

行政院原子能委員會  
委託研究計畫研究報告

圍阻體在冷卻水流失事故下溫壓反應

Temperature and pressure responses in containment during LOCA condition.

計畫編號：1022001INER007

受委託機關(構)：清華大學

計畫主持人：白寶實

聯絡電話：03 571 5131#42673

E-mail address：[bspei@hotmail.com](mailto:bspei@hotmail.com)

核研所聯絡人員：

報告日期： 102 年 11 月 30 日

## 目錄

摘要.....	1
ABSTRACT.....	3
壹、計畫緣起與目的.....	5
貳、研究方法與過程.....	7
一、MARK-III 型圍阻體系統.....	8
(一)、一次圍阻體介紹.....	8
(二)、二次圍阻體介紹.....	12
二、GOTHIC 程式介紹.....	15
三、MARK-III 型圍阻體模式架構.....	22
(一)、冷卻水流失事故(LOCA)描述.....	22
(二)、核電廠溫壓分析模式架構.....	26
(三)、類福島事故下氫氣擴散模擬.....	29
參、主要發現與結論.....	37
一、溫壓分析結果.....	37
(一)、主蒸汽管路斷管分析結果.....	37
(二)、再循環管路斷管分析結果.....	43
二、核能二廠 MARK-III 型圍阻體氫氣擴散濃度分析.....	50
三、結論.....	56
參考文獻.....	58

## 中文摘要

圍阻體為核能電廠阻擋放射性物質外釋重要屏障之一，須能承受事故發生時所造成之壓力與溫度變化尖值之衝擊，以確保其完整性。由於大型破口冷卻水流失事故將會給予圍阻體系統較大負載，因此本研究選定冷卻水流失事故(LOCA)中的大破口失水事故為標的，進行模擬分析。

當 LOCA 發生時，爐心將會因為大量冷卻水流失而裸露，由鋳合金製成的燃料護套將會與水蒸汽激烈作用，進而產生氫氣，當氫氣擴散進入圍阻體後，會有氫爆的疑慮。因應福島事故的發生，本研究也額外針對核能電廠內部氫氣的擴散與分佈情況進行分析，以期能夠漸進式的建立國內圍阻體的整體安全模式分析流程與方法，希冀更進一步提升國內安全分析的能力。

本研究針對 LOCA 事故下之圍阻體溫壓分析結果與 FSAR 比對，雖略有差異，但在時變趨勢上與其物理現象均有合理之解釋。由分析結果得知，在單一事故假設下，圍阻體之完整性安全無虞。針對核能二廠 MARK-III 型圍阻體氫氣擴散濃度分析結果顯示，GOTHIC 程式預測在嚴重事故發生後的 35,000 秒，樓層 1 的氫氣濃度峰值超過 %，圍阻體會有氫爆威脅，但濃度超過限值的時間很短。樓層 2 到樓層 4 氫氣濃度皆在氫爆限值以下。若事故發生操作人員有對爐心進行任何補水動作，或是反應器廠房預先設置氫氧再

結合裝置，應可保燃料與電廠安全無虞。

## **Abstract**

The loss of coolant accident (LOCA) is an important design basis accidents (DBA) for the nuclear power plants, because it may challenge the containment structure integrity and let the fission products released to the environment. This thesis has investigated the main steam line break and the pump suction rupture of the cold leg for the Maanshan nuclear power plant in which the large dry containments are utilized. The containment must withstand the peak pressure and temperature caused by the LOCA.

When a LOCA (Loss of Coolant Accident) occurs, the reactor core will be uncovered. Interaction between steam the fuel cladding will produce great amount of hydrogen. High concentration of hydrogen gathering inside the reactor building will induce explosion, just like the Fukushima accident. The containment integrity could not be maintained thereafter, and the radioactive substances leaked to outside environment.

In conclusions, the calculated results are consistent with the FSAR data. It should be noted that the peak values of the containment temperature and pressure is lower than the designed values, so the containment structure integrity can be maintained. In hydrogen simulation, The GOTHIC code predicts that the first floor of the reactor

building in Kuosheng nuclear power plant is going to have more than % concentration of hydrogen at 9.7 hours after accident, and poses the hydrogen explosion possibility thereafter. Therefore, passive hydrogen concentration eliminating devices should be built and implemented at the first floor location to avoid the hydrogen explosion to occur.

## 壹、計畫緣起與目的

過去數十年來，人類經濟活動耗用大量化石燃料，導致溫室氣體在大氣中的濃度大幅提高，進而改變大氣結構。隨著大氣層中增加了大量的溫室氣體，使地球表面如覆蓋在溫室之下，造成全球氣溫逐漸升高，即所謂的「溫室效應」。除了日漸加遽的高溫效應外，氣候變遷等大自然反撲的問題也是我們所要面對的。

本研究針對核能二廠 Mark-III 圍阻體進行完整性之安全分析。圍阻體為核能電廠阻擋放射性物質外釋重要屏障之一，圍阻體須能承受事故發生時所造成之壓力與溫度變化尖值之衝擊，以確保其完整性。所以當電廠功率提升時，必需重新進行圍阻體壓力與溫度時變分析，確認圍阻體在功率提升後其安全無虞。由於大型的冷卻水流失事故(Loss Of Coolant Accident, LOCA)會對圍阻體系統造成較大的負載，因此本研究選定冷卻水流失事故中的大破口失水事故進行模擬分析，包含主蒸氣管路斷管事故(Main Steam Line Break, MSLB)與再循環管路斷管事故(Recirculation Line Break, RLB)。

2011 年 3 月 11 日，日本福島第一核能電廠因外海強震引發海嘯，導致發生嚴重的核能事故。海嘯高度高於原先設計之電廠防嘯牆面，大量海水越過牆體並且湧入福島電廠中，破壞了海水泵與緊急柴油發電機，造成反應器爐心最終熱沉的喪失，由於反應器燃料尚有其衰變熱能，失去移熱能力後，內部冷卻水不斷被蒸發繼而造成反應器爐心裸露，燃料護套和水蒸氣產生劇烈銦水反應而釋氫，

當大量氫氣與蒸氣產生後，爐心內壓力過大，迫使安全釋壓閥(SRV)開啟將蒸氣與氫氣一起洩壓到抑壓池，釋入液壓池蒸氣會被冷凝，而氫氣不會，因此氫氣從抑壓池逸出分別往一次圍阻體與反應器廠房(二次圍阻體)中擴散，並在反應器廠房(二次圍阻體)之上方累積。當氫氣在反應器廠房中累積達一定濃度時就會產生氫氣爆炸造成反應器廠房崩解，致使反應器圍阻體失效，輻射物質飄散外界造成福島核能事故的嚴重化，此一事故震驚全球。

