

國立清華大學

碩士論文

超臨界水反應器 RELAP5/MOD3

穩態輸入數據建立與暫態分析

Transient Analyses of Supercritical Water Reactor
using RELAP5/MOD3

系別 工程與系統科學系

學號姓名 9511507 李亞霖

指導教授 李 敏 博士

中華民國九十七年七月

摘要

第四代核反應器是新型態的核反應器，可望提供永續、穩定且經濟的能源，並大幅度改善電廠安全。超臨界水反應器是其中之一，具有高熱功率，系統簡單等特質，加上超臨界水燃煤電廠、壓水式核反應器與沸水式核反應器的豐富運轉資訊作為參考，為具有發展潛力的反應器。

本研究的目標，是使用 RELAP5/MOD3 程式，建立超臨界水反應器之穩態輸入數據以及暫態分析。RELAP5/MOD3 是愛達荷國家工程實驗室(INEL)與美國核能管制委員會(NRC)合作發展的熱水流分析程式，為輕水式核反應器所用。本論文之穩態輸入參數，根據美國愛達荷國家實驗室於 2005 年一月發表的報告所提供之超臨界水反應器設計參數。模擬範圍包含反應器壓力槽及內部組件、熱端管路、冷端管路部份。

本論文暫態分析選擇喪失主要飼水事故(Loss of Main Feedwater, LOMF)。在適當的安全系統設計之下，暫態發生後的燃料護套最大溫度可維持在法規限值 840°C 之下，然而分析程式 RELAP5/MOD3 的熱傳模式有缺陷，導致無法預測後續暫態反應。

ABSTRACT

The Supercritical Water Reactor (SCWR), one of the six possible types of Gen-IV reactor, is a Light Water Reactor (LWR) operating at supercritical pressure. It has the advantage of high thermal efficiency, plant system simplifications and proven technologies.

In this study, RELAP5/MOD3 code is used to simulate the steady state of the SCWR and to analyze the transients. The components considered in the input deck include SCWR core, 2 loop hot legs, cold legs, and safety components.

Analyses have shown that a transient caused by a Loss of Main Feedwater (LOMF) event can be a challenging event for a SCWR. The propose of the safety system is to make the peak cladding temperature remain less than the transient limit 840°C. Due to some defect of the heat transfer model of RELAP5/MOD3 code, the transient analyses are not complete.

致謝辭

終於來到了這個時刻，要跟清華說再見了。

整整六年的歲月從我的手中溜走，還記得剛來到異鄉的時候，一切都很新鮮，卻也感到茫然，對於人生並沒有太深刻的想法。現在，時間已經足夠讓我把異鄉當成家鄉了，我對於生命有了不同的看法，雖然還不甚清晰，卻慢慢的有了方向。我要感謝清華的一切，這樣的環境，給我充分的機會去思索，成長。

在清華遇到很多人，讓我印象深刻，也充滿感激。感謝從大一到現在指導我的每一位老師，尤其是我的論文指導教授，李敏老師。老師總是認真的聽我們說，然後給予我們許多建議。另外，感謝實驗室的學長的傳承，核能研究所的學長提供的寶貴資訊與建議，實驗室學弟妹的合作與協助，還有實驗室同學同甘共苦的奮鬥精神。這本論文並非我一人之力而得以完工，而是集合眾人的恩惠才得以完成，尤其感謝李敏老師以及核能研究所梁國興博士細心的叮嚀與指導，可謂受益良多。

感謝大學和研究所認識的同學們，給我許多生活上的幫助。感謝清華羅浮群的夥伴們，我永遠記得那些為了理想打拼而不睡覺的日子。感謝所有一起瘋狂過的羅浮夥伴們，我們曾經寫下了許多動人的故事。感謝遠在天邊的朋友們，雖然我們在地球的兩端，你們的祝福讓我在漫漫長夜備感溫馨。感謝清大胖達咖啡店，給我一個舒服的環境與真心的朋友們，他們的咖啡超棒。感謝在紐約洋基隊辛苦投球的王建民，你的伸卡球犀利的軌跡，代表著無數的苦練與奮鬥，這份精神是我人生的指標。也感謝陪我看球的朋友們，嘻笑怒罵的度過許多洋基打線便秘的日子。感謝你們，讓我這兩年的歲月更加的充實，快樂。

最後，我必須感謝父母的栽培，你們永遠是我的後盾，給予我精神上的支持與鼓勵，讓我能安心的寫完論文；感謝我的妹妹，不吝嗇常常關心我的近況；也要感謝我的女朋友于榛，兩年多以來，陪著我度過許多辛苦的日子。

感謝出現在我生命中的每一個人，我將更加努力，才不會辜負你們的期望。

目錄

摘要	I
致謝辭	III
目錄	IV
圖目錄	VI
表目錄	VIII
第一章 緒論	1
1.1 前言	1
1.2 核反應器發展歷程	2
1.3 研究目的	3
1.4 研究範圍	3
1.5 論文架構	3
第二章 超臨界水反應器介紹	5
2.1 第四代核反應器	5
2.1.1 第四代反應器的發展目標	5
2.1.2 第四代反應器的六種設計	5
2.2 超臨界流體	6
2.2.1 超臨界流體介紹	6
2.2.2 超臨界流體的性質	6
2.3 超臨界水反應器系統介紹	7
2.3.1 超臨界水反應器概論	8
2.3.2 超臨界水反應器特色	8
2.3.3 超臨界水反應器設計分類	9
2.3.4 美國超臨界水反應器設計	10
2.3.4.1 整體設計	10

2.3.4.2 爐心設計	10
2.3.4.3 燃料組件設計	10
2.3.5 案例計算與比較	11
第三章 RELAP5/MOD3 程式介紹	26
3.1 RELAP5/MOD3 程式介紹	26
3.2 RELAP5/MOD3 使用範圍之探討	27
3.2.1 程式模擬範圍	27
3.2.2 熱力性質表	27
3.2.3 熱傳模式	28
第四章 超臨界水反應器之 RELAP5/MOD3 穩態建立	33
4.1 輸入數據的建立	33
4.2 RELAP5 輸入參數模式	33
4.2.1 爐心輸入參數：熱水流組件(hydraulic components)	34
4.2.2 爐心輸入參數：熱結構體(heat structure)	37
4.2.3 管路部分輸入參數	37
4.2.4 控制系統	38
4.3 穩態建立結果	38
第五章 超臨界水反應器之暫態分析	48
5.1 超臨界水反應器之暫態	48
5.2 暫態預期反應與模擬方法	49
5.3 暫態分析結果	50
第六章 結論	56
參考資料	57

圖目錄

圖 2.1 水在不同定壓之下相變化過程圖	19
圖 2.2 定壓比熱 C_p 與溫度關係圖	19
圖 2.3 黏滯性與溫度關係圖	20
圖 2.4 密度與溫度關係圖	20
圖 2.5 熱焓與溫度關係圖	21
圖 2.6 熱傳導係數與溫度關係圖	21
圖 2.7 超臨界水反應器系統簡圖	22
圖 2.8 超臨界水反應器壓力槽與內部流徑圖	22
圖 2.9 超臨界水反應器燃料組件圖	23
圖 2.10 超臨界水反應器燃料組件分類圖	23
圖 2.11 反應器爐心熱焓比較圖	24
圖 2.12 反應器爐心溫度比較圖	24
圖 2.13 反應器爐心密度比較圖	25
圖 3.1 RELAP 系列程式演進圖	31
圖 3.2 RELAP5/MOD3 熱傳導模式運算邏輯圖	32
圖 4.1 RELAP5/MOD3 程式系統輸入參數法	43
圖 4.2 超臨界水反應器壓力槽之 RELAP5/MOD3 模型	43
圖 4.3 超臨界水反應器管路部分之 RELAP5/MOD3 模型	44
圖 4.4 降流區環狀流示意圖	45
圖 4.5 超臨界水反應器爐心功率分布圖	45
圖 4.6 超臨界水反應器爐心上端空間壓力變化圖	46
圖 4.7 超臨界水反應器爐心入口處水溫變化圖	46
圖 4.8 超臨界水反應器爐心平均功率燃料區中心流量變化圖	47
圖 4.9 超臨界水反應器爐心平均功率燃料區中心熱通率變化圖	47

圖 5.1 超臨界水反應器安全系統簡圖.....52
圖 5.2 喪失主要飼水暫態爐心功率與流量規一化比較圖.....53
圖 5.3 喪失主要飼水暫態最大燃料護套溫度變化圖.....54
圖 5.4 喪失主要飼水暫態爐心出口水溫變化圖.....54
圖 5.5 喪失主要飼水暫態爐心入口流量變化圖.....55
圖 5.6 喪失主要飼水暫態爐心上端空間壓力變化圖.....55



表目錄

表 2.1 六種型態第四代反應器的設計比較.....	13
表 2.2 早期超臨界水反應器設計比較.....	14
表 2.3 近期各國超臨界水反應器設計列表.....	15
表 2.4 超臨界水反應器設計參數表.....	16
表 2.5 超臨界水反應器爐心設計參數表.....	16
表 2.6 超臨界水反應器燃料組件參數表.....	17
表 2.7 超臨界水反應器燃料設計參數表.....	17
表 2.8 反應器案例計算參數表.....	18
表 3.1 RELAP5/MOD3 熱傳導模式經驗公式列表	29
表 3.2 RELAP5/MOD3 熱傳導模式經驗公式列表	29
表 3.3 RELAP5/MOD3 熱傳導模式經驗公式列表	30
表 4.1 超臨界水反應器之壓力穩態結果.....	40
表 4.2 超臨界水反應器之流量穩態結果.....	41
表 4.3 超臨界水反應器之溫度穩態結果.....	42

第一章 緒論

1.1 前言

自從工業革命以來，人類的科技迅速的發展，讓人們逐漸的有了現代化的生活。科技發展卻是一條難以回頭的路。所謂曾經滄海難為水，人類已不太可能回到過去餐風露宿的採集漁獵時代，或是自給自足的農耕時代，我們已經習慣現在資本主義下的工業時代。

資本主義的自由經濟，給了我們一個看起來還不錯的時代，但屬於這個時代的我們，終究要面臨一個問題：地球的資源有限，人類的欲望無窮。

地球的資源，其實來自古老的陽光。陽光是我們地球的生命原動力，孕育且滋養了萬物。古老的陽光，被古老的巨大植物吸收，巨大的蕨類倒下後，層層的堆疊起來，埋入地下，隨著時間的變遷，古老的植物的遺體，慢慢轉化為現今的石化能源。如今，這些古老的陽光，在人們過度的使用之下，已經逐漸浩劫。

如今，古老的陽光，已經變成世界強權爭奪的目標，或是期貨市場中被炒作的標的。目前最熱門的話題，就是石油價格飆漲的問題。石油的價格，對於全世界的經濟影響非常巨大。以跟我們息息相關的民生用電為例，現今台灣的發電，火力發電佔了很大的比例。火力發電靠的是石化燃料，而且燃料佔了整個發電成本的很大部分。石化燃料的成本提高，直接衝擊到電費調漲的危機。

在這個古老陽光的末日，我們更要面對永續發展的問題。面臨能源危機這樣的一個問題，我們能解決的方法，有兩個大方向，開源節流。開源的部分，亦即努力發展新的能源，如核能、生質能、太陽能、風能、潮汐能、地熱能等等。節流的部分，必須往節約能源，建設新一代的綠色建築、提升燃料使用效率等等。

以上所述各種能源危機的解決之道中，核能非常具有潛力的方法。核能雖然有核廢料處理與安全疑慮的問題，但核能也有相當的優勢，例如：不排放造成溫室效應的二氧化碳，也不會排放廢氣造成污染，更可貴的是它的經濟競爭力很強。由於核燃料能量密度遠大於石化燃料，運輸成本比石化燃料便宜許多，燃料所佔發電成本比例也低，因此能有穩定的發電成本。

本研究將探討一種未來的核反應器型態：超臨界水反應器。往後篇幅將介紹超臨界水反應器發展歷程與特性。

1.2 核反應器發展歷程

自從 1954 年世界上第一座動力核反應器啟動以來，核反應器的發展與改善研究就不斷的進行著。根據發展的歷程，核反應器可大略分為幾個世代，第一代反應器(1945-1965)，指的是最早期的原型 (prototype) 反應器，如美國的 Shippingport Atomic Power Station。第二代反應器，指的是目前大量使用之商業運轉的反應器，如壓水式反應器 (Pressurized Water Reactor, PWR)、沸水式反應器(Boiling Water Reactor, BWR)、加拿大發展的重水式反應器(CANDU)反應器等。

第二代反應器經過設計改良後，產生了第三代的反應器；例如：目前已經商業運轉的進步型沸水式反應器 (Advanced Boiling Water Reactor, ABWR)。後期的第三代反應器中，又加入了被動安全 (passive safety) 的設計，例如：目前中國大陸正在興建的 AP-1000 壓水式反應器。

第四代核反應器，是屬於未來的反應器，包含了六種可能的設計。第四代反應器源自 2001 年七月的第四代核反應器論壇 (The Generation IV International Forum, GIF)，是由世界上的核工強國所發起的。至今此論壇的成員有：阿根廷、巴西、加拿大、中國、歐盟、法國、日本、韓國、俄羅斯、南非、瑞士、英國、美國等國家。

1.3 研究目的

第四代反應器有六種，本論文希望了解第四代反應器的設計原理與需求，然而第四代反應器的設計原理各不相同，無法做太多整體性的研究，因此必須選定特定反應器來做較深入的探討。

本文的研究目標是第四代反應器之中的超臨界水反應器 (Super Critical Water Reactor, SCWR)。本論文將探討超臨界水反應器的發展過程、物理性質、爐心設計，並利用電腦程式 RELAP5/MOD3 模擬超臨界水反應器之穩態結果與暫態分析。

1.4 研究範圍

超臨界水反應器的研究，在國內的核工研究之中，屬於全新的領域，但是在國際上，已經有不少的國家提出自己的設計，也做了不少分析研究。

本研究主要的範圍如下：

- 第四代核反應器的特性探討。
- 探討超臨界水反應器的運轉方式。
- 使用程式模擬超臨界水反應器之爐心及管路。
- 探討超臨界水反應器之暫態事故。

由於超臨界水反應器的技術層面和知識層面，都還有很多尚待釐清的地方，本研究難免受到限制，因此必須做出假設。往後的章節中，會先定義所有的假設，本文的結論是以這些假設為前提所做。

1.5 論文架構

本論文的第一章為緒論，稍微描述現今反應器的情況，與本研究的目的。第二章將把第四代反應器做個介紹，並且特別注重超臨界水反應器的部分，包括歷史發展、超臨界水物理特性、反應器運轉原理等部分。第三章，介紹 RELAP5/MOD3 分析程式，並探討程式的操作範圍與限制。第四章，介紹建立

超臨界水反應器的穩態，包括各組件的建立方法與建立過程，和所面臨的問題與解決方式，以及穩態的結果。第五章是利用所建立的程式，分析簡單的暫態問題。第六章為結論與日後發展。



第二章 超臨界水反應器介紹

2.1 第四代核反應器

第四代核反應器的構想，是為了符合二十一世紀的需求而設計的。由於發展新反應器需要龐大的資金和各方面的技術配合，第四代反應器必須透過國際合作才能完成。目前第四代反應器的計畫仍在持續中，目標是在 2030 年可以運轉。

2.1.1 第四代反應器的發展目標

第四代反應器的發展目標如下：

- 永續發展(Sustainability)：提供可長久使用且穩定的能源，減少核廢料，保護環境與大眾的健康。
- 經濟的目標(Economics)：成本比其他的能源系統低。
- 安全可靠(Safety and Reliability)：降低爐心融損機率。
- 防止核武擴散與恐怖攻擊(Proliferation resistance and Physical protection)

2.1.2 第四代反應器的六種設計

為了滿足以上的目標，第四代反應器有了的六種設計如下：

- 氣冷式快中子反應器 (Gas-Cooled Fast Reactor, GFR)
- 超高溫氣冷式反應器 (Very-High-Temperature Reactor, VHTR)
- 超臨界水反應器 (Supercritical-Water-Cooled Reactor, SCWR)
- 鈉金屬冷卻式快中子反應器 (Sodium-Cooled Fast Reactor, SFR)
- 鉛合金冷卻式快中子反應器 (Lead-Cooled Fast Reactor, LFR)
- 熔鹽式反應器 (Molten Salt Reactor, MSR)

以上六種反應器設計，並非每一類型反應器，都能擁有上述所有的優點，而

是各自可以滿足部份的需求。上述反應器，其實也都不見得是新的概念，而是從以往有過的設計改良而來。表 2.1 是六種第四代反應器的相關資料。[1]

2.2 超臨界流體

物質的三態：固態、氣態、液態，幾乎是眾所皆知的常識，但超臨界狀態的物質，就不是那麼容易理解了。超臨界流體，其實只是物質的一種狀態而已。由於超臨界流體在日常生活不容易見到，所以不容易想像它是什麼樣的狀況，有些什麼樣的特質。事實上，超臨界流體的確有一些奇特之處，以下是關於超臨界流體的介紹：

2.2.1 超臨界流體介紹

圖 2.1 是水在不同定壓之下的相變化過程圖[10]。圖 2.1 中間的點，稱為臨界點。臨界點對應的壓力與溫度，稱作臨界壓力、臨界溫度。每種純物質，都有對應的臨界壓力和溫度。當此純物質的壓力高過臨界壓力時，就不再有相變化，物質的熱力性質為一連續變化的過程。

2.2.2 超臨界流體的性質

圖 2.2 到圖 2.6 是超臨界水的熱力性質。圖的資料來源，是使用 NIST (National Institute of Standards and Technology) 網站[4]的化學資料庫中，Thermophysical Properties of Fluid Systems 的線上運算程式產生。

圖 2.2 是水的定壓比熱 C_p 值對應溫度的關係圖。水的臨界壓力是 22.064 MPa，臨界溫度是 647.096K。圖 2.2 示有介於 20.0MPa 及 30MPa 六條等壓線。在 22.1MPa 壓力下，當溫度接近水的臨界溫度時，定壓比熱出現了一個很大的尖峰，也就是說，定壓比熱在這個溫度的附近，有非常大的變化。若把壓力往上拉升，壓力越高，圖上出現尖峰的地方對應的溫度也變的越高，但尖峰的高度也越來越低。至於 20.0MPa 低於臨界壓力，定壓比熱出現了一個斷點，斷點的左邊和右邊分別是液相與汽相兩個不同的狀態，不連續。

在壓力高於臨界壓力的狀態下，將流體的溫度向上拉升時，只要接近某一個溫度，流體的定壓比熱值 C_p 會有一尖峰值，尖峰值對應的溫度被定義為假性臨界溫度(pseudo-critical temperature)。假性臨界溫度的附近，通常可以觀察到熱力性質劇烈的變化。

