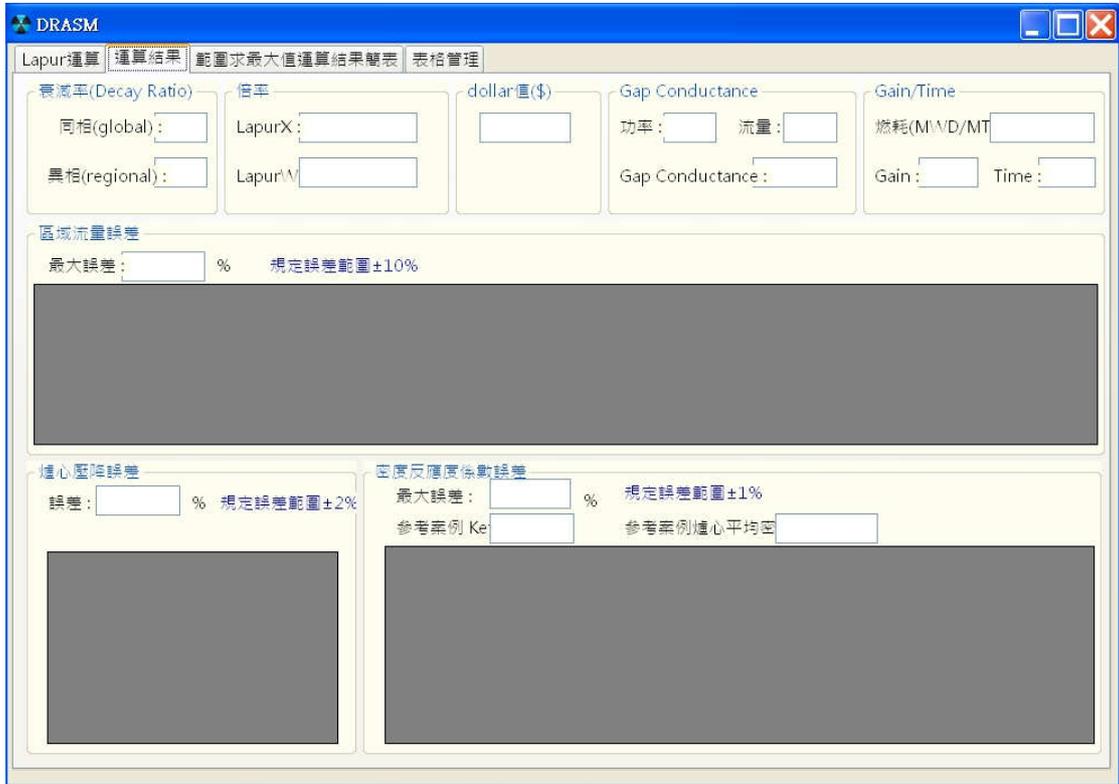


圖 2.36 新版 DRASM 程式的輸出結果視窗介面

### **叁、主要發現與結論**

龍門電廠屬於進步型沸水式反應器，為最新設計並已開始商轉的沸水式反應器；與傳統之沸水式反應器相同的是：在某些特殊的情況下，會因為功率與流量的震盪而有不穩定性問題的發生。此一類型的反應器所做的改良方針主要是針對提升經濟效益、提升運轉發電與維護性能與強化可靠性與安全性等三個主要方向作改革，同時再加上針對改善爐心穩定性的改進措施，經由 LAPUR6.0 方法論的驗證，與比較國內國聖電廠(BWR6)與金山電廠(BWR4)，可以深入了解龍門電廠的穩定性特質，主要的發現與結論羅列如下：

#### **一、LAPUR 分析結果與ODYSY比較**

此處以LAPUR6.0為分析工具，分析廠商所提供的高功率低流量禁制區最外圍邊界的功率/流量點做比較[51]，結果如表3.1所示。在表3.1中主要的較大差異是在NCL處，但差異值都低於0.2。

#### **二、龍門電廠與金山、國聖電廠之穩定性分析的比較**

因為龍門電廠的改措施，使其具有良好的穩定性特質，使得衰減率遠較於其他傳統的沸水式電廠低；經由LAPUR6.0方法論

的驗證，可以證實龍門電廠的低衰減率與優異的穩定性特質；使其具有較大的穩定運轉區域以及較低的衰減率；此處針對龍門電廠、國聖電廠(BWR6)與金山電廠(BWR4)選擇相同的功率/流量點做比較，表3.2為三座電廠爐心的相關參數。因為高功率/流量點極易引起不穩定性事件發生，所以選擇固定流量(50%)然後逐漸增加功率的方式 (50%, 60%, 70%)，檢視三座不同型式電廠的衰減率變化情形，另外再加入一個不穩定區域的功率/流量點:65%/40%。圖 3.1為三座不同型式電廠重疊擺置既可看出龍門電廠具有較大的運轉區域，同時也陳列上述所選的四個功率/流量點比較其衰減率，如表 3.2 所示。

### **三、龍門電廠改進措施對相關重要參數的影響**

如前所述根據龍門電廠最終安全FSAR第四章[43]所列舉的改進措施，主要是下列四點：較小的注水口、較大的控制棒節距、較多的汽水分離機與自動的選擇性控制插棒。前三項改進措施都直接影響爐心的穩定性，自動的選擇性控制插棒主要在於防止因為功率震盪或人為而誤進入禁制區域。所以此處主要針對前三項作討論，檢視改進措施對於爐心相關重要參數的影響，同時藉由

三座電廠在相同功率/流量點的比較，可以更清楚龍門電廠的穩定性特質。

### (一)入口收縮係數改變對於壓降的影響

壓降對於爐心密度波震盪具有重要的影響，雙相壓降愈大或變動劇烈極易引起爐心不穩定事件的發生。一般而言爐心的壓降可以下列的數學式表示：

$$\Delta P_{\text{total}} = \Delta P_{\text{inlet}} + \Delta P_{\text{non-boiling}} + \Delta P_{\text{subcooled}} + \Delta P_{\text{bulk boiling}} + \Delta P_{\text{outlet}} \quad (3.1)$$

(3.1)式中代表爐心中不同的壓降：

$\Delta P_{\text{total}}$ :總壓降

$\Delta P_{\text{inlet}}$ :入口壓降

$\Delta P_{\text{non-boiling}}$ :非沸騰區壓降

$\Delta P_{\text{subcooled}}$ :次冷沸騰區壓降

$\Delta P_{\text{bulk boiling}}$ :全面沸騰區壓降

$\Delta P_{\text{outlet}}$ :出口壓降

龍門電廠採取較小的入水口措施，此一措施會影響到產生大的入口收縮係數(inlet loss coefficient)，再進而影響到產生較大的單相壓降；可由以下的數學關係式，表示入口收縮係數與單相

壓降的關係。

$$\Delta P = K_{inlet\ loss\ coeff.} \frac{u^2}{2g_c} \quad (3.2)$$

(3.2)式中相關參數符號定義如下:

