

行政院原子能委員會
委託研究計畫研究報告

新型反應器圍阻體熱水流分析研究
New Methodology for thermal hydraulic containment analysis of
the nuclear power plants

計畫編號：1012001INER007

受委託機關(構)：清華大學

計畫主持人：白寶實

聯絡電話：03-5715131#42673

E-mail address：bspei@hotmail.com

核研所聯絡人員：張衍祥

報告日期：101 年 11 月 30 日

目 錄

目 錄.....	I
中文摘要.....	1
ABSTRACT.....	2
壹、計畫緣起與目的.....	4
貳、研究方法與過程.....	26
一、分析模式建立.....	40
(一)、短程分析模式架構.....	41
(二)、靈敏度分析模式架構.....	45
參、主要發現與結論.....	50
一、短程分析結果.....	50
(一) 主蒸氣管路斷管事故分析結果.....	50
(二) 冷端管路冷卻水泵吸水側斷管失水事故分析結果.....	58
二、靈敏度分析結果.....	61
肆、參考文獻.....	69

中文摘要

冷卻水流失事故(Loss of Coolant Accident, LOCA)為核電廠安全分析中設計基準事故(Design Basis Accidents, DBA)之一，其有可能造成圍阻體系統失效的，而圍堵不住放射性物質使其外釋到周遭生物圈中。基此考量，本研究之首重工作為針對核三廠 FSAR 中之圍阻體安全個案分析，選取主蒸汽管斷管事故與冷端管路冷卻水泵吸水側斷管失水事故為分析重點，確保圍阻體能負荷失水事故發生時所造成之圍阻體內壓力與溫度尖值之衝擊。

本研究採用 GOTHIC 程式建立核能三廠圍阻體短程分析模式：在短程分析模式中，採用核能三廠之終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)^[1]所提供的沖放質能數據作為邊界條件。當反應器功率為 102%和 25%額定熱功率條件之下，進行主蒸汽管斷管以及冷端管路斷管事故等分析與其靈敏度分析，瞭解圍阻體內壓力及溫度時變趨勢及尖值發生點，最後將 GOTHIC 程式計算結果與 FSAR 之分析結果進行比對評估，並探討其合理性。

本研究分析結果與 FSAR 之分析結果在時變趨勢上相當吻合；與 FSAR 比較在溫度趨勢上，本研究大多變化較為緩和。失水事故分析所得溫度、壓力尖值與其設計值均有餘裕存在。根據本研究分析結果可得知，在單一事故假設下，圍阻體系統結構之完整性在發生主蒸汽斷管事故及冷端管路斷管事故下應可安全無虞。

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.

Containment is one of the major barriers against the release of radioactive substances to the environment. Therefore, it's integrity during the LOCA must be ensured. The analyses performed in this study are the main steam line breaks with 102% and 25% rated thermal power, and the pump suction rupture of the cold leg of Maanshan plant. Sensitivity studies are also presented. GOTHIC is used for the containment analyses, and the blowdown mass and energy release data provided by the final safety analysis report (FSAR) of Maanshan plant are used as the boundary conditions. Short-term analyses for the pressure and temperature responses of the Maanshan's large dry containment are performed in this study.

In conclusions, the calculated results of the GOTHIC analyses are consistent with the FSAR results. The peak values of pressure and temperature are lower than the design values during the DBA LOCAs. The containment integrity during LOCA can be maintained.

壹、計畫緣起與目的

百年歷史內，人類因經濟活動使用大量化石燃料，使大氣中溫室氣體濃度提高許多，以致大氣結構改變。大量溫室氣體使生活環境如同處於溫室中，全球氣溫逐年升高，所謂「溫室效應」於焉形成。除了地球衍生嚴重的高溫效應，連帶造成大自然的反撲，引起嚴重自然災害，威脅到人類生存問題以及地球的適居問題。在此背景下，「節能減碳」目前已是全球性的重要共識，也是我國以全球最新觀點，檢視目前因應氣候變遷相關策略，啟動適合國情需求之溫室氣體減抑行動展開時機，推展綠色生活，保護地球永續生存。

因應國內節能減碳政策，由於核能電廠之發電量高，又不排放CO₂，經濟且安全，為我國可用之理想綠能之一。如國際上均大幅度安全使用核電，可大幅度減少CO₂排放，以及石化燃料的使用，降低發電成本，抑止地球暖化，可有效達到減碳的目的。核能電廠首重安全，但在日本福島311核災事件之後，核電安全問題再度為世人擔心，部分激烈主張要求減核甚至廢核，造成了核電產業再次的低迷。但了解實情者均知，核電之必需性及重要性，國際間遲早要大量使用核電來有效減緩世界陷入升溫瀕毀之危難。因此如何更強化核電安全，乃311福島核事故後大家最需省思的問題。

本研究針對核能三廠圍阻體進行重要斷管失水事故(LOCA)個案安全分析。圍阻體為核能電廠阻擋放射性物質外釋重要屏障之

一，在事故發生時圍阻體須能承受斷管失水事故造成之壓力與溫度變化尖值的衝擊，以確保其結構完整性。電廠終期安全分析報告(FSAR)中必需進行設計基準事故 LOCAs 之圍阻體壓力與溫度暫態分析，確認圍阻體能承受溫壓尖值之衝擊而仍能保持其結構完整性。依據核三廠 FSAR^[1]，本研究選定冷卻水流失事故中之大破口失水事故進行模擬分析，包含主蒸氣管路斷管失水事故(Main Steam Line Break, MSLB)與冷端管路冷卻水泵吸水側斷管失水事故(Pump Suction Line Break)分析。

本研究使用 GOTHIC 程式建立核能三廠圍阻體分析模式並進行重要斷管失水事故圍阻體之溫壓分析。GOTHIC 程式是為了進行核能電廠圍阻體安全分析而發展的一套通用性熱水流分析程式，其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，在國際間已有許多核能電廠採用 GOTHIC 程式針對其圍阻體完整性相關之分析評估。本研究為了得到較保守的分析結果，採用不同的假設條件，於核三廠反應器功率為102%和 25%額定功率下之重點斷管失水事故與其靈敏度分析建立短程(short-term)圍阻體安全分析模式。最後將 GOTHIC 程式分析結果與核能三廠 FSAR 結果進行比對，探討並驗證 GOTHIC 模式分析結果之合理性與正確性。

一、核三廠特殊安全設施介紹

須清楚了解各個系統的幾何構造、功能及其設計參數，方可建立乾式圍阻體系統的 GOTHIC 分析模式。由於本研究為了得到較為保守的分析結果，採用了不同的假設條件，因此有短程分析與靈敏度分析模式之區別。

核能三廠採用美國西屋公司製造之壓水式核反應器(Pressurized Water Reactor, PWR)。圍阻體是 PWR 的特殊安全設施(Engineered Safety Features, ESF)之一，鋼筋混凝土組成為其主要內部結構，其結構如圖 3-1 所示。主要設備包括圍阻體(Containment)大量的被動熱沉結構、再循環集水池(Recirculation Sump)，及圍阻體除熱系統(Containment Heat Removal System)。

特殊安全設施其主要目的是在核能事故發生時藉其功能與作用可防止爐心熔燬或防止輻射外洩到周遭環境中，來保護公眾的健康與安全，並維持電廠本身的完整性。更能在單一故障(Single Failure)的情形下，有能力完成保護之功能性。所謂單一故障在此是指單一主動元件故障(Active Failure)而言。圍阻體內部因爐水流失事故(LOCA)或主蒸汽管破裂事故(MSLB)等而釋出的熱量，可由圍阻體熱沉(Heat Sink)結構、圍阻體噴灑系統(Containment Spray)、風扇冷卻器(Fan Cooler)及緊急爐心冷卻系統(Emergency Core Cooling

System, ECCS)之作動來予以移除，以降低圍阻體之溫度與壓力，保護圍阻體之安全與完整性，並減少輻射外洩的機會。

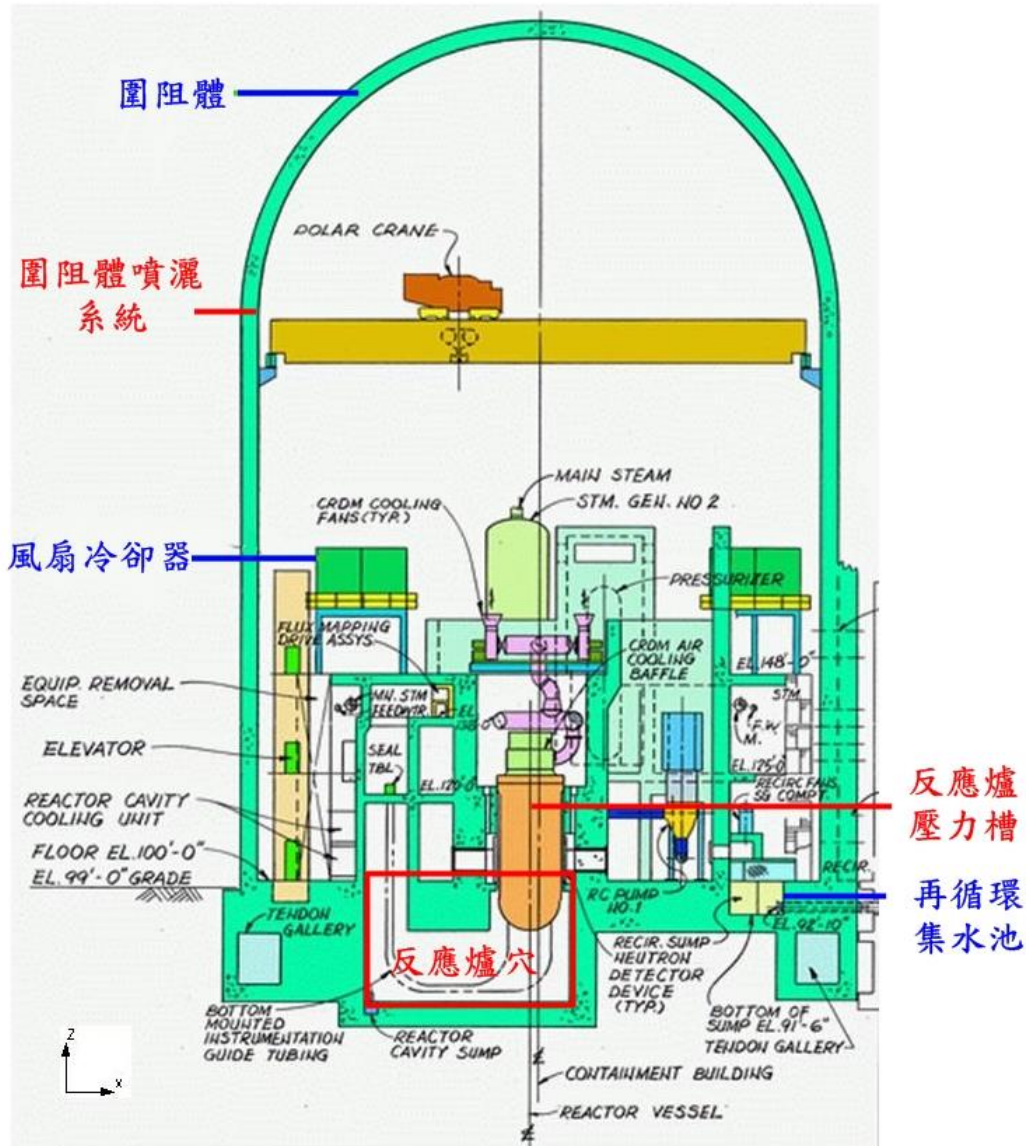


圖 1. 核三廠圍阻體示意圖^[6]

特殊安全設施的設備簡介如下：

- 圍阻體 (Containment)：

圍阻體的功用在控制 LOCA 後之輻射物質外洩，為此圍阻體應

完全包容所有反應爐冷卻水系統(Reactor Coolant System)管路和組件。圍阻體亦作為正常及事故時之生物輻射屏蔽(Biological Shield)。圍阻體之設計及建造是為了承受 LOCA 及蒸汽管路斷裂事故情況，避免輻射物質外洩而危害大眾的安全。圍阻體係為一圓柱形建築，上有半球形圓頂，中央有反應器爐穴(Reactor Cavity)，爐穴可防止內部飛射物(Missile)及管路揮動(Pipe Whip)等噴射力的作用，以確保圍阻體的完整性。圍阻體內部反應爐及反應爐冷卻水系統(Reactor Coolant System, RCS)各迴路均為預力鋼筋混凝土圍至超過蒸汽產生器管束的高度，是用來防止事故時飛射物或管路揮動現象不傷及反應爐冷卻水系統而設計。圍阻體含有大量的被動熱沉結構作為被動冷卻機制。依照表 1^[6]所示，圍阻體自由體積為 2300000 ft³，而其壓力的設計值為 60 psig，溫度的設計值為 320 °F。

- 再循環集水池 (Recirculation Sump)：

發生 LOCA 後，注水階段時燃料更換水儲存槽(Refueling Water Storage Tank, RWST)的水量由高壓注水系統作動以注入反應爐，再經由破管處流出變成蒸汽。蒸汽因圍阻體噴灑系統(Containment Spray, CS)噴出之水滴冷卻凝成水，而沉降匯集於再循環集水池，伴隨著 RWST 水位下降，再循環集水池水位逐步上升，故再循環階段，CS 泵改自再循環集水池取水。依照表 1 所示，再循環集水池體積為 935.7 ft³。

- 圍阻體噴灑系統 (Containment Spray, CS) :

於 LOCA 或圍阻體內主蒸汽管破裂時，CS 系統之作動可減低圍阻體內氣體之溫度及壓力，減低事故後輻射外洩之可能性。無論發生 LOCA 或蒸汽管路斷裂事故，事故發生後之注水階段，CS 泵將水送至噴灑集管沿噴嘴自圓頂均勻灑於圍阻體內部，圍阻體噴灑系統須能移除足夠的熱量，並可將圍阻體壓力、溫度限制在可接受的程度下。其噴灑系統示意圖如圖 2 所示。根據表 1 所示，噴灑流量為 2700 gpm，噴灑液滴直徑為 1000 μm 。

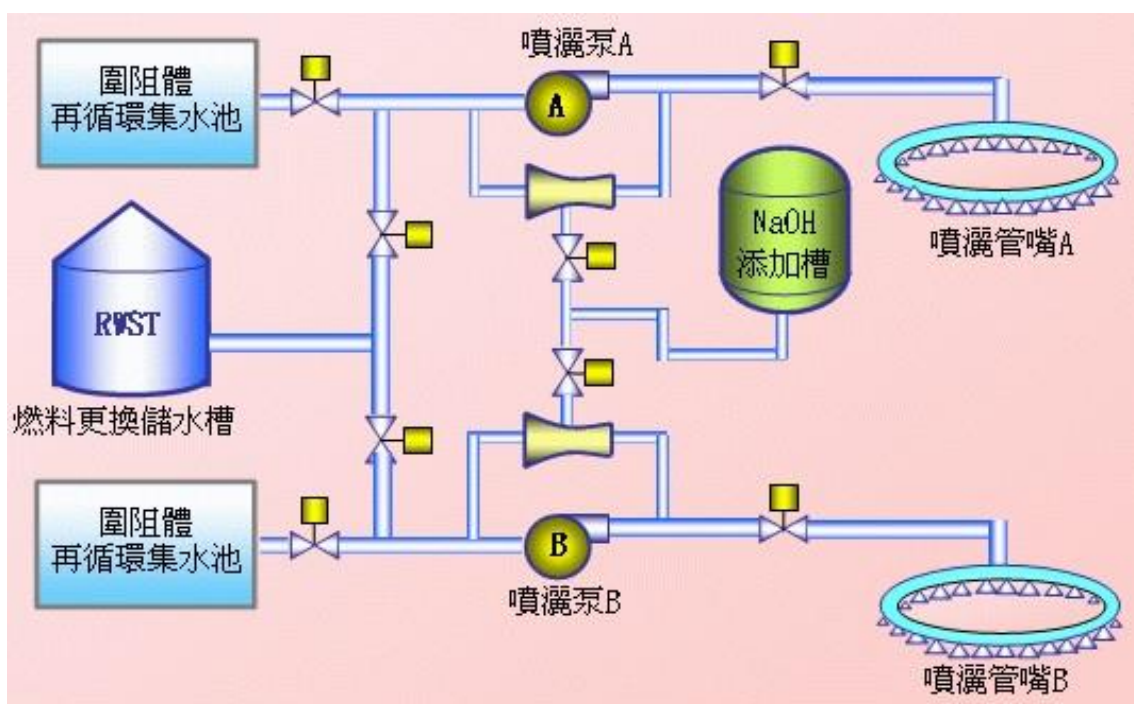


圖 2 圍阻體噴灑系統示意圖^[6]

- 風扇冷卻器 (Fan Cooler) :

風扇冷卻器分成 A 串與 B 串，當機組正常運轉時，其功用為維持圍阻體內的大氣溫度與相對濕度於正常運轉設定限值內。在

LOCA 事故或蒸汽管路在圍阻體內發生破管事故時，圍阻體風扇冷卻器能將圍阻體內的大量熱汽移除，以減低圍阻體內氣體之壓力。機組正常運轉時，有三台風扇冷卻器高速連續運轉，以保持圍阻體溫度低於 120°F，相對濕度低於 70%。風扇以高速度(正常)及低流量(正常)機制以冷卻圍阻體內氣體。若有 SI 動作信號，風扇會自動切換至慢速運轉，以防制風扇之馬達過載(因事故發生後，高壓力之空氣蒸汽混合態之密度比正常空氣密度大)。根據表 1 所示，風扇冷卻器移熱能力為 12852.78 Btu/s，流量為 33000 CFM。

表 1 圍阻體系統設計參數^[6]

圍阻體(Containment)	
設計壓力(psig)	60
設計溫度(°F)	320
自由體積(ft ³)	2,300,000
再循環集水池(Recirculation Sump)	
面積(ft ²)	110
體積(ft ³)	935.7
圍阻體噴灑系統(Containment Spray)	
噴灑能力(gpm)	2,700
噴灑液滴直徑(μm)	1,000
風扇冷卻器(Fan Cooler)	
風扇移熱能力(Btu/s)	12,852.78
風扇流量(CFM)	33,000

- 緊急爐心冷卻系統 (Emergency Core Cooling System, ECCS) :
 緊急爐心冷卻系統別名安全注水系統(Safety Injection System), 如圖 3^[6]。其具有兩項功能, 即在事故發生後能冷卻爐心, 以及增加停機餘裕。ECCS 之主要功能, 能在發生冷卻水流失事故

(Loss of Coolant Accident, LOCA)之後，第一時間注入大量冷卻水，用以移除爐心衰變餘熱，防止爐心熔燬。ECCS 之次要功能，為當發生蒸汽管路斷裂時，藉注入高濃度硼液至爐心，用來增加停機餘裕。

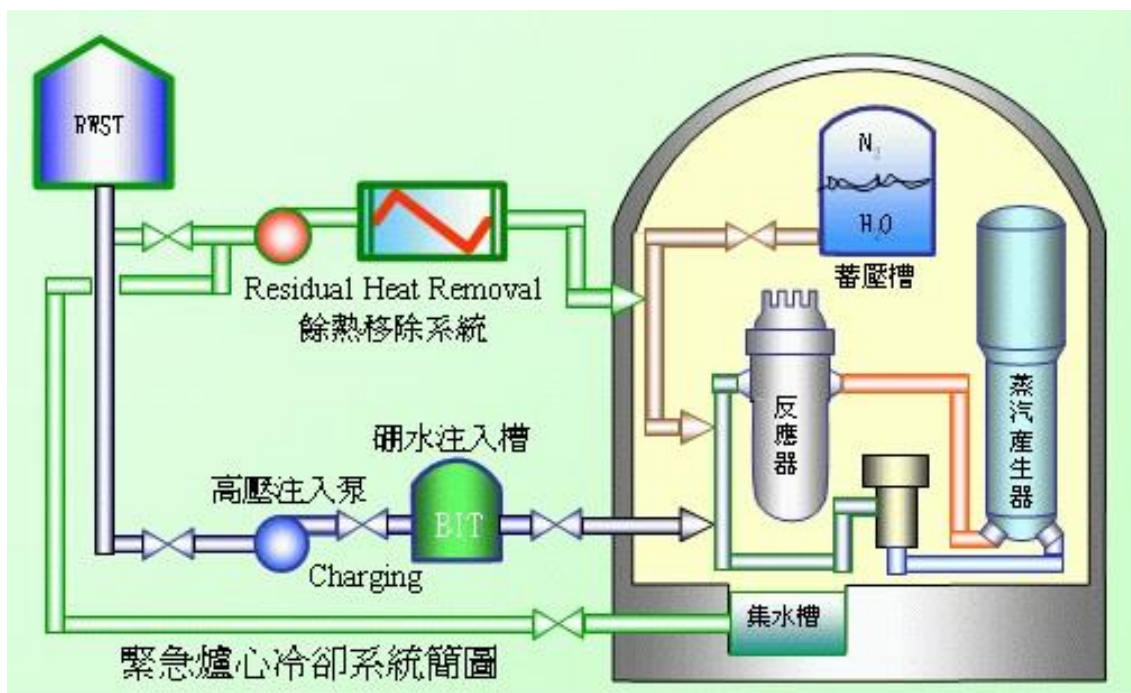


圖 3 緊急爐心冷卻系統示意圖^[6]