圍阻體為核能電廠安全深度防禦最後一道實體防線，其安全性不言可喻。LOCA 事故同樣會使爐心裸露並且產生類似福島事件的危險，為了避免台灣核能電廠在發生類福島事故後產生氫氣爆炸導致圍阻體損壞，本研究將第二項研究重點放置於假設核能電廠發生事故氫氣洩漏至二次圍阻體後，其濃度擴散及遷移行為之探論，而已經有利用 GOTHIC 程式針對台灣核能一廠 MARK-I 型圍阻體分析氫氣擴散行為之相關研究，因此本研究將針對核能二廠 MARK-III 型圍阻體發生類福島事故後進行氫氣擴散之濃度分析研究，並妥切處理氫爆會否發生之問題。為了最保守假設，將選定類福島事件所產生之氫氣總量作為邊界條件進行模擬分析。

本研究使用 GOTHIC 程式建立核能二廠圍阻體之分析模式，GOTHIC 程式是一具有通用性的核能電廠圍阻體熱水流分析程式，不易因為反應器或圍阻體型式不同而對其實用性產生限制，並且國際間已有許多核能電廠採用 GOTHIC 程式進行圍阻體完整性相關之分析評估工作。



## 貳、研究方法與過程

本研究使用 GOTHIC 程式建立核能二廠圍阻體之分析模式，GOTHIC 程式是一具有通用性的核能電廠圍阻體熱水流分析程式，不易因為反應器或圍阻體型式不同而對其實用性產生限制，並且國際間已有許多核能電廠採用 GOTHIC 程式進行圍阻體完整性相關之分析評估工作。有鑑於乾井(Dry Well)和抑壓池(Suppression Pool)的壓力與溫度尖值的發生時間點相差甚遠，為了得到較保守的結果，採用不同的假設條件，建立 MARK III 型圍阻體熱水流分析模式。最後將 GOTHIC 程式運算結果與核能二廠終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)<sup>[1]</sup>之數據進行比對分析，以驗證程式之正確性並探討其合理性。

本研究另外以核能二廠 MARK-III 型圍阻體為第二研究重點，將利用 GOTHIC 圍阻體分析程式建立核能二廠圍阻體之分析輸入模式，進行氫氣擴散濃度分析評估。希望能模擬 GOTHIC 程式來模擬在面積變化劇烈且多隔間之圍阻體幾何形狀下，氫氣的擴散行為。

在 MARK-III 型圍阻體系統分析模式建立上，必須清楚了解各個系統的功能、幾何構造及其設計參數。由於本研究為了得到較為保守的分析結果，採用了一些假設條件和分析模式上的簡化，本研究將主要著重於一次圍阻體內部溫壓反應與氫氣進入二次圍阻體後之行為模擬，因此反應器廠房空間結構將在本節一併介紹。

## 一、 MARK-III 型圍阻體系統

核能二廠採用奇異公司所設計發展的 BWR6 型沸水式反應爐 (Boiling Water Reactor, BWR)，其所採用的 MARK-III 圍阻體同樣為奇異公司所設計。圍阻體為 BWR 特殊安全設施((Engineered Safety Features, ESF)之一，其內部結構主要由鋼筋混凝土構成。

### (一)、 一次圍阻體介紹

MARK III 型之一次圍阻體其內部結構主要由鋼筋混凝土組成，其結構如圖 1 所示。主要設備包括乾井(Dry Well)、通洩環溝(Vent Annulus)、水平通洩管(Horizontal Vents)、抑壓池(Suppression Pool)、圍阻體(Containment)與乾井真空釋放系統(Drywell Vacuum Relief System)。

主要設計目的為防止發生事故時分裂產物的洩漏，確保廠外輻射劑量在法規限值之內，因此圍阻體必須有足夠的強度能夠承受事故所造成的暫態壓力與溫度尖值，以維持系統的完整性，並能將洩漏至乾井內的蒸氣與爐水混和物排入抑壓池進行冷凝，以便消除尖值暫態壓力與溫度，使其不超過圍阻體系統的設計值。

圍阻體系統的設備簡介如下：

- 乾井 (Dry Well)：

乾井是由平頂直立圓筒式的鋼筋混凝土所建構而成，其為支持頂部水池及乾井與反應器廠房內各項設備裝置如工作平台、單軌吊車、管架等之結構體。除可屏蔽輻射，減少洩漏至反應器廠房的輻射劑量外，還可防止內部飛射物及管路衝擊等噴射力的作用，以確保圍阻體的完整性，其本身亦是冷卻系統，可導引洩漏流體經水平通洩管至洩壓池進行冷凝。依據表 1，乾井自由空氣體積為  $\text{ft}^3$ ，與反應器廠房之壓力差設計值為  $\text{psig}$ ，溫度為  $^{\circ}\text{F}$ 。

- 通洩環溝 (Vent Annulus) :

位於乾井底部與抑壓池內側表面的圓柱形鋼筋混凝土牆為堰牆，通洩環溝則是堰牆與乾井牆間的環狀空間，其可將洩漏至乾井的流體導引至水平通洩管。依據表 1，通洩環溝高度為 呎 吋，截面積為  $\text{ft}^2$ 。

- 水平通洩管 (Horizontal Vents) :

水平通洩管之主要功能為發生 LOCA 時，導引洩漏流體排入抑壓池冷卻。在乾井下端部分，共有三排水平通洩管貫穿乾井連接至抑壓池，依據表 1，每排具有 34 支水平通洩管，共 102 支水平通洩管，每支內徑為 吋，長度為 呎。

- 抑壓池 (Suppression Pool) :

抑壓池為  $360^\circ$ 環狀水池，位於反應器廠房底部，其內具有大量池水。主要功能為當作安全洩壓閥(Relief Valve)的熱沉(Heat Sink)，或當 LOCA 發生時，可將洩漏流體進行冷凝，並且作為緊急爐心冷卻系統之水源。依據表 1，抑壓池截面積為  $\text{ft}^2$ ，高水位為 呎 吋，抑壓池水之體積為 ；低水位為 呎 吋，抑壓池水之體積為 。

- 一次圍阻體(Primary Containment)：

一次圍阻體為圓屋頂式的圓筒形混凝土結構，主要功能為防止分裂產物外洩至環境中，並能防備來自廠房內部或外來飛射物的撞擊，如管路斷裂後，洩漏流體所造成的噴射力量或是汽機葉片之撞擊等。依據表 1，圍阻體自由空氣體積為  $\text{ft}^3$ ，壓力設計值為  $\text{psia}$ ，溫度為  $^{\circ}\text{F}$ 。