圖 2.3 是水的黏滯性與溫度的關係。如圖所示，在 22.1MPa 壓力下，接近臨界溫度時，水的黏滯性有劇烈的變化；當壓力為 30MPa 時，黏滯性的變化相對來說就平緩很多。低於臨界壓力的黏滯性，也可看見的熱力性質不連續現象。

圖 2.4 是水的密度與溫度的關係。水的密度在通過臨界溫度之後驟降為原來的七分之一，甚至更少。如圖所示，超臨界水的密度變化是一個連續的過程，不像在次臨界狀況下，當溫度達到沸騰溫度時，水的密度會有不連續的改變。當水的壓力低於臨界點時，溫度提升到沸點時，水會開始產生相變化，液態水逐漸變成汽態水，這時候是雙相共存的狀態。超臨界流體，不會有雙相共存的狀態，它從頭到尾都是同一個狀態，叫做超臨界狀態，沒有相變化。

圖 2.5 是熱焓對應溫度關係圖。超臨界水的熱焓量相當的高，且變化很大。圖 2.6 是熱傳導係數對應溫度的圖形，22.1MPa 時，在臨界溫度的附近，有個向上突起的尖峰。當壓力上升時，這個尖峰逐漸的變小，最後消失變回平滑的曲線。

超臨界流體沒有相變化，理論上來說不會發生傳統所認知的沸騰危機 (boiling crisis) 現象，但是當超臨界流體的溫度接近假性臨界溫度時，熱傳的效果有可能突然變差，此現象稱為熱傳劣化 (deteriorated heat transfer)。關於熱傳劣化現象，是超臨界流體的特性探討中一個非常重要的問題，未來要深入了解超臨界水反應器，應該更深入探討熱傳劣化的機制。

2.3 超臨界水反應器系統介紹

超臨界水反應器，就是以超臨界水作為工作流體的反應器。雖然被稱為第

四代的核反應器，但這樣的概念其實並不新穎。1950 年代末期，美國的研究人員就開始思考，把超臨界水當作反應器的冷卻劑(coolant)[2]但由於當時各方面的工業技術無法支援，就暫時放棄了這個構想。表 2.2 整理了歷年來超臨界水反應器的設計資料。

2.3.1 超臨界水反應器概論

圖 2.7 是超臨界水反應器系統的簡圖。從 2000 年以來，許多國家發表了超臨界水反應器新的設計參數。表 2.3 整理了各國發表的超臨界水反應器設計。如表所示，各反應器的設計其實大同小異，運轉的壓力都在 25 MPa 的附近。如果運轉壓力只放在比臨界點高一點的地方，會有熱力性質的變動過於劇烈的問題，不利於爐心的設計；若把運轉壓力拉高到 30 MPa，雖然熱力性質平緩很多，但不利於反應器壓力槽的設計，所以 25 MPa 的這個壓力值恰到好處。

超臨界水反應器的系統設計都帶有輕水式反應器的影子。各國提出的設計，往往是根據自己原有的反應器的條件，把壓力拉升並做出修改。以加拿大為例，加拿大傳統的重水反應器(CANDU)反應器，仍然維持它的壓力管設計，把壓力提升到 25MPa，然後在燃料的濃縮度等參數做些變化，就形成了超臨界重水反應器的設計。

2.3.2 超臨界水反應器特色

超臨界水反應器的幾項特色如下所述：

1. 高效率(High thermal efficiency)：超臨界水反應器的熱效率，可以達到 44%。比起現有的壓水式反應器或沸水式反應器高出了 10%左右，能更有效的利用熱能。這可以用熱力學卡諾循環的角度來解釋，熱機運轉在高溫和低溫之間的溫差越大，可以產生越大的效率。由於超臨界水反應器的流體出口溫度很高，因此效率也提升不少。

2. 系統簡化(System simplification)：一個系統的複雜程度越高的話，發生失效的機會也相對的提升。採取簡單化的系統，對於系統的安全有正面的幫助，超臨界水反應器的設計就採取了這樣的概念。由於超臨界水獨特的性質使然，可以把反應器設計成非常簡單的樣貌。超臨界水通過爐心加熱後，可以直接的進入渦輪機(turbine)，作功完畢後，再進入冷凝器最後回到爐心。

與傳統的沸水式反應器比起來，超臨界水反應器簡化掉了汽水分離器 (steam separator)、dryer；與傳統的壓水式反應器相比，超臨界水反應器省略了蒸氣產生器、調壓槽與二次側等系統。爐心也可採用自然對流的策略，因此也不需要再循環泵(recirculation pump) 來帶動爐心流量。超臨界水反應器的設計，有效的簡化了系統，是一大優勢。

3. 有兩種被證明可靠的技術(Proven technology)作為參考：即輕水式反應器以及超臨界水燃煤電廠。輕水式反應器已經發展了數十年，累積了很多成功的經驗與運轉資訊，可以做為發展超臨界水反應器的參考。超臨界水燃煤電廠也的運轉技術也已行之多年，可提供許多寶貴的資訊。

2.3.3 超臨界水反應器設計分類

超臨界水反應器的設計，若以中子能譜分類。可分為快中子型與熱中子型。其中快中子型的反應器不需要緩速劑，而慢中子型的反應器的緩速劑可以是固體的或是液體的。固體的緩速劑材料為石墨或 ZrH_2 ，液體緩速劑最常見的就是輕水或是重水。

圖 2.10 為超臨界水反應器分類，對應的燃料組件形狀。參考資料[6, 7, 8] 可以看到各種不同的形狀的燃料組件，有六角形的，有方形的，與壓力管型。在如此高壓的情況下，製造壓力槽的難度比起壓力管要難的多，或許壓力管型態的反應器，會是未來超臨界水反應器的主流。

2.3.4 美國超臨界水反應器設計

超臨界水反應器的設計有很多版本，本論文將選定美國的超臨界水反應器設計為基準來做研究，故爐心設計介紹以美國的反應器設計為主。以下為各部分設計的說明：

2.3.4.1 整體設計

圖 2.8 是超臨界水反應器的反應器壓力槽與內部組件及流徑圖[3]。反應器運轉的壓力是 25 MPa，整個反應器內部的流體都保持在超臨界狀態之下。從冷端管路 (cold leg) 進入的是 280°C 的水，然後分流，10% 的水往下走，經過降流區 (downcomer)，來到爐心底部；90% 的水往上走，來到反應器壓力槽的頂部，通過特殊設計經水棒向下流，通過爐心，在爐心底部和從降流區流過的水混合。混合後的水再流過爐心，加熱到 500°C 後，從熱端管路 (Hot Leg) 流出，通往發電的系統。表 2.4 列出該反應器的詳細設計參數。

2.3.4.2 爐心設計

爐心一共有 145 個燃料組件 (fuel assembly)。爐心的壓力降為 0.15MPa，爐心高度為 4.2 公尺。反應器的總流量為 1,843 kg/s，但真正通過爐心的部分只有 95%，其餘 5% 是沒有流過爐心的旁通流 (bypass flow)。水棒佔有 90% 的流量，1,660kg/s。爐心設計參數部分，在表 2.5 詳細列出[3]。

2.3.4.3 燃料組件設計

圖 2.9 是燃料組件的圖形[3]。整個燃料組件是正方形的，內部包含了燃料棒、控制棒與水棒。燃料棒是由一個 25 X 25 的方陣組成，總數為 300 根燃料棒，燃料棒外圍有水流向上流過，將分裂反應產生的熱移除。燃料組件內另有 36 根水棒，水棒內部的水流方向往下，這裡的水當作緩速劑 (moderator) 使用。部分水棒的內部設有控制棒，一個燃料組件之內有 14 根控制棒。

冷卻劑從爐心下方往上走時，吸收燃料的分裂熱，溫度逐漸上升，流體從原本類似水的狀態，變成類似氣體的狀態，流體密度會減為原來的七分之一，甚至更小。如此一來，爐心上方中子的緩速效果會變差，無法繼續提供爐心熱中子。設計水棒讓水由上往下流動的目的，在於提供冷水，也就是密度大的緩速劑，讓爐心上方的核反應能夠維持。

表 2.6 與表 2.7 是燃料組件與燃料本身的設計參數表[3]。目前為止，水棒、燃料護套，和燃料組件的材料都尚未決定。

2.3.5 案例計算與比較

透過簡單的能量守恆式，即可計算出超臨界水反應器爐心高度與熱力性質之間的關係，並以同樣方法計算壓水式電廠以及沸水式電廠，可了解三種反應器特性的差異。

表 2.8 為本案例選取的反應器設計參數。在三種反應器的熱功率差不多的情況之下，壓水式反應器爐心質量流率最高，而超臨界水反應器的流量卻僅僅為壓水是反應器的十分之一。由於超臨界水反應器的爐心熱焓變化很大，所以不需要很大的流量。超臨界水反應器的功率密度介於壓水式與沸水式反應器之間。

進行案例計算時，假設三種反應器之爐心中子分布皆為 cosine 型分布，把爐心軸向由底至高分為 100 段。爐心入口之熱焓為 h_0 ，第一段爐心產生的熱表示為 $q_{z,1}$ ，質量流率 m ，則能量平衡式可表示為：

$$mh_0 + q_{z,1} = mh_1 \quad (2.1)$$

上式可計算得第一段爐心的出口熱焓 h_1 。然而 h_1 同時也是第二段爐心的入口熱焓，依此方式類推，可整理為下式：

$$mh_n + q_{z,n+1} = mh_{n+1} \quad (2.2)$$

最後可得到爐心 100 個位置的熱焓值。已知熱焓值與壓力，再透過熱力性質表，線性內插出溫度、密度等性質。

圖 2.11 是三種類型反應器爐心熱焓比較圖。超臨界水反應器熱焓變化非常劇烈，從爐心進口處的 1,230.5kJ/kg 上升到出口的 3,170.3kJ/kg，比壓水式與沸水式反應器的熱焓變化高很多。

圖 2.12 為三種類型反應器爐心溫度比較圖。超臨界水反應器的溫度從 280°C 上升到 500°C，圖中溫度上升較平緩之處為臨界溫度附近，此處之定壓比熱出現極大值；沸水式反應器之流體在爐心中間達到沸點，水溫不再上升。從這兩個圖可以發現，超臨界水反應器的爐心的溫度變化很劇烈，對於爐心材料的熱應力問題將是個考驗。

圖 2.13 為三種類型反應器密度比較圖，顯示出超臨界水反應器爐心出口處水的密度只有爐心進口處的七分之一，爐心末端的水過於稀薄，導致快中子缺乏緩速的效果，造成連鎖反應的困難，因此超臨界水反應器的爐心增加了從上往下流的水棒，使爐心上方水的平均密度能夠提升。

表 2.1 六種型態第四代反應器的設計比較 [1]

反應器系統	中子能譜	冷卻劑	溫度(°C)	功率(MWe)
超高溫氣冷式反應器	熱中子	氬氣	900-1000	250-300
鈉金屬冷卻式快中子反應器	快中子	鈉金屬	550	30-150, 300-1500, 1000-2000
超臨界水反應器	熱/快中子	輕水	510-625	300-700, 1000-1500
氣冷式快中子反應器	快中子	氬氣	850	1200
鉛合金冷卻式快中子反應器	快中子	鉛合金	480-800	20-180, 300-1200, 600-1000
熔鹽式反應器	熱/快中子	熔鹽	700-800	1000

表 2.2 早期超臨界水反應器設計比較[2]

Characteristics of nuclear reactors cooled with supercritical steam-water (Oka, 2000)

Parameters	Company/reactor (year)							
	Westinghouse		GE, Hanford	B & W	Kurchatov Institute	University of Tokyo		AECL, CRL
	SCR (1957)	SCOTT-R (1962)	SCR (1959)	SCFBR (1967)	B-500 SKDI (1993)	SCLWR (1992)	SCFBR-I (1993)	CANDU-X2 (1998)
Reactor type	Thermal	Thermal	Thermal	Fast	Thermal	Thermal	Fast	Thermal
Pressure (MPa)	27.6	24.1	37.9	25.3	23.5	25	25	25
Power (thermal/electrical, MW)	70/21.2	2300/1010	300/-	2326/980	1350/515	2780/1145	2630/1040	2536/1143
Thermal efficiency (%)	30.3	43.5	~40	42.2	38.1	41.2	40	45
Coolant temperature at outlet (°C)	538	566	621	538	~380	416	433	625
Primary coolant flow rate (kg/s)	195	979	850	538	~2700	2032	3750	1321
Core height/diameter (m/m)	1.52/1.06	6.1/9.0	3.97/4.58	-	4.2/2.61	5.7/2.67	2/2.16	-
Fuel material	UO ₂	UO ₂	UO ₂	MOX	UO ₂	UO ₂	MOX with nat. U	-
Cladding material	St. St.	St. St.	Inconel-X	St. St.	Zr-alloy or St. St.	St. St.	St. St.	Zr-alloy
Rod diameter/pitch (mm/mm)	7.62/8.38	-	-	-	9.1 (8.5)/13.5	8/14	12.8/10.8	-
Moderator	H ₂ O	Graphite	D ₂ O	-	H ₂ O	H ₂ O	-	D ₂ O

Abbreviations: GE, General Electric; B & W, Babcock and Wilcox; AECL, Atomic Energy of Canada, Limited; CRL, Chalk River Laboratories; SCR, supercritical reactor; SCOTT-R, supercritical once-through tube reactor; SCFBR, supercritical fast breeder reactor; SCLWR, supercritical light water reactor; SCFBR, supercritical fast breeder reactor; CANDU, CANada Deuterium Uranium reactor; MOX, mixed oxide; nat., natural; U, uranium; St. St., stainless steel; Zr, zirconium.

表 2.3 近期各國超臨界水反應器設計列表[6]

	Japan		Europe	Canada	Korea	Russia		USA
	SCLWR-H	SCFBR-H	HPLWR	SCR-CANDU	SCWR	ChUWR	ChUWFR	SCWR
	2004	2000	2003	2000	2004	2004	2004	2003
neutron spectrum	thermal	fast	thermal	thermal	thermal	thermal	fast	thermal
Reactor type	RPV	RPV	RPV	PT	RPV	PT	PT	RPV
pressure (Mpa)	25	25	25	25	25	24.5	25	25
thermal power (MW)	2740	3893	2188	2540	3846	2730	2800	3575
electrical power (MW)	1217	1728	1000	1140	1700	1200	1200	1600
thermal efficiency (%)	44.4	44.4	44	45	44	44	43	44.8
coolant inlet temperature (°C)	280	280	280	350	280	270	400	280
coolant outlet temperature (°C)	530	526	500	625	508	545	550	500
coolant flow rate (kg/s)	1342	1694	1160	1320	1862	1020	-	1843
core height/diameter (m/m)	4.2/3.68	3.2/3.28	4.2/-	- /~4	3.6/3.8	6/11.8	3.5/11.4	3.93/4.3
fuel type	UO ₂	MOX	UO ₂ &MOX	UO ₂ /Th	UO ₂	*UCG	MOX	UO ₂ , 95%TD
enrichment (%)	~6.1		<6	4	5.8	4.4	-	5
cladding material	Ni alloy	Ni alloy	Stainless steel	Ni alloy	stainless steel	stainless steel	stainless steel	
moderator	H ₂ O		H ₂ O	D ₂ O	ZrH ₂	graphite		B ₄ C/Ag-In-Cd

*Uranium-Carbide Grit pored over with calcium

表 2.4 超臨界水反應器設計參數表

Parameter	Value
Thermal power	3575 MWt
Net electric power	1600 MWe
Net thermal efficiency	44.8%
Operating pressure	25 MPa
Reactor inlet temperature	280 °C
Reactor outlet temperature	500 °C
Reactor flow rate	1843 kg/s
Plant lifetime	60 years

表 2.5 超臨界水反應器爐心設計參數表

Parameter	Value
Number of fuel assemblies	145
Equivalent diameter	3.93 m
Core barrel inside and outside diameter	4.3/4.5 m
Axial/Radial/Local/Total Peaking Factor	1.4/1.3/1.1/2.0 (best estimate) 1.4/1.4/1.2/2.35 (safety analysis)
Average power density	69.4 kW/L
Average linear power	19.2 kW/m
Peak linear power at steady-state conditions	39 kW/m
Core pressure drop	0.15 MPa
Water rod flow	1660 kg/s (90% of nominal flow rate)

表 2.6 超臨界水反應器燃料組件參數表

Parameter	Value
Fuel pin lattice	Square 25x25 array
Number of fuel pins per assembly	300
Pitch to diameter ratio	1.09804
Number of water rods per assembly	36
Water rod side	33.6 mm
Water rod wall thickness	0.4 mm
Water rod wall materials	TBD
Number of instrumentation rods per assembly	1
Number of control rod fingers per assembly	12
Control rod material	B ₄ C
Number of spacer grids	14
Assembly wall thickness	3 mm
Assembly wall material	TBD
Assembly side	286 mm
Inter-assembly gap	2 mm
Assembly pitch	288 mm



表 2.7 超臨界水反應器燃料設計參數表

Parameter	Value
Fuel pin outside diameter	10.2 mm
Fuel pin pitch	11.2 mm
Cladding thickness	0.63 mm
Cladding materials	TBD
Fuel pellet outside diameter	8.78 mm
Pellet to cladding gap (cold)	80 microns
Fuel composition	UO ₂ , 95% TD
Fuel density	10.4215 g/cc
Heated fuel length	4.27 m
Fission gas plenum length	0.6 m
Total fuel pin height	4.87 m
Fill gas pressure at room temperature	6.0 MPa

表 2.8 反應器案例計算參數表[3, 9]

	沸水式反應器*	壓水式反應器*	超臨界水反應器**
熱功率 (MW)	3, 579	3, 800	3, 575
運轉壓力 (MPa)	7. 17	15. 51	25. 0
爐心進口/出口 水溫(°C)	277 / 287	296 / 320	280 / 500
爐心質量流率 (kg/s)	13, 230	20, 034	1, 843
功率密度 (kW/L)	55. 8	95. 0	69. 4
爐心高度 (m)	3. 76	3. 81	4. 20

* 參考資料[9]

