

新輻射源項分析技術發展與應用

The Project of Progress and Application AST Methodology

主管單位：原子能委員會

范勝淵

莊凱政

蔡智明

Fan, Sheng-Yuan

Chuang, Kai-Cheng

Tsai, Chih-Ming

核能研究所

摘要

100年3月11日發生福島事故，造成民眾對核能發電安全的重視。而我國使用之核能機組與日本同樣源自美國之設計，對於超過設計基準事故之天然災害所造成之潛在威脅，有必要加強核能安全之相關研究。而本計畫為核能安全管理技術發展研究分支計畫之第二年計畫，研究涵蓋核能發電廠核子事故之熱水流現象、輻射物質外釋劑量分析、處理核子事故之對策以及緊急應變區範圍制定之分析方法與工具之研究，藉以精進國家核能安全相關技術。

本計畫引進美國核能管制委員會(USNRC)發展之整合型嚴重核子事故分析程式 MELCOR，計算核能電廠在發生全黑事故時爐心、反應爐壓力槽、圍阻體與大氣之熱水流現象，藉以分析全黑事故演化過程序列，預估各屏蔽失效時間，以及分裂產物外釋情形，藉由此技術分析與預估救援措施之成效。當核能電廠面對超過設計基準事故之災害，台電公司正發展斷然處置方案，以防止氫氣產生與爐心熔損。研究使用 MAAP5 程式分析斷然處置關鍵性措施，而救援措施是爐心水位得以維持之關鍵，研究結果可了解斷然處置方案救援時機與救援能量。

另外，若萬一輻射物質因事故外釋至大氣中，使附近民眾能迅速執行疏散等措施以減除或降低損害，因此事前規劃妥適之緊急計畫十分重要。緊急計畫區範圍制定使用 MACCS2 程式，依據輻射外釋狀況、電廠周圍人口分布、氣象條件及管制單位之民眾防護準則等因素，計算人體接收特定劑量之機率，藉以評估緊急計畫區範圍，本計畫引進最新版 MACCS 程式視窗版 WinMACCS，以提升分析能力。

我國目前設立之禁制區(Exclusion Area Boundary, EAB) 與低密度人口區 (Low Population Zone, LPZ)，輻射劑量分析係採用 TID-14844 分析方法，使用全身劑量、甲狀腺劑量、體表劑量之準則及相對應限值。美國核能管制委員會於 1999 年底發行聯辦法規 10 CFR 50.67，允許運轉中核電廠自願採用替代輻射源項 (Alternative Source Terms, AST)。本計畫以定性探討此設計基準事故採用 AST 分析方法對於輻射劑量計算的影響，惟國內未來如需使用 AST 評估仍需主管機關同意後才得使用。

關鍵詞：MELCOR、斷然處置方案、MAAP5、WinMACCS

The Project of Progress and Application AST Methodology

Abstract

On March 11, 2011 several units of Fukushima Boiling Water Reactor (BWR) experienced a total loss of AC and DC power and water supply triggered by a heavy earthquake and a following beyond design basis Tsunami. After the accident, public pay more attention on the safety of nuclear power plant. Government must improve nuclear safety research. This project was included severe accident phenomena simulation by use MELCOR code, analyzed strategy of severe accident management and fission product diffusion.

In this project, we imported the latest version of MELCOR and MACCS from USNRC, and build up Kuosheng nuclear power plant MELCOR parameter file and Chinshan nuclear power plant MACCS deck.

Another goal of the project is using MAAP code to analyze the strategy Ultimate Rspnse Guidelines (URG) measure, such as (1) depressurize reactor with controllable operation of SRVs, (2) inject available water into reactor, (3) vent the containment if necessary.

Finally, the radiological consequence analysis of design-basis loss-of-coolant accident (DBA LOCA) of the Kuosheng nuclear power plant was implemented with TID-14844 source terms and its methodology. The whole body dose, thyroid dose, and skin dose were used as the criteria. In this study a qualitative analysis for applying AST methodology to Kuosheng's DBA LOCA is carried out through discussions and evaluating the release fraction of core fission product inventory.

Keywords : MELCOR 、 URG 、 MAAP5 、 WinMACCS

一、前言

2011年3月11日日本發生芮氏規模9.0強烈地震，強烈地震加上海嘯造成東京電力株式會社的福島核能電廠發生輻射外釋的嚴重核子事故，此事故造成社會大眾對核能電廠運轉安全產生疑慮，而我國核能電廠與日本同樣源自於美國設計，因此面對超過設計基準之天然災害所造成的潛在威脅，必須加強嚴重核子事故相關研究。故本計畫針對嚴重核子事故引進美國核能管制委員會所發展之MELCOR及WinMACCS等程式，以及使用MAAP5程式分析斷然處置關鍵性措施，以精進嚴重核子事故相關技術。