在 LOCA 事故發生後，ECCS 系統之動作可細分為三個階段，即注水階段(Injection Phase)、冷端管路再循環(Cold Leg Recirculation Phase)階段，及熱端管路再循環(Hot Leg Recirculation Phase)階段。

1. 注水階段：

LOCA 事故發生後，ECCS 會將大量含硼水自燃料更換水儲存槽(RWST)或蓄壓槽(Accumulator)經冷端管路注入爐心，其功效在於使爐心重新為水淹沒(Reflooding)並阻斷任何反應度上升

的趨勢，免除爐心受到進一步的損害。本階段為時相當短，一旦流失的爐水得到補充本階段即算結束。(在最大管路瞬間斷裂時，RWST 之水量在 40 分鐘即全部注入爐心)。

2. 冷端管路再循環階段：

當 LOCA 發生時，一次系統之水從斷裂口流出，閃化成蒸汽，再經相關系統或元件作動冷卻後凝結成水流入圍阻體內之再循環集水池(Recirculation Sump)中。在 RWST 之水全部注入爐心時，集水池也聚滿了水，此時 ECCS 自集水池取水經冷端管路打入爐心，再經管路破裂處流出最後匯流至集水池，構成冷端管路再循環迴路。此階段之目的在移去爐心衰變熱。若 LOCA 為最嚴重之冷端管路完全斷裂(Double-ended Rupture)失水事故，此時衰變熱主要靠爐水蒸發來移除，ECCS 之用途，則在補充因蒸發而減少的水量。

3. 熱端管路再循環階段：

冷端管路再循環階段 7 小時後，ECCS 換經 RCS 熱端管路注入冷卻水，冷卻爐心上部，使爐心上部硼酸結晶溶解，以免阻礙水流或蒸汽通道；以後每 12 小時冷端與熱端再循環轉換一次。

ECCS 系統簡介如下，其概括三個支系統，即低壓注水系統(Low Head SI)，高壓注水系統(High Head SI)及蓄壓槽(Accumulator)。

i. 低壓注水系統(Low Head SI)：

由餘熱移除系統(Residual Heat Removal System，RHR)所組成，

其為低壓注水系統。RHR 系統主要在機組啟動或停機時，執行排除餘熱的工作，緊急情況時則成為 ECCS 的一部份

ii. 高壓注水系統(High Head SI)：

高壓注水系統由離心充水泵(Centrifugal Charging Pump，CCP)、硼注入槽(Boron Injection Tank，BIT)及相關管閥等所組成。雖然 CCP 平時是爐水控制系統(CVCS)的重要組件，緊急時則與 CVCS 隔離而成為 ECCS 的一部份。

iii. 蓄壓槽(Accumulator)：

三個蓄壓槽及相關之管閥組成 ECCS 之中壓支系統，一旦反應爐壓力低於蓄壓槽壓力，槽中大量含硼水即刻注入爐心不需外來動力。

當發生下列緊急情況會產生 SI 訊號開始進入 ECCS 的注水階段對於 RCS 進行補水動作：

1. 手動；
2. 調壓槽低壓力：1845 psig (2/3 偵測到)；
3. 第一階高圍阻體壓力：3.1 psig (2/3 偵測到)；
4. 任一蒸汽管路低壓力：600 psig。

二、GOTHIC 程式介紹

GOTHIC 程式(Generation of Thermal Hydraulic Information for Containment)為一通用性核能電廠圍阻體熱水流分析程式，反應器或圍阻體之型式不同不會在分析上造成限制，像是國內使用之 BWR、PWR 與 ABWR 皆可適用。其由 EPRI(Electric Power Research Institute)與 NAI 公司(Numerical Applications, Inc.)共同開發所成的軟體—GOTHIC，目前國際上已有多數核電業的核能電廠採用 GOTHIC 程式進行圍阻體的完整性評估與分析，例如 Kewaunee、Grand Gulf、Catawba、McGuire、Waterford 等多家核能電廠，提升功率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度評估。

GOTHIC 程式選用常見的控制體積與接節架構進行熱水流分析，下圖 4 為其計算模式架構。每個 GOTHIC 程式分析模式裡最少包含一個控制體積，為流體流動的區域，另針對需細部檢視之流場，可把需要的控制體積切割為數個次體積(subvolume)，進行簡化的 CFD (Computational Fluid Dynamics)分析，其中接節大凡是作為連結兩個不同的控制體積，抑或將邊界條件與控制體積相連接使用，一些專業用的設備等組件亦會出現在接節上，當設定條件達到滿足時可自動開啟或關閉。

此外，GOTHIC 程式還運用圖像使用者介面(Graphic User Interface, GUI)，如下圖 5 所示，此介面較易得心應手並可清楚知悉控制體積與接節之連接狀況，降低人工輸入之錯誤，為現今多數核子工程分析軟體主要發展趨勢。

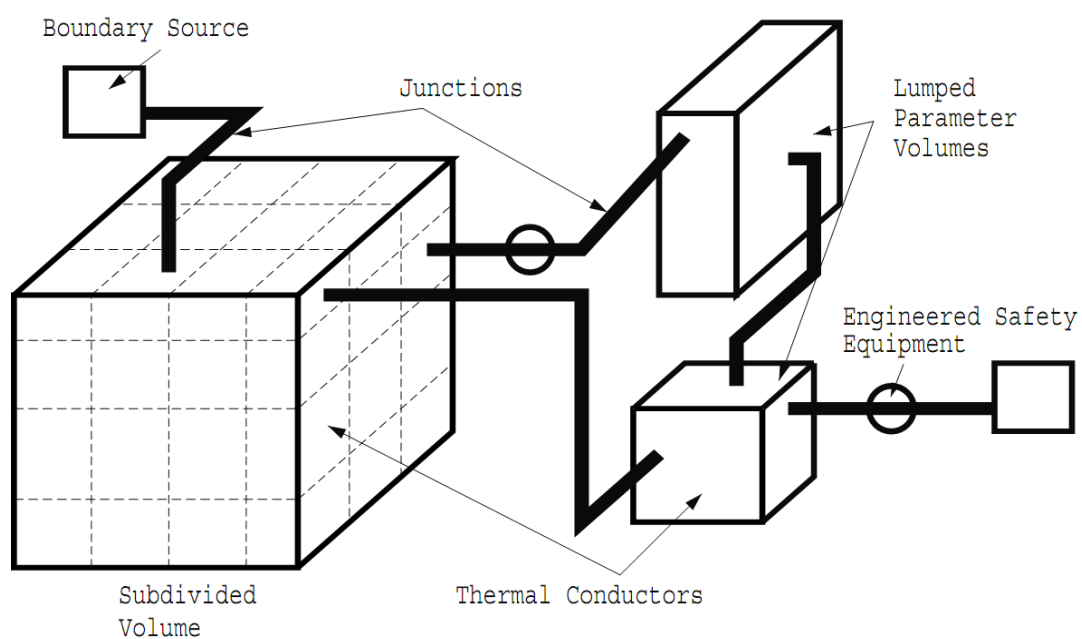


圖 4 GOTHIC 程式計算模式架構簡圖^[7]

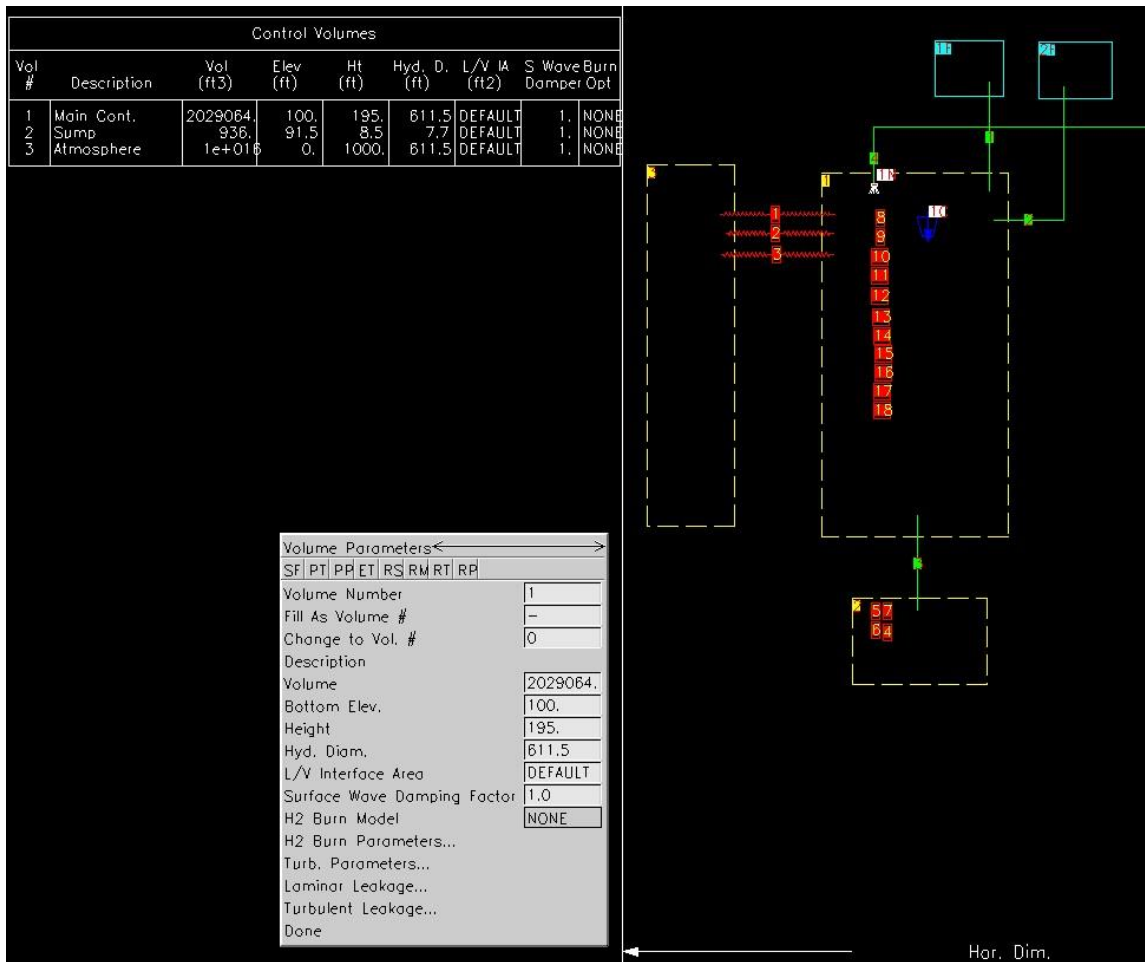


圖 5 GOTHIC 程式之圖像化工作視窗圖

如圖 6 所示常見於圍阻體中的熱流現象包括沖放、冷凝、噴灑、壁面熱傳等，位於 GOTHIC 程式內均以分相對應之模式處理。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、閥門、熱導體、風扇、熱交換器、噴灑器等組件、同樣有其對應模式處理。

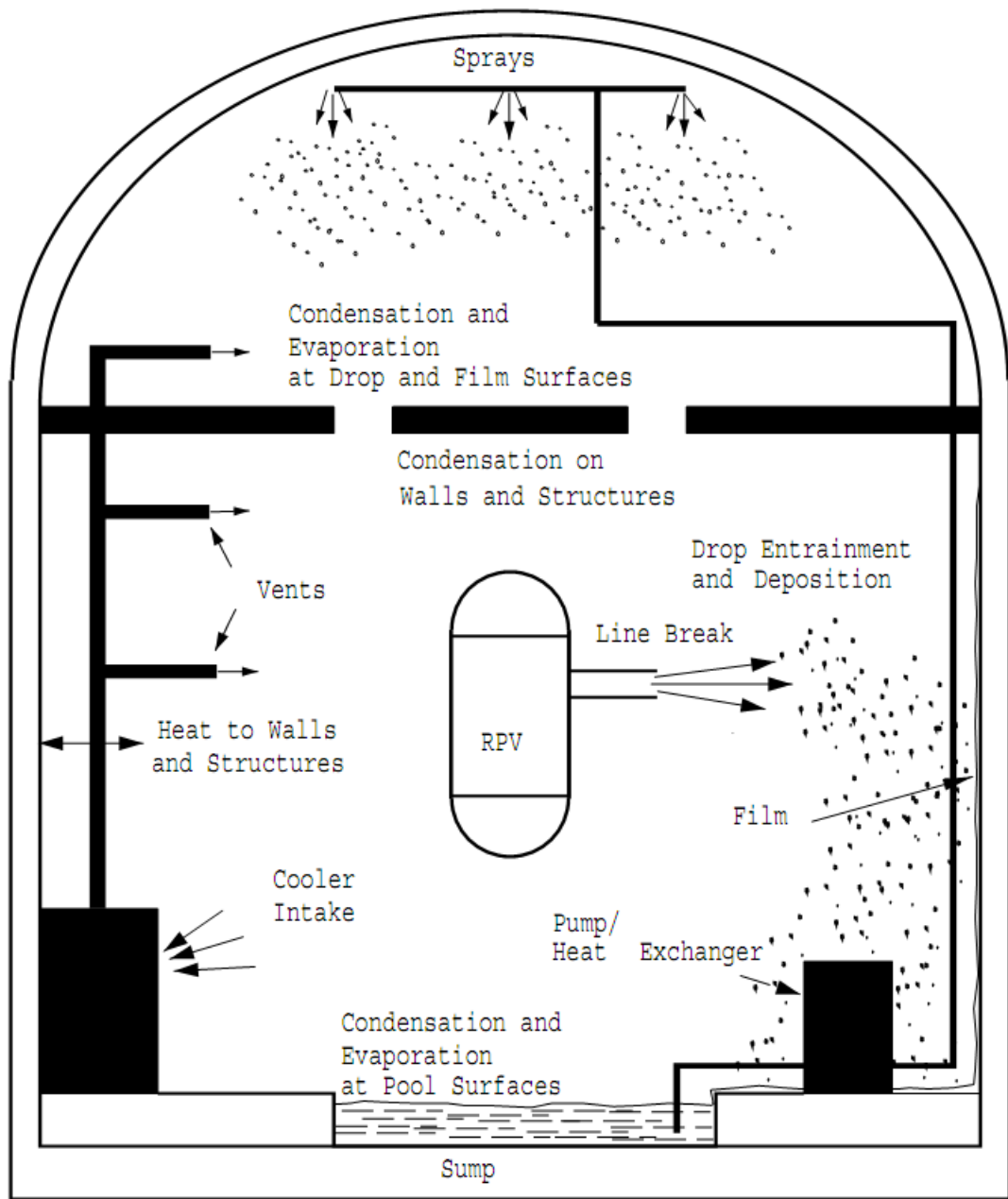


圖 6 圍阻體中的熱流現象示意圖^[7]

GOTHIC 程式熱水流模式中，考慮不同相、表面流體之間的質量與能量交換之外，還可計算三種流場型態(氣體/液體/液滴)的守恆式。依據不同的體積選用，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；但在積總體積(lump volume)模式中，模擬方式會較為簡化，將其守恆式簡化而計算，為此在接節與熱導體的應用上，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(1)式所示：

$$\begin{aligned}
 \frac{\partial}{\partial t} \int_V \Theta \alpha_\phi \rho_{\phi\zeta} dV &= - \int_A \Psi \alpha_\phi \rho_{\phi\zeta} \bar{u}_\phi \cdot \bar{n} dA + \int_{A_f} \Psi \alpha_\phi \rho_\phi D_\phi^c \bar{\nabla} \left(\frac{\rho_{\phi\zeta}}{\rho_\phi} \right) \cdot \bar{n} dA \\
 \text{storage} & \qquad \qquad \text{convection} & \qquad \qquad \text{diffusion} \\
 & + \int_{A_w} s_{\phi\zeta}^c dA & + \int_{A_{I\phi}} S_{\phi\zeta}^c dA & + E_{\phi\zeta}^c & + C_{\phi\zeta}^c \quad (1) \\
 & \text{boundary} & \text{interface} & \text{equipment} & \text{combustion} \\
 & \text{source} & \text{source} & \text{source} & \text{source}
 \end{aligned}$$

本質量守恆式將對流、擴散、邊界條件、介面及設備安全係數與氫氣燃燒等因素考慮在內。其中 ϕ 表達了流體的相狀態，含括汽態、液態、液滴和冰， ζ 則是表示著氣體組成，當 $\zeta=s$ 時為蒸汽，當 $\zeta=n$ 時則為非凝結氣體， Θ 為體積多孔性， Ψ 為區域多孔性係數， α 為體積比率， ρ 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 是由外在設備造成的質量源項，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(2)式所示：

$$\frac{\partial}{\partial t} \int_V \alpha_\phi \rho_{\phi\zeta} dV = - \sum_{\{j\}V} \alpha_\phi \rho_{\phi\zeta} \bar{u}_\phi \cdot \bar{n} A_j + \int_{A_w} s_{\phi\zeta}^c dA + \int_{A_{I_\phi}} S_{\phi\zeta}^c dA_{I_\phi} + E_{\phi\zeta}^c \quad (2)$$

其由(4-1)式簡化而來，因為其模擬之空間較為簡單明瞭，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(3)式所示：

$$\begin{aligned} \frac{\partial}{\partial t} \int_V \Theta \alpha_\phi \left(\rho_\phi (h + ke)_\phi - P \right) dV &= - \int_A \Psi \alpha_\phi \rho_\phi (h + ke)_\phi \bar{u}_\phi \cdot \bar{n} dA \\ &\quad \text{storage} \qquad \qquad \qquad \text{convection and flow work} \\ &+ \int_{A_f} \Psi \alpha_\phi \rho_\phi c_{p\phi} D_\phi^\varepsilon \bar{\nabla} T_\phi \cdot \bar{n} dA + \sum_\zeta \int_{A_f} \Psi \alpha_\phi D_\phi^c \rho_\phi \bar{\nabla} \left(\frac{\rho_{\phi\zeta}}{\rho_\phi} \right) h_{\phi\zeta} \cdot \bar{n} dA \\ &\quad \text{thermal diffusion} \qquad \qquad \qquad \text{mass diffusion} \\ &+ \int_{A_w} s_\phi^\varepsilon dA + \int_{A_{I_\phi}} S_\phi^\varepsilon dA_{I_\phi} + E_\phi^\varepsilon + C_\phi^\varepsilon \quad (3) \\ &\quad \text{boundary} \quad \text{interface} \quad \text{equipment} \quad \text{combustion} \\ &\quad \text{source} \quad \text{source} \quad \text{source} \quad \text{source} \end{aligned}$$

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都是在能量守恆式中必須顧慮到。其中 h 為熱焓，

k_e 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)式所示：

$$\begin{aligned} \frac{\partial}{\partial t} \int_V \alpha_\phi \rho_\phi (e + ke)_\phi dV = & - \sum_{\{j\}V} \alpha_\phi (\rho_\phi (e + ke)_\phi + P) \overline{u}_\phi \cdot \vec{n} A_j \\ & + \int_{A_w} s_\phi^\varepsilon dA_{I_\phi} + \int_{A_{I_\phi}} S_\phi^\varepsilon dA_{I_\phi} + E_\phi^\varepsilon \end{aligned} \quad (4)$$