$\Delta P$ :單相壓降

$K_{inlet\ loss\ coeff.}$ :入口收縮係數

$u$ :流體速度

$g_c$ :重力加速度

因此當龍門電廠採取較小的入水口，產生較大的入口收縮係數，也使得爐心具有較大的單相壓降，有益於爐心具有較佳的穩定性。此一關係的探究可藉由針對入口收縮係數作參數靈敏度分析，可以一窺入口收縮係數如何造成壓降變化，再進而影響爐心的穩定性。表 3.4 針對龍門電廠、國聖電廠與金山電廠，在功率/流量點:70%/50%，調整入口收縮係數作參數靈敏度分析。表 3.4 中將入口收縮係數減少 10%，會造成單相壓降減少而雙相壓降增加。此一變化可由壓降比(雙相壓降/單相壓降)的增減情形得知，在表 3.4 中入口收縮係數減少會使壓降比增加(代表著雙相壓降增加)，進而使的衰減率增加；國聖電廠與金山電廠皆有此一趨勢，但龍門電廠因該功率/流量點的衰減率僅有 0.09，所以變化並不明顯。

## (二)不同型式沸水式電廠入口收縮係數與壓降的比較

經由表 3.4 入口收縮係數的參數靈敏度分析，可以得知較大的入口收縮係數，會使爐心具有較小的壓降比(雙相壓降/單相壓降)，所代表的是較大的單相壓降與較小的雙相壓降，並使爐心具有較小的衰減率。在圖 3.2 中針對國內不同型式的三座沸水式電廠，功率/流量點：50(%) / 50(%)、60(%) / 50(%)、70(%) / 50(%)與 65(%) / 40(%)，比較入口收縮係數與單相壓降，龍門電廠具有較大入口收縮係數使得電廠具有較大的單相壓降。在圖 3.3 中陳列三座不同型式沸水式電廠在不同功率/流量點的壓降比和衰減率的變化情形；因龍門電廠具有較小的壓降比使的在相同的功率/流量點其衰減率是最低的。

## (三)流動面積改變對於密度反應度係數的影響

龍門電廠的爐心採取較大控制棒節距設計(如圖 2.15)，使得爐心具有較大的流動面積，有益於爐心系統的穩定。上述的關係不易由數學式推導流動面積的大小如何影響中子與熱流耦合關係以及對穩定性的影響。但是可由全長棒爐心與配置棒長棒爐心作流動面積大小的影響比較，得知流動面積的大小對空泡

分率 (void fraction)、密度反應度係數 (density reactivity coefficient) 與衰減率的影響。針對國聖電廠採取固定流量 (50%)，然後逐漸增加功率的方式 (50(%) / 50(%)、60(%) / 50(%)、70(%) / 50(%) )。圖 3.4 中以全長棒爐心與配置半長棒爐心作比較，配置半長棒的爐心相較於爐心僅配置全長棒，前者會較後者具有較大的流動面積，而使得配置半長棒的爐心有較小的空泡分率，在較高功率/流量點差異愈大。圖 3.5 則是全長棒爐心與配置半長棒爐心對密度反應度係數的比較，因為配置半長棒爐心圖具有較大的流動面積，而有較小的空泡分率，也使得配置半長棒爐心有較小的密度反應度係數。圖 3.6 則是兩種燃料棒對衰減率的比較，因為前述流動面積、空泡分率與密度反應度係數的影響，使得半長棒爐心具有小小的衰減率。

#### (四) 不同型式沸水式電廠流動面積與密度反應度係數的比較

因為爐心流動面積大小會影響爐心穩定性，而不同型式的沸水式反應器其爐心大小與燃料束的數目皆不相同，因此將爐心有效流動面積與燃料束的截面積設定為一個面積比值 ( $A_{\text{active flow}} / A_{\text{fuel}}$ )，既可檢視流動面積所佔爐心大小比例，對於穩定性的影響性。在圖 3.8 則是將三座電廠在相同的功率/流量點

比較密度反應度係數，因為龍門電廠具有較小的密度反應度係數，而使其衰減率最小；同樣的情形也可見諸於國聖電廠與金山電廠的比較，因為國聖電廠具有較小的密度反應度係數，而使其衰減率小於金山電廠。

#### (五) 較多的汽水分離機對於爐心壓降的影響

龍門電廠在爐心出口上方安排較多的汽水分離機，希望能藉由加快出口流體的汽水分離的速度，使爐心的雙相壓降降低。因為汽水分離機是位於爐心上方，接近爐心的全面沸騰區，因此會直接影響爐心全面沸騰區的壓降。藉由圖 3.9 不同型式電廠全面沸騰壓降與雙相壓降的比較，可發現龍門電廠全面沸騰壓降與雙相壓降的比值最小，這可歸納於較多的汽水分離機的效應所致。

#### 四、龍門電廠穩定性改進措施對穩定性的影響

經由上述參數龍門電廠與金山電廠以及國聖電廠的參數比較分析中，可歸納出龍門電廠採取加大控制棒節距的方式使流動面積增加，讓空泡分率與密度反應度係數減少。另外藉由縮小入水口孔徑方式使入口收縮係數增加，造成單相壓降增加，雙相壓

降減少。另外再加上增加汽水分離機，縮短爐心上方汽水分離的時間，減少全沸騰區的雙相壓降。這些改進措施都會促使爐心密度波的震盪減少，而使衰減率降低，增加系統的穩定性；這也是造成三座不同型式的沸水式電廠，如表3.3所示；在相同功率/流量運轉點的條件下，龍門電廠的衰減率是最低的主要原因。

表 3.1 LAPUR6.0 與 ODYSY<sup>(51)</sup>比較

Case	Power (%) /Flow (%)	Exposure	Core Decay Ratio	ODYSY Result
HFCL	66.4%/40.0%	7824	0.24	0.11
	62.0%/34.1%	7824	0.26	0.19
NCL	37.7%/20.7%	7824	0.39	0.59
	32.0%/20.4%	8154	0.29	0.46

表 3.2 三座不同型式電廠爐心相關重要參數

	Lungmen unit 1	Kuosheng unit 2 cycle 21	Chinshan unit 1 cycle 25
Number of fuel assemblies	872 (GE-14)	624 (ATRIUM-10)	408 (ATRIUM-10)
Rated thermal power, MWt	3926	2,943	1,804
Rated core flow, Mlbm/hr	115.1	84.5	53.0
Rated core inlet subcooling, Btu/lbm	23.49	20.69	20.0
Moderator temperature, °F	551	550	531

表 3.3 不同型式的三座沸水式電廠衰減率的比較

Power (%) /Flow(%)	Decay Ratio		
	Lungmen unit 1	Kuosheng unit 2 cycle 21	Chinshan unit 1 cycle 25
50(%) / 50(%)	0.05	0.21	0.32
60(%) / 50(%)	0.06	0.25	0.43
70(%) / 50(%)	0.09	0.29	0.53
65(%) / 40(%)	0.21	0.84	1.03