二、研究方法

2.1 建立核二廠 MELCOR 熱水流安全分析模式

2.1.1 MELCOR 程式簡介

MELCOR程式是在美國核管會資助下，由桑迪亞國家研究所(SNL)發展出來的核電廠嚴重事故分析程式。MELCOR程式當初係針對安全度評估(PRA)之需求而發展的嚴重事故分析程式，其特性為簡單、計算速度快、以及具有靈敏度分析之功能。在程式發展當時，爐心劣化的現象尚未全然了解，一般均使用簡易的模式，詳細的模式只有在效應顯著而且對該現象已有充分了解之處，才加以考慮。應用此程式可以分析國內三座核能電廠各主要嚴重事故的事故序列及計算其輻射源項，了解嚴重事故的現象，奠定事故處理的基礎。此外MELCOR程式也是核能電廠事故處理研究的分析工具之一，可以模擬某些因應措施所造成的正面及負面的影響，以確定各項因應措施的正確性。

2.1.2 核二廠 MELCOR 輸入模式參數檔

MELCOR 核二廠的輸入模式由11個控制體積(Control Volume, CV)，22條流路(Flow Path, FL)，71個熱結構(Heat Structure, HS)，以及36單位(Cell)的爐心所構成。11個CV中的6個CV組成一次系統，4個組成圍阻體，1個構成周遭環境；22條流路中的12條組成一次系統之冷卻水循環管路及排出爐槽之流路，10條構成圍阻體內流通管路及排放到環境之流路；71個熱結構中的24個組成爐槽各結構，46個構成圍阻體結構，1個代表周遭環境內供放射性核種落定之表面。

所有的CV皆標示使用非平衡熱流(Nonequilibrium Thermodynamics)，並且指定為直立容積(Vertical Volume)；所有的熱結構均使用靜止狀態溫度梯度自我起始(Steady-state Temperature Gradient Self-initialization)選項；而主構造內部和之間的子構造也以詳細的容積-高度表和接合點流段來明確地表示。根據系統的幾何形狀，接合點的設定不是垂直流路就是水平流路，所有的面積改變均用流段來構成，而所有肘管(Elbow)，彎曲(Bend)，入口和出口等的損失係數也根據基本設備幾何形狀運用標準公式導出，並且輸入MELCOR。

2.2 核一廠斷然處置程序驗證與比較

2.2.1 核一廠斷然處置程序

當發生複合式災害，電廠面臨長時間及「全面」的衝擊，機組安全有立即的威脅，必須採取決斷行動。當預期電廠可能僅剩低壓的移動式非正規爐心注水設備可用時，應在最短時間內，將所有可運用的水源(含廠用水、生水或海水)、移動式注水設備、注水路徑準備完成。當注水決策(喪失最後之蒸汽驅動補水系統)下達時，立即同時執行反應器緊急洩壓、注水入反應爐。在三階段行動策略，確保關鍵行動可在1小時內完成，而注水決策有及時性，不因行政程序阻礙斷然處置之成功執行。斷然處置係面臨正規設計爐心注水系統功能可能喪失之應變措施，是將反應爐安全的由高壓力轉換至低壓力狀態以利低壓注水的過程，之後再配合第二、三階段策略及EOP執行，使反應爐逐漸遠離危險。

2.2.2 MAAP 程式簡介

MAAP 程式乃係由 Fauske & Associates, Inc. (FAI)在 IDCOR 計畫的資助下，發展完成的計算機程式集。該程式是由許多各自獨立，經過簡化的計算模式組合而成，其主要功能是模擬輕水式反應器發生嚴重事故時的演進過程，包含了反應器冷卻水系統和圍阻體的反應；它同時可用來檢視事故過程中，運轉員因應措施的效能。該程式是美國電力研究所(EPRI)委託 FAI 所發展的一套嚴重事故分析程式，並廣為核能業界用做嚴重事故處理的分析工具。MAAP 程式的特殊功能，在於能夠同時模擬輕水式反應器電廠發生嚴重事故時的熱水流現象以及放射性物質自爐心釋出後在圍阻體內的傳遞現象。另一方面，MAAP 其在動量守恒方面，僅以類穩態(Quasi-Steady State)的動量守恒方程式轉換成代數方程式，不去解繁瑣的聯立微分方程式，以有效地節省計算時間，因此，可以以快於實際時間數倍的速度預測出電廠在長期事故下之反應，故 MAAP 程式為模擬嚴重事故現象，以及訓練嚴重事故處理指引之最佳工具。

計畫所使用之 MAAP 版本為 MAAP5，納入許多新增的功能，以求在嚴重事故之模擬分析上，更能夠提供一完整之分析結果。用具有最新技術的 MAAP5 程式進行整廠性能分析，可降低電廠工程評估之費用。