在積總體積分析模式中，因由紊流擴散係數為零，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(5)式所示：

$$\begin{aligned} \frac{\partial}{\partial t} \int_V \Theta \alpha_\phi \rho_\phi \overline{u}_\phi dV = & - \int_A \Psi \alpha_\phi \rho_\phi \overline{u}_\phi (\overline{u}_\phi \cdot \vec{n}) dA + \int_{A_f} \Psi \alpha_\phi \underline{\sigma}_\phi \cdot \vec{n} dA \\ & \text{storage} \qquad \qquad \qquad \text{convection} \qquad \qquad \qquad \text{surface stress} \\ & + \int_V \overline{\Theta g} \alpha_\phi \rho_\phi dV + \int_{A_w} \overline{s_\phi^m} dA + \int_{A_{I_\phi}} \overline{s_\phi^m} dA_{I_\phi} + \overline{E_\phi^m} \end{aligned} \quad (5)$$

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 $\underline{\sigma}_\phi$ 包含流體靜態壓力、黏滯性與雷諾應力， \vec{g} 為重力加速度， $\overline{s_\phi^m}$ 是與壁面作用產生的動量源項， $\overline{S_\phi^m}$ 是與介面面積作用之動量源項， $\overline{E_\phi^m}$ 為來自於設備的動量源項。

- 在動量守恆式中，凡成分由水氣所組成，均假設為擁有相同的移動速度。

- 在積總體積之模式，唯求解質量與動量守恆方程式，不解動量守恆方程式。

- 接節(Flow Path)：

接節成兩個不同的控制體積之連結，計算其內部流體之流動狀況，計算方式如圖 7 所示，其中動量方程式如(6)式所示：

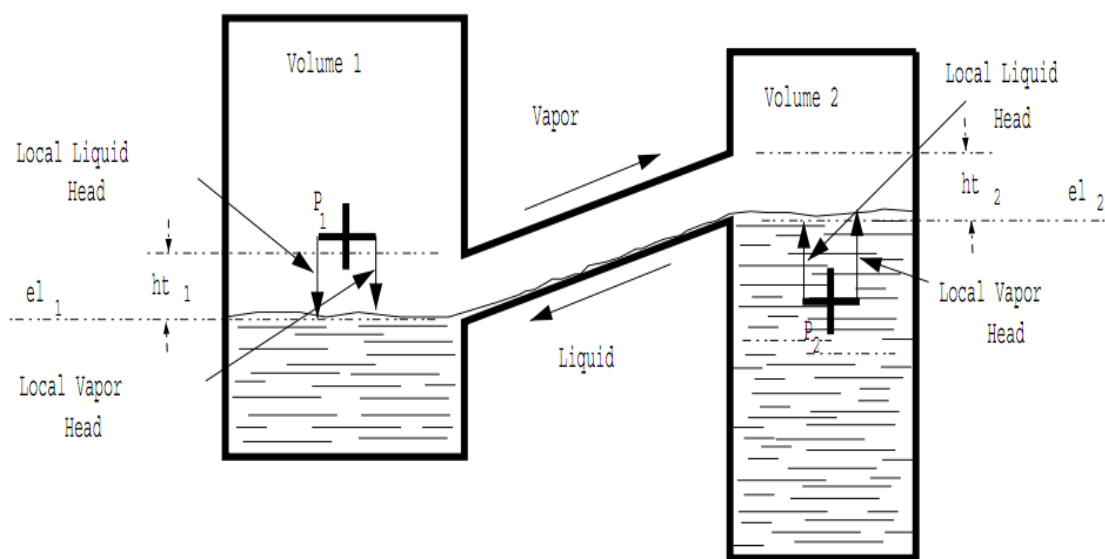


圖 7 接節計算示意圖^[7]

$$AL \frac{d(\alpha_\phi \rho_\phi w_\phi)}{dt} = \alpha_\phi A (P_1 + PL_{1\phi} - P_2 - PL_{2\phi}) - \alpha_\phi \rho_\phi g A (el_1 - el_2) + E_\phi^m + (MF_{2\phi}) + D_{w\phi} + D_{I\phi}$$

inertia pressure gradient and local gravity head
 - junction gravity head equipment socure
 + momentum fluxes wall drag interfacial drag

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_ψ 為相速度， ρ_ψ 為控制體積中各相狀態密度之平均。例如：

$$\rho_\phi = \frac{\rho_{\phi 1} + \rho_{\phi 2}}{2} \quad (7)$$

- 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(8)式所示：

$$\int_{V_{cn}} \rho_{cn} c_{p,cn} \frac{\partial T_{cn}}{\partial t} dV_{cn} = \int_{A_i} D_{cn}^e \bar{\nabla} T_{cn} \cdot \bar{n} dA + \int_{A_b} s_{cn}^e dA \quad (8)$$

storage diffusion boundary source

考慮了擴散項與邊界條件的能量守恆式，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_b 為此熱導體之外表面積。提供三種常見之熱導體幾何形狀供選擇，包含 wall、cylinder 與 tube 於 GOTHIC 程式使用中。

此外在 GOTHIC 驗證報告^[8]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，像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。在整體效應中則採用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，
依據比對結果均可驗證 GOTHIC 程式具有足夠的能力模擬圍阻體內
常見之熱水流現象。

貳、研究方法與過程

核電廠之設計基準事故(Design Basis Accident, DBA)之一為冷卻水流失事故，為了讓核電廠事故發生後避免事態演變嚴重化，移除衰變熱避免燃料棒毀損為特殊安全設施的主要任務之一。本章將會針對冷卻水流失事故進行描述，並說明本研究流程之架構，其中會將 GOTHIC 程式之分析模式架構與各系統之組織架構加以說明。

本研究欲分析的主要冷卻水大破口失水事故，包含原始額定功率 102% 及功率 25% 之下之主蒸汽管路斷管事故，及冷端管路冷卻水泵吸水側斷管事故，這些大破口失水事故容易造成圍阻體較大之負載與衝擊。

當冷卻水流失事故發生時，大量的冷卻水會從斷管處沖出後立即閃化成大量蒸汽，並造成圍阻體壓力與溫度急速上升。蒸汽會與圍阻體的大量熱沉結構進行被動的冷卻冷凝，而 ECCS 起動補水後的冷卻水會由斷管處不停流出，部分沖出的水和冷凝水會匯流到再循環集水池。之後風扇冷卻器起動後開始冷卻圍阻體內的空氣溫度。在圍阻體壓力達到一定值時，噴灑系統即會起動，噴灑系統位於圍阻體的圓柱形體轉換為半球型圓頂交界處，環繞的噴灑系統開始對圍阻體內噴灑水滴，圍阻體內的蒸汽將大量被冷凝，以降低其內部的壓力和溫度。其中再循環集水池持續吸收吸入爐心衰變熱的水，使池水越來越多。

事故發生後的 200 秒暫態過程中，主要探討風扇冷卻器、噴灑系統以及大量的熱沉結構能否有效吸收一開始大量沖放入圍阻體內的質能，有效的降低圍阻體內的壓力與溫度。

主蒸汽管路斷管事故描述

圖 8 所示，其包括三個蒸汽產生器(Steam Generator, S/G)，蒸汽產生器頂部出口的流量限制器(Flow Restrictor)、動力釋壓閥(Power Operated Relief Valve)、安全閥、主蒸汽隔離閥(Main Steam Isolation Valve, MSIV)、大氣排放閥(Atmosphere Dump Valve)、汽機旁通閥(Turbine Bypass Valve)及其管路和儀控設備。主蒸汽管路圍阻體穿越孔道上游，除了蒸汽產生器頂部出口流量測量單元外，別無任何管路或儀器與主蒸汽管相連。3 支分別來自 3 個蒸汽產生器的 32 吋主蒸汽管內含壓力 1185 psig，溫度 600°F，流量 12.295×10^6 lb/hr 之飽和蒸汽。由蒸汽產生器至高壓汽機斷止閥間壓降 30 psi，這些管路均有足夠之伸展性，做為熱膨脹時與蒸汽產生器間之相對移動緩衝。

位於圍阻體外側的每支主蒸汽管上設有兩個併排的動力釋壓閥(Power Operated Relief Valve)，五個安全閥及一主蒸汽隔離閥。假設斷管發生，如圖 9 所示；當主蒸汽管破裂時，隔離閥會迅速關閉，避免反應爐冷卻水過度冷卻，或圍阻體過壓。正常情況下，隔離閥可在接受主蒸汽隔離訊號後五秒內關閉。主蒸汽管斷管後，大量蒸

汽由 S/G 側沖放至乾井內部，直至 MSIV 關閉。在短程分析模式中，本研究採用 FSAR^[1]所提供之沖放質能數據作為 GOTHIC 程式分析之輸入邊界條件，其中又分為功率在 102% 及 25% 兩種情況下之分析，102% 額定功率時之沖放條件如圖 10 及圖 11 所示，為靠近 S/G 破口端之沖放流率和焓值圖；圖 12 及圖 13 所示，為靠近 BOP 端之沖放流率和焓值。25% 額定功率時之沖放條件如圖 14 及圖 15 所示，為靠近 S/G 破口端之沖放流率及焓值圖；圖 16 及圖 17 為靠近 BOP 端的破口沖放流率及焓值圖。

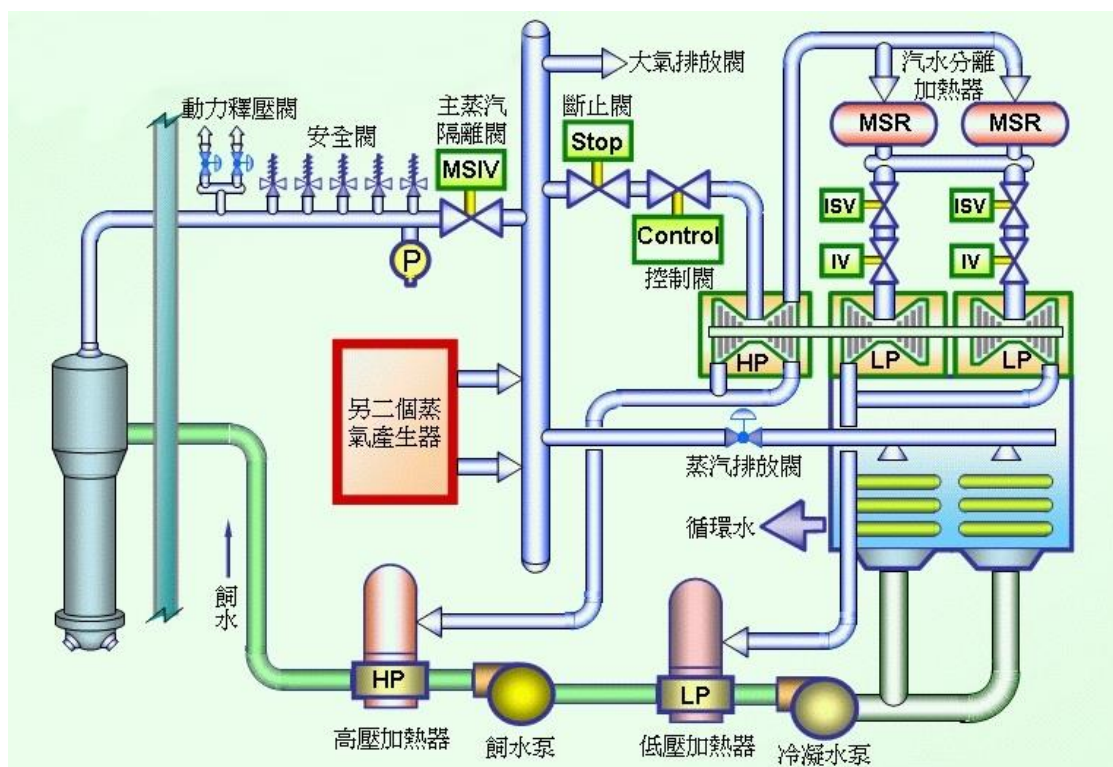


圖 8 主蒸汽系統示意圖^[6]

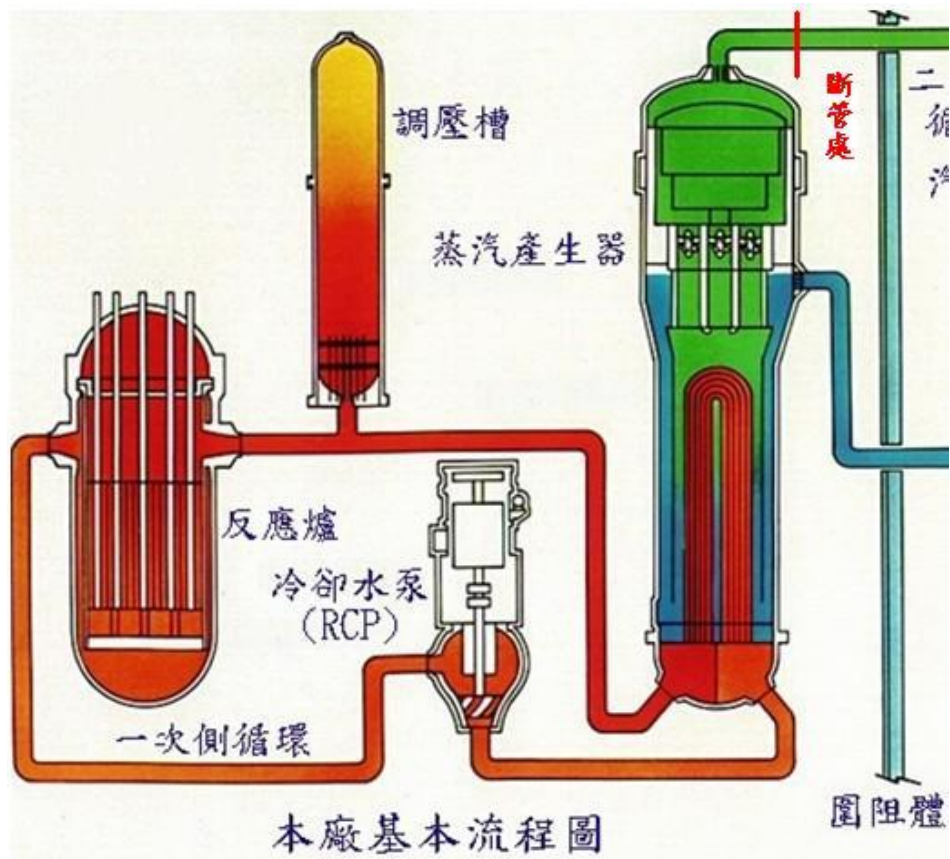


圖 9 主蒸汽斷管事故破口示意圖^[6]

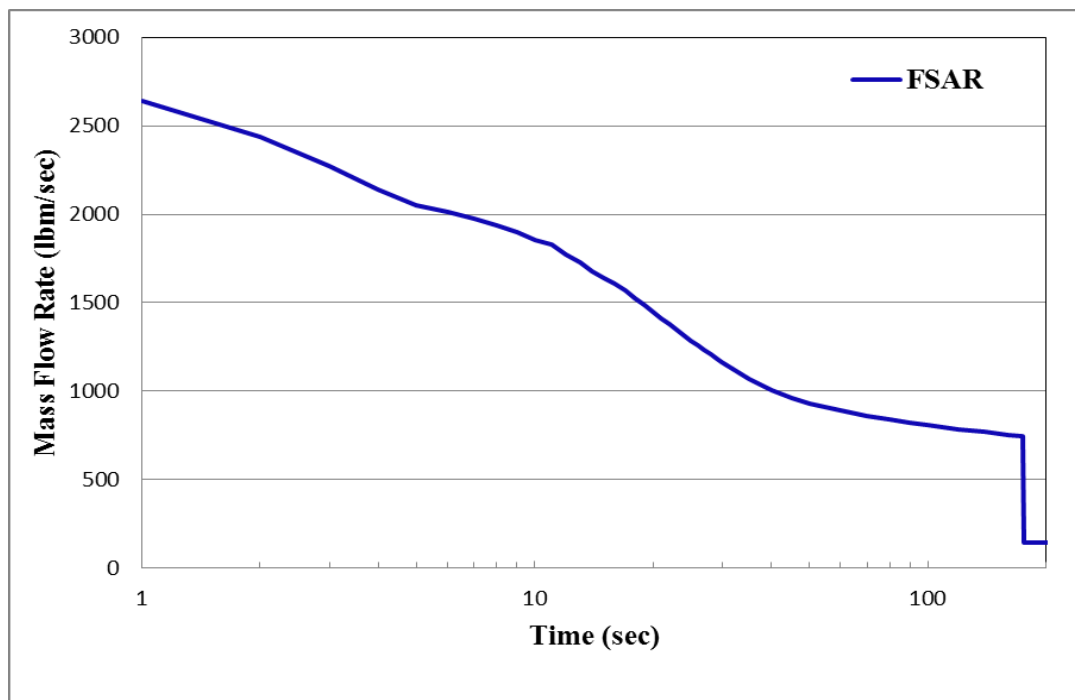


圖 10 MSLB at 102% power 破口沖放 1 流率^[1]

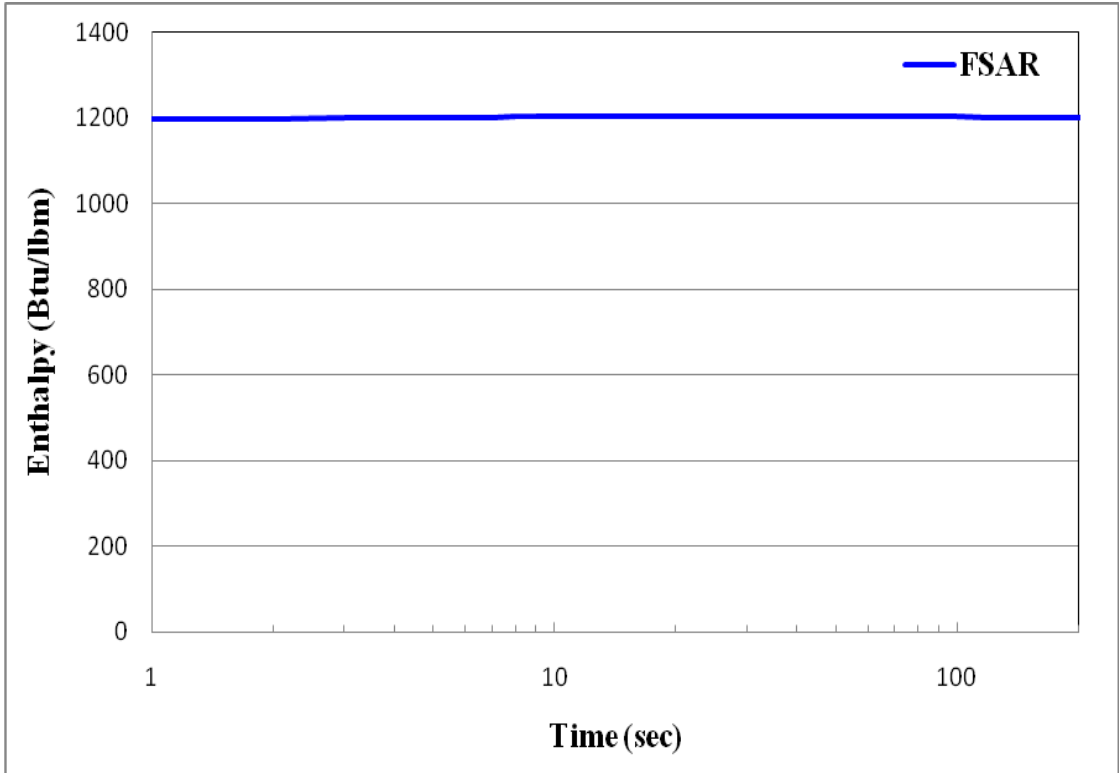


圖 11 MSLB at 102% power 破口沖放 1 焓值^[1]