表 3.4 入口收縮係數對於不同型式的三座沸水式電廠影響比較

	Lungmen		Kuosheng		Chinshan	
	unit 1		unit 2 cycle 21		unit 1 cycle 25	
	Original		Original		Original	
	Decrease inlet loss coefficient 10%		Decrease inlet loss coefficient 10%		Decrease inlet loss coefficient 10%	
$\Delta P_{\text{inlet}}$	0.2440	0.2189	0.1524	0.1380	0.1409	0.1271
$\Delta P_{\text{non-boiling}}$	0.0509	0.0510	0.0348	0.0351	0.0419	0.0422
$\Delta P_{\text{single-phase}}$	0.2949	0.270	0.1872	0.1731	0.1828	0.1693
$\Delta P_{\text{subcooled}}$	0.2520	0.2394	0.1993	0.2002	0.2300	0.2277
$\Delta P_{\text{bulk boiling}}$	0.1031	0.1148	0.1953	0.1939	0.1888	0.1898
$\Delta P_{\text{two-phase}}$	0.3551	0.3542	0.3946	0.3942	0.4190	0.4175
$\Delta P_{\text{total}}$	0.6392	0.6134	0.5766	0.5620	0.5970	0.5821
$\Delta P_{\text{two-phase}} / \Delta P_{\text{single-phase}}$	1.204	1.3118	2.1081	2.2762	2.2925	2.4660
Decay ratio	0.09	0.09	0.290	0.37	0.53	0.66

Note:  $\Delta P_{\text{single-phase}} = \Delta P_{\text{inlet}} + \Delta P_{\text{non-boiling}}$

$\Delta P_{\text{two-phase}} = \Delta P_{\text{subcooled}} + \Delta P_{\text{bulk boiling}}$