2.3 核一 WimMACCS 分析模式建立

2.3.1 緊急應變計畫區

1979年美國三哩島核子事故發生後，我國行政院原子能委員會為加強政府與業者之安全準備，於民國70年頒布「核子事故緊急應變計畫」，除每年輪流於各核電廠定期舉行緊急應變演習外，並先後舉辦多次大規模之廠內及廠外聯合演習。鑑於核子事故緊急應變涉及民眾權益，對國家社會有重大影響，於民國92年12月公佈「核子事故緊急應變法」落實法制化，該法第十三條規定：(1) 核子反應器設施周圍之緊急應變計畫區應定期檢討修正；(2) 核子反應器設施經營者應定期提出緊急應變計畫區內民眾防護措施之分析與規劃。其中「緊急應變計畫區」係為發生核子事故時，

首先應即時採取民眾防護措施之範圍，於此區域內預先規劃防護行動並演練各項應變措施，可大量減少民眾輻射曝露之機會，使民眾安全多一分保障。

民國92年8月27日行政院原子能委員會發布之「核子反應器設施管制法施行細則」第三條，兩者之劃定標準如下：

- (1) 禁制區：核子事故發生後，其邊界上之人於二小時內，接受來自體外放射線分裂產物造成之全身劑量小於二百五十毫西弗，且來自放射性碘造成之甲狀腺劑量小於三西弗之緊接核子反應器設施之地區。
- (2) 低密度人口區：核子事故發生後，其邊界上之人自放射性雲到達時起至全部通過時止，接受來自體外放射線分裂產物造成之全身劑量小於二百五十毫西弗，且來自放射性碘造成之甲狀腺劑量小於三西弗之緊接禁制區之地區。

「緊急應變計畫區」範圍的評估須考量核電廠可能發生的各種嚴重事故及其可能導致之輻射外釋狀況、電廠周圍人口分布、氣象條件及管制單位之民眾防護準則等因素。

2.3.2 WinMACCS 程式

過去國內在執行緊急應變計畫區之評估工作，參考美國核能管制委員會於1979年出版之NUREG-0396報告以擬定評估標準，並且採用美國發展之CRAC2程式，該程式為MACCS之前身，後經修訂改版為現今之MACCS2。

該程式包括ATMOS、EARLY與CHRONC三個子程式。各個子程式之功能與重要輸入參數說明如下：

- (1) ATMOS子程式計算輻射物質在空氣中與地面上之濃度、輻射煙羽之尺寸與在下風向隨時間之分布狀況。主要輸入參數包括輻射核種資料、輻射物質沉積速率資料、輻射物質隨不同氣象條件之傳送資料、事故射源排放資料、及氣象資料等。
- (2) EARLY子程式計算事故發生後7天內因輻射外釋所造成的廠外劑量分布。主要輸入參數包括人口分布資料、屏蔽與曝露係數、掩蔽與疏散資料、早期輻射傷害參數、早期輻射致癌參數、早期輻射致死參數等。
- (3) CHRONC子程式計算事故7天後因輻射外釋所造成的廠外劑量分布、輻射污染及經濟影響等，因本次評估未使用此子程式，故不詳細說明其輸入參數。

目前MACCS2最新版本為WinMACCS，在2001年，NRC開始進行MACCS2視窗(Windows)介面與架構分析，以便使用者操作運用，因此發展出WinMACCS程式。目前版本之WinMACCS，改進MACCS2相關運算，並加入拉丁超立方體抽樣(LHS, Latin Hypercube Sampling)技術。

2.4 建立核二廠 AST 分析模型

2.4.1 設計基準事故輻射劑量分析

根據美國聯邦法規第十條第 100 款 (Title 10, Part 100, of the Code of Federal Regulations, 10 CFR 100)，反應器業主需在核電廠設計與興建時考慮反應器對公眾健

康保護及外釋至廠外輻射劑量的影響，提送安全分析報告 (Safety Analysis Report, SAR) 以供審查。其中，業主必須根據法規要求進行假想設計基準事故 (Design Basis Accident, DBA) 廠外與廠內劑量分析，確認 EAB、LPZ 外圍邊界、控制室與緊急應變廠所之放射性危害低於安全限值。

依據輻射源項的演變，設計基準事故劑量評估的分析方法分為兩種，第一種是根據1962年Technical Information Document (TID) 14844的研究結果(簡稱TID-14844分析方法)，第二種是根據1995年NUREG-1465的研究結果(簡稱AST分析方法)，DBA輻射劑量評估結果必須分別滿足10 CFR 100.11與10 CFR 50.67的要求。

2.4.2 核二廠 FSAR 之冷卻水流失設計基準事故

核二廠假想冷卻水流失設計基準事故的情境，係遵循法規指引1.3的法規立場，本計畫依輻射源項、一般性分析假設、圍阻體洩漏、特殊安全設備(ESF)洩漏、主蒸汽隔離閥(MSIV)洩漏，列出電廠設計參數與該情境的假設條件。外釋源包含圍阻體洩漏與MSIV洩漏。