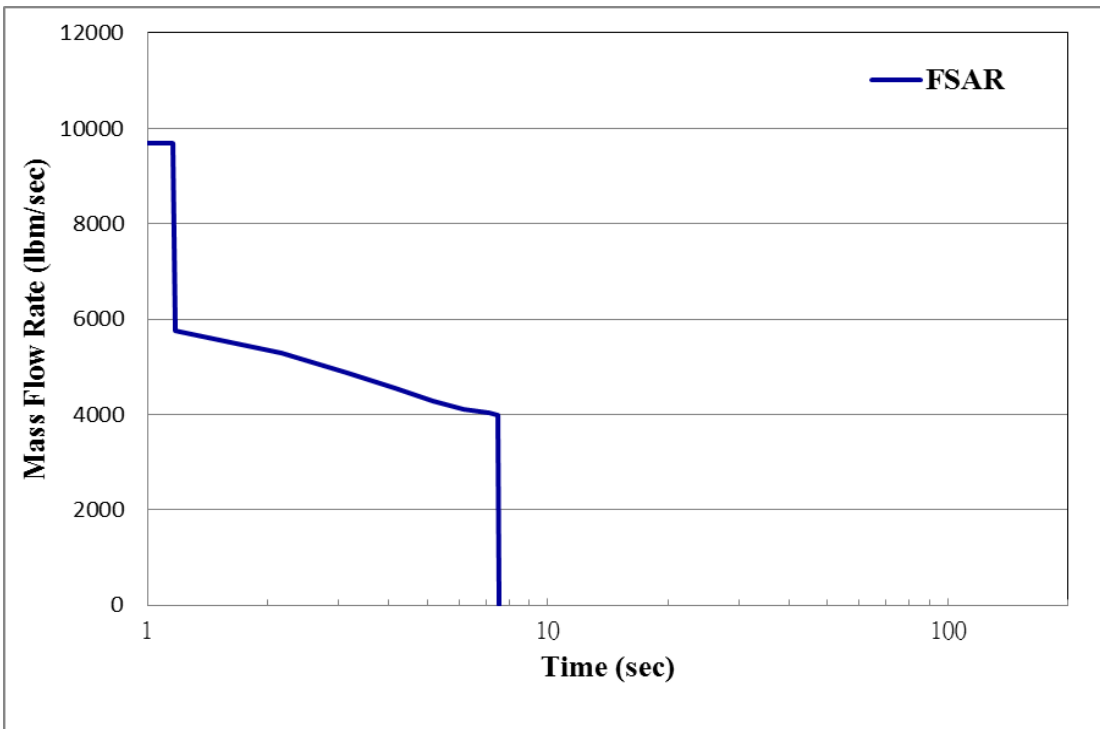


圖 12 MSLB at 102% power 破口沖放 2 流率^[1]

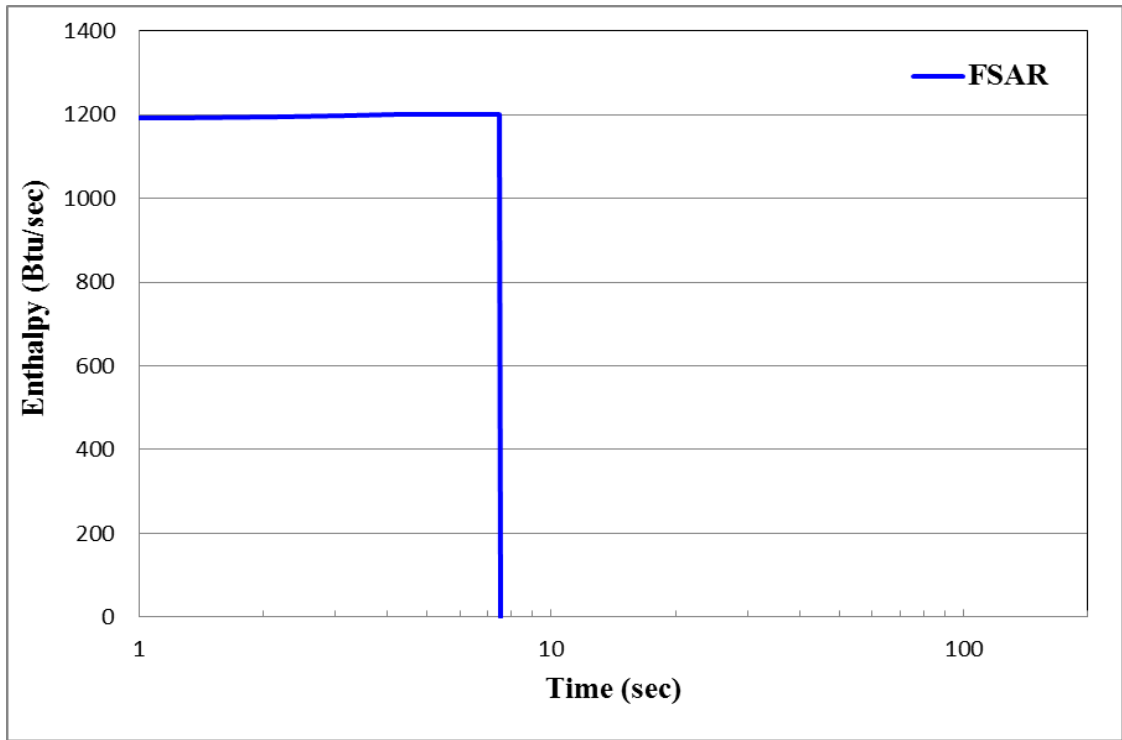


圖 13. MSLB at 102% power 破口沖放 2 焓值^[1]

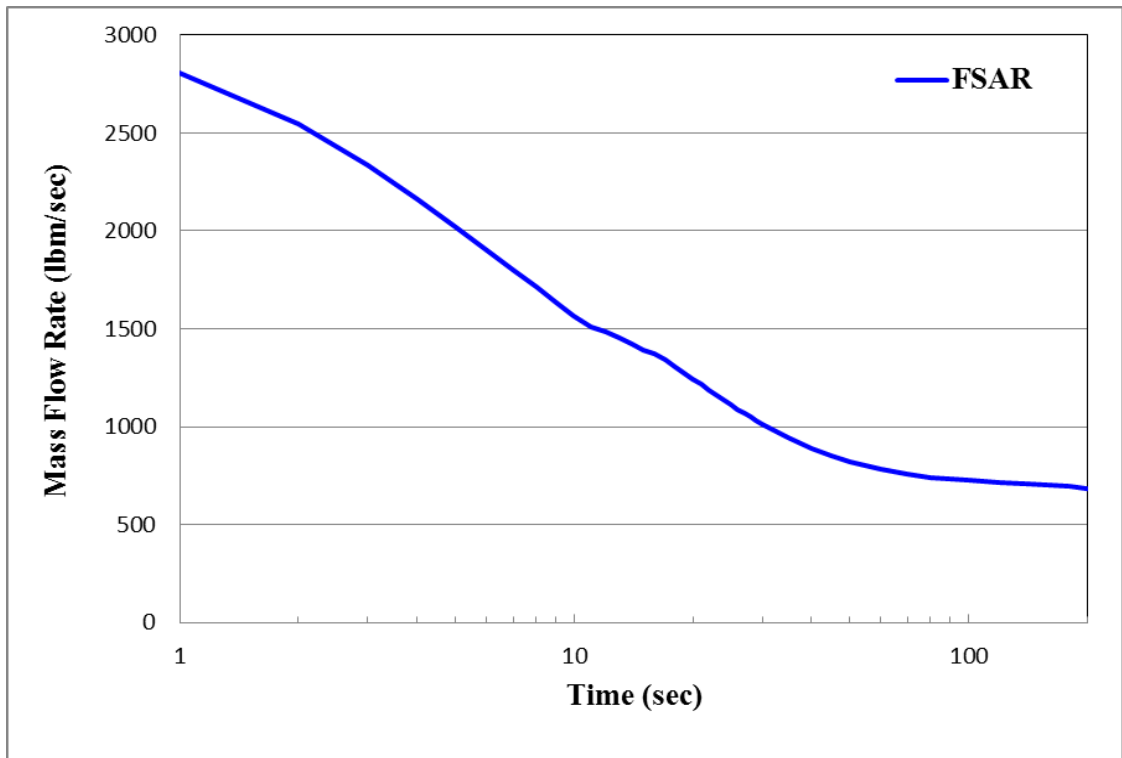


圖 14. MSLB at 25% power 破口沖放 1 流率^[1]

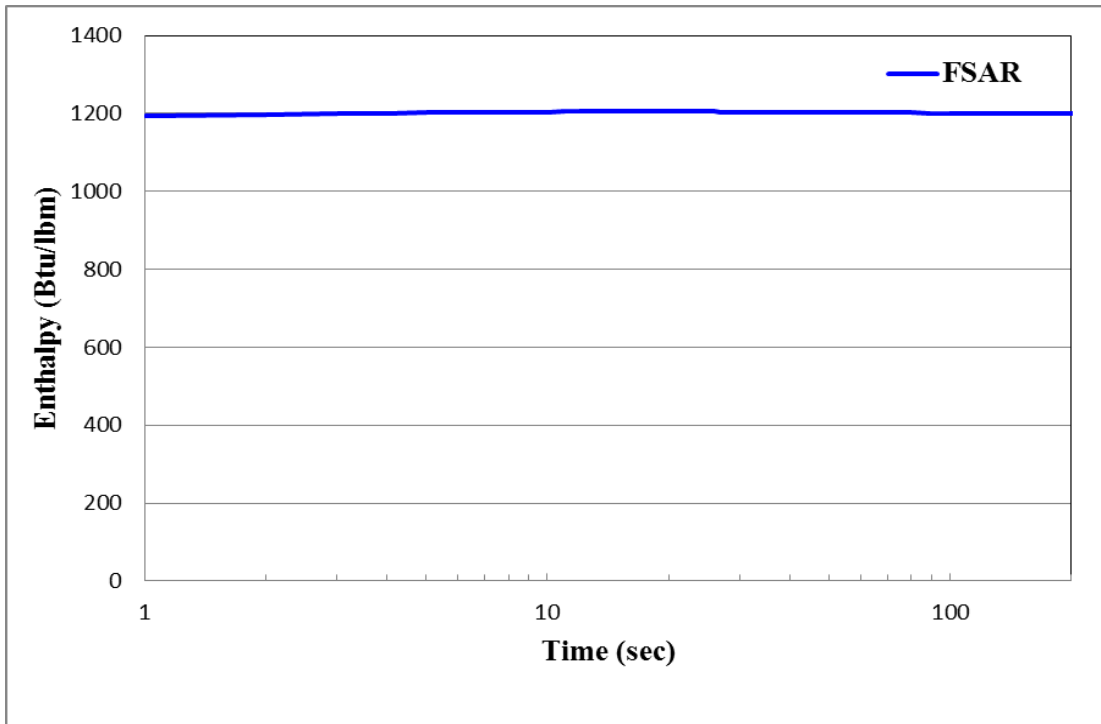


圖 15. MSLB at 25% power 破口沖放 1 焓值^[1]

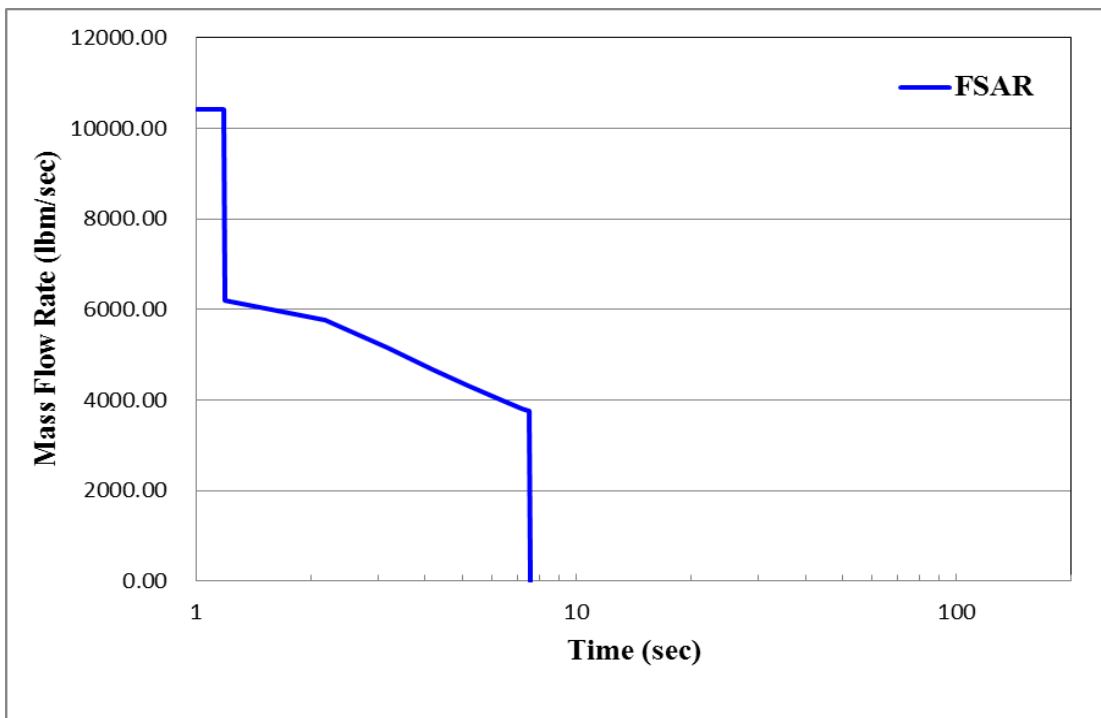


圖 16. MSLB at 25% power 破口沖放 2 流率^[1]

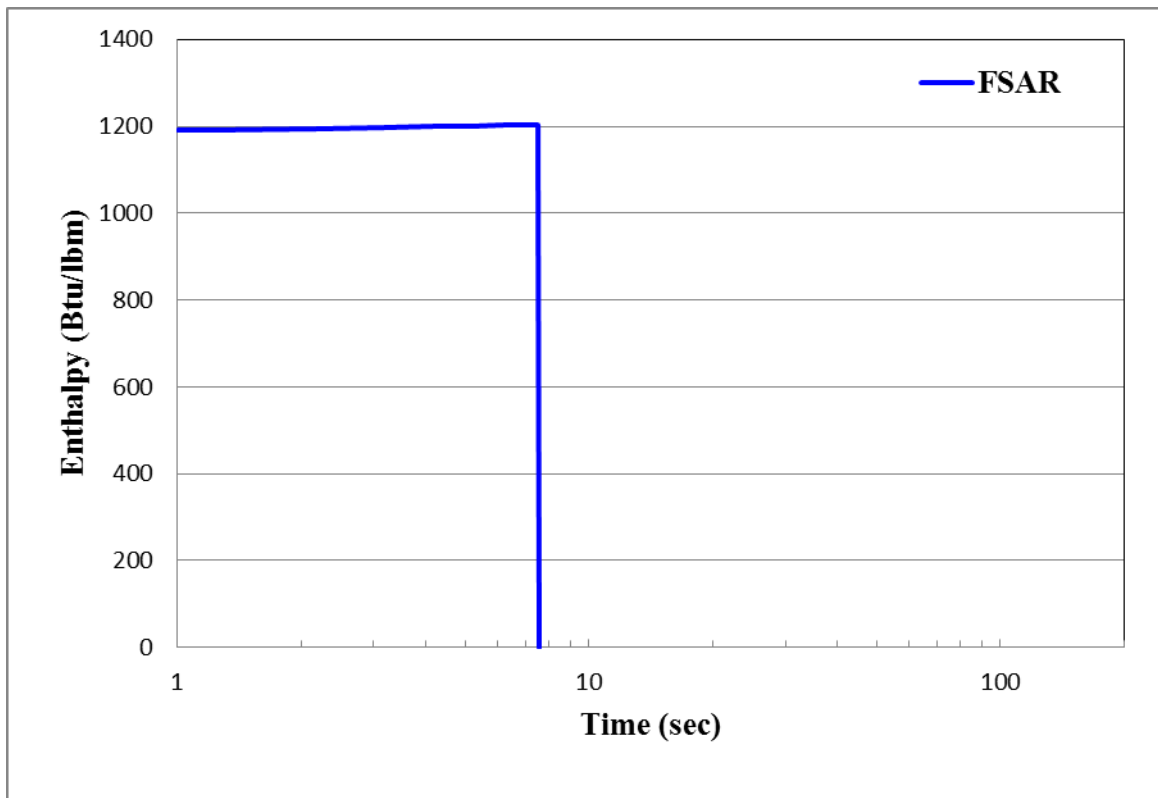


圖 17 MSLB at 25% power 破口沖放 2 焓值^[1]

冷端管路冷卻水泵吸水側斷管事故描述

反應爐冷卻水系統之冷卻水泵功用為強迫冷卻水循環流經爐心及蒸汽產生器，及時移走爐心產生之熱量提高爐心功率密度，防止燃料熔化，並提供一速度水頭，作為調壓槽噴水系統之驅動力，確保足夠冷卻水流量流經爐心。冷卻水泵構造如圖 18^[6]所示，冷卻水泵參數如表 2。假設失水事故是由冷卻水泵下方吸水管路斷管，如圖 19。由表得知內徑為 31 inch，泵入口管路面積 5.24 ft²，因分析假設是為雙頭斷管事故，所以總破口面積為 10.48 ft²。

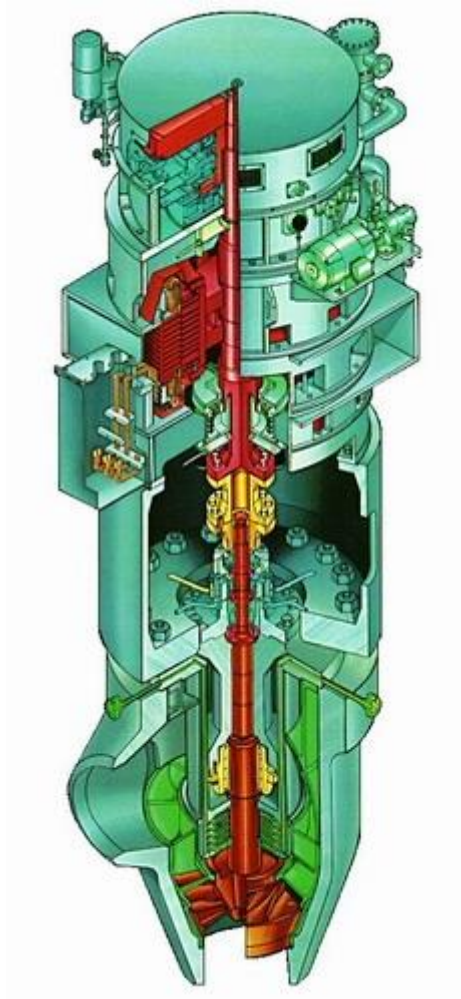


圖 18. 冷卻水泵構造^[6]

表 2. 冷卻水泵之設計參數^[6]

冷卻水泵設計參數	
1.設計壓力/運轉壓力，psig	2485/2235
2.水壓測試壓力(冷機)，psig	3106
3.設計溫度(外殼)，°F	650

4.軸封注水流量(Seal Water Injection) , gpm	8
5.核機冷卻水流量(每台) , gpm	190~210
6.最大連續核機冷卻水入口溫度 , °F	105
泵	
1.容量 , gpm	102800
2.驅動水頭(Developed Head) , ft	280
3.入口溫度 , °F	556.7
4.速率 , rpm	1185
5.泵入口管嘴 ID , in	31
6.泵出口管嘴 ID , in	27.5