- 乾井真空釋放系統(Drywell Vacuum Relief System)：

乾井真空釋放系統主要功能為避免一次圍阻體與乾井壓力差過大，維持適當壓力差，同時可防止抑壓池水逆流至乾井內。其具有一個 8 吋的氣控乾井正常真空釋放閥與二個 10 吋的馬達操作乾井緊急真空破壞閥。當發生 LOCA 時，乾井正常真空釋放閥自動隔離，而乾井緊急真空破壞閥在乾井與反應器廠房壓力差達  $-0.5 \text{ psid}$  時，自動開啟，而差壓低於  $-0.5 \text{ psid}$  時，自動關閉。

表 1、一次圍阻體系統設計參數

乾井(Dry Well)	
設計壓力(psig)	
設計溫度( $^{\circ}\text{F}$ )	
自由空氣體積( $\text{ft}^3$ )	
通洩環溝(Vent Annulus)	

高度(ft)	
截面積(ft <sup>2</sup> )	
水平通洩管(Horizontal Vents)	
數量	
直徑(in)	
長度(ft)	
總截面積(ft <sup>2</sup> )	
抑壓池(Suppression Pool)	
高水位(短程分析)	
低水位(長程分析)	
截面積(ft <sup>2</sup> )	
一次圍阻體(Primary Containment)	
設計壓力(psia)	
設計溫度(°F)	
自由空氣體積(ft <sup>3</sup> )	

## (二)、 二次圍阻體介紹

核能二廠MARK-III型圍阻體為雙重圍阻體的電廠，分為一次圍阻體(乾井)和二次圍阻體(反應器廠房)，圍阻體之結構與支援系統是用來收集與處理事故後可能由一次圍阻體洩漏的放射性物質，支援系統可在二次圍阻體內維持負壓並處理洩漏之放射性物質。二次圍阻體與相關系統必須提供緊密之防漏設計以預防放射性物質意外洩漏至外界環境。本研究主要著重於當氫氣進入一次圍阻體後之行為模擬，空間結構對氫氣行為有非常大之影響，因此一次圍阻體內空

間結構在本分析模式中將至關重要。本節將對台電公司所提供之國聖核能二廠MARK-III型圍阻體工程圖做一簡單描述。

#### 圖 2、 MARK-III 型圍阻體側面剖視示意圖

圖2為MARK-III型圍阻體之側面剖視示意圖，灰色部分為鋼筋混凝土結構，白色部分為自由空間。位於應器廠房底部藍色區域為抑壓池，其為360°環狀水池，內具有大量池水。反應器廠房下半部區域為平頂直立圓筒式混凝土結構(乾井)，此區域建構有許多混凝土材質樓層隔板，直立圓筒式乾井頂部為十字矩形結構，此結構為水池與反應器廠房內各項支援設備裝置空間，反應器廠房頂部為圓屋頂式混凝土結構，此空間內設置有工作平台、單軌吊車、管架等之結

構體。

圖 3、俯視示意圖 EL3'-0''(左圖) EL28'-9''(右圖)

圖 4、俯視示意圖 EL51'-3''(左圖) EL76'-3''(右圖)

圖3和圖4為4個不同水平高度的一次圍阻體橫截面俯視示意圖，在這4個水平高度上建構有鋼筋混凝土樓板和不銹鋼柵欄樓板，混凝土樓板會阻礙氫氣的遷移行為造成局部氫氣濃度累積，不銹鋼柵欄樓板為不銹鋼材質構成之柵欄，氫氣可以從柵欄間隙通過。圖



中藍色部分為不銹鋼柵欄樓板，灰色部分為鋼筋混凝土樓板，中間第一圈圓形部分為壓力槽，第二圈圓形部分為乾井混凝土牆壁。圖中矩形結構為乾井頂部十字型水池及反應器廠房內各項支援設備裝置空間。

## 二、GOTHIC程式介紹

GOTHIC 為由 EPRI(Electric Power Research Institute)與 NAI 公司(Numerical Applications, Inc.)所共同開發，目前國際核電業間已有許多核能電廠採用 GOTHIC 程式進行圍阻體相關之完整性評估工作，像是 Kewaunee、Grand Gulf、Catawba、McGuire、Waterford 等多家核能電廠，因應功率提升，或是替換以往之圍阻體分析程式或進行 FSAR 與運轉技術規範之更新等原因，採用 GOTHIC 程式重新進行圍阻體完整性之安全分析。

GOTHIC 程式採用常見的控制體積與接節架構進行熱水流分析，其計算模式架構如圖 5 所示。每個 GOTHIC 分析模式至少包含一個控制體積，其為流體流動的區域，另可針對需細部檢視之流場，將控制體積切割為數個次體積(subvolume)，進行簡化的 CFD(Computational Fluid Dynamics)分析，其中接節通常是作為連結兩個不同的控制體積，或是將邊界條件與控制體積相連接，一些專業設備等組件也可能會出現在接節上，當滿足設定條件時將自動開啟或關閉。

除此之外，GOTHIC 還採用了圖像使用者介面(Graphic User Interface, GUI)，如圖 6 所示，此介面較易上手並可清楚瞭解控制體積與接節之連接狀況，減少人為輸入之錯誤，為目前多數工程分析軟體之趨勢。

圖 5 、GOTHIC 計算模式架構簡圖

圖 6、 GOTHIC 之圖像化工作視窗圖

圍阻體中常見的熱流現象如圖 7 所示，包括沖放、冷凝、噴灑、

壁面熱傳等，在 GOTHIC 程式內均有相對應之模式處理，如汽液相變化、雙相臨界流與常用的熱傳模式等，此外圍阻體系統之組件如幫浦、閘門、風扇、熱交換器、噴灑器等組件、也有其對應模式處理。

### 圖 7 圍阻體中的熱流現象

在 GOTHIC 熱水流模式中，除了考慮不同相、表面、以及流體之間的質量與能量交換外，計算三種流場型態(氣體/液體/液滴)的守

恆式，依據不同的體積處理方式也有所不同。在次體積(subvolume)模式中採用較為繁複之通式守恆式，然而在積總體積(lump volume)模式中，模擬之空間較為單純，不須得知其詳細熱水流變化之情形，故其守恆式較為簡化，此外在接節與熱導體模式中，也有其相對應的守恆方程式。