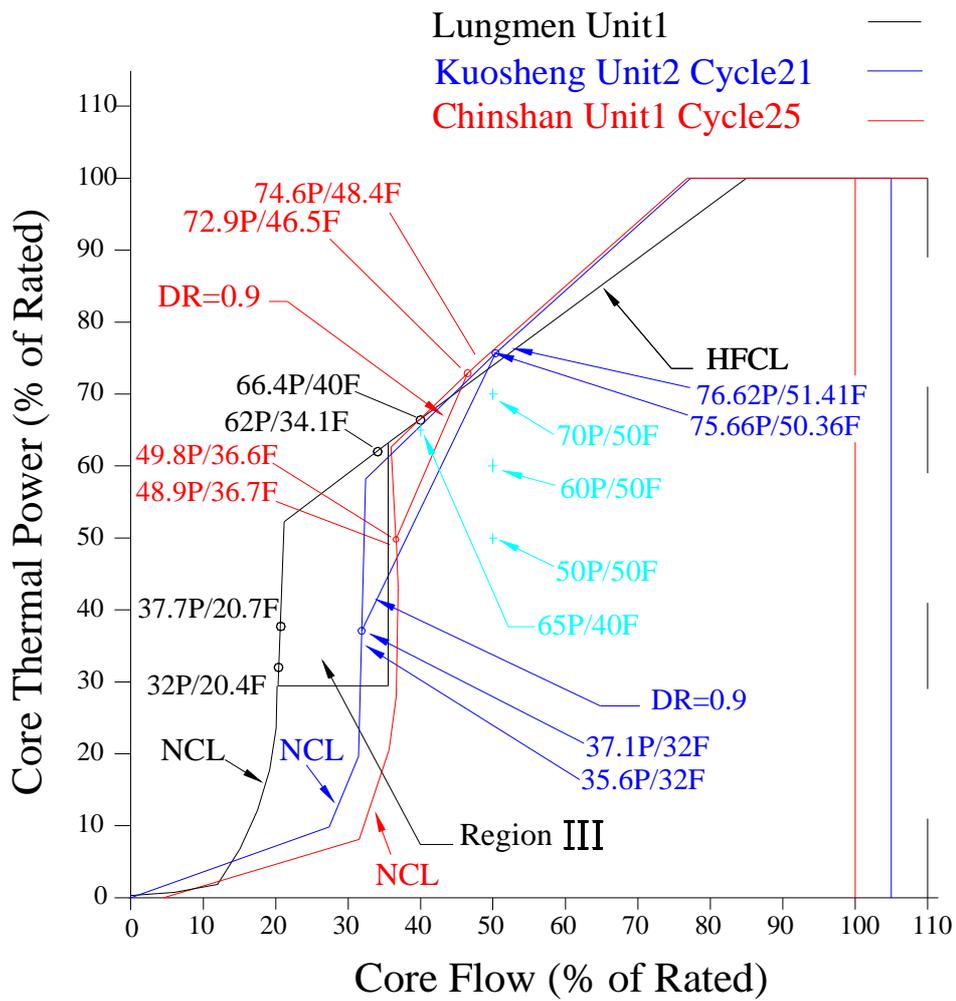


圖 3.1 龍門電廠與其他不同型式電廠穩定運轉邊界的比較

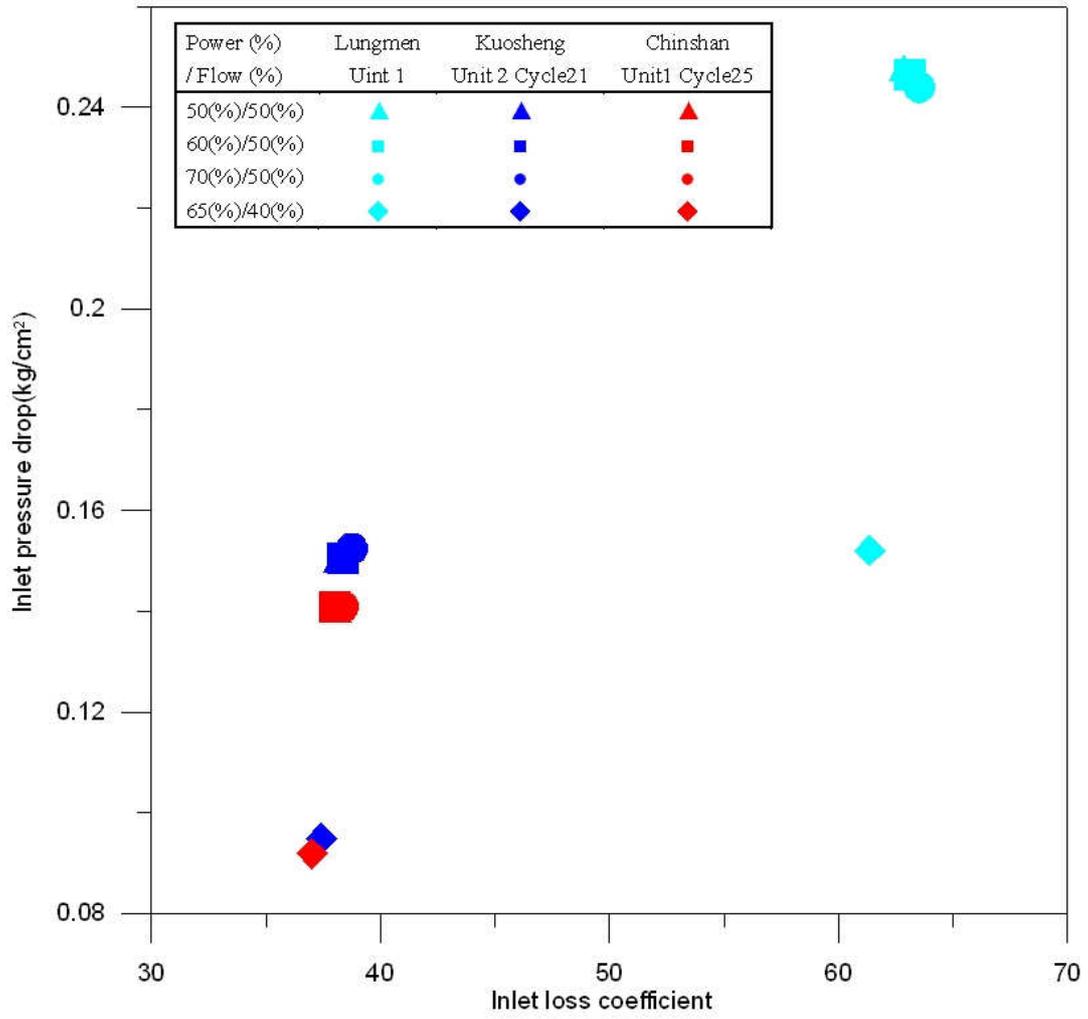


圖 3.2 三座不同型式電廠入口收縮係數與單相壓降的比較

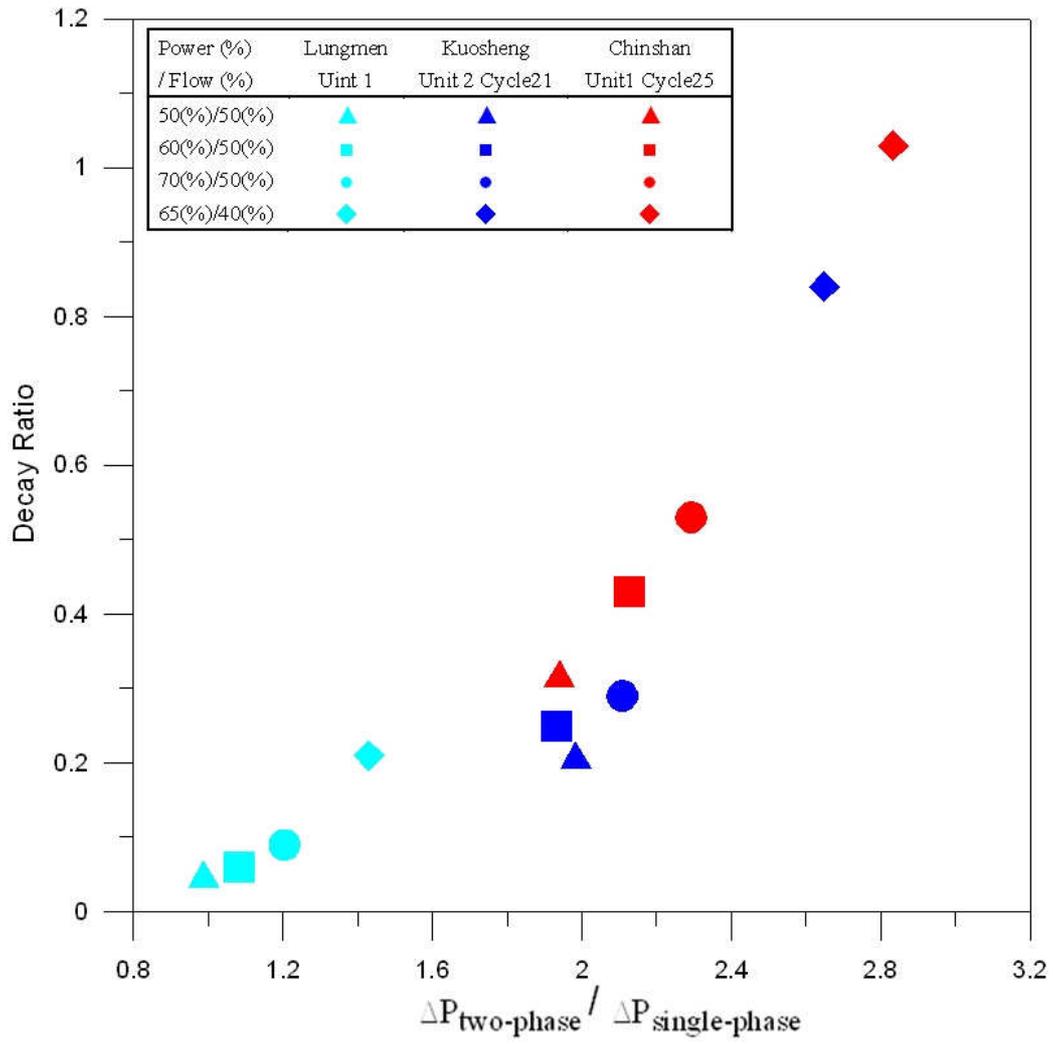


圖 3.3 三座不同型式電廠壓降比與衰減率的比較

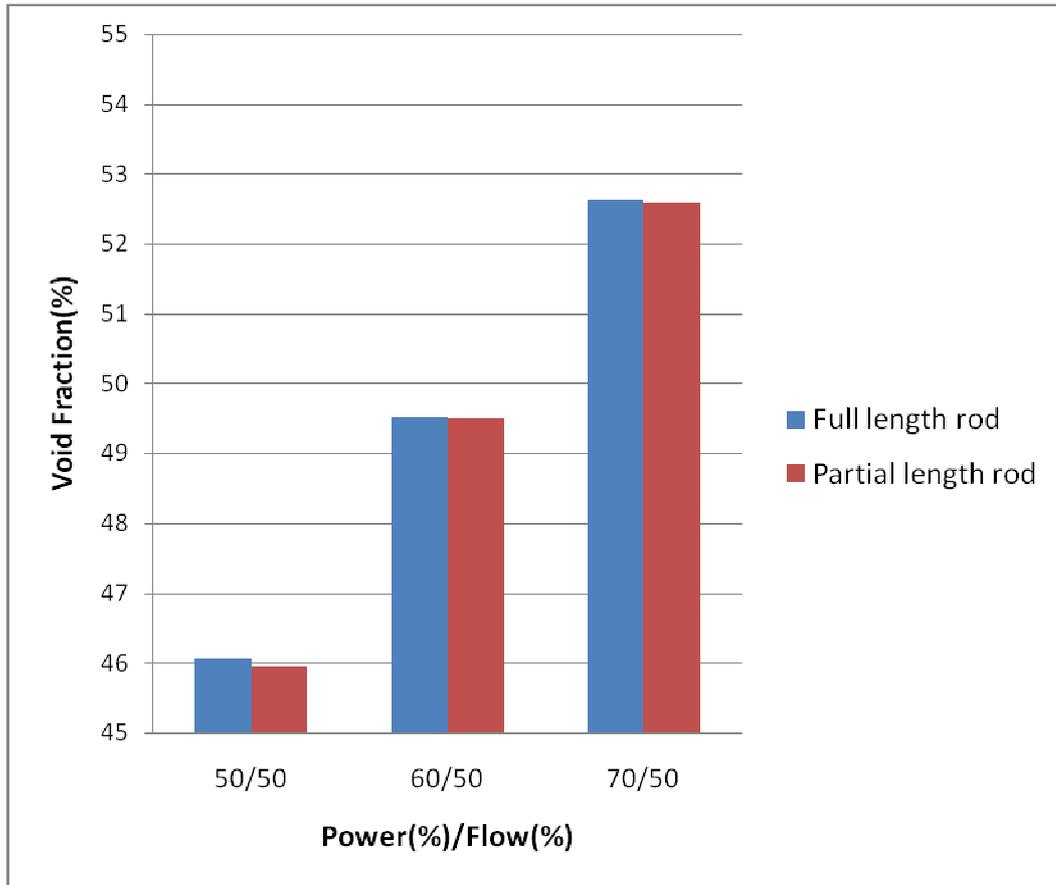


圖 3.4 國聖電廠全長棒與半長棒對空泡分率的影響比較

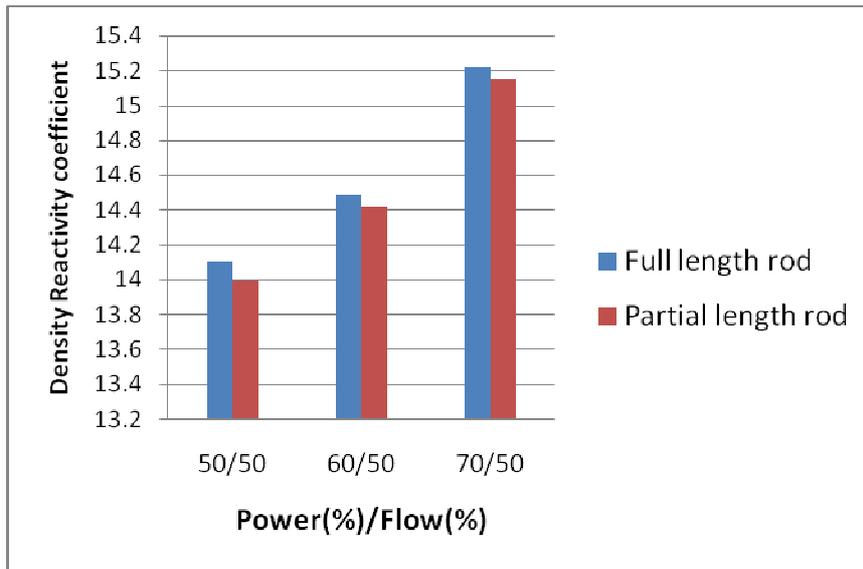


圖 3.5 國聖電廠全長棒與半長棒對密度反應度係數的比較

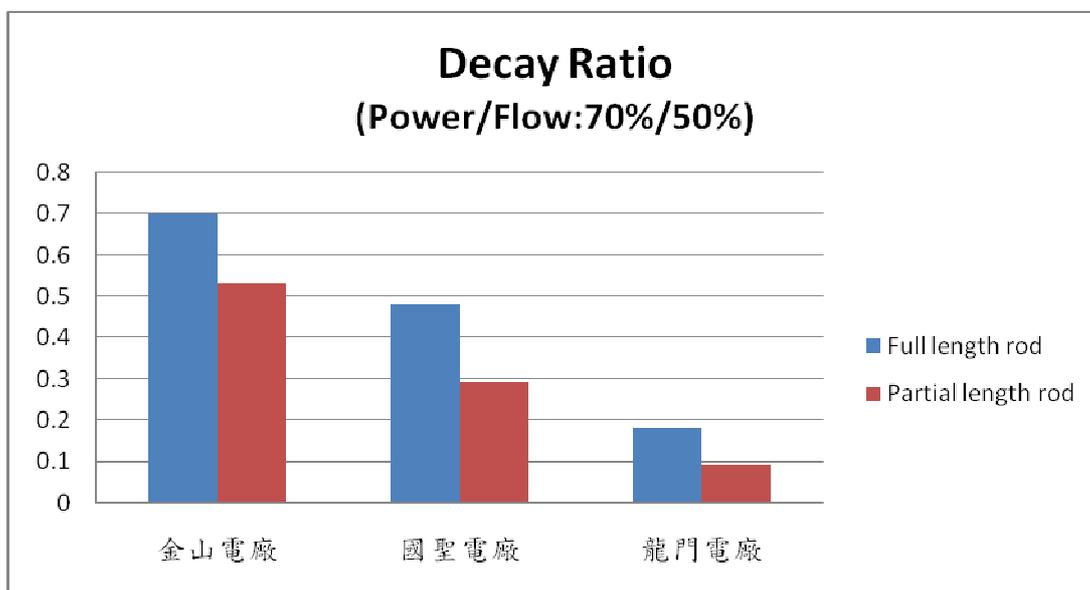


圖 3.6 不同型式電廠全長棒與半長棒對衰減率的影響比較

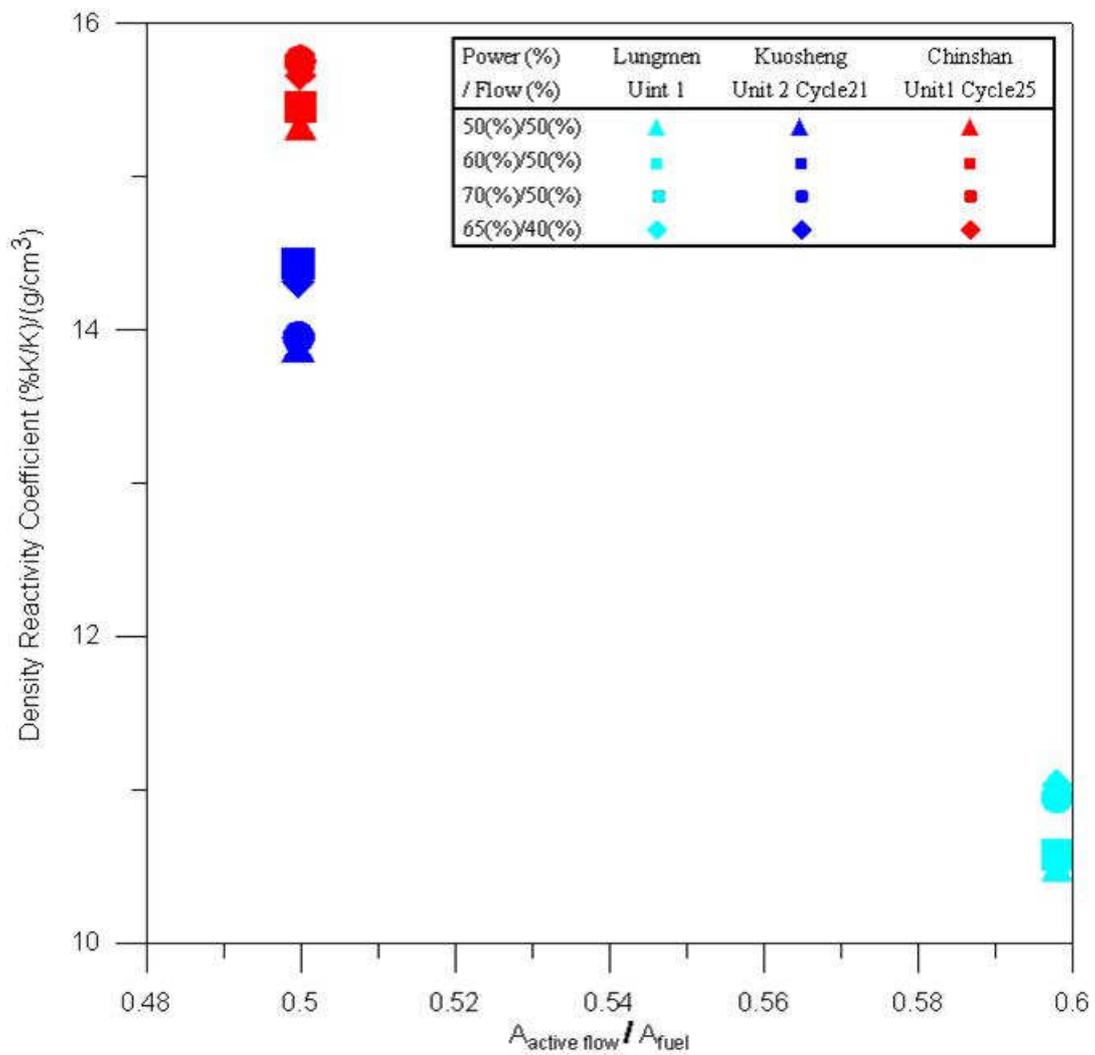


圖 3.7 不同型式電廠面積比與密度反應度係數的比較

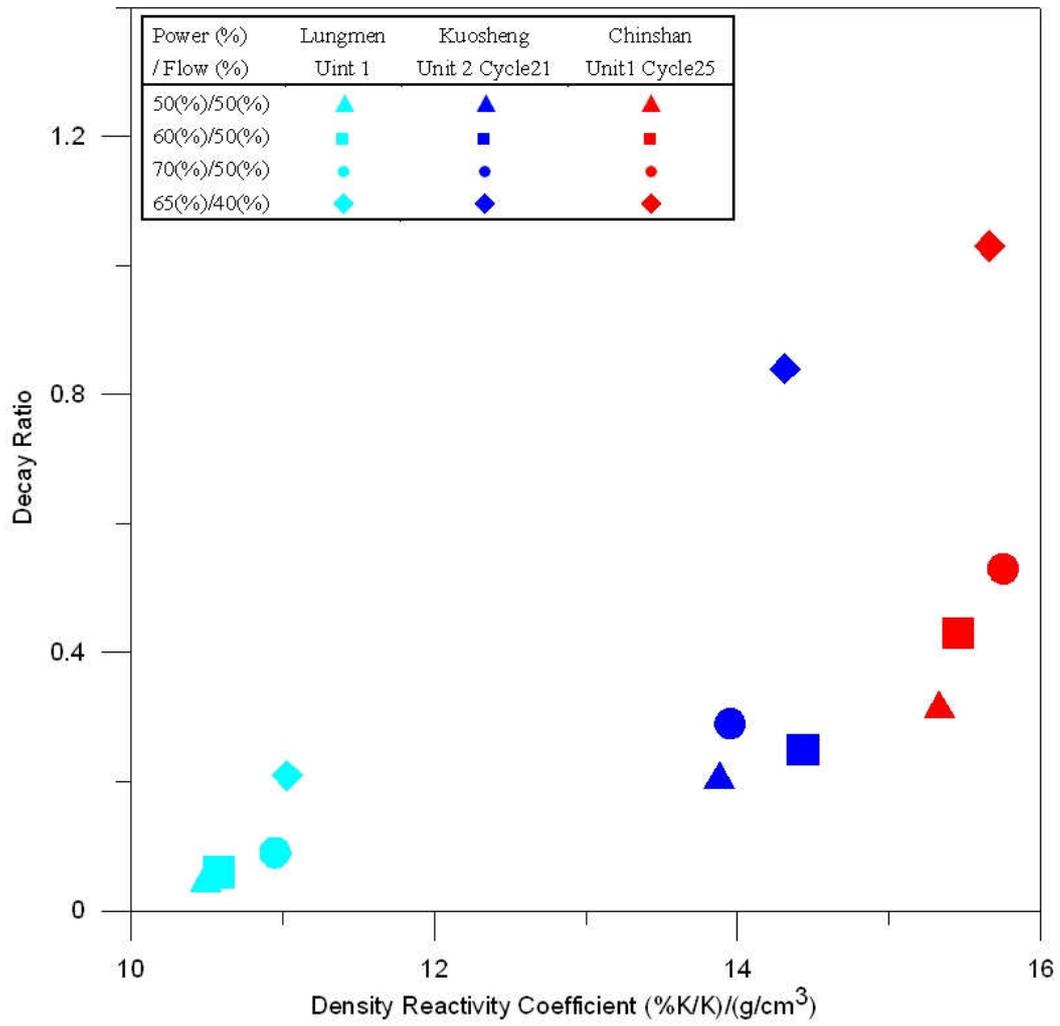


圖 3.8 不同型式電廠密度反應度係數與衰減率的比較

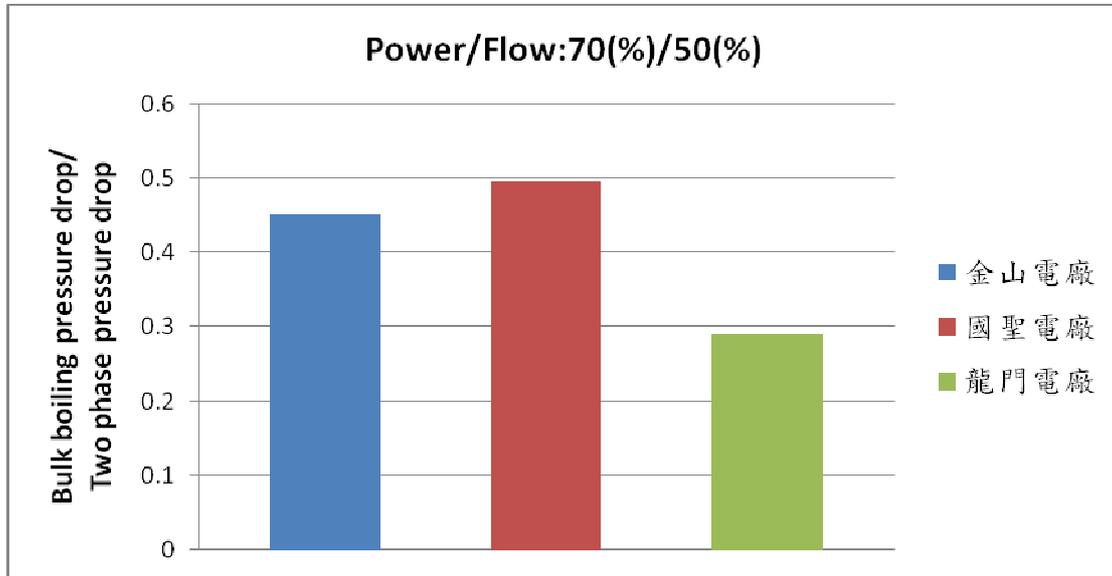


圖 3.9 不同型式電廠全面沸騰壓降與雙相壓降的比較

## 肆、參考文獻

1. March-Leuba, J., and Otaduy, P. J., “A Comparison of BWR Stability measurements with calculations using the code LAPUR-IV”, ORNL/TM-8546, Oak Ridge National Laboratory, January 1983.
2. March-Leuba Jose and Blakeman E. D., “A Mechanism for Out-Of-Phase Power Instabilities in Boiling Water Reactors,” Nuclear Science and Engineer, 107, pp.173-179, 1991.
3. Masahiro Furuya et al., “Development of BWR Regional Stability Experimental Facility SIRIUS-F, Which Simulates Thermohydraulic-Neutronics Coupling in Reactor Core, and Stability Evaluation of ABWR”, NURETH-11 paper-233, Avignon, France, October 2-6, 2005.
4. Masahiro Furuya et al., “Stability Estimation of ABWR on the Basis of Noise Analysis” ICONE-15 paper-10382, Nagoya, Japan, April 22-26, 2007.
5. Boure, J.A., Bergles, A.E. and Tong, L.S., 1973, Review of two phase flow instability, Nucl. Eng. Des., Vol.25, pp. 165-192.
6. Park, G. C., Podowski, M. Z. Becker, M. and R. T. Lahey, Jr., 1986, The Development of a Closed-Form Analytical Model for the Stability Analysis of Nuclear-Coupled Density Wave Oscillations in BWR, Nucl. Eng. Des., Vol. 92, pp. 253-281.