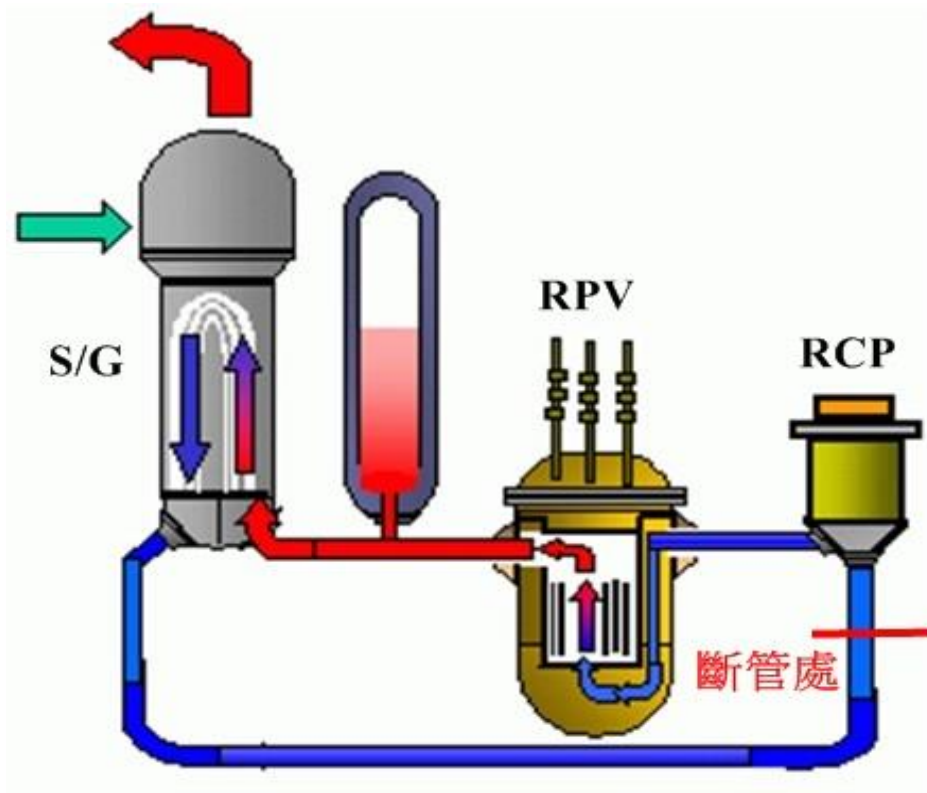


圖 19. 冷端管路冷卻水泵吸水側斷管示意圖^[6]

短程分析模式中，採用 FSAR^[1]提供之沖放質能數據作為輸入之邊界條件，如圖 20 至圖 25 所示。其中圖 20 及圖 21 為斷管事故之沖放初期，主要以液態水沖放為主，時間從 0 秒到 17.4 秒；由 17.4 到 200 秒其為蒸汽和液態水混合物，圖 22 及 23 為蒸汽及液態水混合物之沖放流率；圖 24 及圖 25 為蒸汽及液態水混合物之沖放焓值。

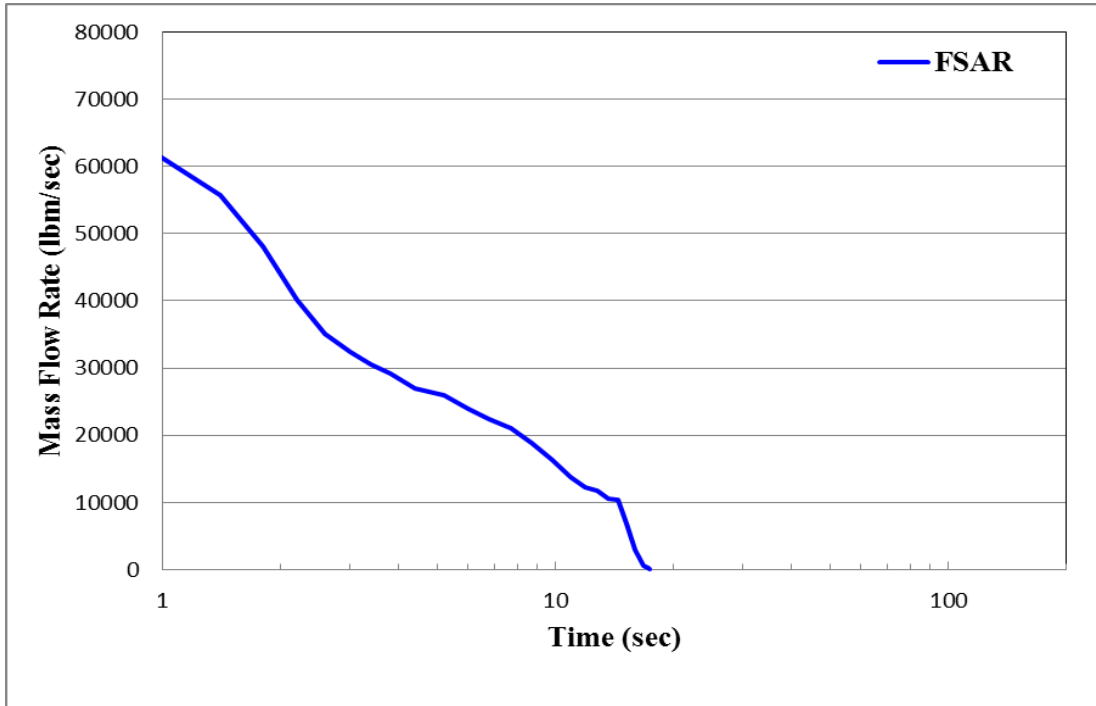


圖 20 冷端管路冷卻水泵吸水側斷管之液態水沖放流率^[1]

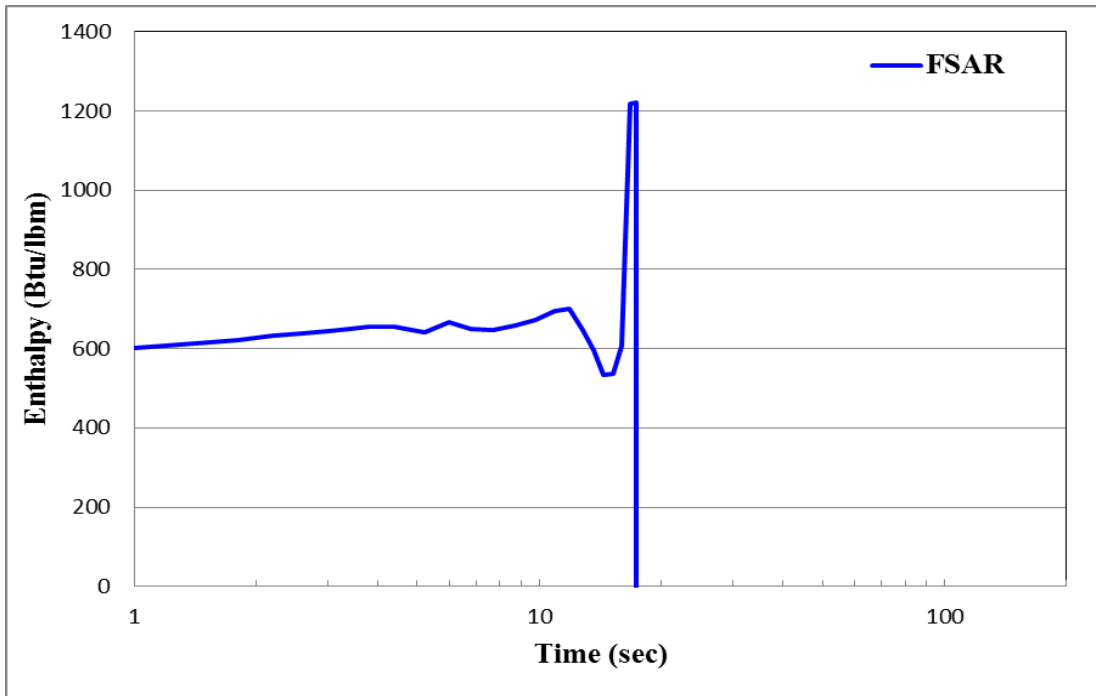


圖 21 冷端管路冷卻水泵吸水側斷管之液態水沖放焓值^[1]

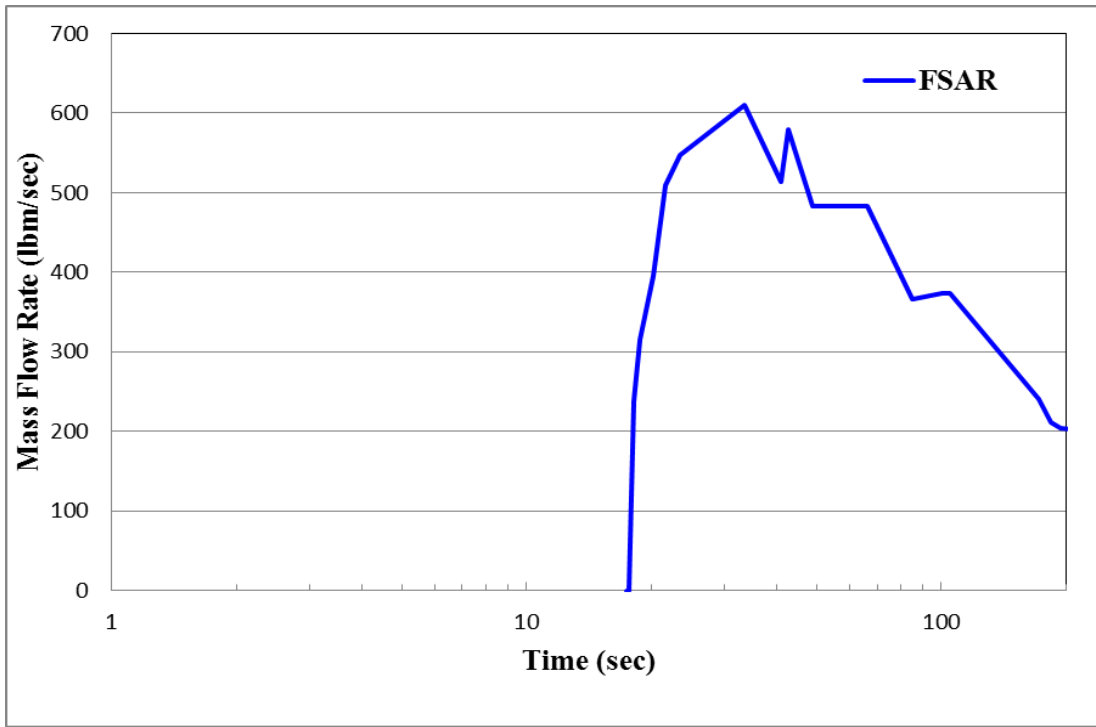


圖 22 冷端管路冷卻水泵吸水側斷管之蒸汽沖放流率^[1]

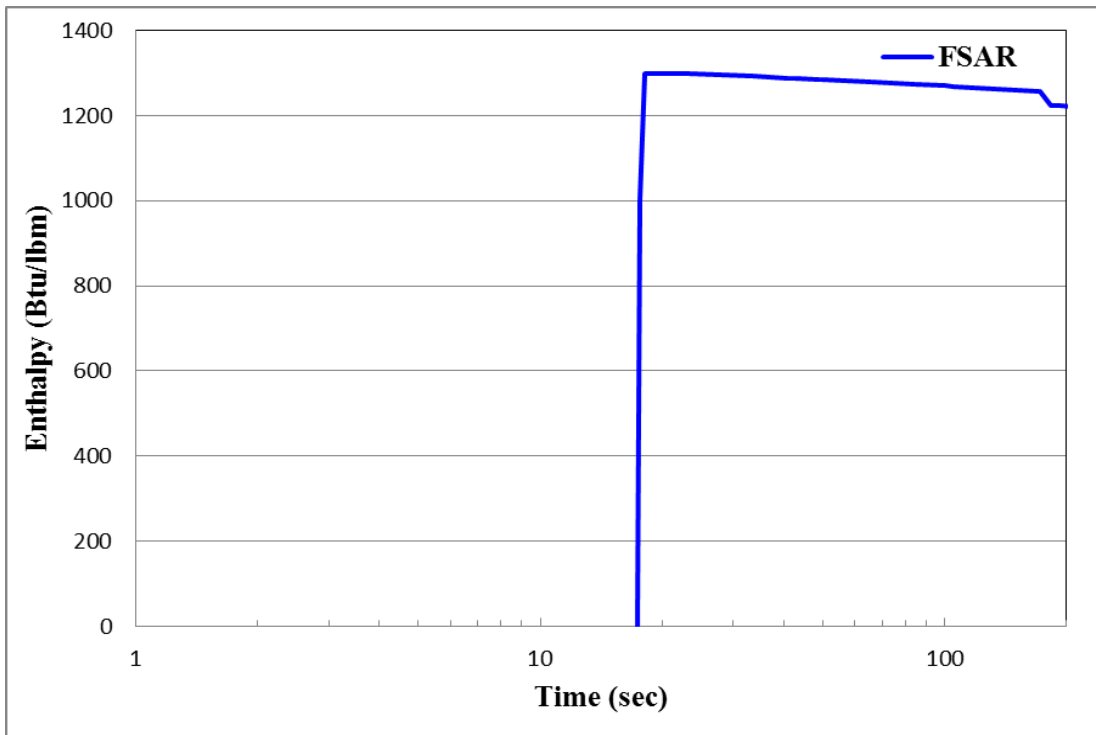


圖 23 冷端管路冷卻水泵吸水側斷管之蒸汽沖放焓值^[1]

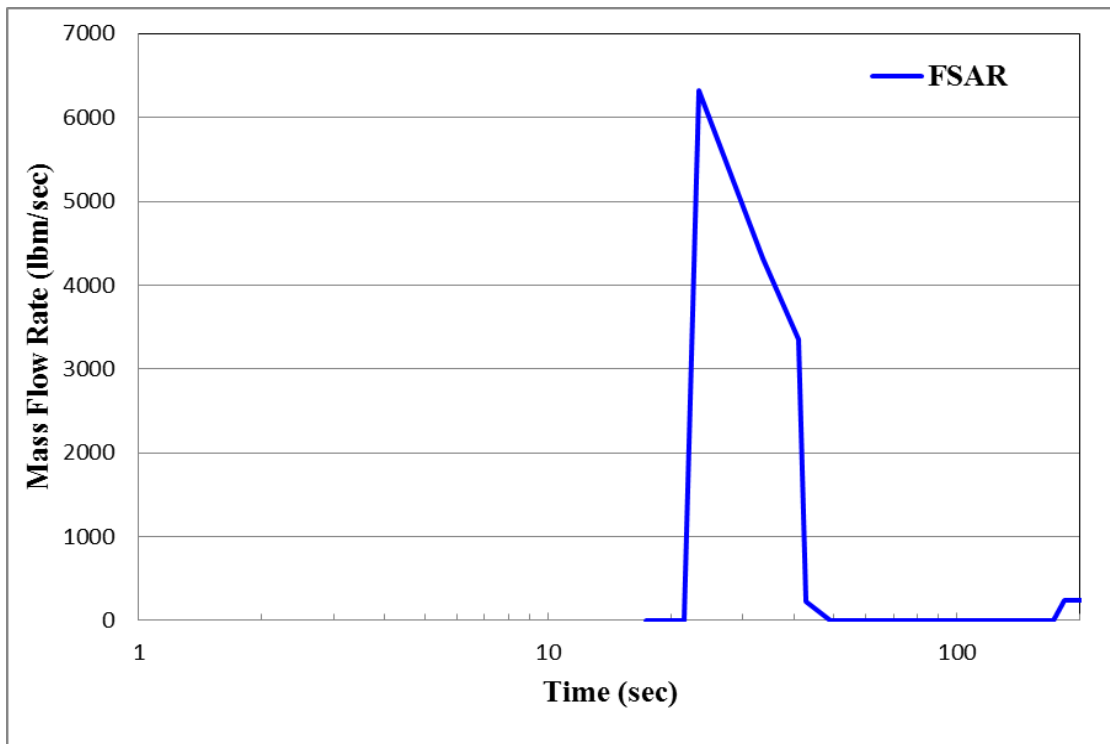


圖 24 冷端管路冷卻水泵吸水側斷管之液態水沖放流率^[1]

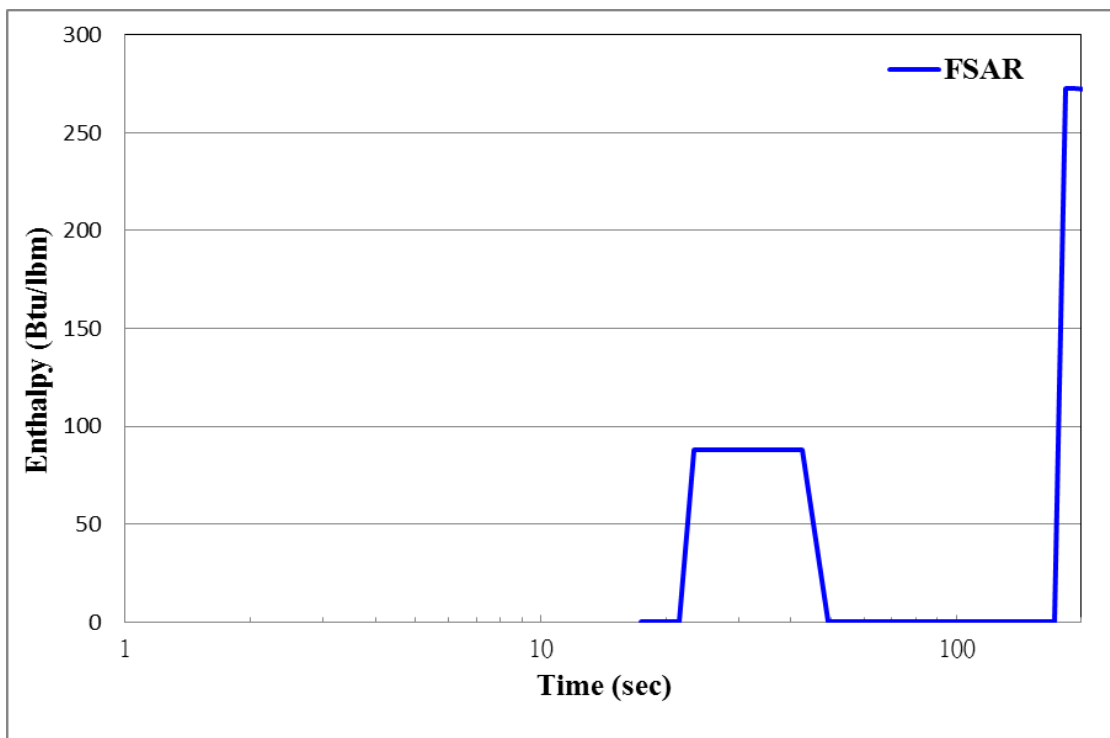


圖 25 冷端管路冷卻水泵吸水側斷管之液態水沖放焓值^[1]

一、分析模式建立

本研究之流程如圖 26 所示，首先為資料蒐集，如核能三廠之 FSAR 與訓練教材等參考資料，藉此幫助釐清問題與相關分析條件、參數等設定，以便完成後續之分析模式建立。由於核三廠圍阻體為一個大空間，為求保守在分析上採用不同之假設條件，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靈敏度分析模型。

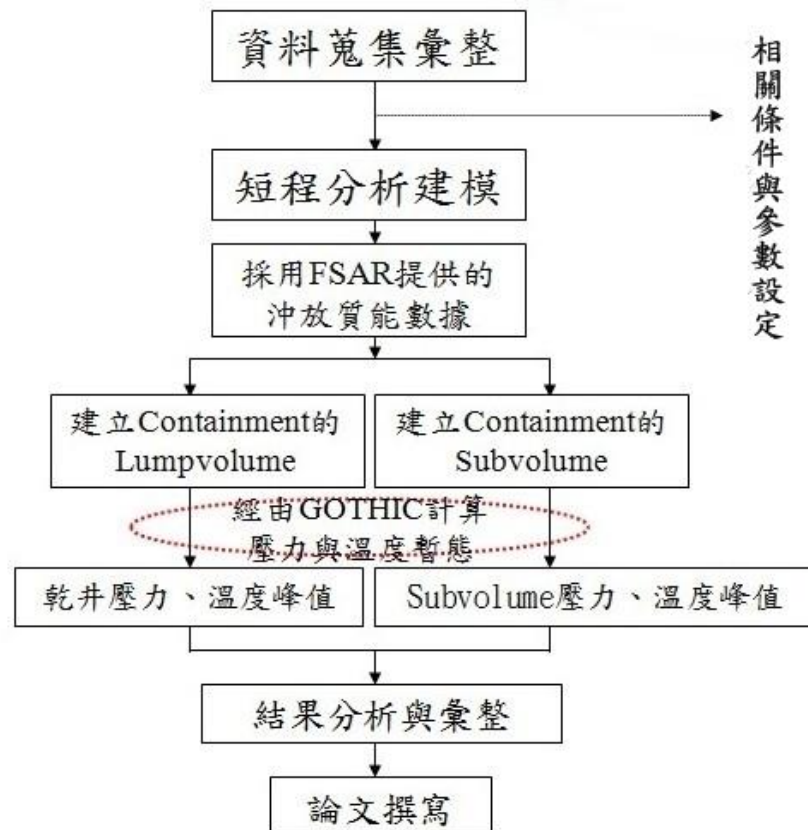


圖 26. 研究流程圖

靈敏度分析中針對圍阻體建立次體積以了解各個空間之溫度分佈，藉由 GOTHIC 程式中之臨界流模式計算其沖放質能，再經由

GOTHIC 程式計算圍阻體內壓力與溫度暫態變化情況，將其計算所得結果與核能三廠之 FSAR 分析結果進行比對並確立其合理性。

(一)、短程分析模式架構

在短程分析模式，主要目的為求得事故後沖放階段圍阻體之尖值壓力與溫度時變值，因此會有部分設定條件與靈敏度分析模式不同，並且採用 FSAR 提供之沖放質能數據作為邊界條件，比起靈敏度分析中，需要使用 GOTHIC 程式中自有之能力建立破口失水事故之失水流率及失水熱焓率釋放時變值之計算並須針對圍阻體總體積切為次體積來進行運算，短程分析模式較靈敏度模式分析簡化許多。