- 質量守恆方程式：

在次體積模式中，質量守恆方程式如(4-1)式所示：

(4-1)

其質量守恆式考慮了對流、擴散、邊界條件、介面及設備安全係數與氫氣燃燒等因素。其中  $\phi$  代表了流體的相狀態，包含汽態、液態、液滴和冰， $\zeta$  則是代表著氣體組成，當  $\zeta = s$  時為蒸汽，當  $\zeta = n$  時則為非凝結氣體， $\Theta$  為體積多孔性， $\Psi$  為區域多孔性係數， $\alpha$  為體積比率， $\rho$  為密度， $\bar{u}$  為速度， $\bar{n}$  為單位向量， $A_f$  為液體接觸面積， $A_w$  為封閉牆， $A_I$  為介面面積， $S^c$  為通過封閉牆或是在封閉牆上作用產生的質量源項， $S^c$  則是來自與介面面積的作用， $E^c$  是由儀器安全係數所造成的質量源項，而  $C^c$  則是考慮氫氣燃燒所消耗的質量源

項。

積總體積之質量守恆方程式如(4-2)式所示：

(4-2)

為(4-1)式簡化而來，因其模擬之空間較為簡單，故將其以積總體積方式處理，其中  $A_j$  為接節面積。

能量守恆方程式：

在次體積模式中，能量守恆方程式如(4-3)式所示：

(4-3)

其能量守恆式考慮了對流與流功、熱擴散、質量擴散、邊界條件、介面源項、設備及氫氣燃燒等因素。其中  $h$  為熱焓， $ke$  為動能， $D^e$  為熱擴散係數， $s^e$  是來自與牆壁作用產生的能量源項， $S^e$  則是與介面面積作用之能量源項， $E^e$  為設備的能量源項， $C^e$  則是氫氣燃燒

產生的能量源項。

積總體積之能量守恆方程式如(4-4)式所示：

(4-4)

在積總體積分析模式中，因為紊流擴散係數為零，所以質量與熱擴散等是在接節(Flow Path)中計算。

- 動量守恆方程式：

在次體積模式中，動量守恆方程式如(4-5)式所示：

(4-5)

其動量守恆式考量了對流、介面應力、重力、邊界條件、介面源項與設備源項等因素，其中 $\sigma_\phi$ 包含流體靜態壓力、黏滯性與雷諾應力， $\bar{g}$ 為重力加速度， $\bar{s}^m$ 是與壁面作用產生的動量源項， $\bar{S}^m$ 是與介面面積作用之動量源項， $\bar{E}^m$ 為來自於設備的動量源項。在動量守恆式中，水氣之所有組成成分，均假設為具有相同的移動速度。在積總體積之模式，僅求解質量與能量守恆方程式，不解動量守恆

方程式。

接節(Flow Path)：

接節為兩個不同的控制體積之連結，計算其內部流體之流動狀況，其中動量方程式如(4-6)式所示：

(4-6)

其動量守恆式考量了壓力梯度、局部與接節之重力水頭、設備源項、動量通量、壁面拖曳力與介面拖曳力等。其中  $w_{\psi}$  為相速度， $\rho_{\psi}$  為控制體積中各相狀態密度之平均。例：

(4-7)

熱導體(Thermal Conductor)：

熱導體為求解固態物件之熱傳，其能量守恆方程式如(4-8)式所示：

其能量守恆式考慮了擴散項與邊界條件，其中 $V_{cn}$ 是熱導體的體積或是有效導熱部份的體積， $A_i$ 為此熱導體之內表面積， $D_{cn}^e$ 是熱傳係數， $A_o$ 為此熱導體之外表面積。在 GOTHIC 程式中，提供三種常見之熱導體幾何形狀供選擇，包含 wall、cylinder 與 tube。

此外在 GOTHIC 中，其將核能電廠發生事故下之熱流現象進行個別與整體之討論，如分離效應中的臨界流與自然對流等，分離其他因素單獨探討其現象，在整體效應中則是與國外大型實驗所得之實驗數據進行比對驗證，如 Battelle-Frankfurt Model Containment Test、Marviken Full Scale Containment Experiments 等，根據其結果均證實 GOTHIC 程式具有足夠的能力模擬圍阻體內常見之熱水流現象。

### 三、MARK-III 型圍阻體模式架構

#### (一) 冷卻水流失事故(LOCA)描述

本研究欲分析之冷卻水流失事故為大破口失水事故，包含主蒸汽管路斷管事故與再循環管路斷管事故。此因大破口失水事故將造成圍阻體系統較大之負載。



在 Mark-III 圍阻體系統中，當冷卻水流失事故發生時，大量的冷卻水從斷管處沖出並閃化成蒸汽，同時造成乾井壓力與溫度急遽上升，進而壓低通洩環溝之水位，導致水平通洩管露出後淨空，此時蒸汽將被導引至抑壓池進行冷凝，乾井內部的非凝結氣體，則是經由抑壓池逸至反應器廠房的內部空間，導致反應器廠房壓力些微上升。當乾井內部之蒸汽逐漸被導入抑壓池冷凝後，乾井壓力與溫度開始逐漸下降，然而抑壓池溫度則是逐漸上升。在此之後，隨著 ECCS 完成爐心灌水，冷水由斷管處流出，導致乾井內部蒸汽迅速凝結，此時將會造成乾井最大負差壓，故開啟乾井真空破壞閥，讓反應器廠房中的非凝結氣體重回乾井內部，重新平衡乾井和反應器廠房之壓力。

由於抑壓池持續吸收來自爐心的衰變熱，為了避免抑壓池溫度過高，在事故發生後 秒，運轉人員將啟動 RHR 系統的抑壓池冷卻模式，以降低抑壓池溫度。

#### 主蒸汽管路斷管事故描述

四條 吋主蒸汽管路主要位於乾井上方，其中每條主蒸汽管路在乾井內側和一次圍阻體外側各有一主蒸汽隔離閥(Main Steam Isolation Valve, MSIV)，必要時可接受信號自動關閉，隔離一次側系統，除此之外，四條主蒸汽管路皆有設置限流器(Flow Restrictor)，位於 MSIV 和 S/R 閥之間，用以限制反應爐水流失之流量，使進入

乾井之蒸汽減少，緩和事故所造成之壓力與溫度上升現象。

假設斷管位置如圖 8 所示，並假設其為雙頭斷管(Double ended guillotine, DEG)。當事故發生時，大量蒸汽由 RPV 側沖放至乾井內部，並且在 MSIV 關閉前，部分蒸汽將由 MSIV 端沖放回乾井內部，MSIV 在發生事故後 秒開始動作，於 秒完全關閉，這時僅剩 RPV 側持續沖放冷卻水至乾井內部。在短程分析模式中，我們採用 FSAR<sup>[1]</sup>所提供之沖放質能數據作為輸入之邊界條件。