** 參考資料[3]

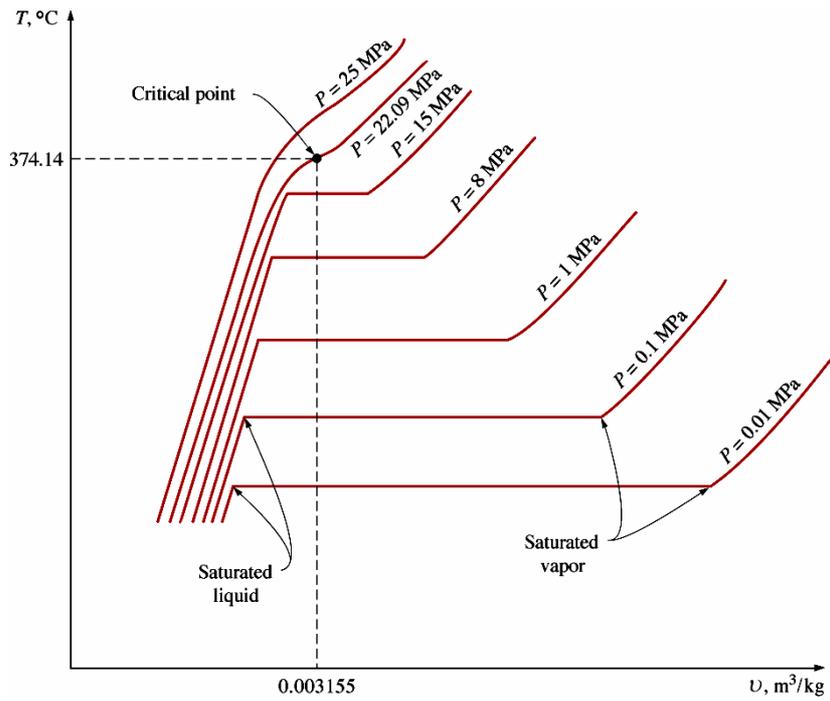


圖 2.1 水在不同定壓之下相變化過程圖

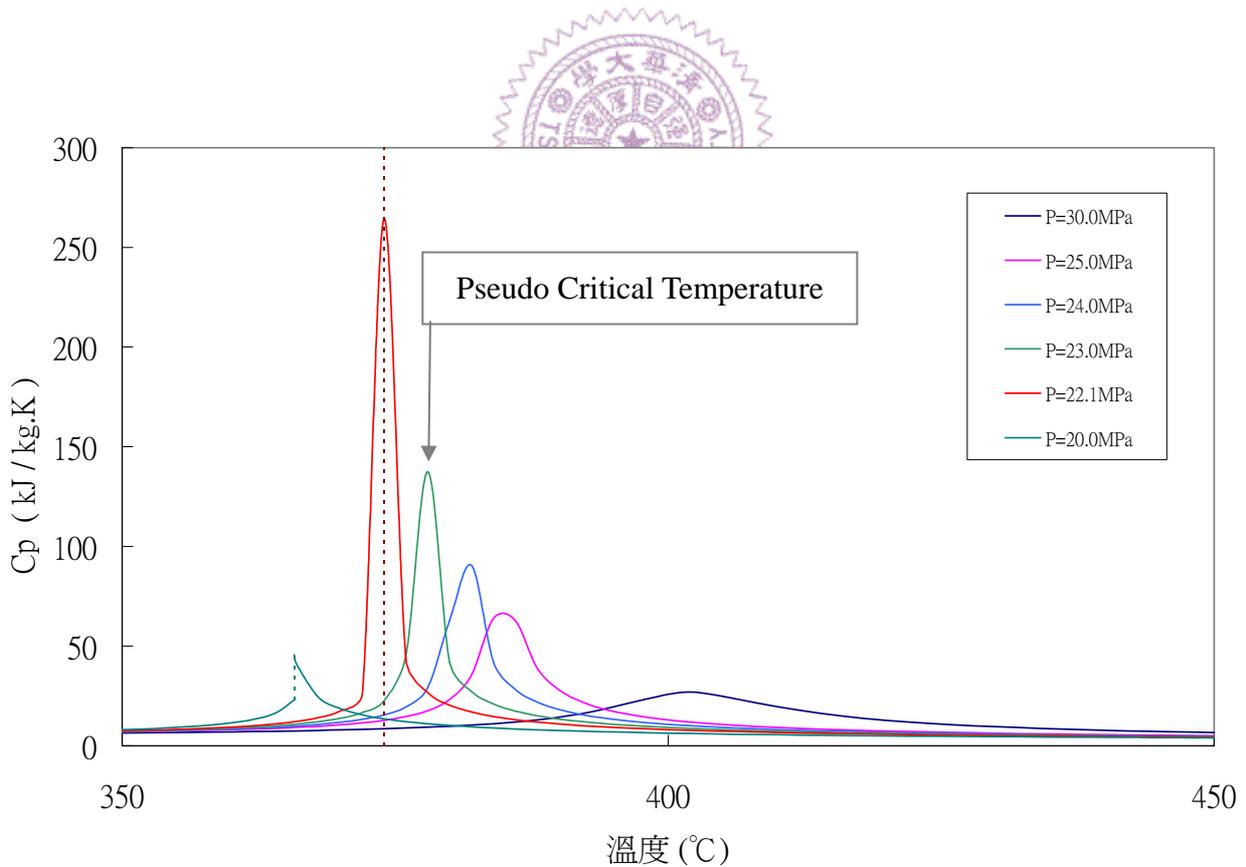


圖 2.2 定壓比熱 C_p 與溫度關係圖

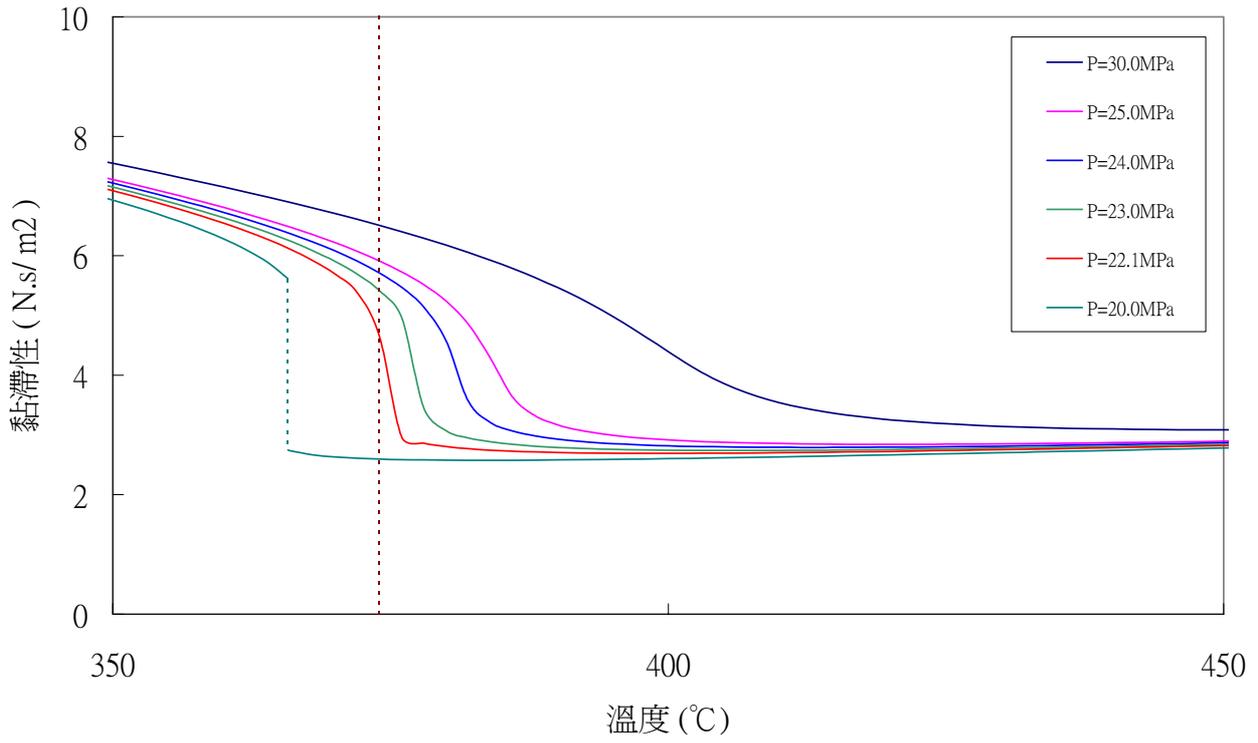


圖 2.3 黏滯性與溫度關係圖

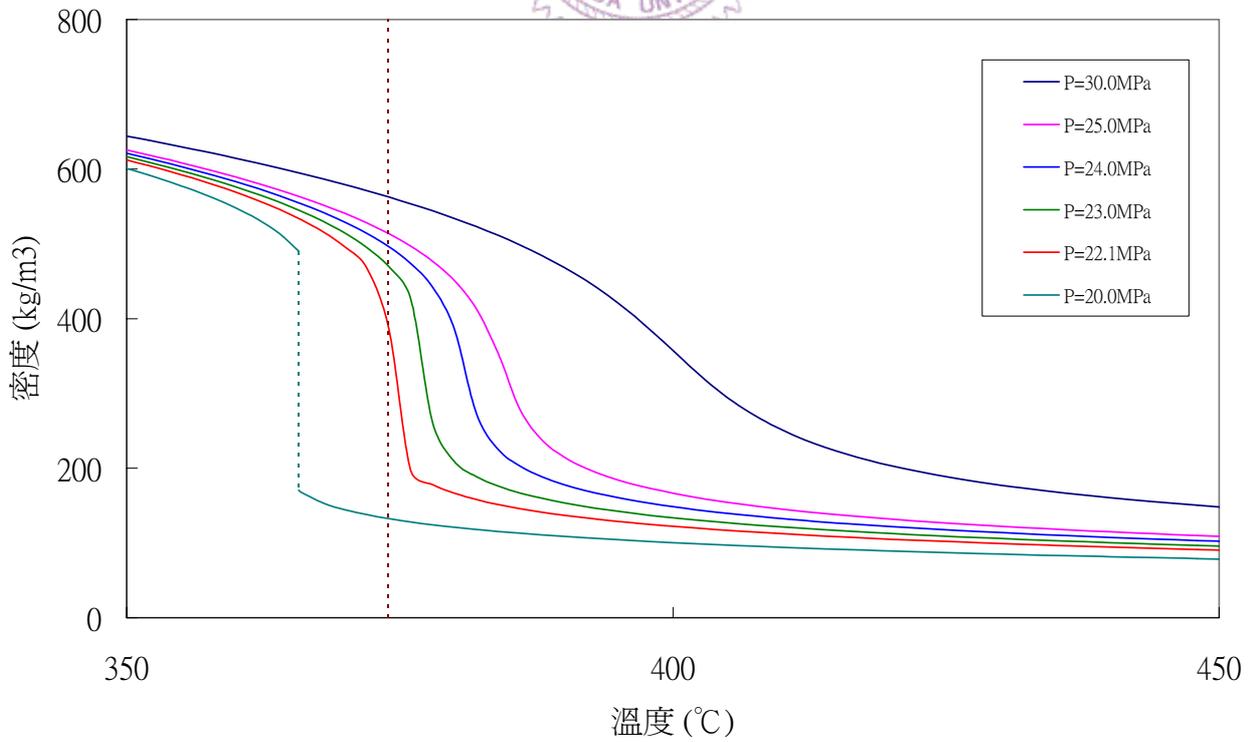


圖 2.4 密度與溫度關係圖

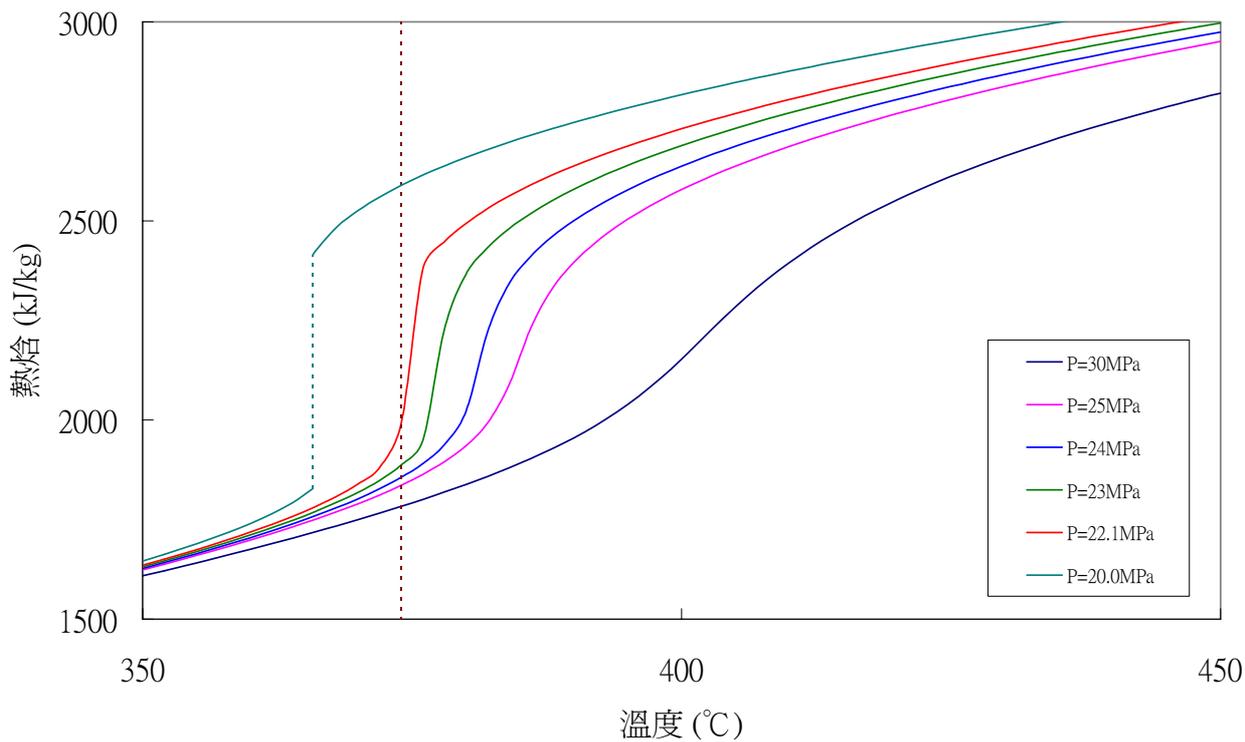


圖 2.5 熱焓與溫度關係圖

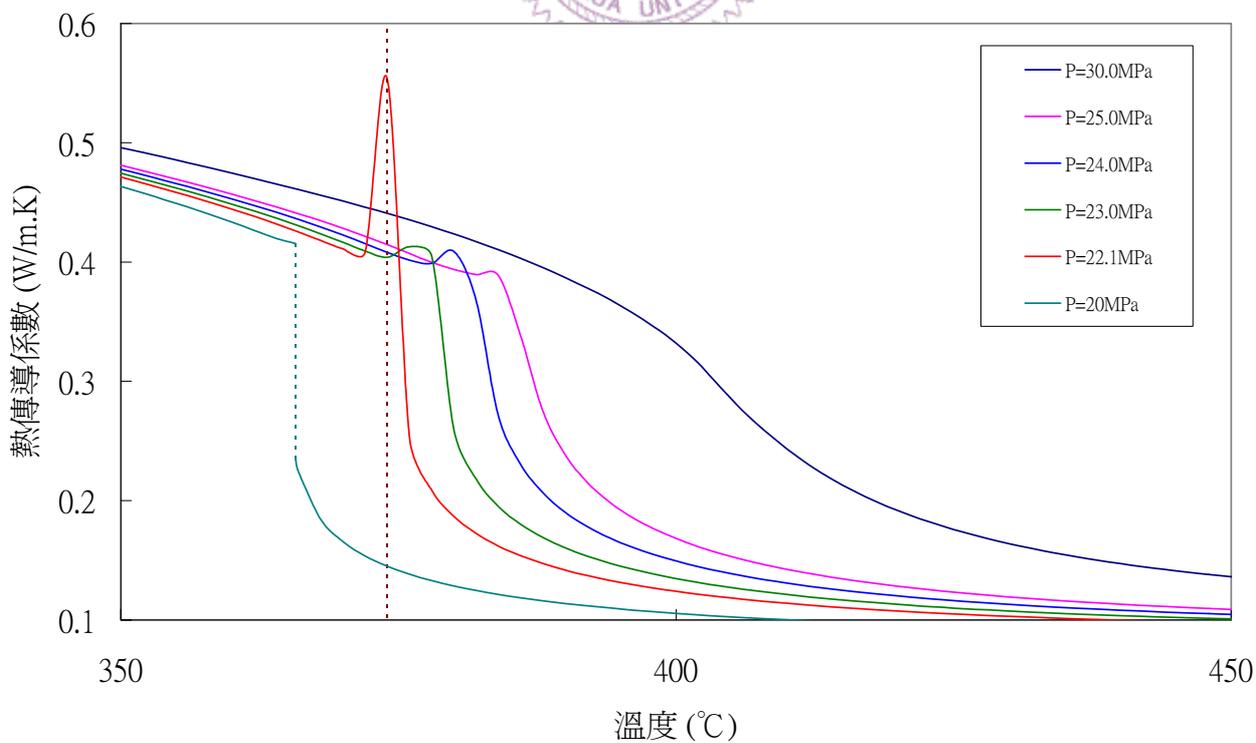


圖 2.6 熱傳導係數與溫度關係圖

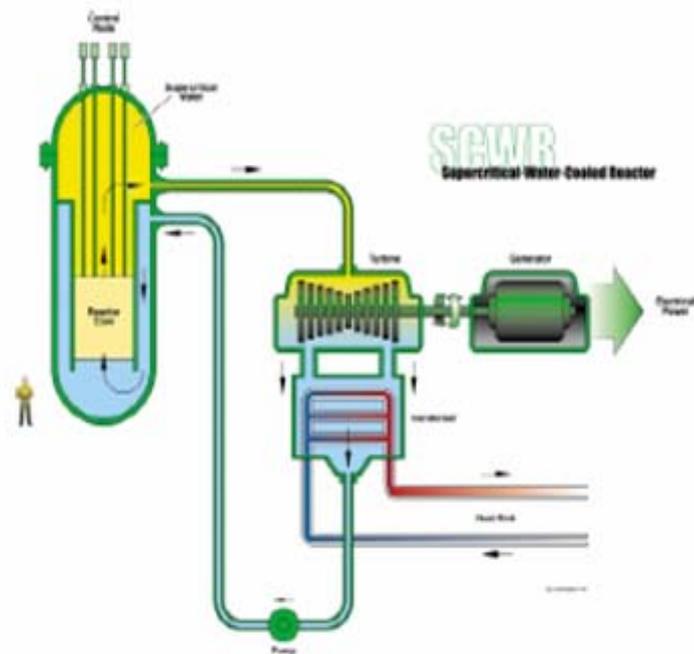


圖 2.7 超臨界水反應器系統簡圖

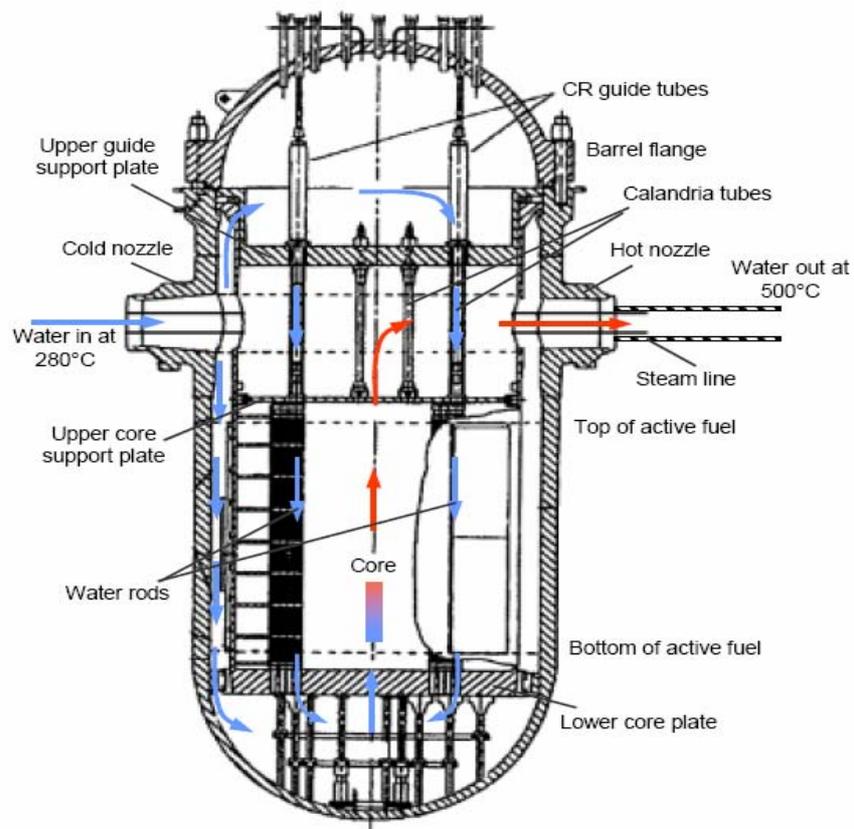


圖 2.8 超臨界水反應器壓力槽與內部流徑圖

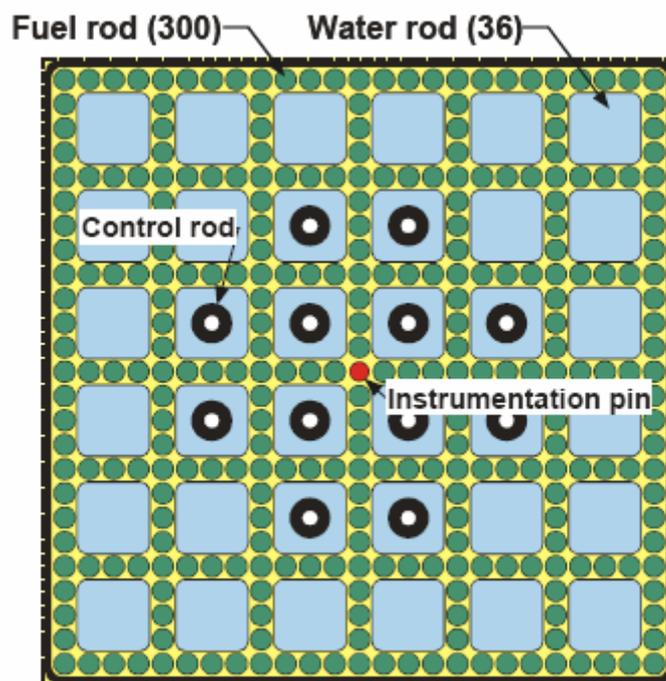


圖 2.9 超臨界水反應器燃料組件圖

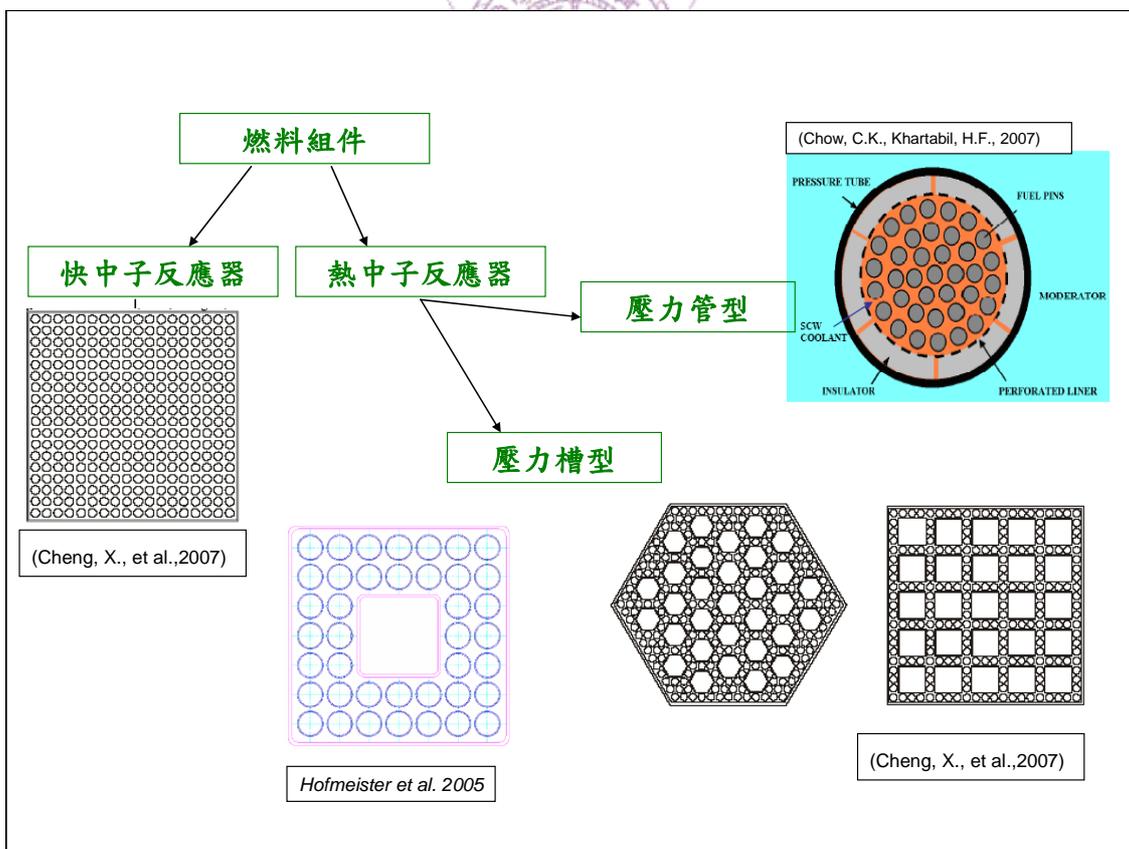


圖 2.10 超臨界水反應器燃料組件分類圖

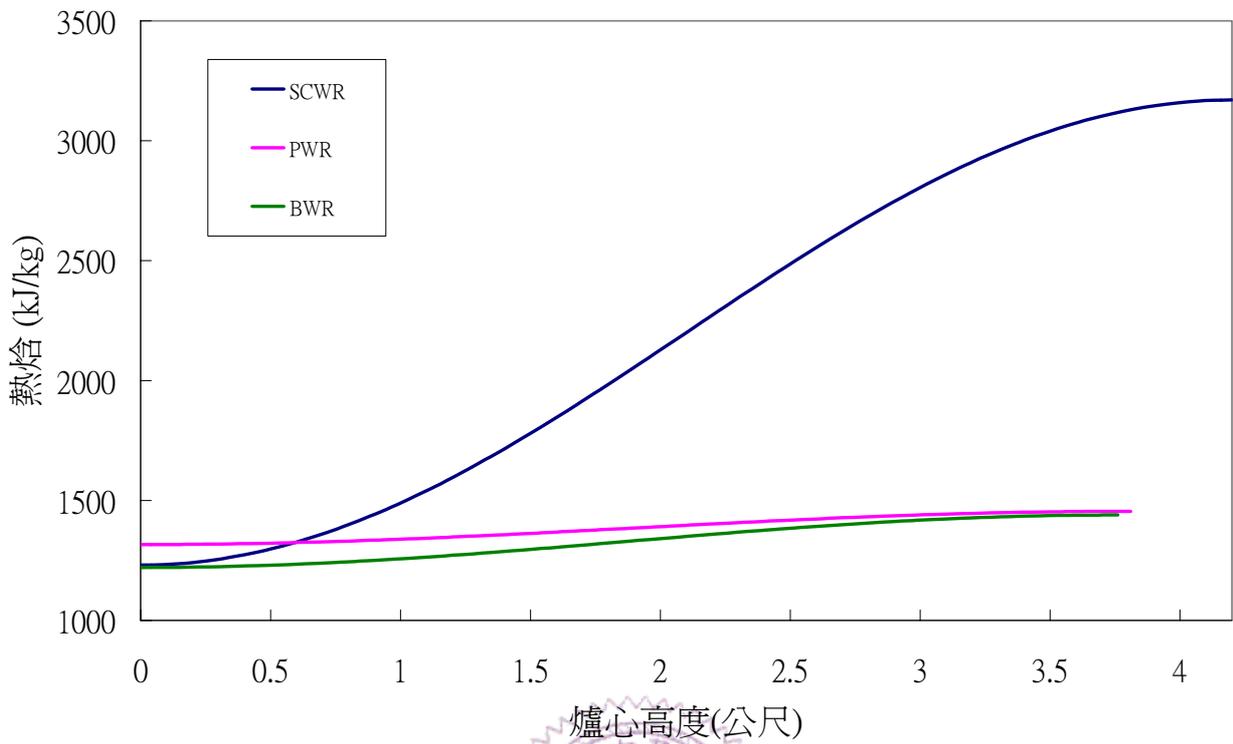


圖 2.11 反應器爐心熱焓比較圖

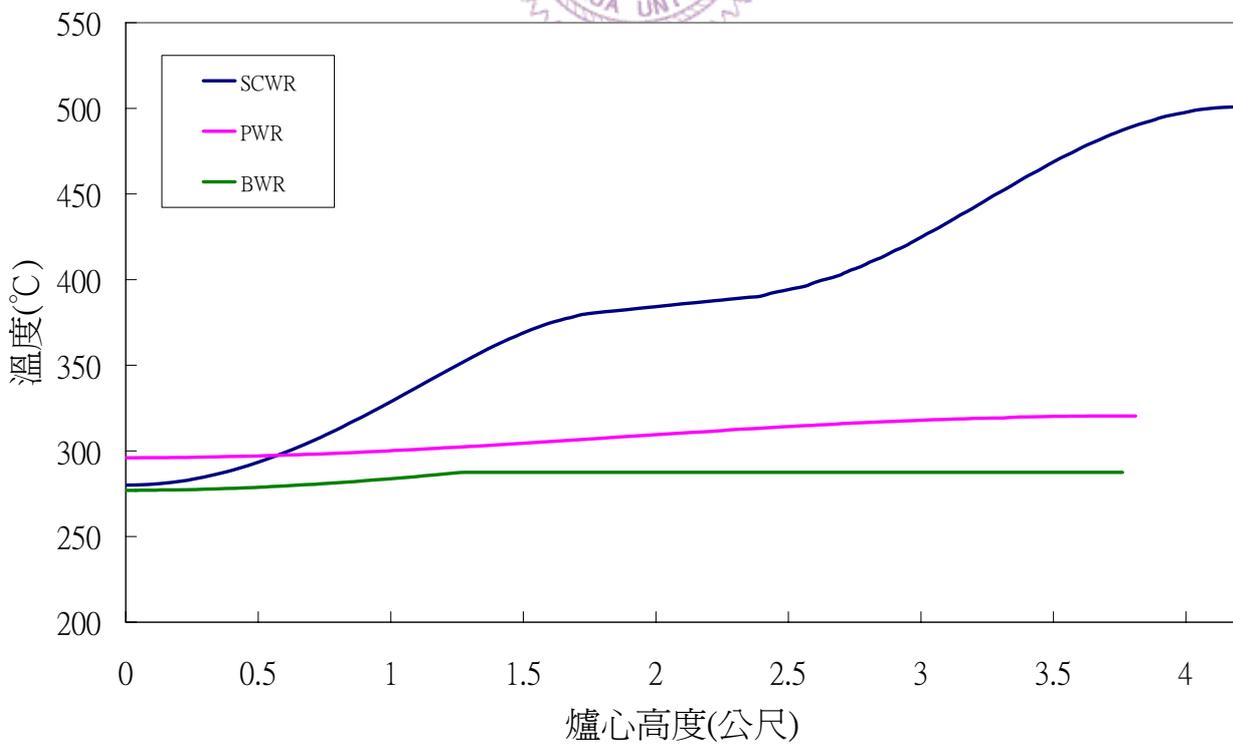


圖 2.12 反應器爐心溫度比較圖

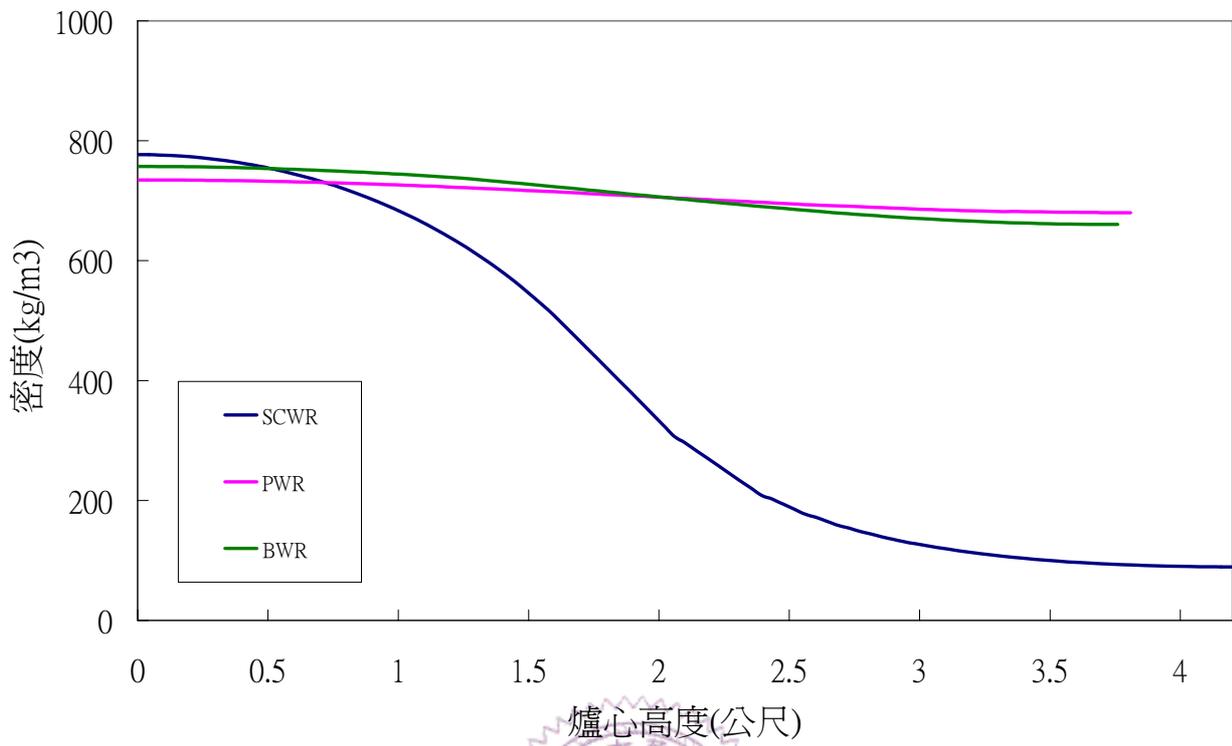


圖 2.13 反應器爐心密度比較圖

第三章 RELAP5/MOD3 程式介紹

3.1 RELAP5/MOD3 程式介紹

RELAP5 程式名稱為 Reactor Excursion and Leak Analysis Program，是由愛達荷國家工程實驗室(Idaho National Engineering Laboratory, INEL) 與美國核能管制委員會(U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC) 合作發展的輕水式核電廠系統分析程式。發展程式的目的，是為了提供核管會在制定法規、發給電廠運轉執照時，能有個參考的基準。希望程式能夠處理輕水式反應器電廠的喪失冷卻水(loss of coolant)、預期暫態未急停(anticipated transients without scram, ATWS)、喪失飼水 (loss of feedwater)、喪失外電 (loss of offsite power)與汽機跳脫(turbine trip)等電廠暫態。