短程分析模式之假設如下所示：

- MSLB 短程分析模式中，事故於 0 秒時發生，依據核能三廠 FSAR^[1]Table 6.2-23A 及 Table 6.2-23H，其有效破口面積為 11.17 ft²，計算時間為 200 秒；
- 冷端管路冷卻水泵吸水側斷管短程分析模式中，事故於 0 時秒發生，依據核能三廠 FSAR^[1]Table 6.2-4、Table 6.2-9 及 Table 6.2-15，其有效破口面積為 10.24 ft²，計算時間為 200 秒；
- 圍阻體採用單一控制體積模擬；
- 圍阻體初始壓力為 14.7 psia；

- 圍阻體初始溫度為 120 °F；
- 圍阻體初始相對濕度為 100%；
- 圍阻體噴灑系統能力 2700 gpm；
- 風扇冷卻器移熱能力為 12852.78 Btu/s (33000 CFM)；
- 考慮計算建築物之間的壁面熱傳，用熱導體來代表熱沉結構；

短程分析模式之架構如圖 27 所示，其中各系統組件之說明如表 3 到表 5 所示。圍阻體採用單一控制體積處理，其體積 2300000 ft³。由於破口事故發生後，沖放流體最先沖放到圍阻體內部，故分別以邊界條件 1F 與 2F 處理不同破口端的沖放質能。短程分析中也以邊界條件 3F 處理噴灑系統的沖放質量，並使用接節 1、接節 2 與接結 4，將其與圍阻體連接，其中 1N 代表噴灑器，1C 代表風扇冷卻器。

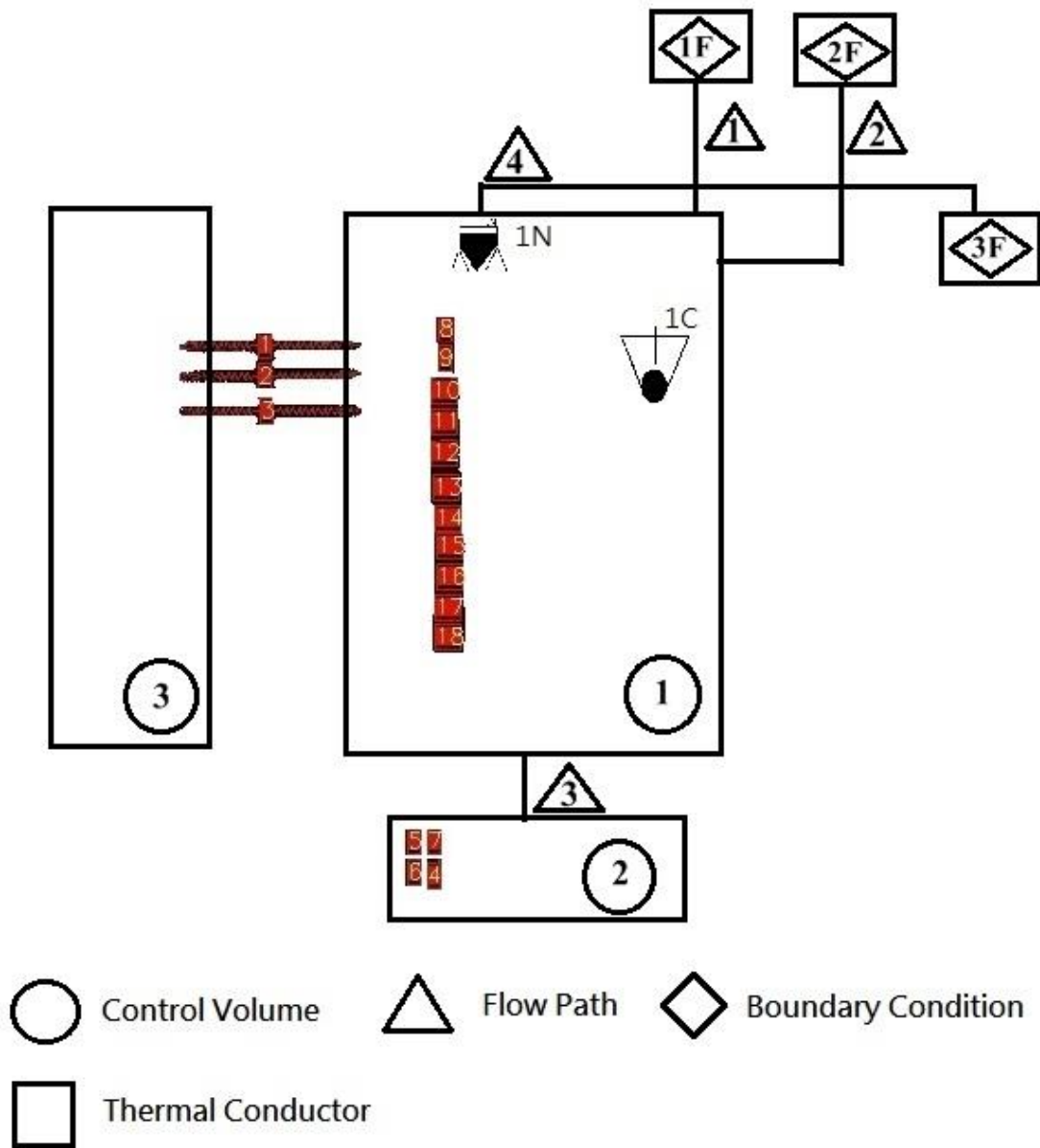


圖 27 短程分析模式示意圖

表 3. 短程分析模式之控制體積說明

控制體積(Control Volume)	
編號	名稱

1	圍阻體
2	再循環集水池
3	大氣

表 4. 短程分析模式之接節說明

接節(Flow Path)		
路徑編號	連接區間	說明
1	1F→1	流量邊界條件 1F 與圍阻體之連接
2	2F→1	流量邊界條件 2F 與圍阻體之連接
3	1→2	圍阻體與再循環集水池之連接
4	3F→1	噴灑流量邊界條件 3F 與圍阻體之連接

表 5. 短程分析模式之邊界條件說明

邊界條件(Boundary Condition)	
編號	說明
1F	破口流率邊界條件
2F	破口流率邊界條件
3F	噴灑流率邊界條件

圍阻體與再循環集水池用接節 3 連接，其中圍阻體體積為 2300000 ft³，水平高度為 100 ft，高度為 195 ft，直徑為 130 ft，L/V 面積 = $\frac{\pi}{4}130^2 = 13273.229 \text{ ft}^2$ 。再循環集水池的體積為 935.7535 ft³，水平高度為 91.5 ft，高度為 8.5 ft，L/V 面積 = $935.7535/8.5 \text{ ft}^2 = 110.0886 \text{ ft}^2$ ；其中再循環集水池直徑為 $\sqrt{\frac{4}{\pi} \times 110.0886} = 11.8393 \text{ ft}$ 。分析中 MSLB 破口位置根據圖 3-1，設定在水平高度 184 ft；冷端管路冷卻水泵吸水側斷管位置設定在水平高度 106.5 ft。模式中噴灑器用接節 4 連接，噴灑器 1N 設定水平高度為 295 ft，而風扇冷卻器 1C 直接設定在圍阻體的控制體積 1。

(二)、靈敏度分析模式架構

靈敏度分析模式與短程分析模式最大之不同在於圍阻體之控制體積切割為次體積重新分析，然而在圍阻體、再循環集水池、噴灑器、風扇冷卻器及熱沉結構，並無太大改變。

靈敏度分析模式之假設如下所示：

- 圍阻體之溫度、壓力及相對濕度等初始條件皆與短程分析模式相同；
- 圍阻體之控制體積對於 Z 軸切為 10 個次體積；
- 圍阻體之熱沉結構，熱導體設定高度分佈；
- 破口位置接節必須依照水平高度連接該高度之次體積；

- 圍阻體噴灑器接節依照水平高度連接該高度之次體積；
- 風扇冷卻器必需設定在該高度之次體積。

靈敏度分析模式架構與短程分析架構相同，除了圍阻體控制體積切割為 10 個次體積，如圖 28 所示，高度為 195 ft 之圍阻體，切為一層高度為 19.5 ft 之 10 個次體積。次體積順序由下到上 1 到 10，而組件及接節依據其水平高度需要設定特定次體積之連接，如表 6 所示。因為 MSLB 及冷端管路冷卻水泵吸水側斷管之破口高度位置不同，所以此兩種事故之接節 1 及 2 連接在不同的次體積上。

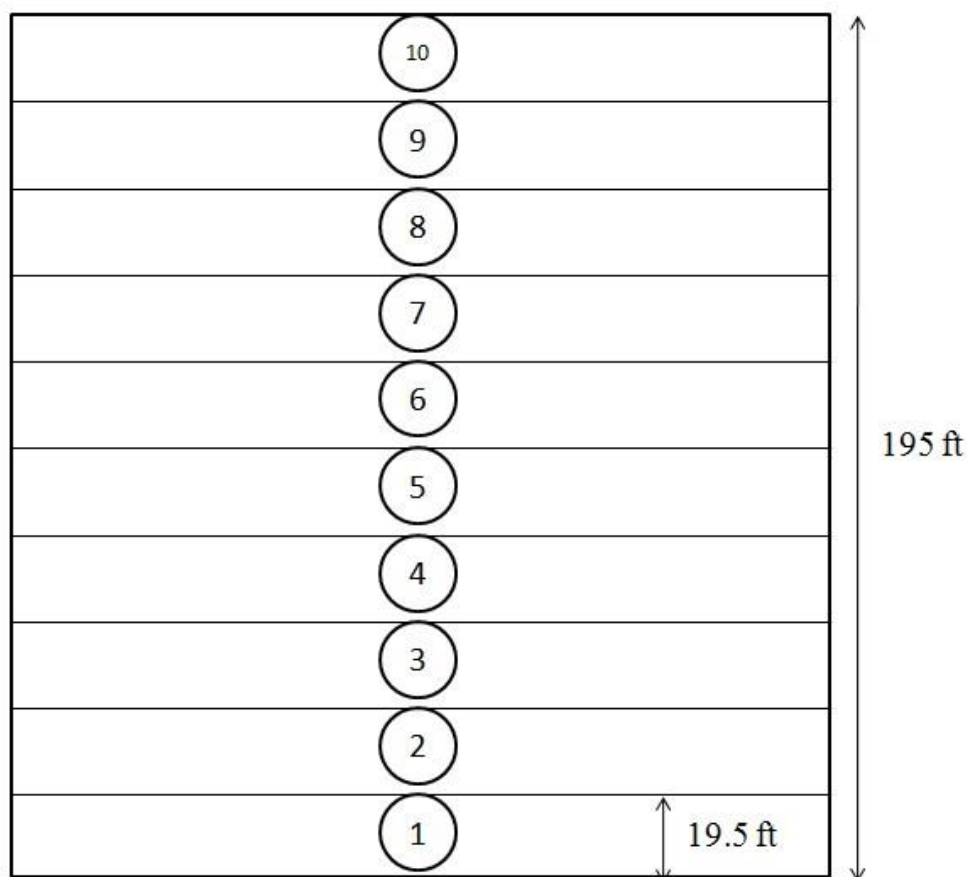


圖 28. GOTHIC 程式之輸入模式之圍阻體次體積示意圖

表 6. 組件及接節與次體積之連接

組件及接節與次體積之連接		
連接項目	次體積區間	說明
接節 1	5	MSLB 流量邊界條件 1F 與圍阻體之連接端
接節 2	5	MSLB 流量邊界條件 2F 與圍阻體之連接端
接節 1	1	冷卻水泵吸取側斷管流率邊界條件 1F 與圍阻體之連接端
接節 2	1	冷卻水泵吸取側斷管流率邊界條件 1F 與圍阻體之連接端
接節 3	1	圍阻體與再循環集水池之圍阻體連接端
接節 4	10	噴灑流率邊界條件 3F 與圍阻體之連接端
噴灑器	10	噴灑器在圍阻體內之位置
風扇冷卻器	5	風扇冷卻器在圍阻體內之位置

圍阻體之被動熱沉結構在模式中以熱導體來呈現。熱導體總共有 18 個，如表 7 所示，主要包含圍阻體混凝土內外牆、鋼襯、樓板及不鏽鋼等結構，針對失水事故時放出大量之蒸氣及液態水，可

以用惹導體吸收其能量而將其冷凝，使圍阻體內之溫壓負荷不會過大而造成更嚴重的損害。熱導體 1、2 及 3 設定可對外界大氣熱傳，其餘熱導體皆在圍阻體內吸取熱量。

表 7. 熱導體說明^[1]

熱導體(Thermal Conductor)		
編號	面積(ft ²)	說明
1	71946	圍阻體屋頂之外牆
2	5978	圍阻體圓柱體之部分外牆(鋼襯 0.6 英吋)
3	2891	圍阻體圓柱體之部分外牆(鋼襯 1.5 英吋)
4	490	圍阻體再循環集水池之部分不銹鋼樓板
5	119559	圍阻體再循環集水池之部分樓板環氧樹脂塗料
6	4312	圍阻體再循環集水池之鍍鋅樓板
7	10735	圍阻體再循環集水池之樓板混擬土
8	59755	圍阻體之混擬土內牆
9	11400	圍阻體之混擬土樓板和牆壁
10	6935	圍阻體之不鏽鋼內襯
11	7350	圍阻體之鍍鋅鋼襯混擬土

12	9755	圍阻體之各種不銹鋼(小於 0.5 英吋)
13	44042	圍阻體之各種鍍鋅塗料碳鋼(小於 1 英吋)
14	108271	圍阻體之各種鍍鋅塗料碳鋼(小於 0.5 英吋)
15	13913	圍阻體之各種鍍鋅塗料碳鋼(大於 1 英吋)
16	52031	圍阻體之鍍鋅碳鋼
17	5240	圍阻體之環氧塗料碳鋼
18	5380	圍阻體之不鏽鋼(大於 0.5 英吋)

參、主要發現與結論

本章節將探討 GOTHIC 程式計算分析結果之合理性，並與 FSAR 結果比對驗證其正確性。

一、短程分析結果

本研究之短程分析可分為主蒸汽管路斷管事故分析與冷端管路冷卻水泵吸水側斷管失水事故分析，分析主要目的為評估大破口失水事故下所造成之圍阻體內尖值溫度與壓力暫態會否對圍阻體之完整性造成威脅。

(一)主蒸氣管路斷管事故分析結果

主蒸汽管路斷管事故在額定功率 102% 和 25% 條件之下，由 GOTHIC 程式分析所得之圍阻體系統壓力與溫度暫態如圖 29 到圖 32 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，圍阻體內部之溫度將會急遽升高，而圍阻體溫度暫態變化為主蒸汽管路斷管分析之重點。

首先在 102% 額定功率下針對圍阻體壓力變化如圖 29 所示，其尖值壓力與發生時間點如表 8 所示。在事故發生後 10 秒以前 FSAR 與 GOTHIC 程式的分析趨勢大抵相同，而在 10 秒之後 GOTHIC 程式分析趨勢會略低於 FSAR，主要因為 GOTHIC 程式之模式中的熱沉效果較好，造成如此差距。在 125.2 秒之前，大量蒸汽由破口處

流入圍阻體內部，使得圍阻體壓力持續上升，在 125.2 秒之後，主要噴灑系統啟動開始噴灑，故蒸汽得以冷凝，因此圍阻體壓力逐漸下降。此外我們可以看到 GOTHIC 程式中模式的噴灑效果沒有 FSAR 中來得明顯。由圖中比較可發現，FSAR 之結果與 GOTHIC 程式之分析結果趨勢相同，FSAR 中之圍阻體壓力在破口後 125.2 秒即達到尖值(51.06 psia)，而 GOTHIC 程式分析之圍阻體壓力則是在破口後 174.9 秒達到尖值(46.92 psia)，此尖峰值差異之原因為 GOTHIC 程式中模式的熱沉效果較佳，使得圍阻體之壓力略低於 FSAR 中之結果。

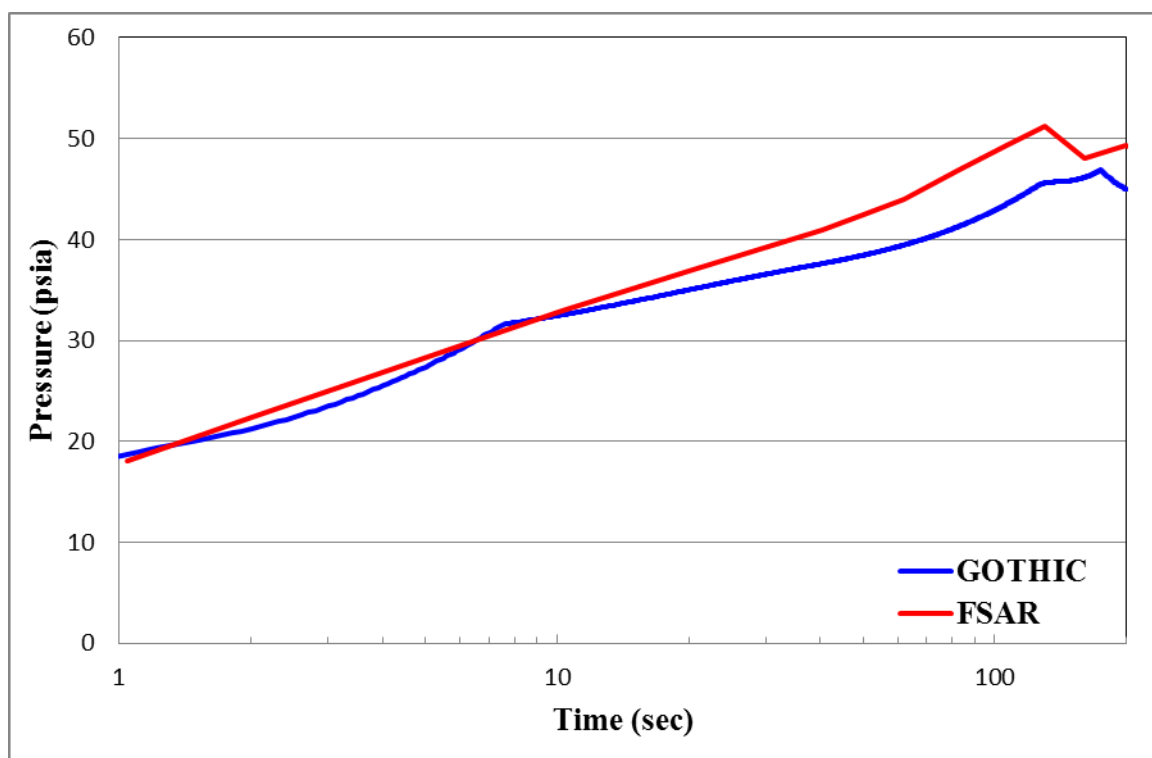


圖 29. MSLB 在 102% 額定功率下短程分析之圍阻體壓力時變圖

表 8. MSLB 在 102% 額定功率下短程分析之圍阻體尖值壓力與發生時間點

參數	設計值	FSAR	GOTHIC
圍阻體壓力 (psia)	74.7	51.06 (125.2 秒)	46.92(174.9 秒)