圖 8 主蒸汽管路斷管位置示意圖

## 再循環管路斷管事故描述

再循環水系統為供給強制循環水通過爐心，並能提供自動跟隨附載變化之能力(Load Following Capability)。在再循環管路斷管事故分析中，其假設斷管位置如圖 9 所示，其中 A 為再循環管路，B 為爐水淨化系統之管路，C 則是噴射幫浦，依據 FSAR<sup>[1]</sup> Table 6.2-16，再循環管路之面積為  $ft^2$ ，淨化系統之管路面積為  $ft^2$ ，噴射幫浦則是  $ft^2$ ，因此本研究假設再循環管路斷管事故之破口有效面積為：

圖 9、再循環管路斷管位置示意圖<sup>[1]</sup>

## (二)、核電廠溫壓分析模式架構

冷卻水流失事故之分析流程如圖 10 所示，首先為資料蒐集，如核能二廠之 FSAR 與訓練教材等參考資料，藉此幫助我們釐清問題與相關條件、參數等設定，以便完成後續之分析模式建立。由於乾井之尖值壓力與溫度發生時間與抑壓池溫度相差甚遠，為求保守在分析上採用不同的假設條件，因此本研究之分析模式可分為兩大部分，分別為短程分析模型與長程分析模型。

圖 10 研究流程圖

在短程分析中採用 FSAR<sup>[1]</sup>提供的沖放質能數據作為邊界條件，然而在長程分析中則是增建 RPV 模式與 ECCS 模式，藉由 GOTHIC 中的臨界流模式計算其沖放質能，再經由 GOTHIC 計算壓力與溫度暫態後，將其計算所得結果與核能二廠之 FSAR 數據進行

比對並確立其合理性。

在短程分析模式中，主要目的為求得乾井之尖值壓力與溫度，因此會有部分假設條件與長程分析模式不同，並且採用 FSAR 提供之沖放質能數據作為邊界條件，比起在長程分析中，需要加入 RPV、ECCS 模式等計算沖放質能，整體分析模式較長程分析簡化許多。

短程分析模式之假設如下所示：

- 在 MSLB 短程分析模式中，事故於 0 秒時發生，依據核能二廠 FSAR<sup>[1]</sup> Table 6.2-16，其有效破口面積為  $\text{ft}^2$ ，計算時間為 100 秒。
- 在 RLB 短程分析模式中，事故於 0 時秒發生，依據核能二廠 FSAR<sup>[1]</sup> Table 6.2-16，其有效破口面積為  $\text{ft}^2$ ，計算時間為 秒。
- 乾井採用單一控制體積模擬。
- 乾井初始壓力為 14.7 psia。
- 乾井初始溫度為 135 °F。
- 乾井初始相對濕度為 50%。
- 抑壓池初始壓力為 14.7 psia。
- 抑壓池初始溫度為 100 °F。
- 抑壓池初始相對濕度為 100%。
- 抑壓池初始水位為高水位 呎 吋。
- 不考慮緊急爐心冷卻系統之所有模式。
- 不計算建築物之間的壁面熱傳。
- 不考慮乾井與反應器廠房之間的乾井真空破壞閥。

短程分析模式之架構如圖 11 所示。乾井採用單一控制體積處理，其體積為  $\text{ft}^3$ ，由於在破口事故發生後，沖放流體最先沖放到乾井內部，故分別以邊界條件 1F 與 2F 處理蒸汽沖放質能與液態水沖放質能，並使用接節 9 與接節 10，將其與乾井連接。圖 11、

### 短程分析模式示意圖

表 2、短程分析模式之控制體積說明

控制體積(Control Volume)	
編號	名稱
1	乾井
2	通洩環溝
3	水平通洩管(第一排)

4	水平通洩管(第二排)
5	水平通洩管(第三排)
6	抑壓池
7	反應器廠房

### (三)、類福島事故下氫氣擴散模擬

本研究以核能二廠 MARK-III 型圍阻體為研究主體，進行核能二廠發生類福島事故後氫氣擴散分析輸入模式建立與分析工作。核能二廠假想發生類福島事故後，考慮洩壓時氫氣將會由洩壓環路內打入抑壓池，由於氫氣為非凝結氣體，氫氣將會由抑壓池面逐步進入一次圍阻體，本研究主要目的為求得氫氣在反應器廠房中各樓層的分佈情況，並探討其分析結果合理性與是否有氫爆危機。福島事故為一加長型電廠全黑事故，因此本研究採用 MAAP5 程式在電廠全黑事故下，假設所有補水系統完全失效，在事故發生後不進行任何補水動作，使事故後果更為嚴重來模擬類福島事故，所產生之氫氣產生率作為 GOTHIC 分析模式邊界條件，如圖 12 所示。

MARK-III 型圍阻體分析輸入模式如圖 13 所示，模型主要由單一控制體積 1s、流動邊界條件加上流徑來處理，利用流動邊界條件 1F、2F、3F、4F 處理氫氣注入，流動邊界條件連接控制體積 1s 第二層的次體積，假設氫氣是均勻的注入。控制體積 1s 的內部空間幾

何和 z 方向格線如下，灰色為障礙物模擬混凝土，利用障礙物建構出核能二廠的空間幾何，淡灰色為模型設置孔隙度的區域，利用孔隙度參數模擬圍阻體中各樓層不銹鋼柵欄。不同水平高度的模型幾何形狀和 xy 平面格線與簡易 MARK-III 型圍阻體工程示意圖，如圖 14 到圖 22 所示。其中各系統組件之說明如表 3 所示。

核二廠氫氣擴散濃度分析圍阻體模式假設如下：

- 反應器廠房初始壓力為 14.69psia，
- 反應器廠房初始溫度為 95° F，
- 反應器廠房初始濕度 0%，
- 反應器廠房內自由體積 100%空氣。

圖 12 MAAP5 程式所提供核二廠電廠全黑事故  
(並假設所有補水動作全部失效)下氫氣產生速率



圖 13 核 能二廠 MARK-III 型圍阻體氫氣擴散分析輸入模式示意圖

表 3、MARK-III 型圍阻體分析輸入模式各分析組件說明

1s	控制體積(Control volume)
1F 2F 3F 4F	流動邊界條件(Flow boundary condition)
①②③④	流徑(Flow path)

圖 14、MARK-III 型圍阻體側面剖視圖(右)