RELAP 程式歷經相當久的歷史發展。現在使用的 RELAP5/MOD3 是由 RELAP5/MOD2 改進部分模式修正而來，並加入新的計算模式，使程式更完整。圖 3.1 是 RELAP 程式演進圖表，可以看到程式 50 年來的發展過程。

RELAP5/MOD3 分析程式是由 EG&G Idaho, Inc. 發展完成，採用 FORTRAN 語言撰寫之的核電廠暫態事故熱水流分析程式。程式的運算模式為雙相非均勻態(non-homogeneous)、雙相非平衡態(non-equilibrium)，與雙流體(two fluids)，是採用最少經驗式的核電廠系統分析程式。RELAP5/MOD3 程式由四個主要的計算模式組成：

1. 熱水流環路程式。(Thermal and Hydraulic Loop Code)
2. 熱水流核心程式。(Thermal and Hydraulic Core Code)
3. 熱傳導程式。(Thermal Conduction Code)
4. 核反應程式。(Nuclear Reaction Code)

程式中包括五個系統模式：

1. 流體動力模式。(Hydrodynamics)

2. 熱結構體模式。(Heat Structure)
3. 控制系統模式 (Control System)
4. 啟動與跳脫邏輯訊號。
5. 中子反應點動態模式 (Point Kinetic)

程式採用流體模式為雙相流體分離模式 (Separated Model)，共用 6 個基本雙流體三項守恆方程式來描述：

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

3.2 RELAP5/MOD3 使用範圍之探討

RELAP5 程式是為了輕水式反應器而設計，若要模擬超臨界水反應器，必須檢查使用的範圍是否可以符合需求。以下將從幾個方向來討論程式的適用性與否：

3.2.1 程式模擬範圍

RELAP5/MOD3 程式針對輕水的運算範圍如表 3.1 所示[11]。程式運算的最大壓力是 100MPa，是超臨界水運轉壓力的四倍，最大的運算溫度是 5,000K，遠大於超臨界水反應器的設計溫度與壓力，即使反應器發生暫態，水溫也不至於達到此極限。

3.2.2 熱力性質表

RELAP5/MOD3 程式中的熱力性質表，是由美國機械工程師學會(American Society of Mechanical Engineers, ASME) 於 1967 年發表的熱力性質表程式

ASTEM 修改後產生。ASTEM 是一組 FORTRAN 程式寫的副程式(subroutine)，被納入 RELAP5/MOD3 的主程式中，用來產生熱力性質表。程式輸出的熱力性質表是二元表(binary table)，方便電腦使用。