7. Fukuda, M., and Kobori T. (1979) J. Nucl. Sci. Technol., 16, 95.
8. Jin Der Lee & Chin Pan “Nonlinear Analysis for a Nuclear-Coupled Two-Phase Natural Circulation Loop”, Nuclear Engineering and Design, 235, pp.613-626, 2005.
9. 李進德，”雙相流非線性模式的發展及其應用”，博士論文，清華

大學，2000。

10. Van Der Hagen, T.H.J.J., D.D.B. Van Bragt, F.J. Van Der Kaa, 1997, Exploring the Dodewaard Type-I and Type-II Stability; From Start-Up to Shut-down, From Stable to Unstable, Ann. Nucl. Energy, Vol. 24 No. pp.659-669.
11. Nayak, A.K., Vijayan, P.K., Saha, D., Venkat Raj, V., Aritomi, M., 2002, Study on the Stability Behavior of a Natural Circulation Pressure Tube Type Boiling Water Reactor, Nuclear Engineering and Design 215 pp.127-137.
12. Hänggi Philipp, “Investigating BWR Stability with a New Linear Frequency-Domain Method and Detailed 3D Neutronics” PhD Dissertation of Swiss Federal Institute of Technology Zurich, (2001).
13. Cheristofer M. Mowry, 1994. Operational control of boiling water reactor stability. Nuclear Technology Vol. 109, pp. 412-428.
14. Anderson, T.T., 1970, Hydraulic impedance: A tool for predicting boiling loop stability, Nucl. Appl. & Tech., vol.9, pp.422-433.
15. Carmichael, L. A., Neimi, R. O., 1978, Transient and Stability test at Peach Bottom Atomic Power Station Unit 2 at end of cycle 2, EPRI NP-564.
16. Woffinden, F. B. and Niemi, R. O., 1981, Low-flow stability tests at Peach Bottom Atomic Power Station Unit 2 at end of cycle 3, EPRI NP- 972.
17. Enomoto, T., Muto, S., Ishizuka, T., Tanabe, A., Mitsutake, T. and Sakurai, M., 1985, Thermal Hydraulic Stability Experiments in Rod Bundle, Proceedings of the Third Int. Topical Meeting on Reactor Thermal Hydraulics, Newport, R. I., USA, Vol. 1, Paper 9.B.