分析模式之控制體積 1s 側面剖視圖(左)

圖 15、分析模式之控制體積 1s 在水平高度 20ft 處俯視圖

圖 16、MARK-III 型圍阻體在水平高度 40ft 處俯視圖(右)

分析模式之控制體積 1s 在水平高度 40ft 處俯視圖(左)

圖 17、MARK-III 型圍阻體在水平高度 65ft 處俯視圖(右)

分析模式之控制體積 1s 在水平高度 65ft 處俯視圖(左)

圖 18、分析模式之控制體積 1s 在水平高度 79ft 處俯視圖

圖 19、MARK-III 型圍阻體在水平高度 91ft 處俯視圖(右)

分析模式之控制體積 1s 在水平高度 91ft 處俯視圖(左)

圖 20、分析模式之控制體積 1s 在水平高度 104ft 處俯視圖

圖 21、MARK-III 型圍阻體在水平高度 113ft 處俯視圖(右)

分析模式之控制體積 1s 在水平高度 113ft 處俯視圖(左)

圖 22、分析模式之控制體積 1s 在水平高度 153ft 處俯視圖(左)

## 參、主要發現與結論

本章節將探討 GOTHIC 計算分析結果之合理性，並與 FSAR 數據比對驗證其正確性。第一研究重點為 LOCA 下圍阻體溫壓分析結果之探討，第二研究重點為氫氣擴散行為之探討，第二研究重點將於後述。並根據 FSAR<sup>[1]</sup> Table 6.2-2 可得知，圍阻體系統之主要設計參數，為確保圍阻體系統之完整性，發生事故所造成之溫度與壓力暫態，皆不應超過其設計值。

### 一、溫壓分析結果

本研究之溫壓分析可分為主蒸汽管路斷管分析與再循環管路斷管分析，其分析模式如前所述，採用之沖放質能邊界條件分別使用 FSAR 所提供之數據。主要目的為評估大破口失水事故下所造成之乾井尖值溫度與壓力暫態，並為求得較為保守之計算值，假設抑壓池之初始水位為高水位，也就是較高之淨壓水頭。

#### (一)主蒸汽管路斷管分析結果

由 GOTHIC 分析所得之圍阻體系統壓力與溫度暫態如圖 23 到圖 27 所示。在短程分析中，由於主蒸汽管路斷管在沖放初期即有大量蒸汽之沖放，因此乾井內部之溫度將會急遽升高，故乾井溫度暫態之變化為主蒸汽管路斷管分析之重點。

乾井溫度之計算結果如圖 23 所示，其尖值溫度與發生時間點如表 4 所示。由圖中可看出，乾井溫度在 1 秒之前由於蒸汽不斷的由

破口處流入，使得乾井溫度急遽升高，在 1 秒之後，由於反應爐內的水因迅速膨脹而經由破口處溢出，造成沖放流體包含了大量的液態水，故乾井溫度將受到抑制，隨著水平通洩管露出，導引乾井內部之蒸汽進入抑壓池冷凝，乾井溫度則逐漸下降，並在沖放趨於緩和後，乾井溫度也逐漸趨於穩定狀態。不管是 GOTHIC 計算結果或是 FSAR 之數據，其呈現的趨勢變化均相同，只是在幅度上略有所不同，FSAR 之乾井溫度在破口後 秒即達到尖值( °F)，而 GOTHIC 之乾井溫度則是在破口後 秒達到尖值( °F)，在此之後的溫度暫態變化，則幾乎與 FSAR 一致。

圖 23 MSLB 短程分析之乾井溫度



表 4 MSLB 短程分析之乾井尖值溫度與發生時間點

乾井壓力之計算結果如圖 24 所示，其尖值壓力與發生時間點如表 5 所示。同樣的由圖中可看出，在 1 秒之前，大量的蒸汽從破口處流入乾井內部，使得乾井壓力持續上升，在 1 秒之後，主要之沖放流體因為 RPV 水位之膨脹效應，使得液態水之沖放流量激增，同時乾井高壓將擠壓通洩環溝之水位，使得水平通洩管露出並淨空，故蒸汽得以導入抑壓池冷凝，因此乾井壓力逐漸下降。由圖中之比較可發現，FSAR 之數據與 GOTHIC 之計算結果趨勢相同，FSAR 之乾井壓力在破口後 秒即達到尖值( psig)，而 GOTHIC 之乾井壓力則是在破口後 秒達到尖值( psig)，此差異之原因為 GOTHIC 在水平通洩管之處理上，將其切割為五個次體積，由於此模式將考慮較為細節之流阻，並計算抑壓池之水壓回流之壓力，將造成水平通洩管之淨空速率變慢，使得乾井之壓力略 於 FSAR 之數據。

圖 24、MSLB 短程分析之乾井壓力

表 5、MSLB 短程分析之乾井尖值壓力與發生時間點

在抑壓池溫度方面，計算結果如圖 25 所示。由於抑壓池內含有大量之液態水，因此其溫度變化不大，僅由原先之假設初始溫度  $^{\circ}\text{F}$  上升至  $^{\circ}\text{F}$  左右，其上升趨勢除了與 FSAR 之結果相符合外，同時也可看出其隨著沖放趨於緩和，溫度上升趨勢也趨於平緩，其現象符合我們所預期之物理現象，代表其運算結果相當合理。

圖 25、MSLB 短程分析之抑壓池溫度

抑壓池之壓力計算結果如圖 26 所示，其假設初始壓力為 14.7 psia，由圖中可以看到，抑壓池之壓力在 1.4 秒時忽然從 psia 上升至 psia，並在數秒內隨即下降至 psia，其原因為乾井內部之大量非凝結氣體，伴隨著蒸汽經由水平通洩管排放至抑壓池，並逸至抑壓池上部之氣體空間所導致，隨著非凝結氣體逐漸擴散至反應器廠房，抑壓池之壓力逐漸下降並與反應器廠房之壓力達到平衡狀態，不管是在 FSAR 之數據或是 GOTHIC 之結果均可明顯看到此一現象。

圖 26、MSLB 短程分析之抑壓池壓力

反應器廠房之壓力計算結果如圖 27 所示，其假設初始壓力為 14.7 psia，由圖中可以看到，因為非凝結氣體從抑壓池之氣體空間排入，導致反應器廠房壓力上升之現象。

圖 27 、MSLB 短程分析之反應器廠房壓力

## (二)再循環管路斷管分析結果

由 GOTHIC 分析所得之圍阻體系統壓力與溫度暫態如圖 28 到圖 32 所示。在短程分析中，由於再循環管路斷管在沖放初期為非常大量之液態水，因此乾井內部之壓力將會急遽升高，故乾井壓力暫態之變化為再循環管路斷管分析之重點。