3.2.3 熱傳模式

RELAP5 程式有一套邏輯去判斷在什麼情況下要用哪些公式計算熱傳。圖 3.2 為熱傳運算邏輯圖[12]，程式的運算第一步驟，即是檢查該運算組件的壓力，是否高過臨界壓力，接下來有一連串的检查，區分出熱傳的機制，分別由不同的副程式去處理。表 3.2 和表 3.3 為 RELAP5/MOD3 熱傳導模式經驗公式列表[13]，列出了各種熱傳模式所對應的經驗公式。在超臨界水反應器的案例中，由於系統壓力大於臨界壓力，程式選擇的計算模式為「超臨界狀態或單相液體模式」(supercritical or single phase)，此模式將對應到模式 1 的經驗公式。

反應器中的流體多為紊流，RELAP5/MOD3 中對於超臨界流體的紊流熱傳計算模式採用 Dittus-Boelter 經驗公式；但 Dittus-Boelter 經驗式在處理臨界壓力附近熱力性質變化劇烈之處表現不好 [2]，造成 RELAP5/MOD3 分析超臨界水反應器的困擾。目前有許多新的預測超臨界水熱傳的經驗公式，多是從 Dittus-Boelter 經驗式加入修正項或放入特殊條件而來。

要修正這個問題，可把比較新的經驗公式放入程式，另一替代性的做法是先單獨計算熱傳係數 (Heat transfer coefficient)，利用熱傳係數表格的方式放入程式的輸入參數(input file)檔中。但是 RELAP5/MOD3 程式本身此項功能有缺陷，無法讀取熱傳係數表格，因此本論文中並沒有做這方面的修正動作，仍舊使用 Dittus-Boelter 經驗式來計算。

表 3.1 RELAP5/MOD3 程式運算範圍表

Description	Temperature (K)		Pressure (Pa)		Specific Volume (m ³ /kg)	
	Minimum	T _{min}	2.73160d+02	P _{min}	6.11240d+02	
Maximum	T _{max}	5.00000d+03	P _{max}	1.00000d+08		n/a
Triple Point	T _{tp}	2.73160d+02	P _{tp}	6.11240d+02	v _{tp}	1.00020d-03
Critical Point	T _{cp}	6.47300d+02	P _{cp}	2.21200d+07	v _{cp}	3.17000d-03

表 3.2 RELAP5/MOD3 熱傳導模式經驗公式列表

Mode number	Heat transfer phenomena	Correlations
0	Noncondensable-steam-water or superheated water	Kays, ^{4.2-1} Dittus-Boelter, ^{4.2-2} ESDU ^a , Shah, ^{4.2-3} Churchill-Chu, ^{4.2-4} McAdams, ^{4.2-5} Elenbaas, ^{4.2-7} Petukhov-Kirillov, ^{4.2-14} Swanson-Catton ^{4.2-15}
1	Supercritical or single-phase liquid	Same as mode 0
2	Single-phase liquid or subcooled wall with voidg < 0.1	Same as mode 0
3	Subcooled nucleate boiling	Chen ^{4.2-6}
4	Saturated nucleate boiling	Same as mode 3
5	Subcooled transition boiling	Chen-Sundaram-Ozkaynak ^{4.2-17}
6	Saturated transition boiling	Same as mode 5
7	Subcooled film boiling	Bromley, ^{4.2-18} Sun-Gonzales-Ten, ^{4.2-19} and mode 0 Correlations
8	Saturated film boiling	Same as mode 7
9	Supercritical two-phase or single-phase gas	Same as mode 0
10	Filmwise condensation	Nusselt, ^{4.2-20} Shah, ^{4.2-21} Colburn-Hougen ^{4.2-22}
11	Condensation in steam	Same as mode 10
12	Single-phase liquid or subcooled wall with voidg < 0.1	Same as mode 0
3,4 for horizontal bundles	Nucleate boiling	Forster-Zuber, ^{4.2-23} Polley-Ralston-Grant, ^{4.2-24} ESDU ^a

表 3.3 RELAP5/MOD3 熱傳導模式經驗公式列表

Laminar	Nature	Turbulent	Condensation	Nucleate boiling	Transition boiling	Film boiling	CHF
Sellers Nu=4.36	C-Chu/ McAdams	Dittus- Boelter	Nusselt/ Chato- Shah- Coburn- Hougen	Chen	Chen	Bromley	table



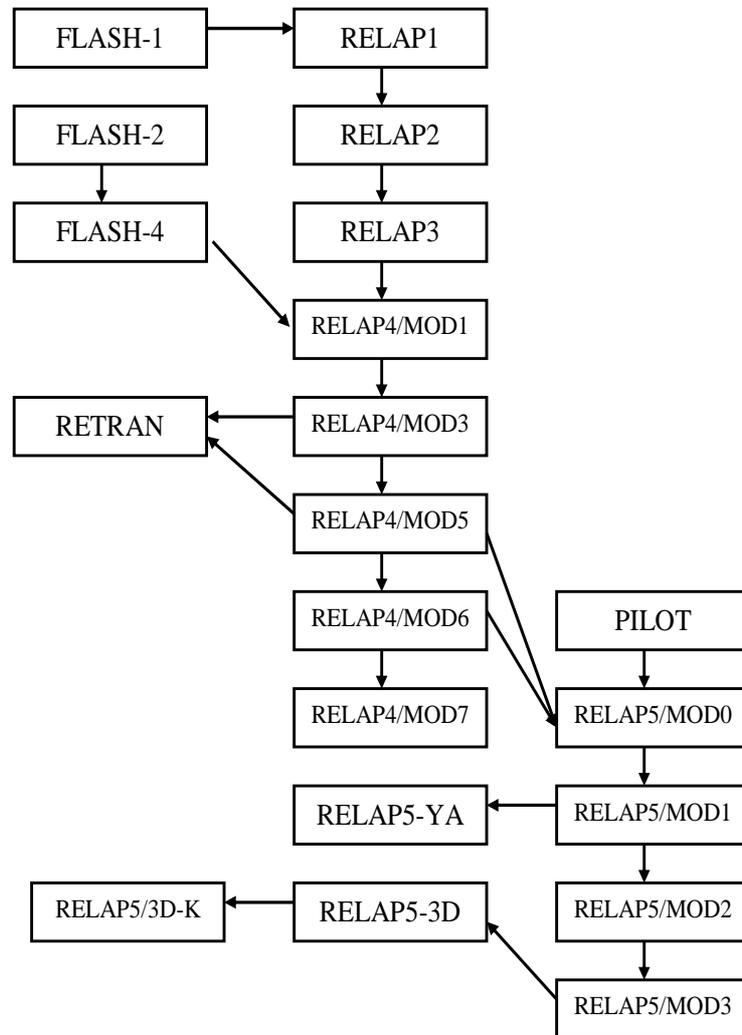


圖 3.1 RELAP 系列程式演進圖

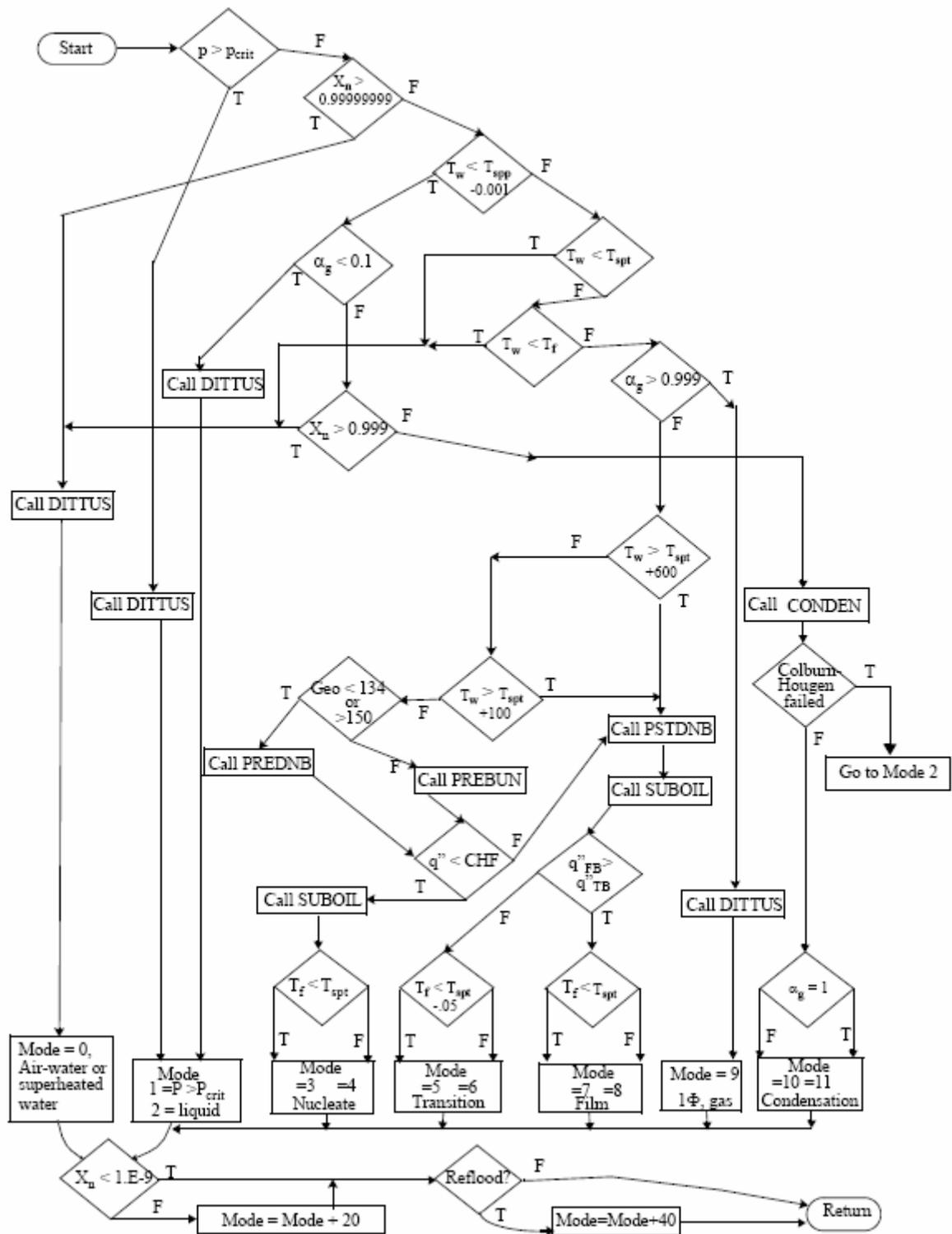


圖 3.2 RELAP5/MOD3 熱傳導模式運算邏輯圖

第四章 超臨界水反應器之 RELAP5/MOD3 穩態建立

4.1 輸入數據的建立

本章說明建立 RELAP5/MOD3 超臨界水反應器輸入數據及獲得穩態運轉狀況的過程。

建立超臨界水反應器 RELAP5/MOD3 的輸入數據，必須先選定一個超臨界水反應器的設計做為參考。本研究選定的參考設計，來自美國愛達荷國家實驗室 (Idaho National Laboratory, INL) 於 2005 年一月提出之超臨界水反應器報告 [3]。超臨界水反應器的設計報告是公開的資訊，資料完整；從反應器爐心與冷卻水系統的設計、反應器材料的分析、爐心中子物理分析、熱水流分析、安全分析等資料，都有不少的說明。

超臨界水反應器的電廠系統包含了很多部分，包括爐心、冷卻水系統、圍阻體、以及電廠平衡系統 (Balance of Plant, BOP) 等。本論文選擇模擬的範圍僅包括爐心部分、熱端管路與冷端管路部分。系統的邊界設在冷端管路與熱端管路的末端，前者代表飼水管路的起點，後者代表汽機前之閥門。系統的組件說明與模擬方法，將在下一節詳細介紹。

4.2 RELAP5 輸入參數模式

圖 4.1 所示為本研究建立之超臨界水反應器 RELAP5/MOD3 輸入模式的基本架構。欲模擬系統的入口處使用依時控制體積 (time dependent volume)，給定溫度與壓力，以及依時流體接點 (time dependent junction)，給定流體速度或質量流率，出口處則使用依時控制體積設定溫度與壓力。超臨界水反應器的 RELAP5/MOD3 輸入數據建立分成三個區塊來進行；即反應器壓力槽、熱端管路、冷端管路。當三個部分都分別能夠達到穩態時，再互相連接。圖 4.2 所示為反應器壓力槽部分，圖 4.3 為熱端管路、冷端管路、模擬邊界的程式節點示意圖。

使用 RELAP5 程式時可利用內建的組件組合成須要模擬的系統，程式的輸入操作手冊(input manual)對於各組件的輸入法有詳盡的說明。本論文使用到的組件如下：

- 控制體積(single volume)：用來模擬單調的流體區塊，只能接一個節點。
- 流體接點(single junction)：可用來銜接各組件。
- 依時控制體積(time dependent volume)：設定邊界條件，可給定等溫等壓條件。
- 依時流體接點 (time dependent junction)：設定邊界條件，可給定此流體接點流體之流速或是質量流率。
- 分支(branch)：同時具有流體接點與控制體積的功能，可以一對多連結或多對一連結。
- 管路(pipe)：可分段模擬長的管路；將一個長的管路用同一個組件模擬。
- 閥(valve)。
- 泵(pump)。



4.2.1 爐心輸入參數：熱水流組件(hydraulic components)

超臨界水反應器壓力爐心部分，入口條件和出口條件，分別設為 3,650 psia，932°F (組件 26,86)與 3,600psia，536°F(組件 98)。進口流量設定為 4,063.21bm/s。模擬系統內部組件的初始條件必須預先設定，若是控制體積等具有體積的組件，須設定壓力、飽和液相內能 (saturated liquid internal energy, U_f)、飽和汽相內能 (saturated vapor internal energy, U_g)、空泡分率(void fraction, α)；若是流體接點等具有速度性質的組件，須設定流體液相速度(liquid velocity)、汽相速度(vapor velocity)、界面速度(interface velocity)參數。在程式核對模擬系統的組件連結沒有結構上錯誤，且所有初始值亦合乎邏輯；程式開始進行計算，系統每個組件的壓力將由程式去調節計算。

壓力會從出口之處當作起始的基準，然後往回疊加。要調節系統內部的壓力分布情形，可以透過調整能量損耗係數(Form loss coefficient)來達到目的。能量損耗係數是對摩擦壓降做修正的設定，由於程式計算有誤差，可透過自行輸入此參數的值，修正計算結果。

設定前述控制體積及流體接點的初始值時，可先以入口與出口的值作線性內插，通常都可以順利讓程式初始化。一旦程式順利啟動，可在程式運算到穩定狀態時，將當時的條件重新代回初始條件，如此就能完成一組穩態運轉的輸入參數。此過程可稱做重置。

超臨界水反應器是一個二環路的反應器設計，有兩個熱端管路，兩個冷端管路，基本上所有的系統都是成對的，只有一個系統例外：隔離冷凝器 (isolation condenser)，只裝在第一環路上，這是反應器發生暫態時的長期冷卻系統，在穩態運轉時不會使用到它。

程式描述的超臨界水反應器系統，有兩組完全對稱的管路，所有的組件包括：降流區(downcomer)(組件 20-26, 80-86)、爐心底部空間(lower plenum)(組件 02、04)、爐心部分(組件 15、35、55、75)、爐心頂部空間(upper plenum)(組件 98、100)、爐心上端空間(upper head)(組件 196、198)，以及水棒區(water rod)(組件 135、155、175)。爐心部分採用的組件號碼，都在 1 號到 200 號之間。

由於超臨界水反應器是對稱的，可以先描述半邊的情況，另外一半應該完全對稱。水從冷端管路進入反應器時，入口處採用分枝(branch)組件使水分流，使用分流面積的比例控制流量。通往組件 27 的流量是 90% 的水，往上流向組件 28 和組件 190，在此與另外一側進來的水混合後，向下進入水棒(組件 135, 155, 175)區。通往組件 26 的流量是 10% 的水，向下流入降流區(組件 21-25)，然後向下流入組件 04，與另外一側降流區下來的水以及水棒下來的水混合，再向上通過爐心後離開反應器。

兩個降流區之間設有流體接點，圖 4.4 為示意圖。如果系統的兩個環路有不

對稱的情形時，降流區之間就會產生環狀流(cross flow)。暫態發生時會看到此現象，在穩態運轉時理論上應看不到環狀流發生。但是建立穩態時，曾經遇到環狀流很大的現象而且沒有辦法消除。試圖尋找兩個迴路不對稱的地方，也曾經擺了極大的能量損耗係數在流體接點上以消除環狀流，但都沒有解決問題。後來嘗試改變水棒的模擬方式，從原本的一層一層的分枝(branch)組件堆疊而成，更動為管路(pipe)組件，降流區的環狀流現象就消失了。

反應器爐心一共有 145 個燃料組件，總功率為 3,575 MWt。模擬時將燃料組件分為三個區域，分別是高功率燃料(組件 75)、平均功率燃料(組件 55)、低功率燃料(組件 35)，三者皆是使用管路(pipe)組件來模擬。三者的功率比調整為 1.4:1.0:0.6。每個燃料組件之內，各有 36 根水棒。水棒的模擬方式跟燃料相同，配合燃料的分類，也分成高功率水棒(組件 175)、平均功率水棒(組件 155)、低功率水棒(組件 135)三個區域。為了模擬方便，每一個區域的水棒，是把所有的水棒合併起來，看成只有一根。水棒的組件最初是使用分枝(branch)組件來計算，但後來改成使用管路(pipe)組件模擬。

三種類別的燃料組件數目組合，原先採用較極端的 1:143:1。但發現兩個較小的水棒的水流很不穩定，高功率的水棒甚至會不斷發生逆流的現象，猜想原因是低功率與高功率水棒的總截面積太小而造成不穩定。曾嘗試調整能量損耗係數來調整流量，但無法解決問題。將三者燃料組件的數目修正為 10:125:10，使得流域面積不再有如此極端的差異時，水棒的流量就穩定了。

至於爐心流量的分配問題，根據設計參數，5%流量為爐心旁通流，剩下 95%的流量分別流入三種功率的燃料組件，可以透過調整能量損耗係數來達成。爐心三種功率的燃料組件，流量的分配可讓程式自己運算，最後檢查燃料末端水的出口溫度，若是相差很大，則再調整能量損耗係數，重新分配流量以調整出口溫度，直到結果可以接受為止。

燃料組件從底部到頂部，一共分成 11 個小段。原本的輸入參數設定是平均

分為 10 個小段。但 RELAP5/MOD3 程式在運算超臨界流體時，輸入的初始條件若剛好在超臨界水的假性臨界溫度附近，則會發生運算無法初始化的現象。把爐心分為 11 不等長的小段，可以迴避此現象。

4.2.2 爐心輸入參數：熱結構體(heat structure)