三、研究成果

3.1 核二廠 MELCOR 全黑事故模擬

假設此事故的起始是發生電廠全黑事故，電廠失去外部電源，同時汽機跳脫，且廠內緊急交流電源不可用，稱之為電廠全黑(Station Blackout, SBO)事故。

SBO事故發生後，所有緊急爐心冷卻系統(Emergency Core Cooling System, ECCS)皆無法作動，使得爐心裸露、熔毀，進而導致壓力槽與圍阻體失效。事故序列如表3.1.1所示。

0秒前電廠正常運轉，0秒電廠突然失去外部電源，同時汽機跳脫，假設所有冷卻水無法進入爐心。爐心安全釋壓閥SRV不停開關，保持爐心內壓力保持在7.6E6 Pa之內，圖3.1.1所示。由於無冷卻水注入壓力槽，壓力槽內水蒸發為蒸氣，水位急速下降，壓力槽內水位如圖3.1.2所示。

1,331秒水位降到實際燃料頂端(TAF)，爐心開始裸露，燃料溫度開始上升，在沒有冷卻下爐心開始熔融。熔融物質蓄積在爐心支撐板上，最後導致爐心支撐板無法負荷而失效。熔融物質掉落至壓力槽底部，最後也導致壓力槽底部失效。

壓力槽於20,662秒失效後，熔融爐心之熔渣掉落至爐穴或乾井的混凝土地板，熔渣與混凝土於接觸後，熔渣的衰變熱造成混凝土的分解，產生大量H₂O、CO₂等氣體。混凝土分解氣體與熔融爐心內金屬間化學還原反應，產生H₂及CO，所釋放出的熱量以及熔融爐心本身的衰變熱，使得熔融爐心維持在高溫狀態，持續造成混凝土的分解，產生H₂O、CO₂等氣體，使得爐穴與乾井壓力不斷上升，最終造成圍阻體內壓力超過失效壓力，使得圍阻體失效，分裂產物外釋到環境之中。

時間(sec.)	事件
----------	----

0	Station Blackout Feedwater Pump Tripped MSIV Closed
1,331	爐心裸露，水位低於 TAF
3,163	燃料棒護套開始與蒸氣作用
4,282	水位低於 BAF
19,983	熔融的爐心熔渣熔穿爐心支撐板(Core Support Plate)，爐心開始掉落到壓力槽下部(Lower Plenum)。
20,665	壓力槽失效
32,360	圍阻體失效

表3.1.1事故序列

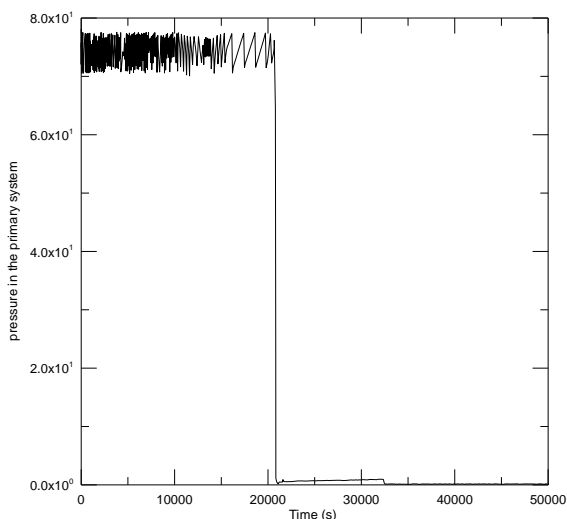


圖3.1.1 壓力槽壓力

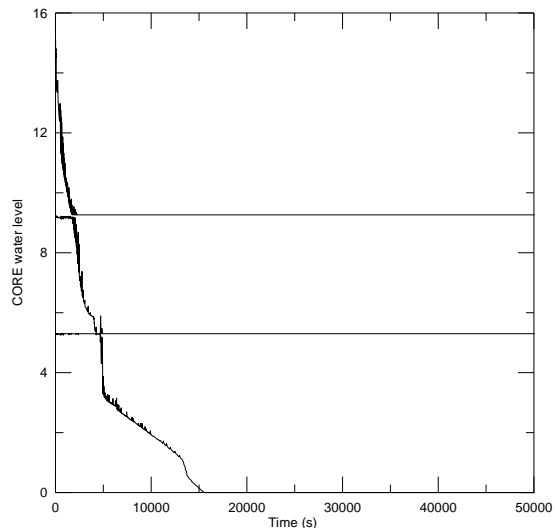


圖3.1.2 壓力槽水位

3.2 URG 關鍵措施之評估與分析

檢視核一廠URG後歸納出以下幾項關鍵性措施，並以MAAP5程式進行分析：

- (1) SRV控制性降壓及ADS緊急洩壓
- (2) 圍阻體排氣
- (3) 替代低壓注水入反應爐
- (4) 最小低壓注水流量及RCIC不同失效時間點進行靈敏度分析。