18. Kruijf, W.J.M., Sengstag, T., Haas, D.W., Van der Hagen, T.H.J.J., 2004, Experimental Thermohydraulic Stability Map of a Frenon-12

- Boiling Water Reactor Facility with High Exit Friction, Nuclear Engineer and Design 229 75-80.
19. Meyer, J. E. and Rose, R. P., 1963, Application of a Momentum Integral Model to the Study of Parallel Channel Boiling Flow Oscillation, J, Heat Trans. ASME.
  20. Yokomizo, O., 1983, Time-Domain Analysis of BWR Core Stability J. Nucl. Sci, and Tech., Vol. 20, pp. 63-76.
  21. March-Leuba, J., Pere, R. B. and Cacuci, D. G., 1984, Calculation of Limit Cycle Amplitudes in Commercial Boiling Water Reactors, Trans. Am. Nucl. Soc., Vol. 46.
  22. Takigawa, Y., Takeuchi, Y., Tsunoyama, S., Ebata, S., Chan. K.C., Tricoli, C., 1987. Coarse limit cycle analysis with three-dimensional transient code TOSDYN-2 Nucl. Tech., vol. 79, 210-218.
  23. March-Leuba, J., Cacuci, D.G., Perez, R.B., 1986, Nonlinear dynamics and stability of boiling water reactors: Part 1- qualitative analysis. Nuclear Science and Engineering 93, 111-123.
  24. Gialdi, E., Grifoni, S., Parmeggiani, C., Tricoli, C., 1985. Core stability in operating BWR: operational experience. Prog. Nucl. Energy 15, 447-459.
  25. 曾文煌，「LASALLE-2 沸水式反應爐熱流不穩定性事件」，台電核能月刊，6/1990，pp. 50-57。
  26. March-Leuba, José and Rey, José M., “Coupled Thermohydraulic-Neutronic Instabilities in Boiling Water Nuclear Reactors : a Review of the State of the Art,” Nuclear Engineering and Design, Vol. 145, pp. 97-111, 1993.
  27. D’Auria, F. *et al*, “State of the Art Report (SOAR) on BWR Stability,” OECD-NEA, 5/1996.