爐心部分的熱結構體，分為兩個部分；第一個部分是燃料，是本身會產生熱的結構，第二部分單純的只是熱傳導的結構。燃料部分需要描述功率的分布，圖 4.5 為超臨界水反應器爐心功率分布圖[3]。本研究選擇均勻濃縮度燃料(uniform enrichment)的功率曲線。燃料的熱結構體，採用圓柱的幾何形狀。一共有三種燃料熱結構體，分別為高功率、平均功率、低功率的熱結構體。燃料熱結構體的外部連接的是爐心部分的熱水流組件，採用一般模式熱傳導邊界，計算的方式，即採用第三章所提到一般模式的熱傳導邊界對應的經驗公式。

水棒熱結構體採用直角坐標表示。水棒熱結構體內部連接水棒的熱水流組件，外部連接爐心部分的熱水流組件，採用一般模式熱傳導邊界。爐心旁通流的熱結構體，則同時與三種功率的爐心熱水流組件相接。

4.2.3 管路部分輸入參數

管路部分的組件號碼都在 400 號到 600 號之間，其中第一迴路設定為 400 到 500 之間的數值，第二迴路的組件號碼都是第一迴路的號碼加上 100。其他的組件號碼，代表是連接處，邊界設定，單邊不對稱之組件或是其餘實驗用的組件，就沒有一定的編號法則。

第一迴路的上半部分連接爐心出口，包含了熱端管路(組件 405、415)，安全釋壓閥(safety relief valve)(組件 416)，主蒸汽隔離閥(Main steam isolation valve, MSIV)(組件 420)，蒸汽管路(steam line)(組件 425、427)。水經過蒸氣管路後，通往兩個迴路的結合處(組件 760)，再通過渦輪機停止閥(turbine stop valve)，最後進入當做邊界的渦輪機(turbine)(組件 770)。

第一迴路的下半部接著爐心入口，包含了冷端管路(組件 450、455)，兩個主要冷卻水泵(Main coolant pump, MCP)(組件 465、485)，飼水槽(Feedwater tank)(組件 495)。

超臨界水反應器的飼水槽，儲存了很大的水量，以降低飼水系統跳脫時的衝擊。主要冷卻水泵在設計上有很大的慣性，可以在泵的動力喪失時，靠著慣性將飼水槽的水在短時間內打進爐心。另外一項特殊設計為壓力平衡管路(Pressure balance line)(組件 497)，連結飼水槽頂部與熱端管路。壓力平衡管路在爐心發生暫態時，可提供再循環效果(recirculation)，此組件在穩態分析時，暫時不予考慮。

4.2.4 控制系統

目前程式輸入參數中描述的超臨界水反應器，其實只有反應器壓力槽與一部分外圍管路，目前為止尚未使用到複雜的控制系統。進行穩態的運算時，將控制系統簡單處理，讓所有的閥按照原本的狀態不動即可。

4.3 穩態建立結果

重要控制體積的穩態壓力列於表 4.1。反應器爐心的壓降為 19.2 psia，與設計參數 21.75 psia 相差不遠。設計參數中僅指出反應器在 25 MPa 之下運轉(3,625.9 psia)，卻沒有細部的設計參數。根據程式的穩態結果，各部分的壓力值如表所示。這些壓力的結果，其實是可以透過調節能量損耗係數來修正的，但是壓力與流量、溫度息息相關，改變一個條件，其他的條件也會跟著改變，要調整出最適合的值很不容易。

重要流體接點的穩態流量列於表 4.2。反應器的總流量是 4,063.2 lbm/s，透過能量損耗係數的調節，試圖讓程式的運算結果接近參考資料的設計參數。爐心不同燃料區域的分流部分，設計參數沒有細部資料，列出按照截面積比例

算出的流量作為參考，並與運算結果比較。這些流量本身意義不大，但透過流量的調節可以控制爐心的溫度。

重要控制體積的穩態溫度列於表 4.3。高功率燃料區的溫度差最大，低功率的溫差最低，符合預期。若是流量調整過於極端，甚至會發生高功率的溫度變化比平均溫度的變化低的不合理現象。最後出口的溫度為 939.8°F ，與設計參數 932°F 接近。

圖 4.6 為超臨界水反應器爐心上端的壓力變化圖。重置前的壓力在前 20 秒有小幅度的震盪，之後逐漸穩定。圖 4.7 為超臨界水反應器入口處的水溫變化圖。重置前的水溫有上下約 1°F 的波動，但重置後也能完全穩定。

圖 4.8 為超臨界水反應器爐心平均功率燃料區的流量變化圖，圖 4.9 為超臨界水反應器爐心平均功率燃料區的热通率變化圖，重置後的性質都能達到穩定狀態。



表 4.1 超臨界水反應器之壓力穩態結果*

名稱		參考資料設計參數	程式模擬結果
反應器爐心壓降		21.75	19.2
反應器爐心	熱端管路	運轉設計參數 3,625.9	3,582.2
	冷端管路		3,626.5
	反應器爐心上端		3,619.8
	反應器壓力槽底部		3,639.0

*單位：psia



表 4.2 超臨界水反應器之流量穩態結果*

名稱		報告設計參數	程式結果
降流區流量(向下)		203.16	206.36
降流區流量(向上)		1,828.4	1,825.2
爐心流量 4,063.2	爐心旁通流	203.16(5%全流量)	207.73
	低功率燃料區	約 266.2 (10/145)	197.47
	平均功率燃料區	約 3,327.6 (125/145)	3,279.2
	高功率燃料區	約 266.2 (10/145)	378.77
水棒流量 3,656.88	低功率水棒區	約 252.2 (10/145)	292.33
	平均功率水棒區	約 3,152.5 (125/145)	3,073.2
	高功率水棒區	約 252.2 (10/145)	284.96
熱端管路		2,031.6	2,031.6
冷端管路		2,031.6	2,031.6

*單位：lbm/s

表 4.3 超臨界水反應器之溫度穩態結果*

名稱		進口溫度	出口溫度	溫度差
爐心溫度	爐心旁通流	624.6	638.3	13.7
	低功率燃料區	633.0	899.0	266.0
	平均功率燃料區	636.2	1,026.5	390.3
	高功率燃料區	635.2	1,090.5	455.3
爐心出口溫度		939.8 (報告設計 932)		