3.2.1 SRV 控制性降壓及 ADS 緊急洩壓分析

URG策略中，當地震發生時反應爐壓力先降到 35 kg/cm^2 (圖3.2.1)，海嘯警報發佈後反應爐壓力應降到 15 kg/cm^2 ，避免HPCI及RCIC汽機跳脫，並維持爐心高水位(L-8)，URG早期主要進行反應爐控制性降壓，以利事故後期低壓注水迅速注入爐

心。當確認執行URG後，反應爐緊急洩壓，盡速將低壓替代注水(如生水、消防水、海水)注入爐心。模擬早期進行反應爐控制性洩壓時，開啟SRV數目的量化分析。

當地震發生時，反應爐急停，並啟動 RCIC、HPCI 等高壓注水設備，其中利用 RCIC 注水，而 HPCI 開啟測試模式抽汽。在 HPCI 抽汽下，反應爐壓力降低。當 $t=10$ min，控制性地將反應爐壓力降低到 35 kg/cm^2 。接著($t=20$ min)海嘯發佈分別再開啟 1 SRV、2 SRVs 及 3SRVs 進一步將反應爐壓力降到 15 kg/cm^2 ，並維持 RCIC 注水，但除了 1 SRV 之情形可維持爐心水位於 TAF(燃料頂端)以上，其餘 2SRV 及 3SRVs 之情形則無法維持爐心水位，水位持續下降，趨向 TAF(如圖 3.2.2)。1 小時後 RCIC 失效，喪失所有爐心注水，確認執行 URG，立即執行反應爐緊急洩壓(ADS)及圍阻體排氣，當反應爐壓力低於 3 kg/cm^2 後(約 67 min)，低壓注水(生水)注入爐心，爐心水位隨即上升。

由分析結果可知，在此一案例下，開啟 3SRVs 時，反應爐水位將在 1 小時前降到 TAF 以下；而開啟 2SRVs 時，在 1 小時時水位雖高於 TAF，但進行緊急洩壓注水時水位會暫時低於 TAF；而在開啟 1SRV 的情形，在 1 小時前水位維持高於 TAF，且於緊急洩壓後亦可維持爐心水位在 TAF 之上。

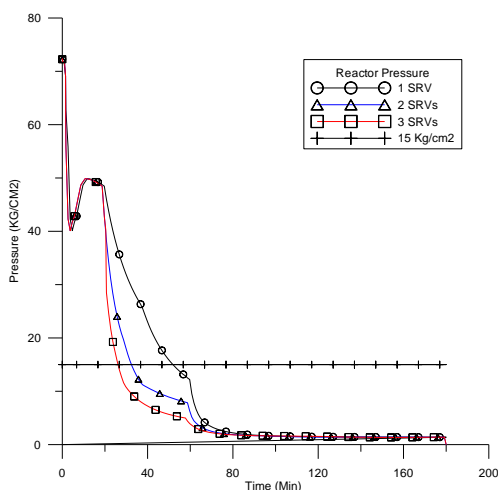


圖 3.2.1 反應爐壓力(Case 1(a))

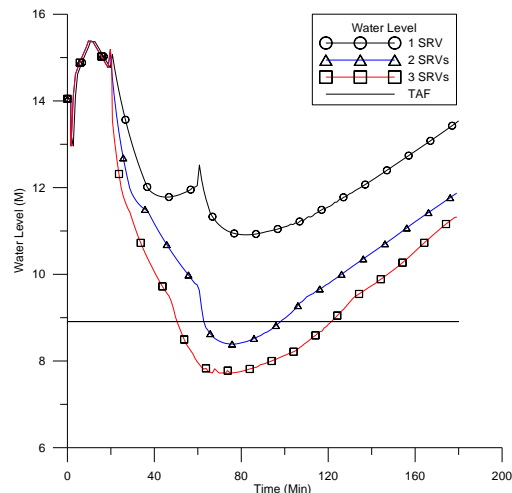


圖 3.2.2 爐心側板內水位 (Case 1(a))

3.2.2 圍阻體排氣

在URG策略中，當確認執行URG後，反應爐緊急洩壓，盡速將低壓替代注水(如生水、消防水、海水)注入爐心。因此時喪失RHR最終熱沉且爐心尚未熔毀，為降低注水背壓以便加大注水流量，應執行圍阻體排氣。

本案例(Case 2)與前一節案例Case1(a)之不同為前者在1小時後未執行圍阻體排氣，而後者在1小時後執行圍阻體排氣，1小時前反應爐壓力及圍阻體壓力兩者無任何差異，1小時後Case 2因無開啟圍阻體排氣，使得Case 2反應爐及圍阻體壓力上升。另一方面反應爐產生的蒸汽經由SRVs排放到Torus，造成Torus壓力上升，由於背壓增加使得生水注水流量減少，直到Torus壓力上升至 5 kg/cm^2 (生水重力水頭，核一廠生水池海拔高度約62公尺，廠址海拔高度為11.2公尺。)，生水便無法注入反應爐(如