首先針對乾井溫度進行探討，乾井溫度計算結果如圖 28 所示，其尖值溫度與發生時間點如表 6 所示。由於沖放流量在 1 秒之前均為極大值，故乾井溫度逐漸上升，並在 秒時達乾井最高溫度

°F，在 秒之後，由於沖放流量下降和水平通洩管之淨空，導引乾井內部之蒸汽進入抑壓池冷凝，乾井溫度小幅下降並維持在 °F 一段時間後，繼續逐漸下降。不管是 GOTHIC 計算結果或是 FSAR 之數據，其溫度尖值距離設計值均有一大段距離，故再循環管路斷管所造成之乾井溫度暫態，不影響圍阻體之完整性，然而 FSAR 之溫度上升趨勢與 GOTHIC 在前面數秒之暫態響應，略有所不同，在 GOTHIC 的分析中，乾井溫度之暫態有一明顯之尖值，此為由於在沖放初期水平通洩管尚未淨空且沖放流量為極大值所導致的能量累積，在水平通洩管淨空後，乾井溫度下降並且與 FSAR 之數據趨於吻合。

圖 28、RLB 短程分析之乾井溫度

表 6 RLB 短程分析之乾井尖值溫度與發生時間點

乾井壓力之計算結果如圖 29 所示，其尖值壓力與發生時間點如表 7 所示。同樣的由圖中可得知，在 秒之前，液態水之沖放流量為極大值，使得乾井壓力急遽上升，在 秒之後，沖放流量略為降低，同時乾井高壓將造成水平通洩管露出並淨空，使得蒸汽得以導入抑壓池冷凝，因此乾井壓力略為下降。由圖中之比較可發現，FSAR 之數據與 GOTHIC 之計算結果趨勢相同，FSAR 之乾井壓力在破口後 秒即達到尖值( psig)，而 GOTHIC 之乾井壓力則是在破口後 秒達到尖值( psig)，此差異之原因與與前節之敘述相同，為 GOTHIC 在水平通洩管之處理上，將造成水平通洩管之淨空速率變慢，使得乾井之壓力略 於 FSAR 之數據。

圖 29、RLB 短程分析之乾井壓力

表 7、RLB 短程分析之乾井尖值壓力與發生時間點



在抑壓池溫度方面，計算結果如圖 30 所示。由於抑壓池內含有大量之液態水，因此其並無劇烈之暫態變化，隨著沖放流體之排入，僅由原先之假設初始溫度 100 °F 上升至 °F 左右，其上升趨勢與 FSAR 之結果相吻合，並隨著沖放趨於緩和，溫度上升趨勢也趨於平緩。

圖 30、 RLB 短程分析之抑壓池溫度

抑壓池之壓力計算結果如圖 31 所示，其假設初始壓力為 14.7 psia，由圖可得知，抑壓池之壓力在 秒時從 psia 上升至 psia，並在數秒內隨即下降至 psia，其原因與 6.1.1 節中之敘述相同，為乾井內部之非凝結氣體排放至抑壓池上部之氣體空間再逐漸排放至反應器廠房所導致，FSAR 與 GOTHIC 之分析結果均有此現象。

圖 31、RLB 短程分析之抑壓池壓力

反應器廠房之壓力計算結果如圖 32 所示，其假設之初始壓力為 14.7 psia，由圖中可看到與主蒸汽管路斷管事故之相同現象，反應器廠房之壓力上升為非凝結氣體排入所導致。

圖 32、 RLB 短程分析之反應器廠房壓力

## 二、核能二廠 MARK-III 型圍阻體氫氣擴散濃度分析

本研究核二廠氫氣擴散濃度分析，其 GOTHIC 程式分析模式如第二章所述，由於保守假設，將會採用 MAAP5 程式提供核二廠電廠全黑事故(SBO)後，並假設所有補水系統完全失效下之氫氣產生率作為分析之邊界條件。研究之主要目的為評估在電廠全黑事故後所產生氫氣釋出後，在反應器廠房分布及累積之氫氣濃度是否有發生氫爆的可能性，並探討不同水平高度下圍阻體內所累積的氫氣濃度是否符合物理意義。

圖 33、MARK-III 圍阻體內部體積架構

圖 34、compartment A 之氫氣濃度時變圖

圖 35、wetwell 之氫氣濃度時變圖

根據 GOTHIC 分析之結果顯示，GOTHIC 程式計算結果與 MAAP5 程式計算結果在趨勢上大致相同，程式計算結果曲線有些許

差別，造成此結果的原因推測第一是模型計算公式不同，MAAP 程式在計算公式上，主要求解  $\frac{dC}{dt}$  方程式，而 GOTHIC 程式除了計算  $\frac{dC}{dt}$  方程式外，再求解  $\frac{dH}{dt}$  模式。

第二，MAAP 程式以單一控制體積模擬各隔間，GOTHIC 程式對於空間結構的建立上較為細膩，並針對濃度變化劇烈區域採用較好的隔點分佈。從 MAAP 程式所提供之氫氣產生速率做為邊界條件的曲線裡可以發現在  $t = 0$  秒氫氣大量注入，造成溼井和 Compartment(A) 有一濃度的峰值，而氫氣往上擴散造成濃度快速的下降，所以 Compartment(A) 氫氣峰值濃度較濕井氫氣峰值濃度來得小。整體而言，雖然兩程式計算結果曲線有些許差別，但對於預測氫氣峰值發生的時間點是相同的。

藉由 GOTHIC 程式取出各層的濃度時變圖結果發現，圖 36 表示在樓層 1 的濃度時變圖，其顯示在模擬時間  $t = 0$  秒左右(SBO 事故發生後的  $t = 0$  秒，也就是  $t = 0$  小時)，濃度峰值超過  $10\%$ ，圍阻體會有氫爆威脅，但濃度超過限值的時間很短，大約為  $t = 0.1$  秒左右，濃度會再下降於限值以下。造成此峰值的原因是短時間內氫氣的沖放帶有大量動量，具速度的氫氣會迅速往高處遷移，而隨著動量的消耗，可發現愈往上的樓層峰值的效應愈小。

圖 36、圍阻體第 1 層氫氣濃度時變圖

圖 37、圍阻體第 2 層氫氣濃度時變圖

在圖 37 到圖 40 中，樓層 2 到樓層 4 的氫氣濃度時變圖顯示氫氣濃度不會到達氫爆限值。整體而言，在事故發生後只有樓層 有氫爆威脅，但超過氫爆限值的時間非常短，若能預先進行氫氣移除動