*單位：°F



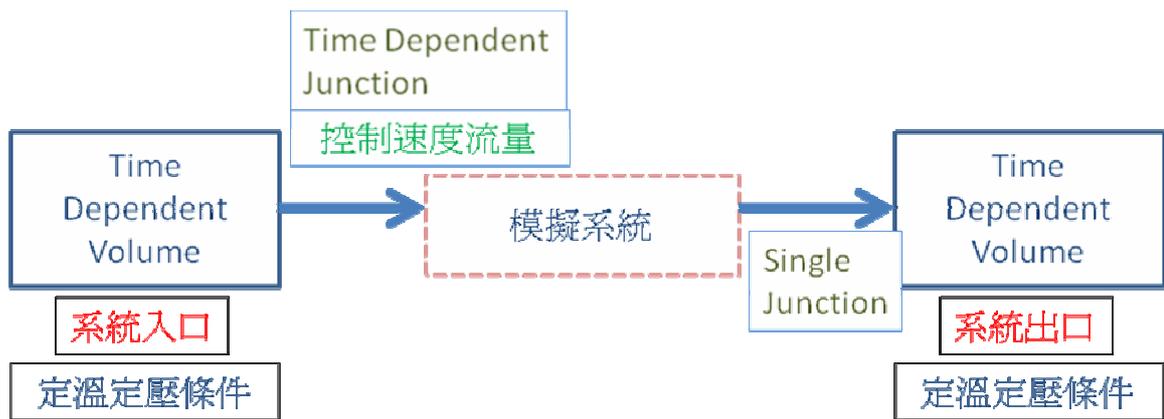


圖 4.1 RELAP5/MOD3 程式系統輸入參數法

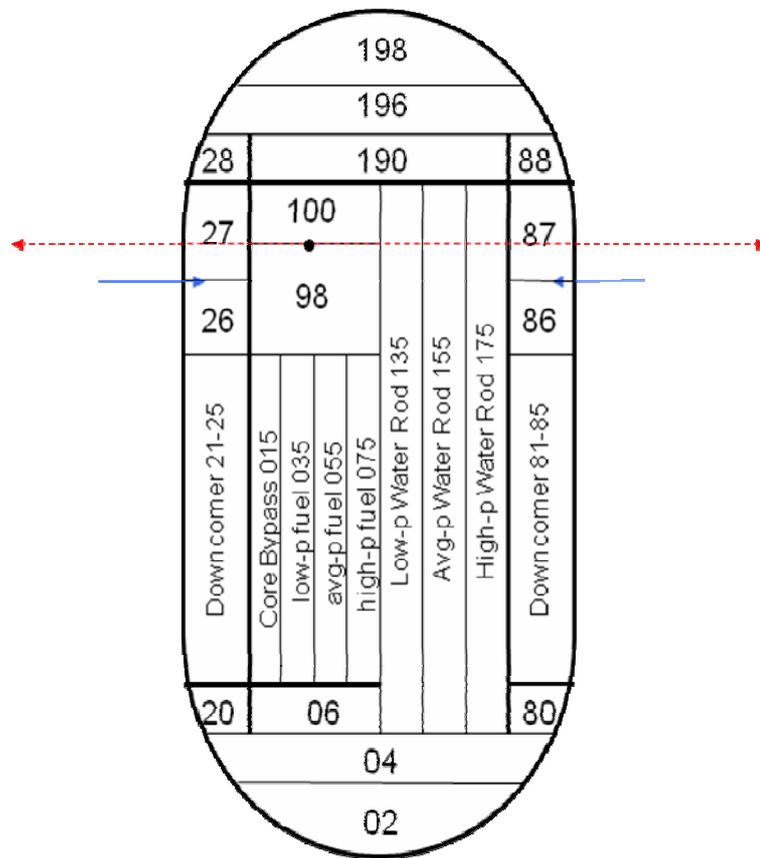


圖 4.2 超臨界水反應器壓力槽之 RELAP5/MOD3 模型

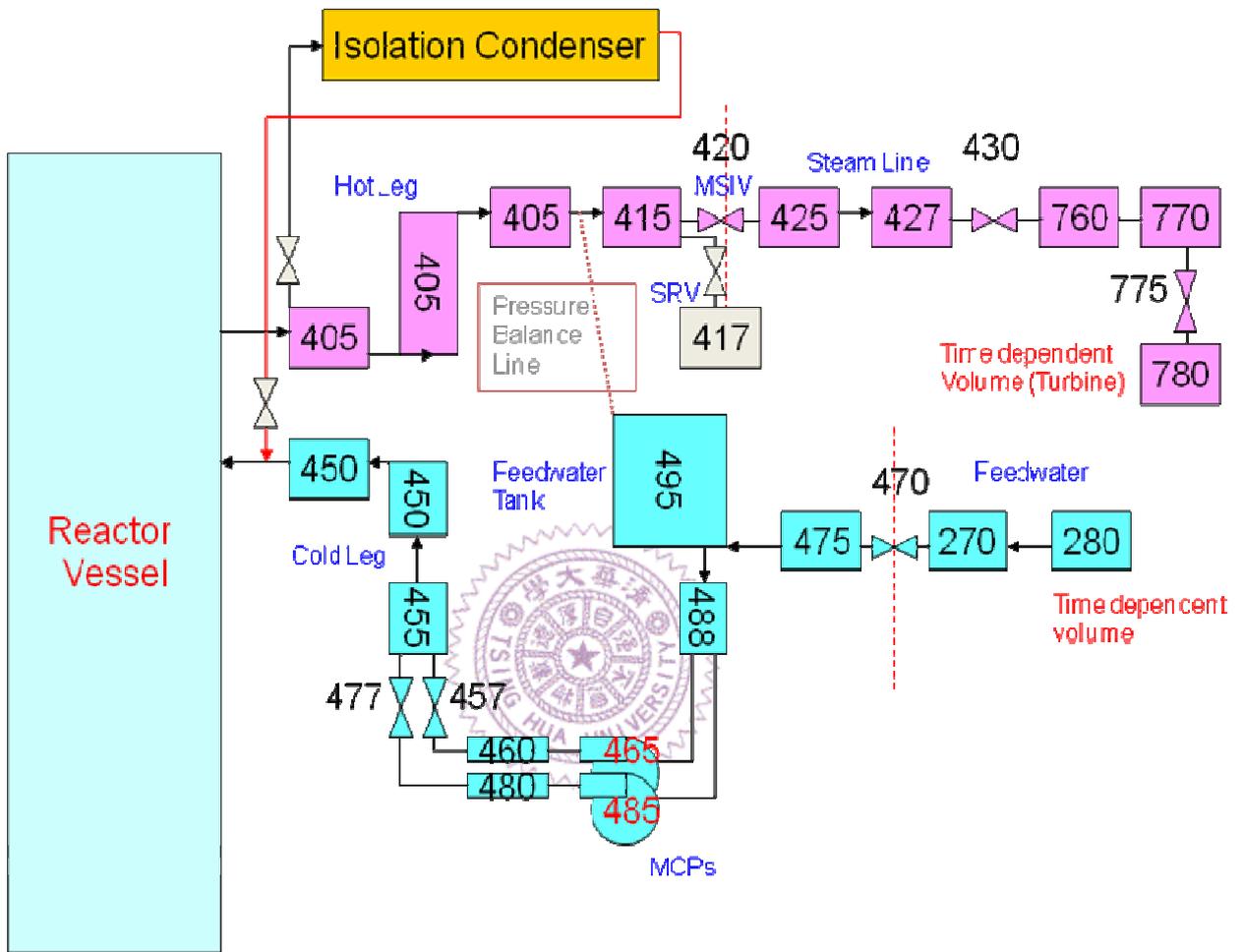


圖 4.3 超臨界水反應器管路部分之 RELAP5/MOD3 模型

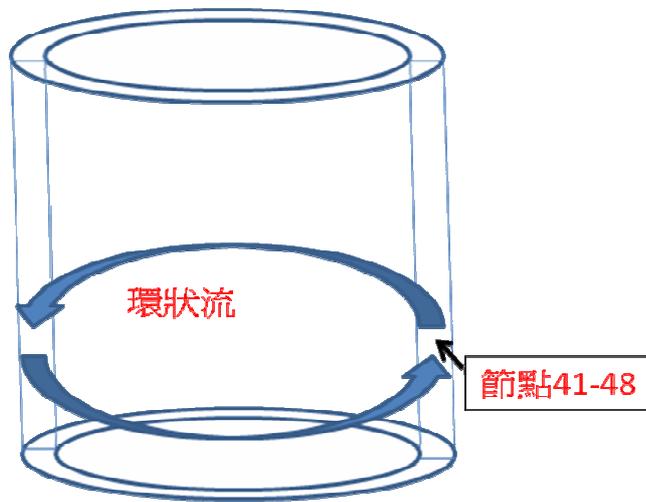


圖 4.4 降流區環狀流示意圖

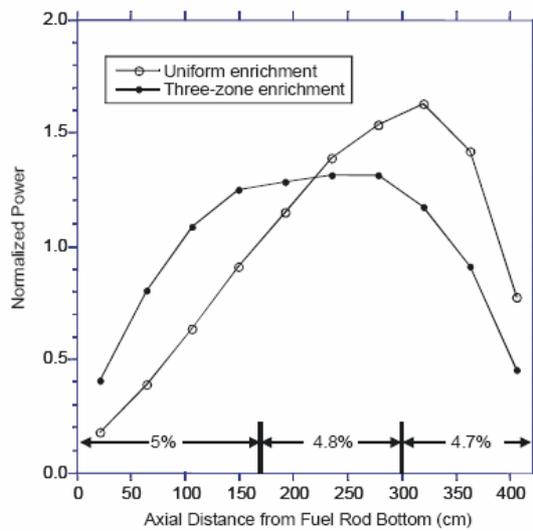


圖 4.5 超臨界水反應器爐心功率分布圖

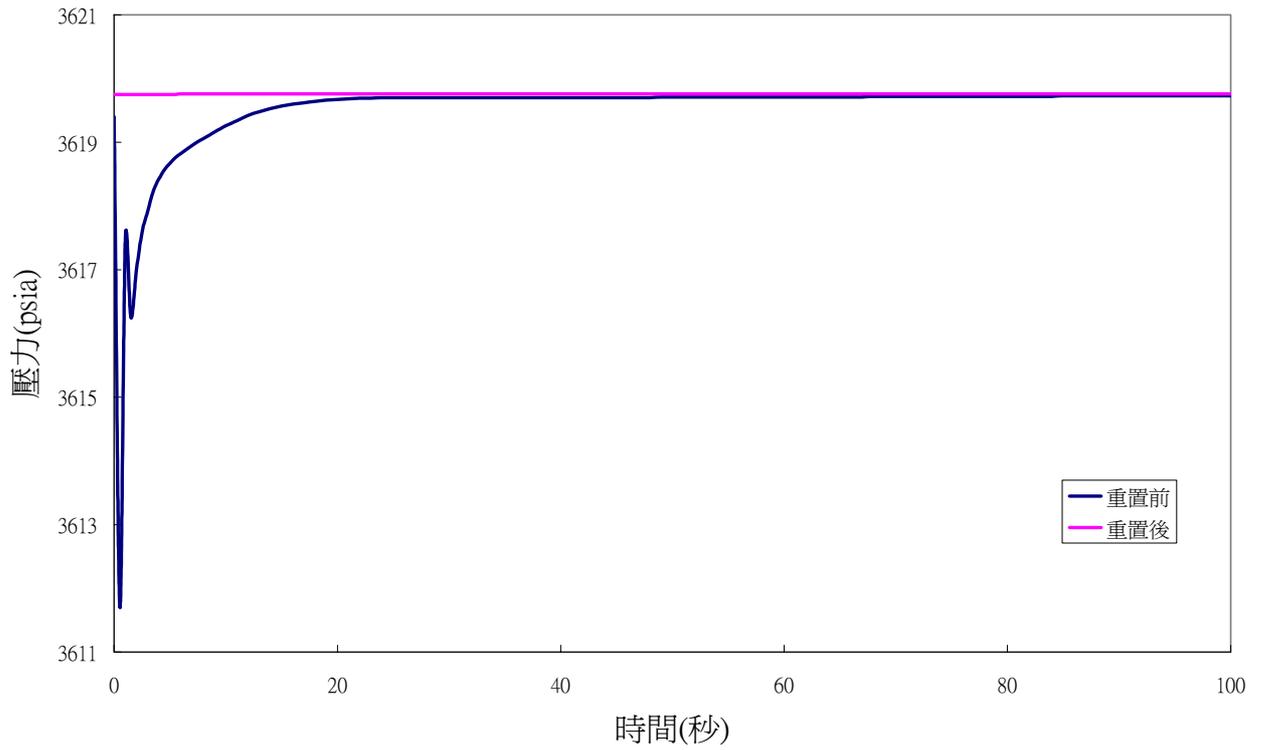


圖 4.6 超臨界水反應器爐心上端空間壓力變化圖

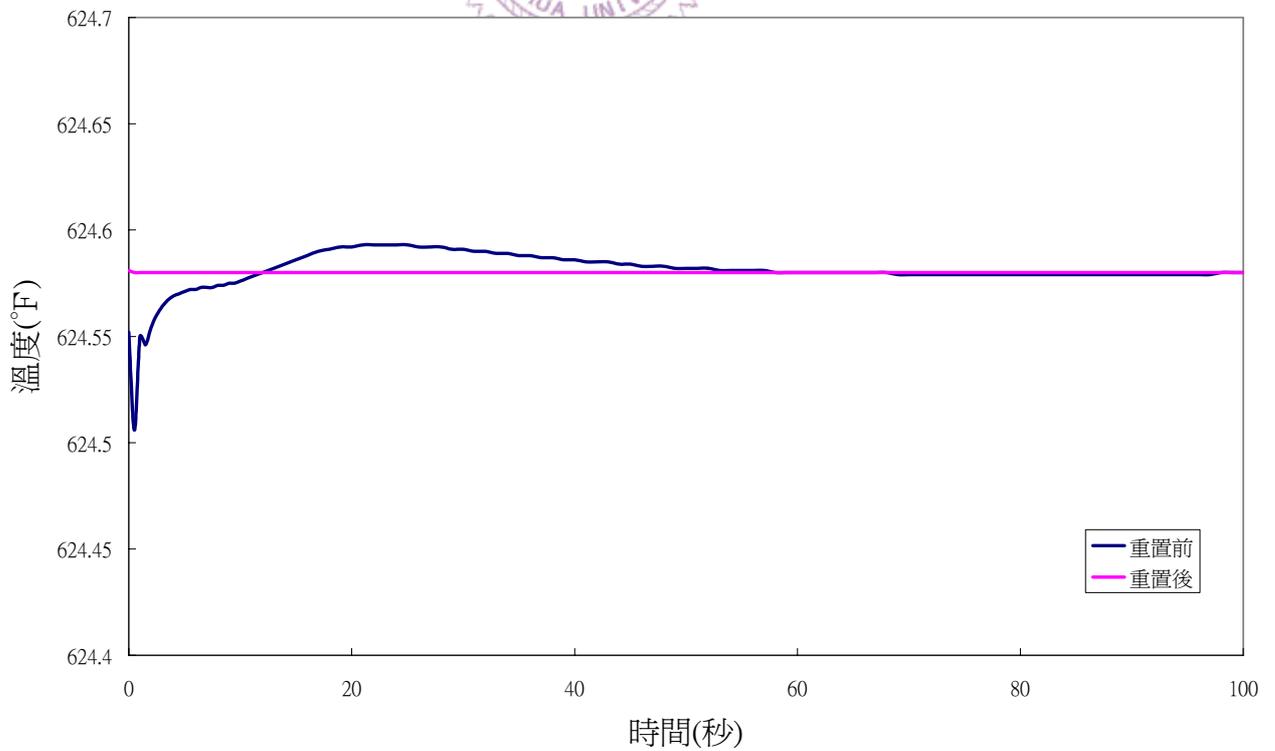


圖 4.7 超臨界水反應器爐心入口處水溫變化圖

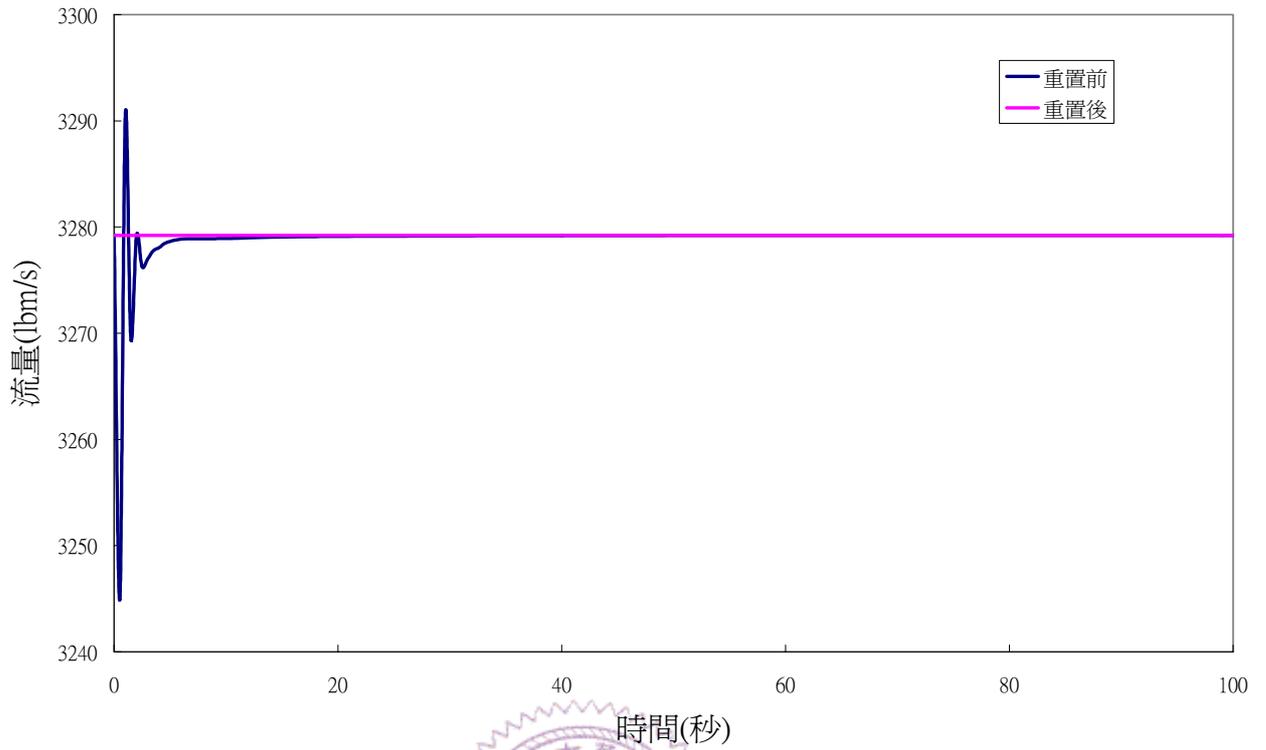


圖 4.8 超臨界水反應器爐心平均功率燃料區中心流量變化圖

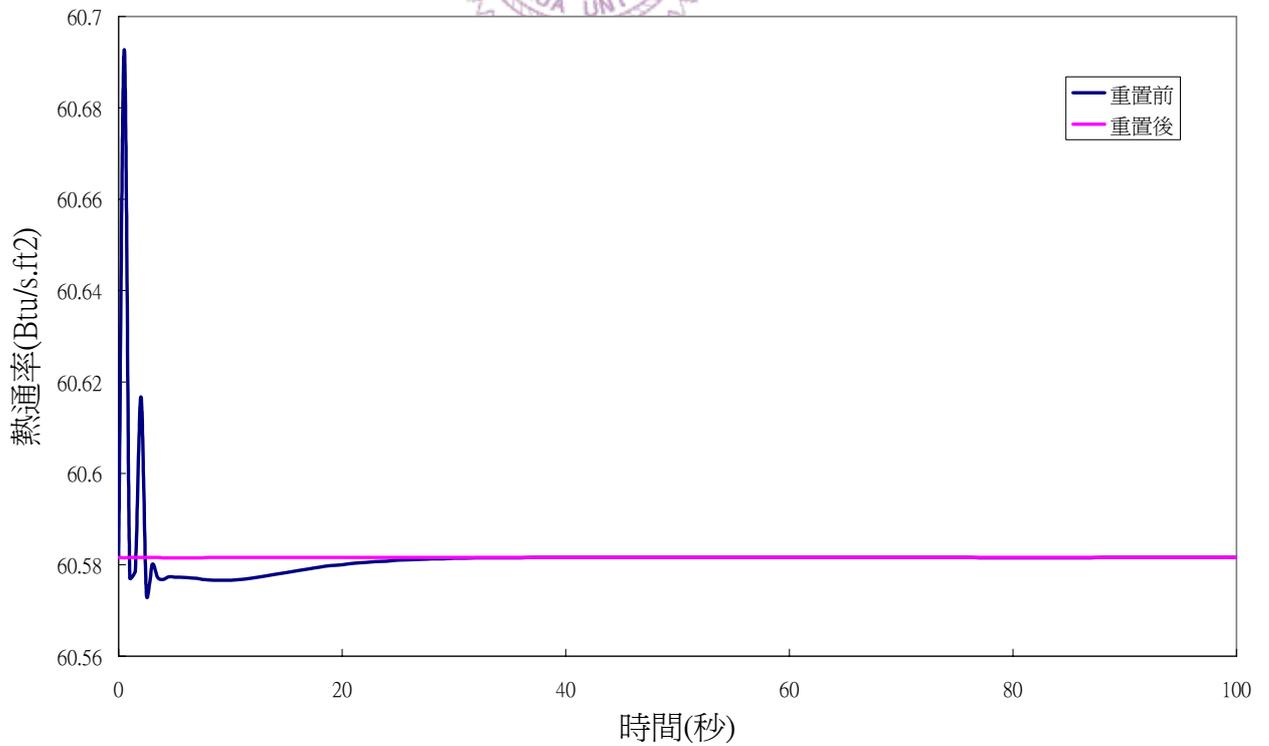


圖 4.9 超臨界水反應器爐心平均功率燃料區中心熱通率變化圖

第五章 超臨界水反應器之暫態分析

5.1 超臨界水反應器之暫態

超臨界水反應器的系統與運轉環境，與傳統的壓水式電廠與沸水式電廠有許多差異，因此暫態分析所探討的問題更為複雜。本研究沒有輸入反應器動力學的參數，故本研究僅探討與反應度無關的暫態問題。

由於超臨界水反應器的爐心流體熱焓變化量很大，反應器對於流量變化非常敏感，爐心流量若稍有減少，就可能導致燃料溫度迅速上升，造成部分燃料護套因過熱而破損，有放射性物質外釋的風險。本研究將針對爐心流量變化而造成爐心內部重要參數的改變進行探討，選擇分析喪失主要飼水暫態(Loss of Main Feedwater, LOMF)。

喪失主要飼水暫態是超臨界水反應器所面臨最關鍵的問題。此暫態不但會導致爐心流量喪失，還會使爐心燃料缺乏水的覆蓋。若以傳統的沸水式反應器來類比，相當於飼水無法流入反應器，加上再循環泵同時失效，此現象導致爐心流完全喪失，熱焓快速上升。超臨界水反應器的爐心本身含水量比沸水式電廠還要小，此問題將更加嚴重。

超臨界水反應器最初的構想，採用的是自然對流的設計，為被動(passive)的系統，但分析結果顯示，原先的設計無法克服喪失主要飼水暫態產生的危機，因此加入了主要冷卻水泵、飼水槽、壓力平衡管路等短期(short-term)的安全系統，以及長期(long-term)安全系統隔離冷凝器。短期安全系統的目標，是在跳機後幾十秒內供應爐心充足的流量，使爐心燃料溫度控制在安全範圍之內，而長期安全系統將持續移除爐心產生的衰變熱。

圖 5.1 為超臨界水反應器安全系統的簡圖。飼水槽位於冷端管路上，儲存了大量的水。反應器在穩態運轉時，主要飼水泵先將水打入飼水槽中儲存，然後主要冷卻水泵再抽取飼水槽的水打進爐心，飼水槽的水量將維持穩定。發生暫

態時，若飼水泵跳脫導致飼水無法源源不絕的進入飼水槽，飼水槽內部仍有足夠的水量供應緊急狀況使用。

主要冷卻水泵位於冷端管路上，在飼水槽的下游處，穩態運轉時的功能是將飼水槽內的水穩定的打進爐心。超臨界水反應器的主要冷卻水泵設計有很大的慣性，當發生暫態導致冷卻水泵跳脫時，仍然可以把飼水槽的水帶進爐心。

壓力平衡管路連接於熱端管路與飼水槽之間。穩態運轉時，壓力平衡管路維持飼水槽的頂端壓力與熱端管路一致，並透過特殊設計讓管路兩端的流體接觸面積最小化，避免不穩定因素發生。暫態運轉時，壓力平衡管路可使爐心流量產生再循環的效果。

隔離冷凝器位於爐心上方 10 公尺處，入口接在熱端管路上，出口接在冷端管路上。冷凝器全長 10 公尺，總共是由 300 根內直徑 1.2 公分的細管組成，管路呈 5 度角向下延伸，有利於自然對流。管路內部為一次側，為超臨界流體之流徑，管路外部為二次側，採用常溫常壓的水槽，為熱交換使用。爐心衰變熱利用此系統，透過水沸騰與汽化的機制把熱散入大氣之中，達到長期移除衰變熱的目的。

5.2 暫態預期反應與模擬方法

本研究模擬的情況為：超臨界水反應器的電廠系統因故喪失動力來源，導致主要飼水泵與主要冷卻水泵皆跳脫，並造成反應器跳機。主要冷卻水泵雖然跳脫，但保有足夠的慣性，將飼水槽的水繼續打入爐心。然而此時沒有飼水持續進入飼水槽，飼水槽的水量開始減少，主要冷卻水泵也隨著時間逐漸喪失打水的能力。反應器跳機後仍然不斷產生衰變熱，因此進入爐心的水量變少時，有可能造成爐心內部燃料的溫度不斷升高。本研究希望觀察爐心燃料在數十秒內的溫度變化，是否有快速升高的現象。

上述暫態為短期的反應，若短期的暫態能夠被暫時控制住，長期的安全系統會持續的移除衰變熱。然而在進行隔離冷凝器的建立過程中，由於一次側與二

次側的流體性質相差過於懸殊，程式的熱傳模式計算極不穩定，無法順利運算。因此本研究把注意力集中在短期的暫態反應上。

短期暫態模擬有三個主要的部分，反應器爐心跳機後的功率曲線，主要冷卻水泵跳脫的降轉曲線(coast down curve)，以及主飼水泵跳脫後的流量。主要冷卻水泵採用 RELAP5/MOD3 程式中內建 Westinghouse 公司所設計的泵參數，而主飼水泵以依時流體節點直接輸入流量來模擬。

最初進行暫態分析之 RELAP5/MOD3 程式輸入參數中，初始的設定如下：反應器跳機後的爐心功率，使用功率表的型式輸入，而模擬主飼水泵的依時流體節點，則假設沒有流體流出。根據以上暫態初始條件設定的程式在運算時卻頻頻出錯，在檢查程式輸出檔(output file)追蹤錯誤時，發現此系統不夠穩定，容易出現熱力性質上的錯誤，尤其是爐心部分熱水流組件的壓力、水溫、熱通率等物理性質常出現劇烈的反應，導致程式無法順利運算，僅能維持不到 2 秒鐘的運算時間。

為了避免上述現象發生，必須將系統適度的簡化，做法是把不穩定的爐心獨立出來。先行計算整個主冷卻水泵降轉流量，在爐心的入口處使用依時流體節點直接輸入計算出的流量變化，此方法可避免冷端管路可能產生的不穩定性，把焦點放在爐心內部的情形。爐心出口處則讓程式自行運算即可。

5.3 暫態分析結果

受限於 RELAP5/MOD3 程式中熱傳模式的缺陷，本案例以簡化的方式進行分析，觀察在停機後數十秒之內，降轉的冷卻水泵是否有能力提供充分的水，將停機後的衰變熱移除，使燃料護套的溫度不至於超過法規 840°C (1544°F)。

圖 5.2 是喪失主要飼水後爐心的功率與流量規一化後的比較圖。在第 0 秒時反應器跳機，同時主冷卻水泵跳脫，爐心功率與進入爐心的流量同時下降。一開始功率衰減的速度很快，但 6 秒鐘以後就以 7% 的原功率值穩定下來。

此暫態分析雖然經過上述的修改與簡化，已經大幅增加了運算的時間，卻仍

然無法克服程式中熱傳模式缺陷的影響，只能運算到 46.63 秒就停止。以下所述為所選擇之暫態結果，可見到部份的暫態反應，以及最後異常的中止現象。

圖 5.3 是爐心內部燃料護套的最大溫度變化。在 5 秒之內，燃料護套的溫度有短暫的上升到約 1400°F，但隨即被冷卻到約 800°F，在此假設條件下的暫態，不會發生燃料護套超過限值的狀況。

此暫態的結果並不完全，由於進入爐心的流量將不斷的減少，導致衰變熱無法完全移除，此時燃料護套的溫度理論上會繼續上升，但已經看不到這部份的反應。最後程式中止在一個溫度忽然往下掉的地方。圖 5.4 是爐心出口水溫的變化，趨勢與燃料護套溫度大致相同。

圖 5.5 是爐心入口處的流量變化圖，剛開始可見爐心流量逐漸的下降，直到 40 秒之後，流量忽然急劇的上升。

圖 5.6 是爐心上端空間的壓力變化圖，剛開始溫度變化不大，但最後的結果卻有劇烈的反應。

上述參數計算到了最後，發生了嚴重的謬誤，然而謬誤一定有引起的原因，必須尋找最初的錯誤進行修正，才有機會解決問題。使用 RELAP5/MOD3 程式運算超臨界水反應器，卻遇到程式本身不穩定性與熱傳模式缺陷所造成的問題。日後欲進行超臨界水反應器的分析，使用熱傳模式較完善的 RELAP5-3D 程式是較好的選擇。