圖3.2.3)。由於無任何注水系統注入爐心，爐心水位持續下降(如圖3.2.4)，約事故後32小時，爐心水位就降低到TAF以下。

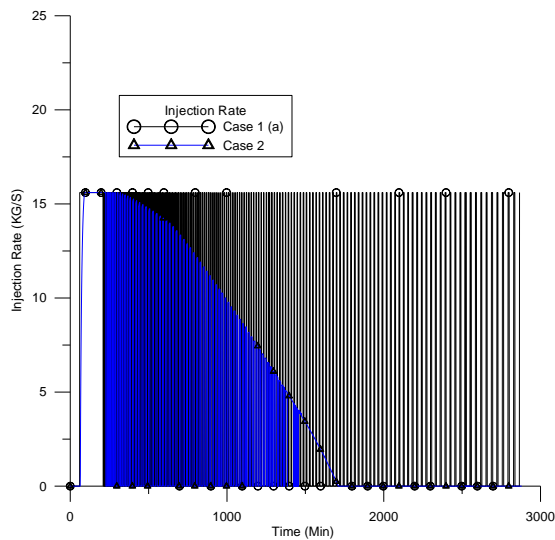


圖 3.2.3 生水注水流量

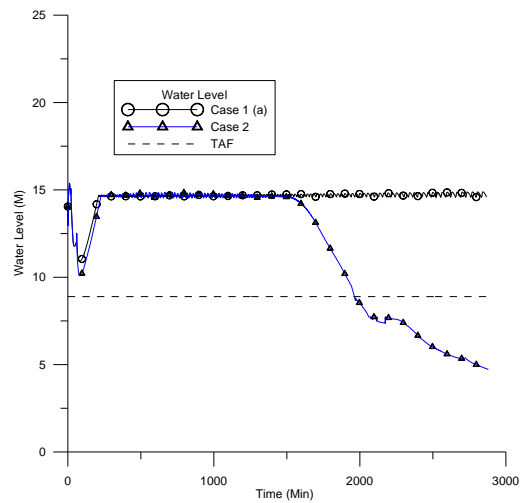


圖 3.2.4 爐心側板內水位

3.2.3 替代低壓注水入反應爐

在URG策略中，當確認執行URG後，因喪失所有交流電源及汽機推動的注水系統，只剩下低壓替代注水(如生水、消防水、海水)，靠重力、消防泵及消防車將冷卻水注入爐心。Case 1(a)以較小之生水流量(250 gpm)分析低壓注水系統。

本節案例Case 3與3.2.1節案例Case1(a)之不同為前者於1小時後未執行低壓注水，而後者於1小時後執行低壓注水，1小時前爐心水位兩者無任何差異，1小時後Case 3因無執行低壓注水，使得Case 3爐心水位持續下降，約 $t = 100$ min時爐心水位就達到TAF，在無任何冷卻水注入爐心，燃料溫度持續上升，終至爐心熔毀，最高燃料護套溫度參見圖3.2.5，在該圖中，Case 3的最高燃料護套溫度至 $t = 545$ min時突然降低，顯示為爐心熔損並位移至Lower Plenum，故已無最高燃料護套溫度數值。反應爐壓力(圖3.2.6)兩者並無太大的差異，唯Case 3爐心熔損並位移至Lower Plenum時，有產生一尖峰壓力。