在功率 102% 額定功率下圍阻體溫度變化如圖 30 所示，其尖值溫度與發生時間點如表 9 所示。由圖中可看出，因為大量的蒸汽由破口處流到圍阻體內，使得圍阻體溫度快速上升，在 10 秒以前 FSAR 與 GOTHIC 程式的趨勢大抵相同，而在 10 秒之後 GOTHIC 程式趨勢會較為緩和，主要因為模式中設定的熱導體熱沉效果較好。在 125.2 秒之前，蒸汽還是持續從破口處流入圍阻體內部，但 GOTHIC 程式圍阻體溫度上升的速度沒有 FSAR 的快，且有慢慢下降之趨勢。在 125.2 秒之後，主要噴灑系統啟動開始噴灑，故蒸汽得以冷凝，圍阻體溫度 FSAR 及 GOTHIC 程式分析結果都以較快的速度下降。不管是 GOTHIC 程式分析結果或是 FSAR 之分析結果，其呈現的趨勢變化均相同，只是在幅度上有所不同，FSAR 分析所得之圍阻體溫度在破口後 125.2 秒即達到尖值(387.6 °F)，而 GOTHIC 程式分析所得之圍阻體溫度則在破口後 26 秒達到尖值(317.3 °F)。其中 FSAR 的報告中提到，雖然 FSAR 分析所得的尖峰溫度短暫超過設

計值，但經研究後，高溫只維持幾秒鐘，熱傳效果需時間達成，時間太短，無法使圍阻體內結構表面溫度達到如此高溫，因此不會造成結構毀損。

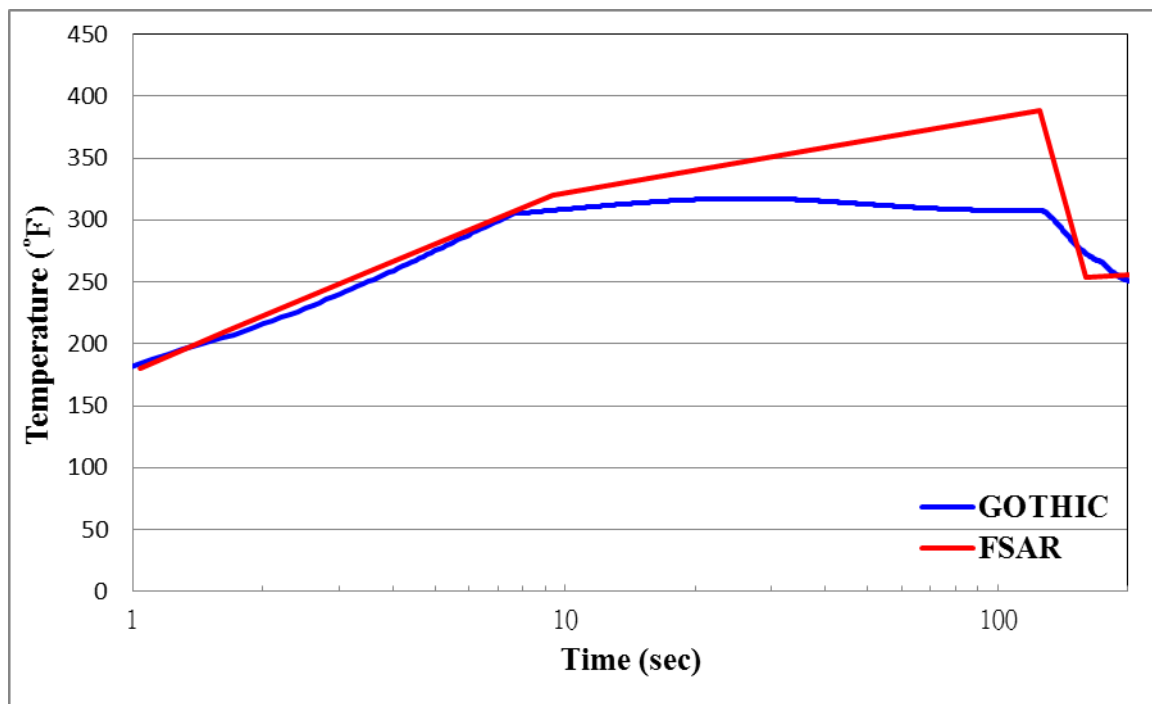


圖 30. MSLB 在 102%額定功率下短程分析之圍阻體溫度時變圖

表 9. MSLB 在 102%額定功率下短程分析之圍阻體尖值溫度與發生時間點

參數	設計值	FSAR	GOTHIC
圍阻體溫度(°F)	320	387.6 (125.2 秒)	317.3 (26 秒)

在額定功率 25% 之下，事故發生後圍阻體壓力變化如圖 31 所示，其尖值壓力與發生時間點如表 10 所示。因為模擬事故後暫態時間的 200 秒並無法看出明顯的尖值壓力，所以延長暫態時間到 300 秒。圖中可看出，在 10 秒以前 FSAR 分析與 GOTHIC 分析所得壓力時變的趨勢相同。10 秒之後 GOTHIC 程式分析所得趨勢一樣會略低於 FSAR，主要 GOTHIC 程式中模式熱沉效果較好，而有跟額定功率 102% 個案中相似之壓力間距時變情況發生。在 126 秒之前，大量的蒸汽由破口處流入圍阻體內部，使得圍阻體壓力持續上升，在 126 秒之後，主要噴灑系統啟動開始噴灑，蒸汽得以冷凝，因此圍阻體壓力上升趨勢變為緩和。此外可以看出 GOTHIC 程式中模式的噴灑效果沒有 FSAR 中來得明顯，又因為在額定功率 25% 下的主蒸汽管中的壓力比額定功率 102% 高，導致沖放質量會比額定功率 102% 的多，因此壓力會持續再升高。由圖中之比較可發現，FSAR 之分析結果與 GOTHIC 程式之分析結果結果趨勢相同，FSAR 之圍阻體壓力在破口後 260 秒即達到尖值(53.5 psia)，而 GOTHIC 程式之圍阻體壓力則是在破口後 256.9 秒達到尖值(50.3 psia)，時間上並無太大差異，此尖值差異之原因為 GOTHIC 程式模式中熱沉效果較佳，使得圍阻體之壓力略低於 FSAR 之分析結果。

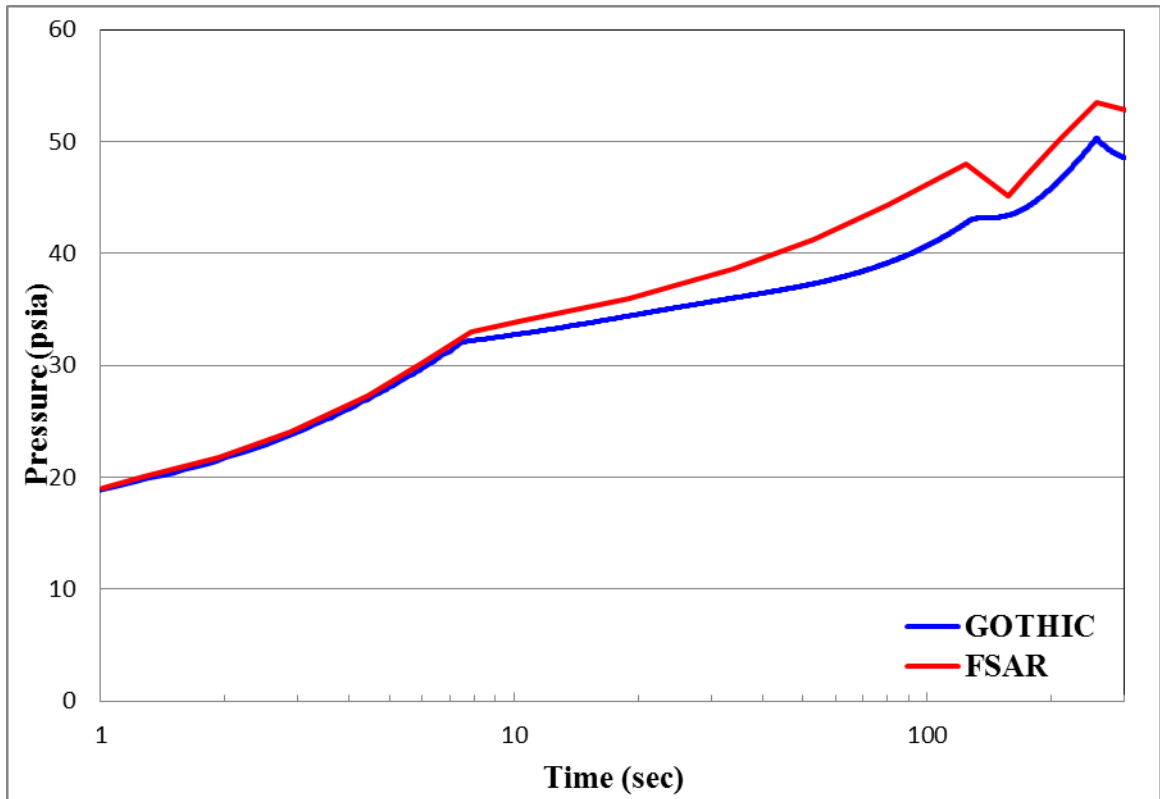


圖 31. MSLB 在 25%額定功率下短程分析之圍阻體壓力時變圖

表 10. MSLB 在 25%額定功率下短程分析之圍阻體尖值壓力與發生時間點

參數	設計值	FSAR	GOTHIC
圍阻體壓力 (psia)	74.7	53.5 (260 秒)	50.3(256.9 秒)

在額定功率 25% 的事故下，圍阻體溫度變化如圖 6.1-4 所示，其尖值溫度與發生時間點如表 6.1-4 所示。由圖中可看出，因大量

的蒸汽由破口處流到圍阻體內，使得圍阻體溫度快速上升，在 10 秒以前 FSAR 與 GOTHIC 程式的趨勢相同，而在 10 秒之後 GOTHIC 程式趨勢會較為緩和，主要因為模式中設定的熱導體熱沉效果較好。在 125.2 秒之前，蒸汽還是持續從破口處流入圍阻體內部，但 GOTHIC 程式圍阻體溫度上升的速度沒有 FSAR 的結果快，且有慢慢下降之趨勢，在 126 秒之後，主要噴灑系統啟動開始噴灑，故蒸汽得以冷凝，FSAR 及 GOTHIC 程式分析所得之圍阻體溫度都以較快的速度下降。不管是 GOTHIC 計算結果或是 FSAR 之計算結果，其呈現的趨勢變化均相同，只是在幅度上有所不同。FSAR 分析之圍阻體溫度在破口後 126 秒即達到尖值(379.5 °F)，而 GOTHIC 程式分析所得之圍阻體溫度則是在破口後 21.6 秒達到尖值(312.9 °F)，其中溫度的時變趨勢與功率在 102% 額定的主蒸汽斷管事故結果比較雷同。

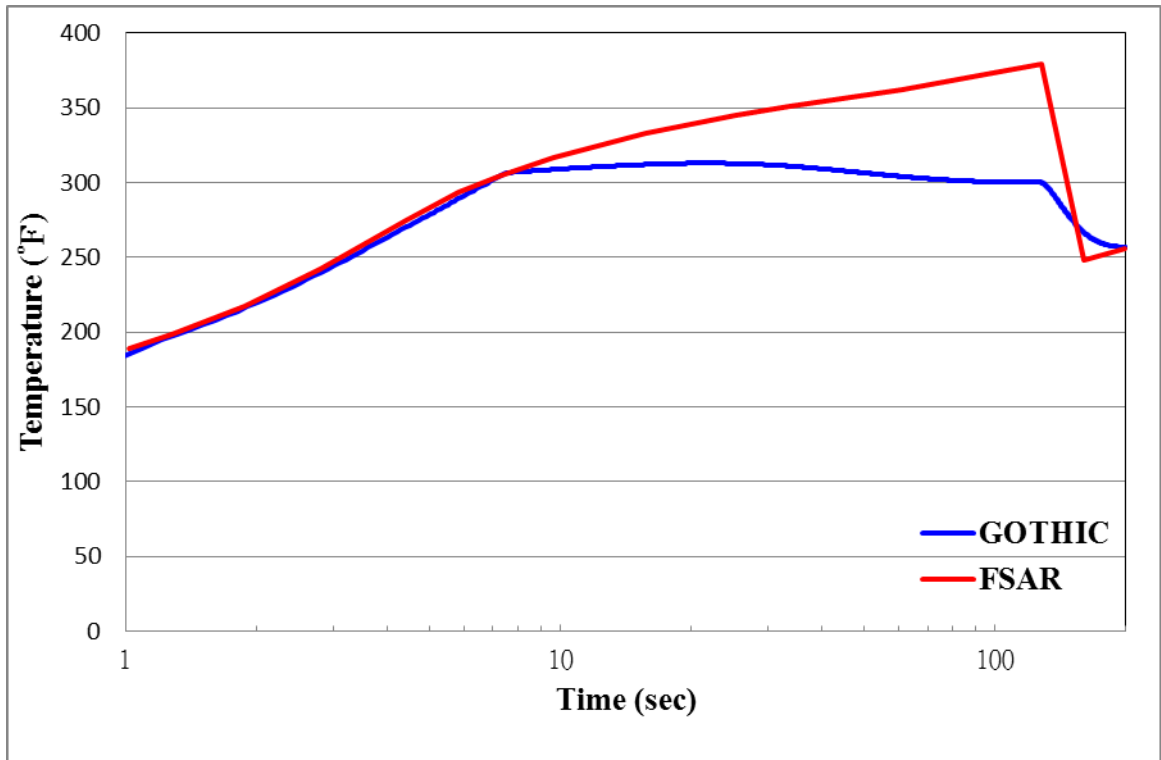


圖 32. MSLB 在 25%額定功率下短程分析之圍阻體溫度時變圖

表 11. MSLB 在 25%額定功率下短程分析之圍阻體尖值溫度與發生時間點

參數	設計值	FSAR	GOTHIC
圍阻體溫度(°F)	320	379.5 (126 秒)	312.9 (21.6 秒)

(二)冷端管路冷卻水泵吸水側斷管失水事故分析結果

分析所得之圍阻體系統壓力與溫度暫態如圖 33 到圖 34 所示。在短程分析中，由於冷端管路冷卻水泵吸水側斷管在沖放初期為非常大量之液態水，釋出後立刻閃化成蒸汽因此圍阻體內部之壓力會急遽升高，故圍阻體壓力暫態之變化及其尖值為冷端管路冷卻水泵吸水側斷管失水事故分析之重點。

圍阻體壓力之計算結果如圖 33 所示，其尖值壓力與發生時間點如表 12 所示。由圖中可看出，在 15.3 秒以前 FSAR 與 GOTHIC 程式的趨勢大抵相同，而在 15.3 秒之後 GOTHIC 程式趨勢會略高於 FSAR，主要為失水事故沖放初期為大量之液態水，造成其被動熱沉結構的熱導體無法快速吸熱，而有這樣的差距出現。在 99.1 秒之前，沖放質量漸漸減少，圍阻體內熱沉吸熱效果開始較為明顯，GOTHIC 程式與 FSAR 的壓力變化趨近一致，在 99.1 秒之後，主要噴灑系統啟動開始噴灑，圍阻體內液態水和蒸汽得以冷凝，因此圍阻體壓力逐漸下降，且 GOTHIC 程式所得壓力會略低於 FSAR 的結果。由圖中之比較可發現，FSAR 之分析結果與 GOTHIC 之分析結果趨勢相同，FSAR 之圍阻體壓力在破口後 15.3 秒達到尖值(51.2 psia)，而 GOTHIC 程式之圍阻體壓力則是在破口後 15.1 秒達到尖值(53.5 psia)，其尖值壓力發生之時間點相當吻合，且數值差異亦不大。

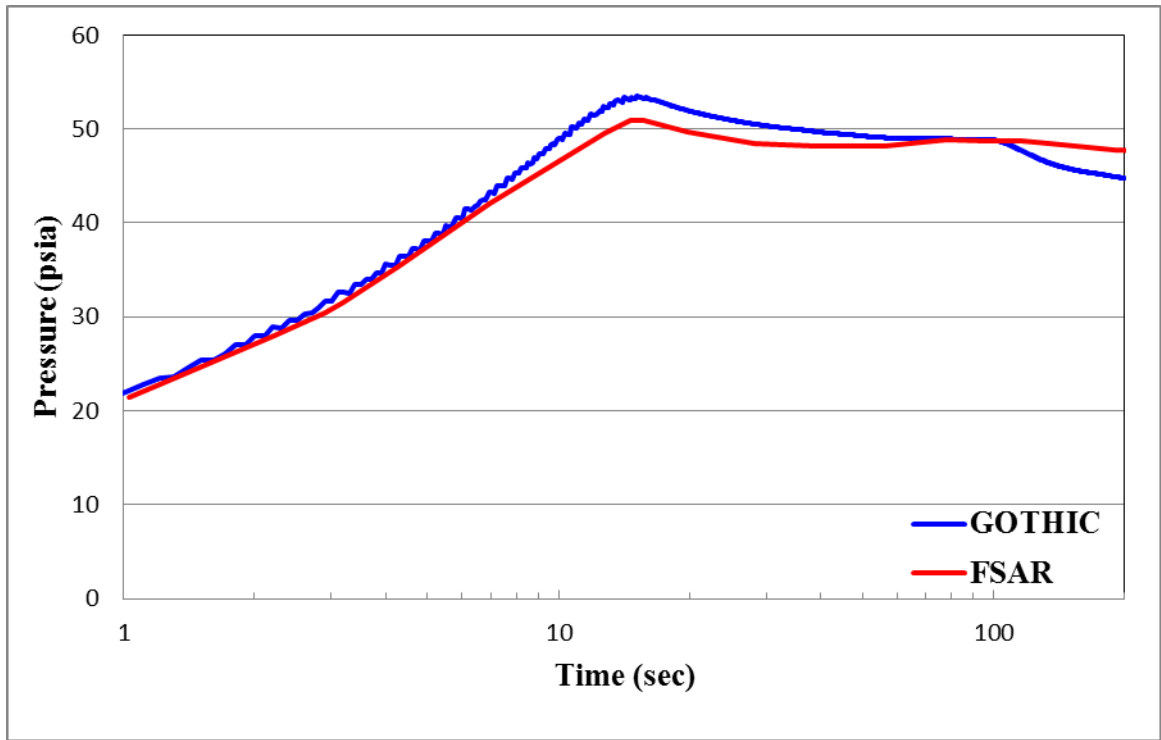


圖 33. 冷端管路冷卻水泵吸水側斷管失水事故短程分析之圍阻體壓力時變圖

表 12. 冷端管路冷卻水泵吸水側斷管失水事故分析之圍阻體尖值壓力與發生時間點

參數	設計值	FSAR	GOTHIC
圍阻體壓力 (psia)	74.7	51.2 (15.3 秒)	53.5(15.1 秒)

針對圍阻體溫度進行探討，GOTHIC 程式分析所得圍阻體溫度之計算結果如圖 6.1-6 所示，其尖值溫度與發生時間點如表 6.1-6

所示。由圖中可看出，因為沖放初期為非常大量之液態水從破口處流到圍阻體內，使得圍阻體溫度快速上升，在 99.1 秒以前 FSAR 與 GOTHIC 程式所得的趨勢相差甚多，主要因為初期有大量的液態水沖放，造成其被動熱沉結構的熱傳無法立刻有效吸熱，而造成如此的差距出現。在 99.1 秒之後，因為噴灑系統啟動開始噴灑，故蒸汽得以冷凝，FSAR 中及 GOTHIC 程式分析所得之圍阻體溫度都以較快的速度下降。另外整體上 GOTHIC 程式計算之結果與 FSAR 所得之壓力時變狀況有其一致性，不管是 GOTHIC 計算結果或是 FSAR 之分析所得，其後期呈現的趨勢變化均相似，只是在幅度上有所不同。FSAR 之圍阻體溫度在破口後 99.1 秒達到尖值(292.0 °F)，而 GOTHIC 程式所得之圍阻體溫度則是在破口後 14.6 秒達到尖值(325.5 °F)，其中 FSAR 的報告中提到，雖然其尖峰溫度超過設計值，但經研究之後，認為高溫只維持幾秒鐘，熱傳速度無法如此之快完成，故圍阻體內的結構表面溫度並無法達到如此高溫，不會造成結構毀損。