  28. March-Leuba, J., LAPUR benchmark against in-phase and out-phase

- stability tests, NUREG/CR-5605, ORNL/TM-1162, 1990.
29. Muto, S., Yokomizo, Y., Fukahori, T., Ebata, S., 1990. Space dependent analysis of BWR core nuclear thermal hydraulic instability and thermal margin. *Nuclear Engineer Design* 120, 227-239.
  30. Araya, F., Yoshida, K., Hirano, M., Yabushita, Y., 1991. Analysis of neutron flux oscillation event at LaSalle 2. *Nucl. Technol.* 93, 82-90.
  31. 王仲容，”雙相流穩定性時域分析模式之建立與應用”博士論文，清華大學，1993。
  32. J.R. Wang, Chunkuan Shih, B.S. Pei, C. Pan, H.P. Chou, & M.L. Hou, 1991, "Kuosheng BWR/6 Channel Flow Stability Analysis," *AIChE Symp. Series*, No. 283, 87, 352.
  33. J.R. Wang & Chunkuan Shih, 1992, "Kuosheng BWR/6 Recirculation Pump Trip Transient Analysis with RETRAN02/MOD5 Code," *Eighth Proc. of Nuclear Thermal/Hydraulics*, 95-101, Chicago, USA.
  34. Rao Y.F., Fukuda K. and Kaneshima R. 1995. Analytical study of coupled neutronic and thermohydraulic instabilities in a boiling channel. *Nuclear Engineer Design*, 154, 133-144.
  35. Akitoshi Hotta, Hisahi Ninokata, Hiroyuki Takeuchi, 1997, Development of BWR Regional Instability Model and Verification Based on RIGHALS 1 Test. *Ann. Nucl. Energy*, Vol. 24 No. 17 pp. 1403-1427.
  36. Akitoshi Hotta, Hisahi Ninokata, Hiroyuki Takeuchi, 2000 “Regional instability evaluation of Ringhals unit 1 based on extended frequency domain model” *Nuclear Engineer and Design* 200 pp.201-220.
  37. Yunlin Xu, Thomas Downar, R et. “Application of TRACE/PRACS to BWR stability analysis”, *Annals of Nuclear Energy*, vol.36, 2009, pp.317-323.
  38. Hotta Akitoshi, et al., “Regional Instability Evaluation of Ringhals