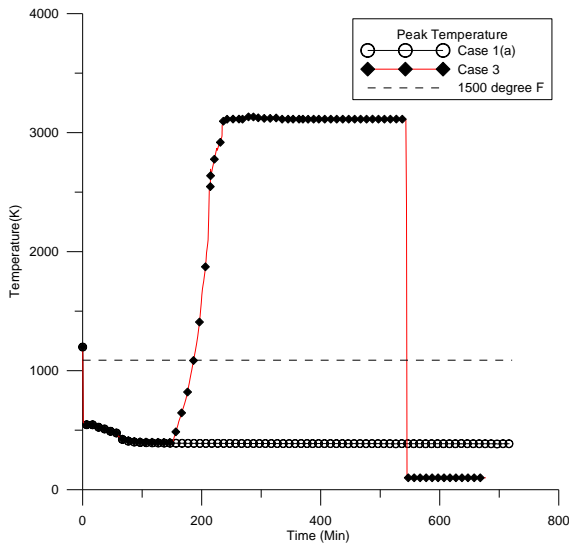


圖 3.2.5 最高燃料護套溫度

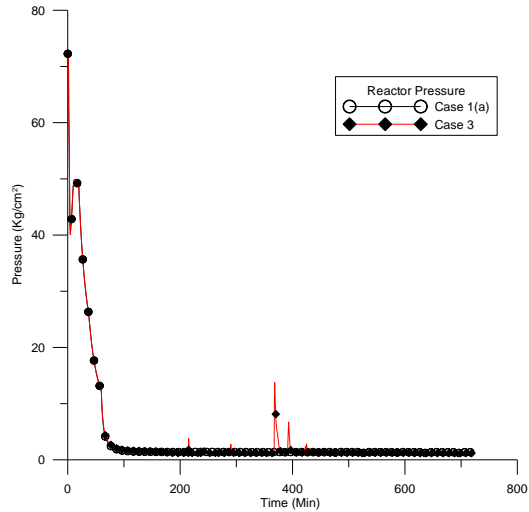


圖 3.2.6 反應爐壓力

2.3.4 靈敏度分析

由 2.3.3 節得知 250 gpm 生水流量足以冷卻爐心，本節將進行最小低壓注水流量靈敏度分析，當在反應爐急停 10 分後開始進行控制性降壓，並在事故後 1 小時進行圍阻體排氣與生水池注水，生水流量分別設定為 250/200/150/100 gpm。分析結果顯示若生水注水流量若低於 150 gpm (圖 3.2.7)，即無法維持爐心水位，並造燃料護套溫度持續上升(圖 3.2.8)。