作，適當處置下，應可大大降低氫爆威脅。

在本研究中假設氫氣是由圍阻體最底層經由小洩漏口注入，而且反應爐產生的氫氣全部注入到反應器廠房，短時間內大量的質量流率，會使短時間內氫氣帶有極快的速度，此一現象在真實狀況中，是否存在值得考慮，但這會使本研究結果趨於保守，若反應爐產生的氫氣沒有迅速的注入到反應器廠房中，這會使反應器廠房氫氣濃度值下降，且氫氣洩漏至反應器廠房中將不帶有極快的速度，這都會使氫氣的濃度遠離爆炸限值。

圖 38、圍阻體第 3 層氫氣濃度時變圖



圖 39、圍阻體第 4 層氫氣濃度時變圖

圖 40、圍阻體第 5 層氫氣濃度時變圖

## 二、 結論

本研究針對圍阻體系統進行安全分析，選擇主蒸汽管路斷管事故與再循環管路斷管事故，理由為在上述之大破口失水事故中，將對圍阻體造成較大之負載，為了求得較為保守之計算結果，在模式的建立上採用不同假設條件。

在第一項針對圍阻體溫壓分析結果中顯示，GOTHIC 計算結果與 FSAR 之數據相比，均呈現相同的趨勢變化，在乾井溫度與壓力尖值方面，皆未超過設計值，除了主蒸汽管路斷管所造成之乾井溫度尖值較為接近設計值外，其餘尖值與設計值均有一段差距，故圍阻體系統在上述之假設事故下，應能確保其完整性。

本研究之分析結果與 FSAR 之數據比對在幅度上雖略有差異，但在時變趨勢上與其物理現象均有合理之解釋，由分析結果可得知，在單一事故之假設下，圍阻體之完整性安全無虞。最後，在未來可針對分析模式架構進行更完善的模擬，如加入考慮圍阻體系統之幾何形狀或是建築物之間的壁面熱傳等效應，藉此達到更具有真實性之模擬。對於圍阻體安全議題，短時間內劇烈之溫壓變化會給予圍阻體相當大的威脅性，因此本研究主要關注於短程事故分析；另 FSAR 報告中指出核能二廠在 MSLB 短程事故下將會有溫度過高之情況，而在本次研究結果中可以看出 GOTHIC 亦會有此種情形，而 FSAR 在長程分析之假設下抑壓池溫度距離設計值仍有相當距

離，以 GOTHIC 程式在分析結果均與 FSAR 相當近似的情況下，本研究重點將著重於短程與氫氣分析上。

另外假想核能二廠發生類福島之 SBO 事故時，考慮洩壓時氫氣將會由洩壓環路內打入抑壓池，由於氫氣為非凝結氣體，因此在氫氣的分析上考慮氫氣將會由抑壓池面進入濕井中，再由乾井真空破除閥之開啟，氫氣會進入乾井中，亦可能由破管或裂縫處，進入反應器廠房中。

本研究主要目的為求得氫氣在反應器廠房中各樓層的分佈情況，以及判定氫氣爆炸可能發生之地方。而第二項研究重點之氫氣擴散濃度分析結果顯示，GOTHIC 程式預測在模擬時間 秒左右 (嚴重事故發生後的 秒，也就是 小時)，最低的樓層 氫氣濃度峰值會超過 %，圍阻體會有氫爆威脅，但濃度超過限值的時間很短， ；，濃度會再下降於限值以下。樓層 到樓層 氫氣濃度皆在氫爆限值以下。整體而言，若假設嚴重事故發生，對爐心不進行任何補水動作， 必須在 小時內進行排除氫氣之手段。但因本研究假設事故發生後，對爐心沒有進行任何補救措施，此為極嚴重之假設。若事故發生時運轉人員有對爐心進行任何補水動作，或是反應器廠房預先設置氫氣再結合裝置(例如：Passive Autocatalytic Recombiner，簡稱 PAR)，即使反應器爐心產生氫氣，都將使電廠免於氫爆威脅，可保電廠安全無虞。

本研究假設氫氣是由圍阻體的最底層經由小洩漏口注入反應器廠房，反應爐內氫氣產生後經過擴散與遷移後立即注入反應器廠房中，邊界條件設定上是給予氫氣質量流率和破口面積，由於噴放出氫氣會帶有動量，若氫氣質量流率在短時間內具有峰值，意味此時

氫氣帶有極快的速度，在真實的情況下應該會以洩漏的方式釋出，因此此現象是否合理值得深入考慮，如接受此現象會使本研究結果趨於保守。若反應爐產生的氫氣沒有帶有極快的速度注入到反應器廠房中，這會使反應器廠房氫氣的峰值濃度下降。本研究中沒有探討氫氣進入反應器廠房的路徑、破口面積和考慮蒸汽進入反應器廠房後，溫度變化對氫氣擴散的影響，未來可針對上述情況進行討論，使分析模式架構更加完善，藉此達到更具有真實性氫氣擴散與遷移之模擬。

#### 肆、參考文獻

1. Taiwan Power Company, “Final Safety Analysis Report”, Kuosheng Nuclear Power Station Units 1 and 2, Amendment No. 12, December 2001.
2. 台灣電力公司第二核能發電廠，「沸水式反應器核能電廠訓練教材」，台灣電力公司，民國 84 年 12 月。
3. Electric Power Research Institute, “GOTHIC: Containment Analysis Package User Manual”, version 7.2a, NAI 8907-02 Rev.17, January 2006.
4. Electric Power Research Institute, “GOTHIC: Containment Analysis Package Technical Manual”, version 7.2a, NAI 8907-06 Rev.16, January 2006.
5. Electric Power Research Institute, “GOTHIC: Containment Analysis Package Qualification Report”, version 7.2a, NAI 8907-09 Rev.9, January 2006.
6. 彭柏皓，「核能二廠 MARK-III 型圍阻體熱水流分析模式建立」，國立清華大學核子工程與科學研究所，碩士論文，民國 100 年。
7. 林亮宇，「日本福島電廠 2 號機及 3 號機事故 MAAP5.0.0 模擬分析」，國

立清華大學核子工程與科學研究所，碩士論文，民國 101 年。

8. 沈紘毅，「核能一廠 MARK-I 型圍阻體氫氣擴散濃度 GOTHIC 程式分析模式建立」，國立清華大學核子工程與科學研究所，碩士論文，民國 101 年。