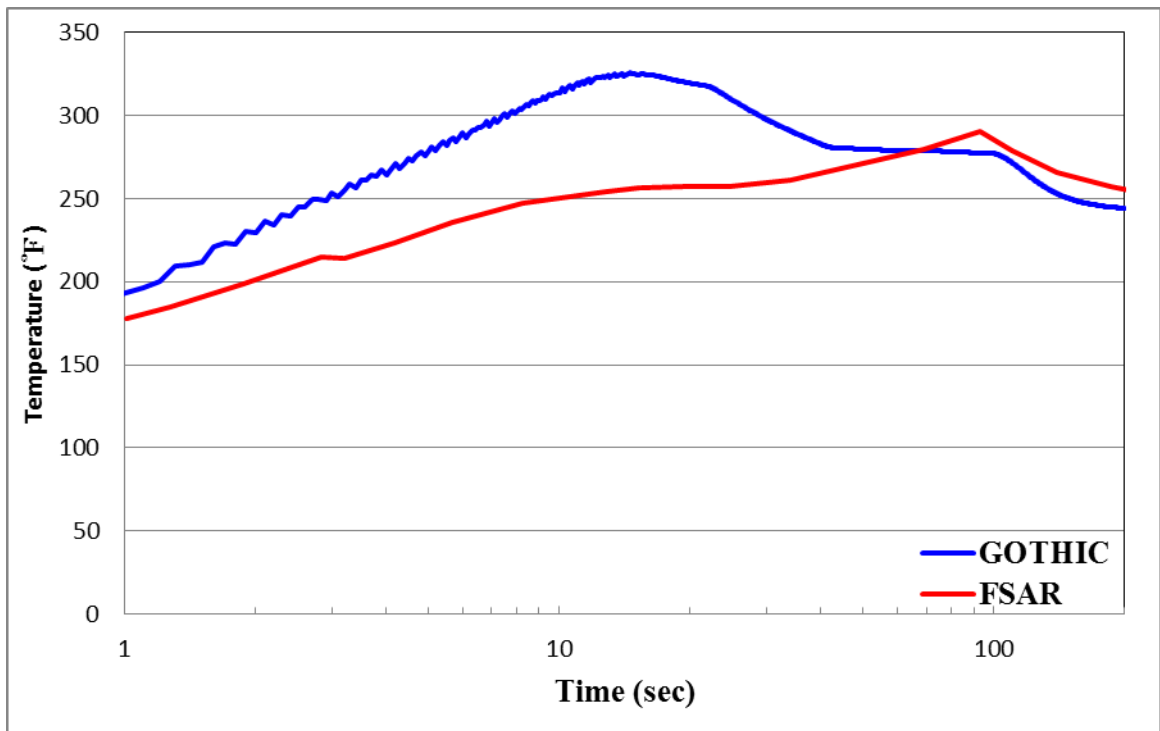


圖 34. 冷端管路冷卻水泵吸水側斷管失水事故短程分析之圍阻體溫度時變圖

表 13. 冷端管路冷卻水泵吸水側斷管失水事故分析之圍阻體尖值溫度與發生時間點

參數	設計值	FSAR	GOTHIC
圍阻體溫度(°F)	320	292.0 (99.1 秒)	325.5 (14.6 秒)

二、靈敏度分析結果

靈敏度分析之模式架構所述，其需要建立圍阻體的次體積，把圍阻體對 z 軸切為 10 個次體積，並假設其熱導體每個高度的分佈，

並利用其次體積取出每一層的溫度，加以比較與探討其物理現象。

主蒸汽管路斷管分析結果

主蒸汽管路斷管事故在額定功率 102% 之下，分析所得之圍阻體壓力與溫度暫態如圖 35 到圖 38 所示。在靈敏度分析中，取出每一層的溫度討論其是否符合物理現象，圍阻體溫度暫態之變化為探討分析之重點。

首先在額定功率 102% 下針對圍阻體壓力之計算結果如圖 35 所示，其尖值壓力與發生時間點如表 14 所示。由圖中可看出，在 10 秒以前 GOTHIC 程式所得的兩種模式壓力時變值趨勢大抵相同，在 10 秒之後次體積模式的壓力會略低於原本單一控制體積的壓力，猜想因為次體積模式中採用較為完備且繁複之通式守恆式作計算，而造成這樣的差距。其中在 125.2 秒前後，可看到兩種模式之結果相差不多。由圖中比較可發現，GOTHIC 程式此兩種模式所得之計算結果趨勢相同。GOTHIC 程式原本單一控制體積的圍阻體壓力則是破口後 174.9 秒達到尖值(46.92 psia)，而 GOTHIC 程式之圍阻體次體積模式壓力在破口後 174.9 秒達到尖值(47.28 psia)，兩者差異極小，由此可得知次體積模式對結果影響不大，與 GOTHIC 程式選用單一控制體積之分析結果幾乎相同。

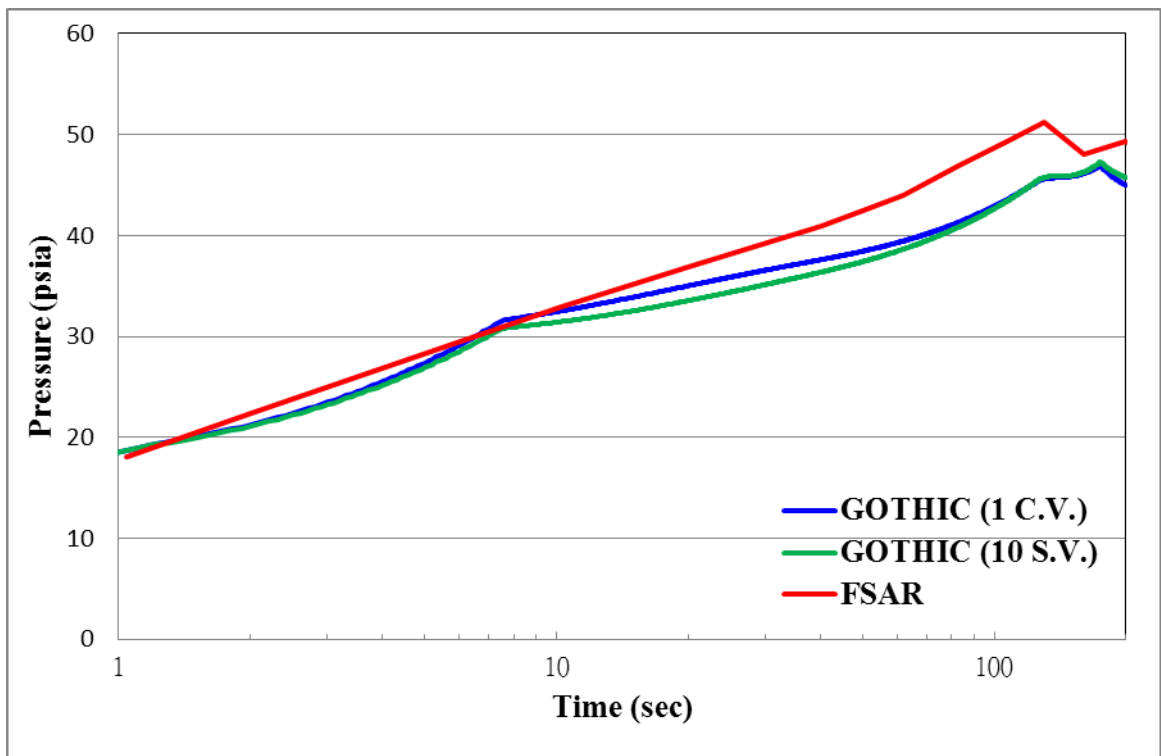


圖 35.MSLB 在 102%額定功率下短程分析與次體積模式之圍阻體壓力時變圖

表 14. MSLB 在 102%額定功率下短程分析與次體積模式圍阻體尖值壓力發生時間點

參數	設計值	FSAR	GOTHIC (1 C.V.)	GOTHIC (10 S.V.)
圍阻體壓力 (psia)	74.7	51.06 (125.2 秒)	46.92(174.9 秒)	47.28(174.9 秒)

額定功率 102%下針對圍阻體溫度進行分析探討，GOTHIC 程式

圍阻體溫度之計算結果如圖 36 所示，其尖值溫度與發生時間點如表 14 所示。由圖中可看出，在 10 秒以前 GOTHIC 程式的兩種模式時變趨勢大抵相同，在 10 秒之後次體積模式的溫度會略低於原本單一個控制體積的壓力，猜想因為在次體積模式中採用較為完備且繁複之通式守恆式進行計算，而造成了如此的差距。在 125.2 秒前後，可看到其結果兩種模式相差不多。由圖中之比較可發現，GOTHIC 程式此兩種模式之溫度時變計算結果趨勢相同，只是在幅度上有所不同。GOTHIC 程式之原本單一控制體積的圍阻體溫度則是在破口後 26 秒達到尖值(317.3 °F)，而 GOTHIC 之圍阻體次體積模式溫度在破口後 34.2 秒即達到尖值(300.3 °F)，此差距雖有 17 °F 之多，但次體積之結果是往保守方向移動；可得知次體積模式對於溫度的結果影響雖有，但結果趨向低值。

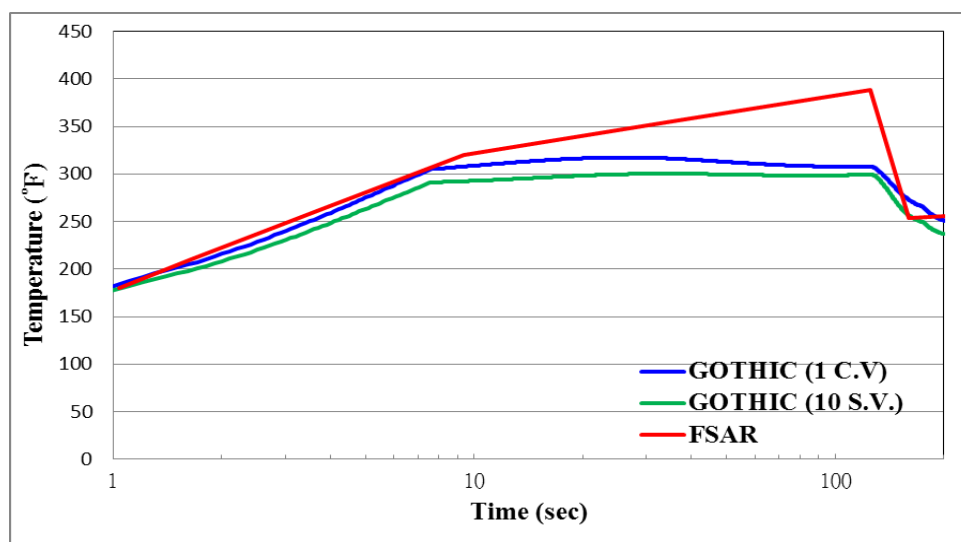


圖 36. MSLB 在 102% 額定功率下短程分析之圍阻體溫度時變圖

表 14. MSLB 在 102%額定功率下短程分析與次體積模式圍阻體尖

值溫度發生時間點

參數	設計值	FSAR	GOTHIC (1 C.V.)	GOTHIC (10 S.V.)
圍阻體溫度 (°F)	320	387.6 (125.2 秒)	317.3 (26 秒)	300.3(34.2 秒)

次體積模式中，把圍阻體的 10 個次體積各層溫度取出比較，如圖 37 及圖 38 所示，其中提到 MSLB 的破口位置在第 5 層，由圖可知，第 5 層的一開始沖放溫度就相當的高，在 1 秒時即達 285.2 °F，而靠近破口處的第 4 層及第 6 層也呈現一開始溫度很快往上爬升，其他高度的次體積溫度也以類似趨勢往上爬升，因各層都有熱導體之熱沉效果，所以越靠近破口處都是溫度較高，與破口處較遠溫度都較低。在 125.2 秒以前第 3、4、5、6、7 及 8 層的溫度會逐漸相近，在 125.2 秒噴灑系統開始噴灑之後，各個次體積溫度也跟著很快速的下降，其中整體趨勢相當吻合物理現象，即噴灑系統對核能三廠的失水事故減抑效果是佔有非常重要之功能，能使圍阻體內的溫度大幅下降，以保護圍阻體的完整性。

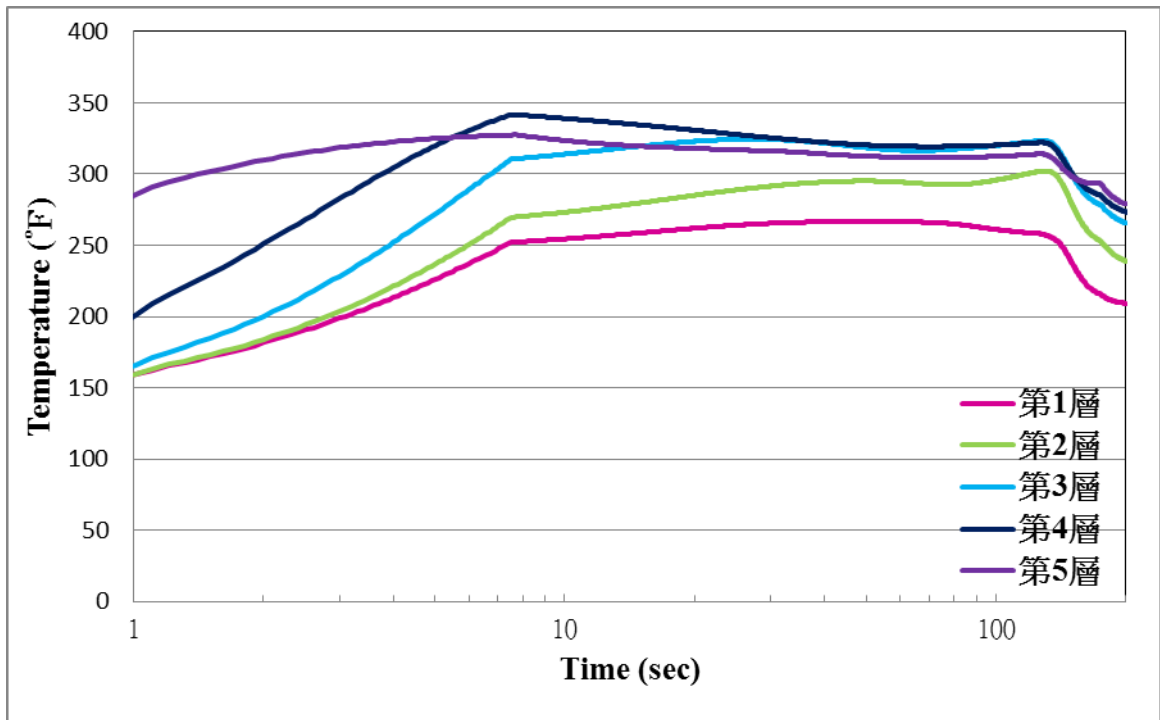


圖 37. MSLB 在 102% 額定功率下次體積模式之圍阻體各層溫度(1~5)

時變圖

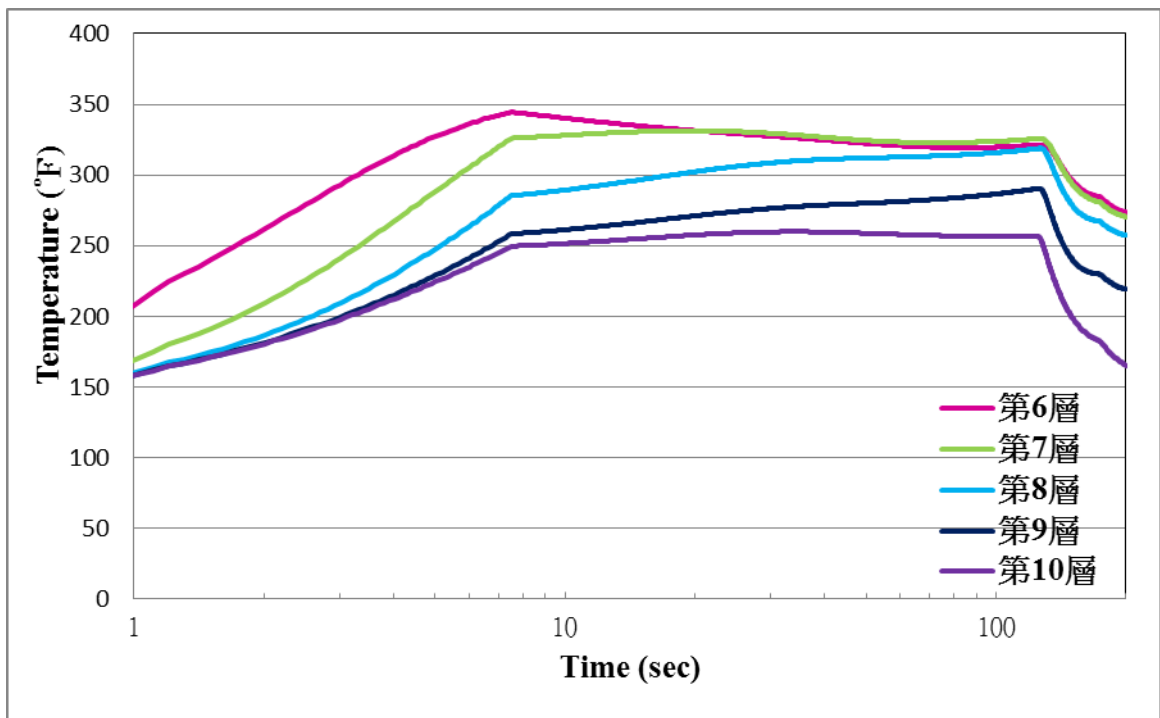


圖 38. MSLB 在 102% 額定功率圍阻體各層溫度(6~10)時變圖

(三)、結論與建議

本研究針對核能三廠之圍阻體系統進行安全分析，選擇大破口失水事故中的主蒸汽管路斷管事故與冷端管路冷卻水泵吸水側斷管失水事故圍分析重點，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溫壓負載根據核三廠 FSAR 分析結果。為了求得較為保守之計算結果，在模式建立上採用不同假設條件，分別建立短程分析模式與靈敏度分析模式。

在短程分析結果中顯示，GOTHIC 程式計算結果與 FSAR 之計算結果相比，均呈現相同的時變溫壓趨勢，在圍阻體溫度與壓力尖值方面，除了冷端管路冷卻水泵吸水側斷管失水所造成之圍阻體溫度尖值超過設計值幾秒鐘，其餘尖值暫態與設計值均有一段差距，且據 FSAR 中提到，雖然圍阻體內的溫度短暫超過設計值，但是結構的表面溫度不會超過設計值，故圍阻體系統在上述之假設事故下，均能確保其完整性。

在靈敏度分析結果中顯示，在單一事故之假設，MSLB 的次體積模式，整體圍阻體壓力與溫度尖值皆低於設計值，其與原來之單一控制體積模式結果相比相差不大。另外取其各個次體積的溫度，比較各層溫度時變趨勢，也可呈現出相當合理之物理現象，並得知噴灑系統對整個圍阻體溫壓尖值之減抑功能是十分重要的。

本研究之分析結果與 FSAR 之分析結果比對在幅度上雖略有差

異，但在時變趨勢上一致性與其物理現象均有合理性。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結構上的材料分佈將更為完備，藉此可達到更具有真實性之模擬。

肆、參考文獻

1. Taiwan Power Company, “Final Safety Analysis Report”, Maanshan Nuclear Power Station Units 1 and 2, Amendment No. 32, October 1999.
2. 陳彥旭,「核一廠一、二號機再循環管路斷管一次圍阻體壓力與溫度響應計算書」,核能研究所,民國 99 年。
3. 洪振育,「龍門電廠 ABWR 圍阻體熱水流分析模式建立」,國立清華大學工程與系統科學研究所,碩士論文,民國 99 年。
4. 彭柏皓,「核能二廠 Mark-III 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。
5. Electric Power Research Institute, “GOTHIC: Containment Analysis Package User Manual”, version 7.2a, NAI 8907-02 Rev. 17, January 2006.
6. 台灣電力公司第三核能發電廠,「壓水式反應器核能電廠訓練教材」,台灣電力公司,民國 84 年 10 月。
7. Electric Power Research Institute, “GOTHIC: Containment Analysis Package Technical Manual”, version 7.2a, NAI 8907-06 Rev. 16, January 2006.
8. Electric Power Research Institute, “GOTHIC: Containment Analysis Package Qualification Report”, version 7.2a, NAI 8907-09 Rev. 9, January 2006.