- Unit 1 Based on Extended Frequency Domain Model”, Nucl. Eng. Design, vol.200, 2000, pp. 201-220.
39. 「台灣電力公司第一核能發電廠營運程序書」，程序書編號 1002.8，版次 21，民國 97 年 6 月。
- 40.Chang-Lung Hsieh, et al., “Effect of Parametric Sensitivity on Stability Boundary of Chinshan NPP” Annals of Nuclear Energy, 36, 802-809, 2009.
- 41.Jong-Rong Wang, et al., “In-phase and out-of-phase modes stability analysis with LAPUR5 code for Kuosheng” Annals of Nuclear Energy, 35, 277- 84, 2008.
42. 龍門電廠訓練教材。
- 43.龍門電廠最終安全分析報告( Final Safety Analysis Report FSAR ) , 4.4.3.7。
- 44.Alberto Escrivá, and José March-Leuba, “LAPUR5.2 Verification and User’s Manual,” NUREG/CR-6696 ORNL/TM-2000/340, November 2000.
- 45.林浩慈、王仲容、施純寬、謝昌倫,”沸水式反應器穩定性分析方法之介紹與 LAPUR 穩定性分析模式之建立”, INER-A0712R, 中華民國九十四年九月。
- 46.沸水式反應器穩定性分析方法論更新研究，計畫編號:1002001INER017。
- 47.A. Escrivá, J. L. Muñoz Cobo, J. M. San Roman, M Albendea Darriba, and J. March-Leuba, “LAPUR6 Verification and User’s Manual,” NUREG/CR-6958 ORNL/TM-2007/233 (October 2008).
- 48.Umbager J. A., Digiovine A. S., “SIMULATE-3, Advanced Three Dimensional Two-Group Reactor Analysis Code. User’s Manual”, Studsvik/SOA-92/01, 1992.

49. Escriva, A. and Munoz-Cobo, J. L., “*PAPU Models, Correlations, and User’s Manual*”, ThermalHydraulic and Nuclear Engineering Group, GTIN-02/001, March 2002.
50. 林浩慈、王仲容、施純寬、謝昌倫、邱茗秀, “EXAVERA 程式建立與驗證”, INER-OM-0762R, 中華民國九十四年九月。
51. Wu, Ping., “Lungmen ODYSY Stability Analysis,” Rev. 1, 0000-0026-4971, 2004.

## 伍、附錄

此外，本計畫亦完成 3 篇 SCI 國際期刊論文、3 篇 EI 國際期刊論文與投稿 7 篇國際研討會論文，成果豐碩，其項目詳列於附錄中。如下列所示：

### 一. SCI 期刊

1. Density Reactivity Coefficient and Inlet Loss Coefficient Effects on Stability Characteristics of Lungmen Nuclear Power Plant, Chang-Lung Hsieh, Jong-Rong Wang, Hao-Tzu Lin, I-Ting Wang, Chunkuan Shih, Kerntechnik, 2012.
2. Development of interactive software for evaluations of effective thermal properties in fuel bundles and fuel tubes in spent fuel dry storage systems, 林唯耕, 王仲容, 曾永信, 施純寬, 張睿恩, Journal of the Chinese Institute of Engineers, 2012.
3. Analyses of overpressurization transients for Lungmen ABWR, Chiung-Wen Tsai, Chunkuan Shih, Jong-Rong Wang, Hao-Tzu Lin, Su-Chin Cheng, Fong-Lun Lin, Nuclear Engineering and Design, 2012.

### 二. EI 期刊

1. Parametric analysis of pressure control system for Lungmen nuclear power plant, Chiung-Wen Tsai, Chunkuan Shih, Jong-Rong Wang, Hao-Tzu Lin, Su-Chin Cheng, Fong-Lun Lin, Energy Procedia, Volume 14, 2012, Pages 1082-1086.

2. Construction of an Elementary Model for the Dynamic Analysis of a Pressurized Water Reactor, Chiung-Wen Tsai, Chunkuan Shih,, Jong-Rong Wang, Advanced Materials Research, 2012.
3. Application of LAPUR6 to Lungmen ABWR Stability Analysis, Hao-Tzu Lin, Jong-Rong Wang, and Chunkuan Shih, Applied Mechanics and Materials, 2012.

### 三. 國內外會議論文

1. TRACE/PARCS/LAPUR stability analysis for Lungmen ABWR nuclear power plant, Jong-Rong Wang, Hao-Tzu Lin, Chang-Lung Hsieh, Chunkuan Shih, NUTHOS-9, 2012.
2. The thermal hydraulic behavior in core inlet region of BWR with the inadvertent startup of HPCI event, Yu-Ting Ku, Yung-Shin Tseng, Chih-Wei Su, Jong-Rong Wang, Chunkuan Shih, NUTHOS-9, 2012.
3. Application of Genetic Algorithm on Optimization of Pressure Control System for Lungmen NPP, Chiung-Wen Tsai, Chunkuan Shih, Jong-Rong Wang, Hao-Tzu Lin, Su-Chin Cheng, Fong-Lun Lin, NUTHOS-9, 2012.
4. Comparative studies in pressure drop correlation effects on instability analysis for Chinshan NPP by LAPUR methodology, Chang-Lung Hsieh, Jong-Rong Wang, Hao-Tzu Lin, Guan-Yu Chen, Chunkuan Shih, NUTHOS-9, 2012.

5. Comparative Study in The Stability Analysis Code of LAPUR5.2 and LAPUR6.0 for The Kuosheng NPP, Chang-Lung Hsieh, Guan-Yu Chen, Chunkuan Shih, Jong-Rong Wang, Hao-Tzu Lin, ICONE20, 2012.
6. Effect of Fuel Assembly Grouping on Instability of Chinshan NPP, Guan-Yu Chen, Hao-Tzu Lin, Jong-Rong Wang, Chang-Lung Hsieh, Chunkuan Shih, 2012 ANS Annual Meeting, 2012.
7. Faster-than-real time dynamic evaluations on offsite dose distributions for nuclear emergency planning and response, 陳韶萱, 鄭憶湘, 王仲容, 施純寬, TopSafe, 2012.