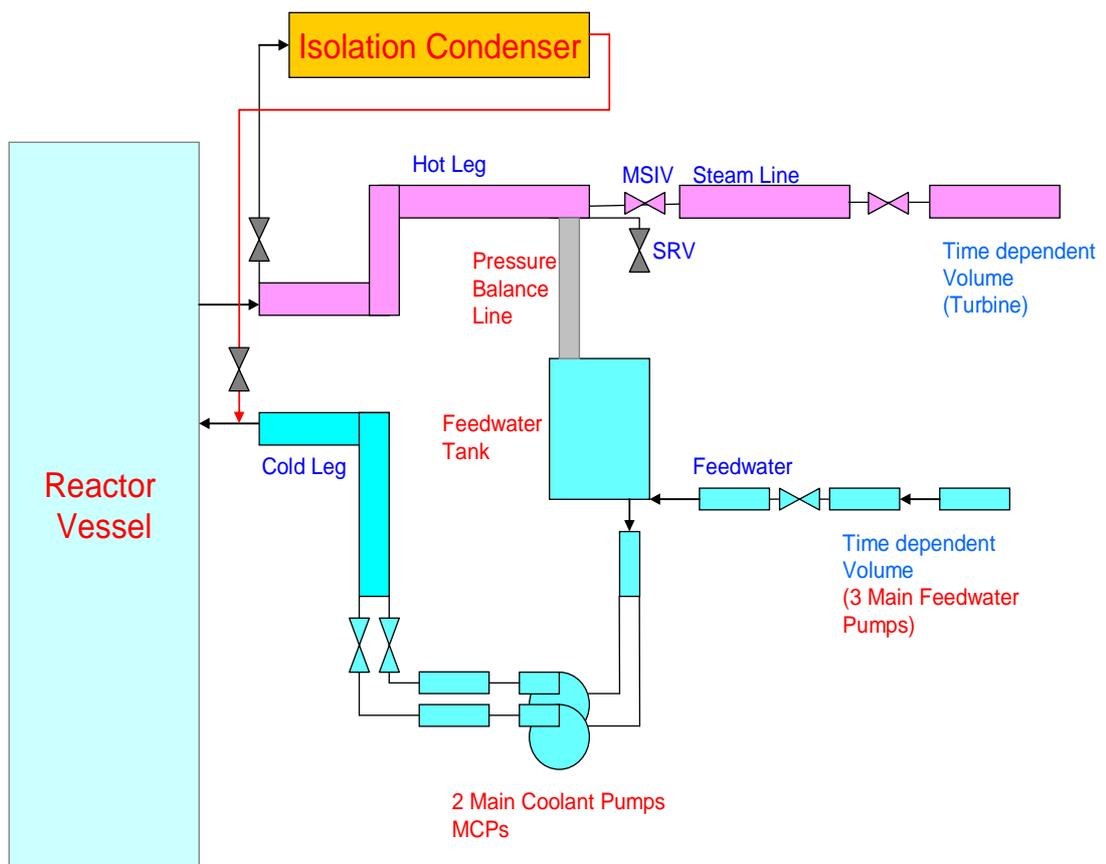


圖 5.1 超臨界水反應器安全系統簡圖

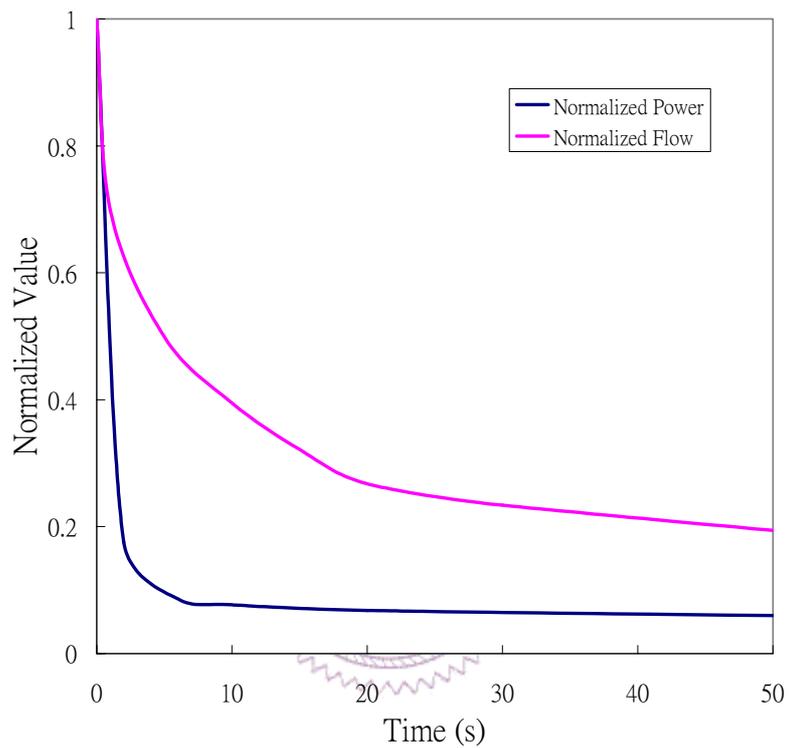


圖 5.2 喪失主要飼水暫態爐心功率與流量規一化比較圖

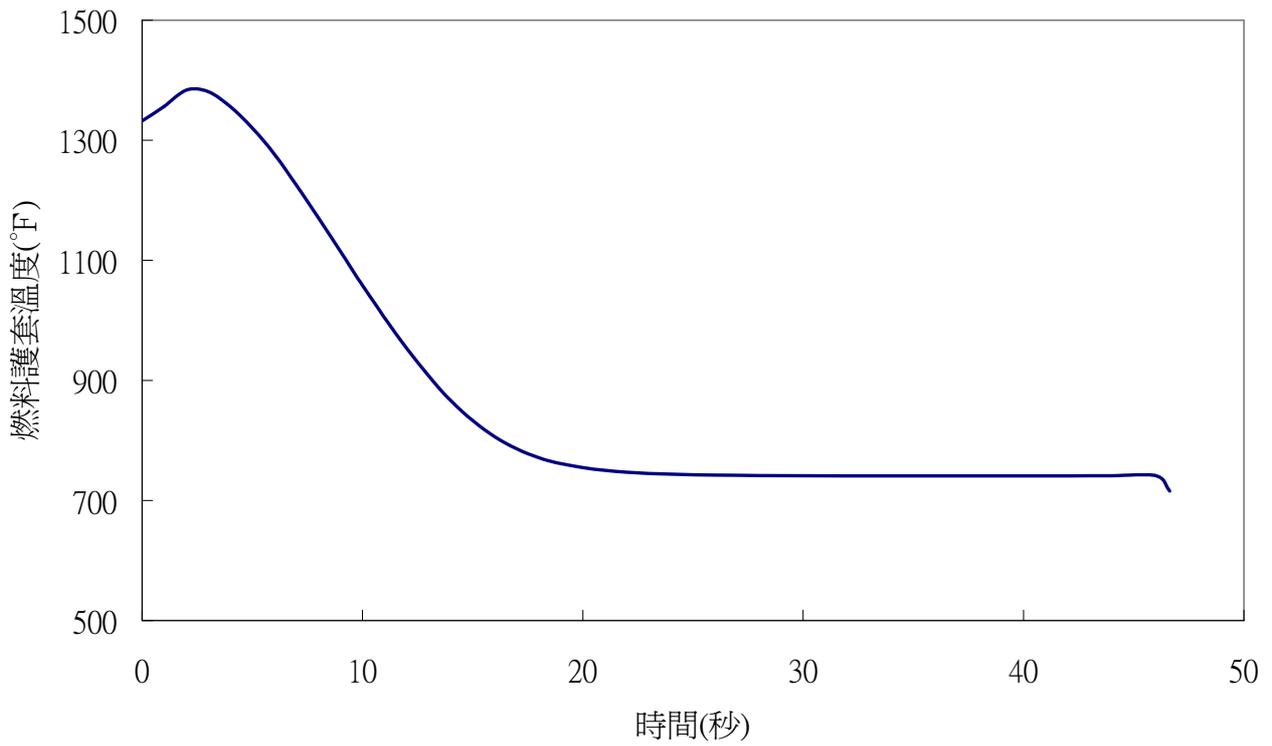


圖 5.3 喪失主要飼水暫態最大燃料護套溫度變化圖

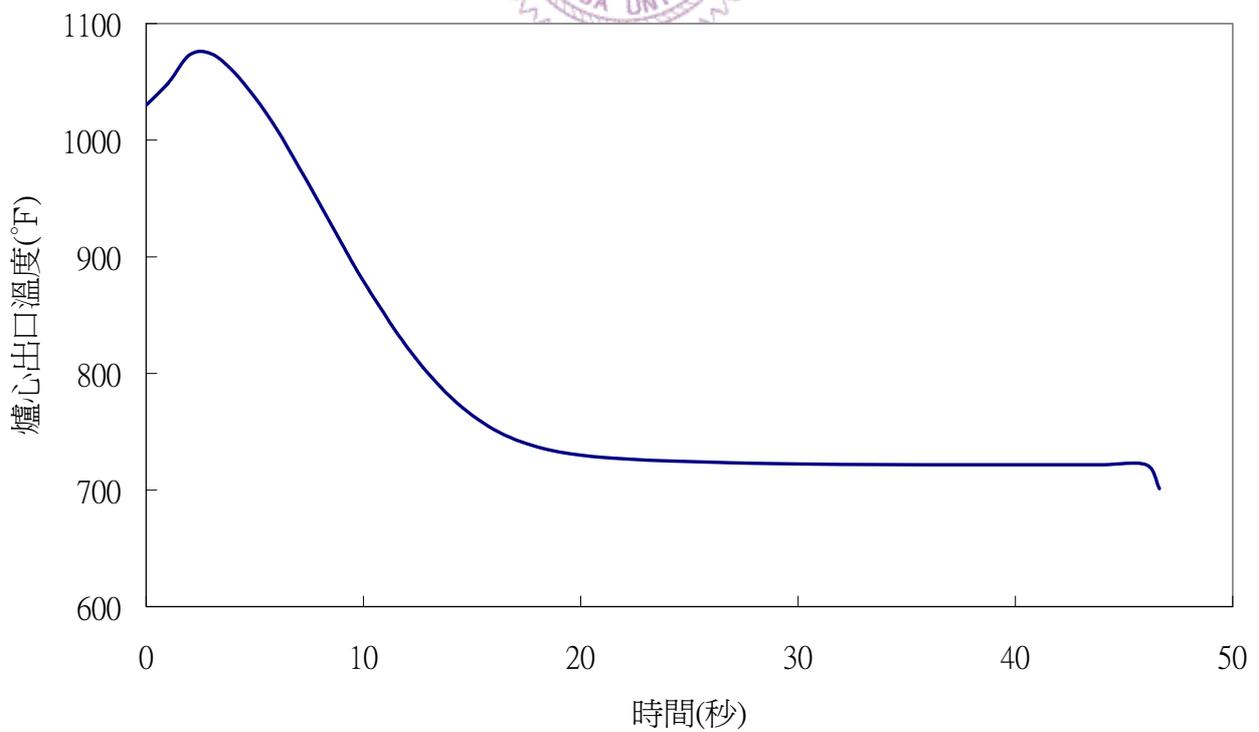


圖 5.4 喪失主要飼水暫態爐心出口水溫變化圖

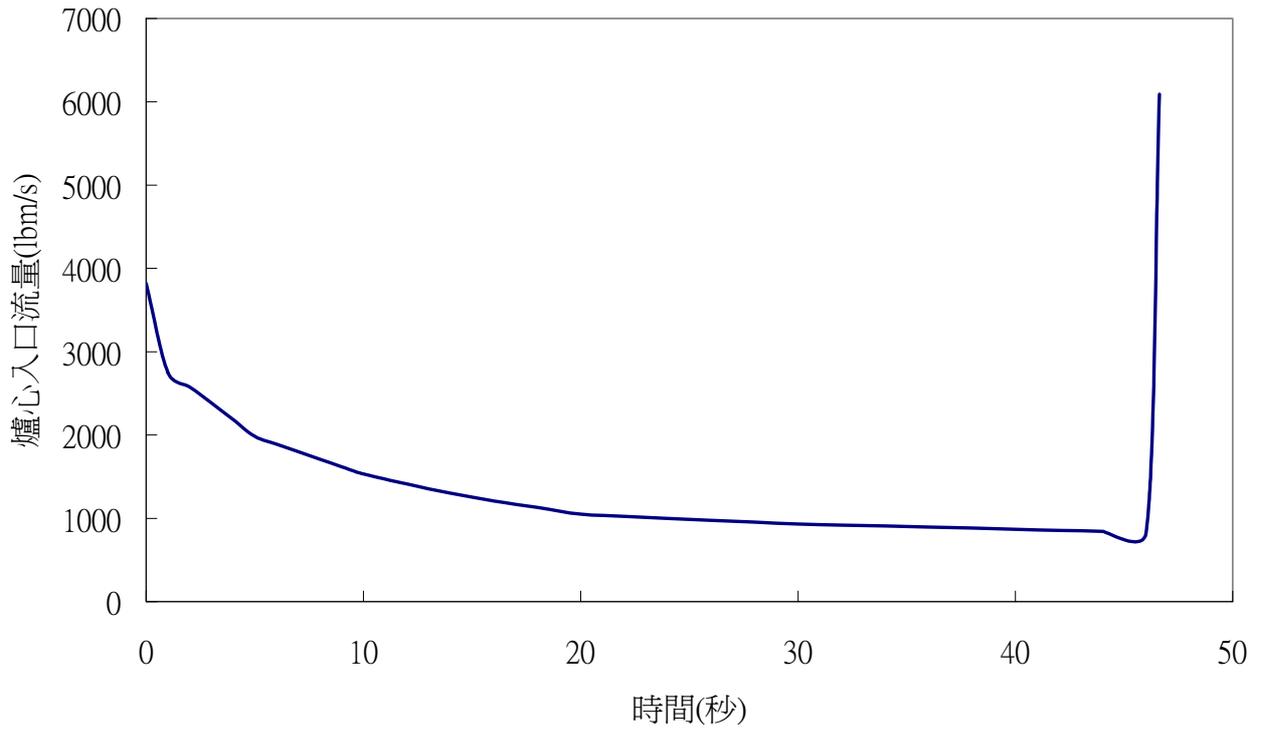


圖 5.5 喪失主要飼水暫態爐心入口流量變化圖

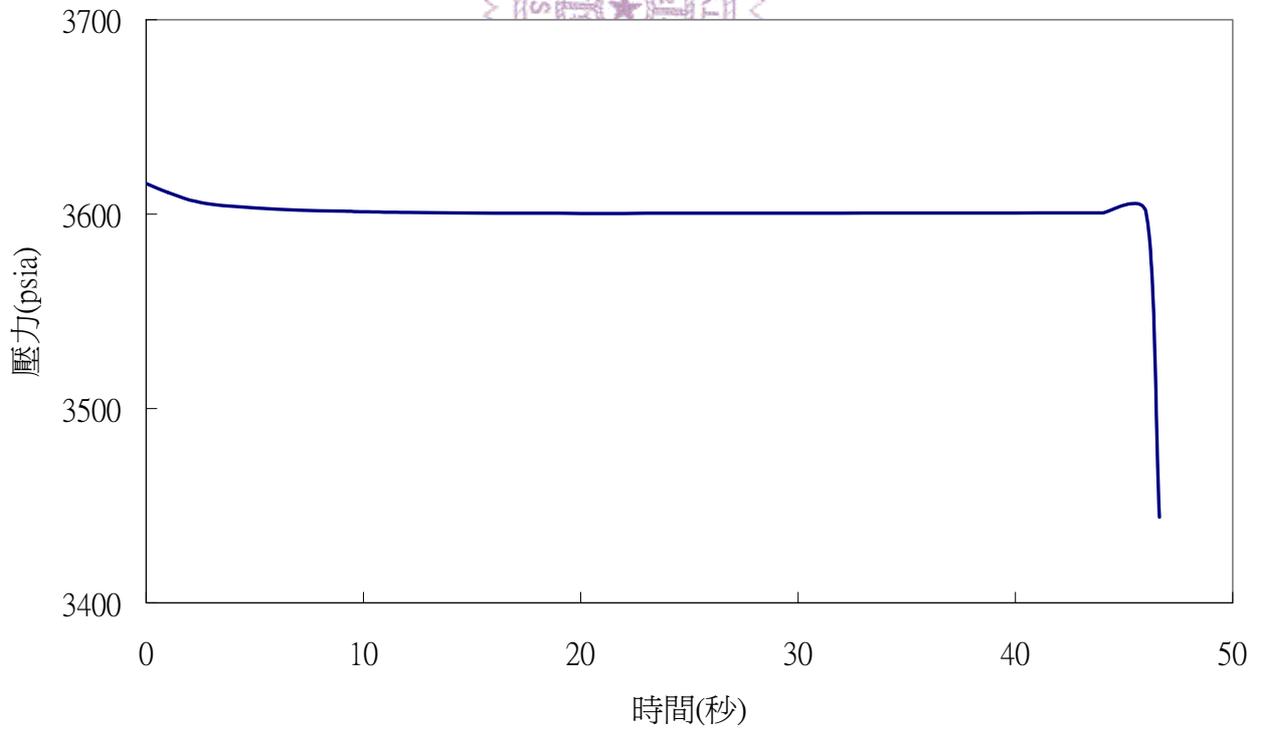


圖 5.6 喪失主要飼水暫態爐心上端空間壓力變化圖

第六章 結論

超臨界水反應器之穩態輸入參數建立運算結果顯示，反應器穩態運轉參數大致符合參考資料提供之設計參數值。暫態分析僅針對喪失主要飼水的案例進行簡單的分析，在本案例設計的情況下，短期內可滿足燃料護套最大溫度不得超過 840°C 的法規限制，但是程式無法完整計算後續的發展，無法對往後的情形做出預測。

由於 RELAP5/MOD3 程式熱傳模式的限制，暫態分析無法更精確的描述整個系統狀態。本研究的最終目標，希望採用熱傳運算模式較完善的 RELAP5-3D 程式重新驗證結果，並進行進一步暫態運算與分析。



參考文獻

1. Gen-IV annual report 2007
2. *I.L. Pioro, H.F. Khartabil, R.B. Duffey*, “**Heat transfer to supercritical fluids flowing in channels – empirical correlations (survey)**,” Nuclear Engineering and Design, 230 (2004) 69-91
3. *Philip MacDonald, Jacopo Buongiorno, James W. Sterbentz, Cliff Davis, Robert Witt* **Feasibility Study of Supercritical Light Water Cooled Reactors for Electric Power Production**, INEEL/EXT-04-02530, January, 2005
4. NIST 化學資料庫網站位置：
<http://webbook.nist.gov/chemistry/fluid/>
5. *Jacopo Buongiorno, Philip E. MacDonald*, “**Progress report for the FY-03 generation-IV R&D activities for the development of the SCWR in the U.S.**” INEEL/EXT-03-01210, September 30, 2003
6. *Cheng, X., Liu, X.J., Y.H. Yang*, “**A mixed core for supercritical water-cooled reactors**,” 3rd Int. Symposium on SCWR, March 12-15, 2007, Shanghai, China
7. *Chow, C.K., Khartabil, H.F.*, “**Fuel channel designs for CANDU-SCWR**,” 3rd Int. Symposium on SCWR, March 12-15, 2007, Shanghai, China.
8. *Jan Hofmeister, Eckart Laurien, Andreas G. Class, Thomas Schulenberg*, “**Turbulent mixing in the foot piece of a HPLWR fuel assembly**,” Proceedings of GLOBAL 2005, Tsukuba, Japan, Paper No. 066
9. *James H. Rust*, “**Nuclear Power Plant Engineering**,” Haralson Pub Co, June 1979
10. Yunus A. Cengel, Michael A. Boles, “**Thermodynamics: An engineering approach**,” 4th ed., McGraw-Hill, 2002
11. RELAP5/MOD3.3 Manuals, NUREG/CR-5535/Rev P3-Vol VIII
12. RELAP5/MOD3.3 Manuals, NUREG/CR-5535/Rev P3-Vol IV
13. RELAP5/MOD3.3 Manuals, NUREG/CR-5535/Rev P3-Vol II