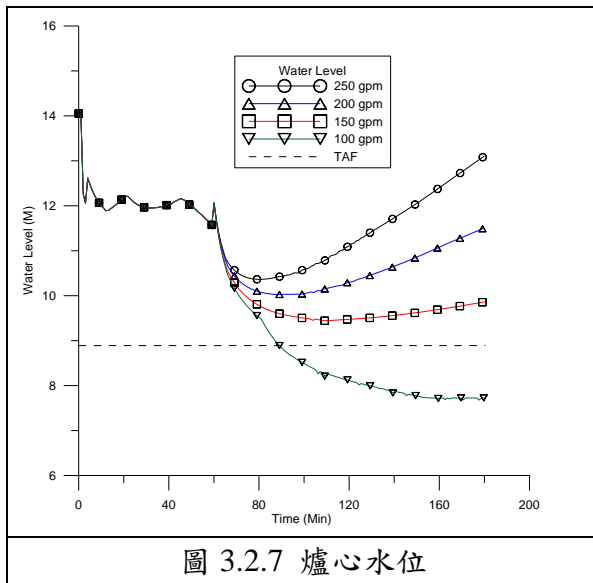


圖 3.2.7 爐心水位

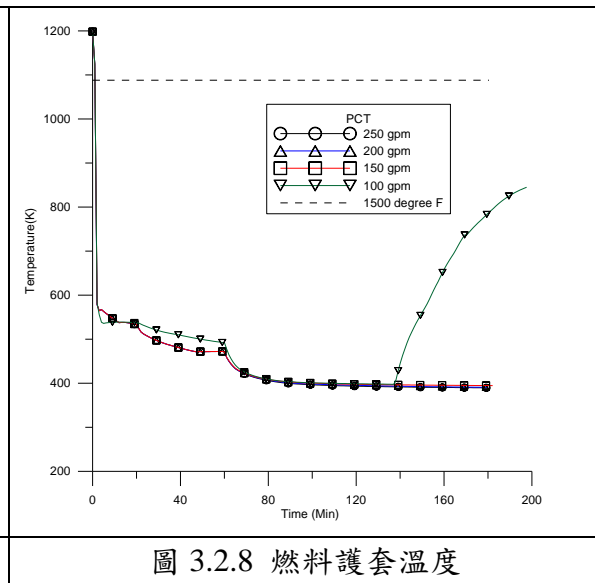


圖 3.2.8 燃料護套溫度

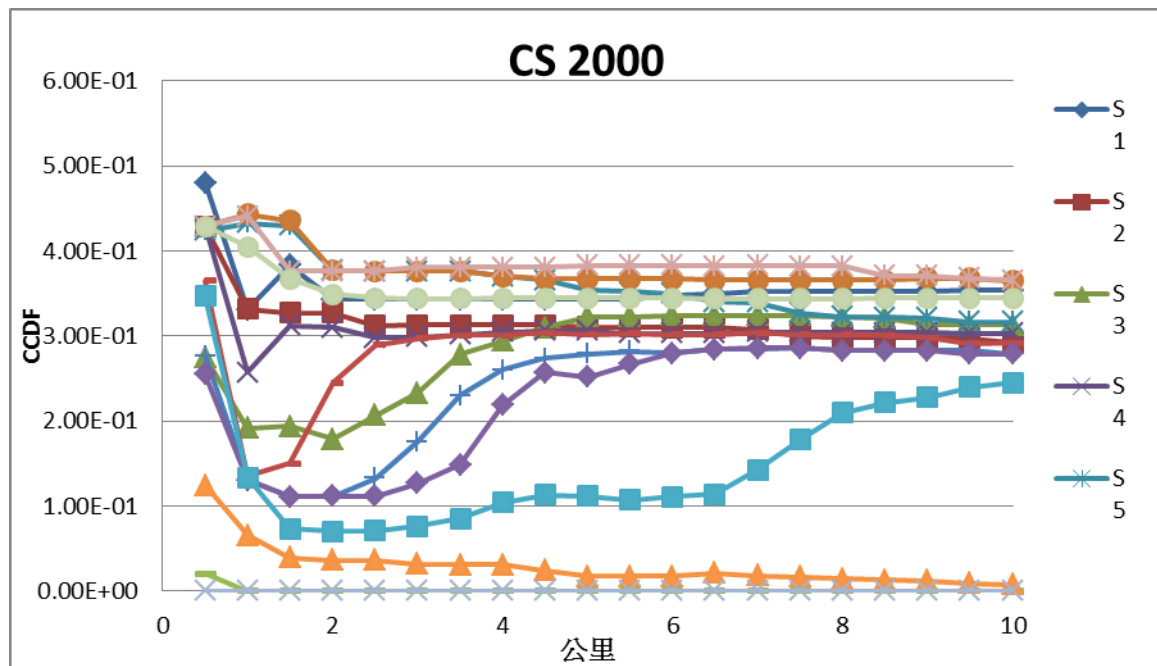
3.3 核一 WimMACCS 分析模式建立

依「核子事故緊急應變法施行細則」第 3 條第 2 項、第 3 項所述：爐心熔損事故在緊急應變計畫區外所造成之預期輻射劑量，超過核子事故民眾防護行動規範疏散干預基準之年機率應小於十萬分之三，超過二西弗之年機率應小於百萬分之三。該廠輻射外釋源項分為 15 類，再評估各核種群之外釋比例。射源項參數輸入

WinMACCS 程式，並配合 2000 年的氣候條件進行分析，可求得核一廠外 10 公里範圍內，有效劑量超過 50 毫西弗、100 毫西弗及 2 西弗累積之年平均機率即 CCDF(Complementary Cumulative Distribution Function)。

由於 MACCS 輸出與輸入檔資料相當龐大，若以人工方式篩選所需資料或建立輸入檔，極易出錯且費時。有鑑於此，本計畫自行開發 MACCS 程式輸入與輸出檔處理程式，簡化輸出檔或輸入檔建立步驟，並減少人為錯誤。

運用開發之處理程式之特點，運跑多重案例之結果。S1 到 S15 為 PRA 所列 15 個圍阻體失效嚴重事故案例，依據 15 圍阻體失效嚴重事故之輻射源項經 MACCS 計算，圖中顯示人體接收 100 毫西弗之 CCDF 值。



3.4 應用 AST 方法的定性影響探討

目前核二廠冷卻水流失設計基準事故輻射劑量分析係採用 TID-14844 分析方法，使用全身劑量、甲狀腺劑量、體表劑量之準則及相對應限值。本計畫研究定性探討此設計基準事故採用 AST 分析方法對於輻射劑量計算的影響，定性探討的方法有二，一為定性論述，二是以簡單的方法估算爐心盤存量外釋到大氣環境的比例，佐以說明影響程度。

定性影響探討結果可分為 5 類，分別是採用 AST 分析方法 (1) 可能增加輻射劑量、(2) 可能降低輻射劑量、(3) 具有增加輻射劑量的趨勢、(4) 具有減少輻射劑量的趨勢、(5) 視個案特性而定，整體來看，採用 AST 分析方法有可能提高餘裕，進而放寬運轉條件。本研究結果有利於實際使用 AST 分析方法執行冷卻水流失設計基準事故輻射劑量計算。

四、結論與建議

本計畫內容涵蓋核能發電廠核子事故之熱水流現象、輻射物質外釋劑量分析、處理核子事故之對策以及緊急應變區範圍制定之分析方法與工具之研究。目前已成功建立核二廠 MELCOR 參數檔與分析模式、核一廠 WinMACCS 輸入檔、運用 MAAP5 程式分析 URG 策略以及運用 AST 方式分析核二廠設計基準事故。往後將逐一完成國內各核能電廠分析，期能精進國內核能安全之分析技術。惟國內未來如需使用 AST 評估仍需主管機關同意後才得使用。

參考文獻

1. 「核子事故緊急應變法」，民國九十二年十二月二十四日總統公布，民國九十四年四月十五日行政院發布，自民國九十四年七月一日施行。
2. 「核子事故緊急應變法施行細則」，民國一〇一年三月二十八日行政院原子能委員會修正發布。
3. 「核子事故民眾防護行動規範」，民國九十四年七月十五日行政院原子能委員會發布。
4. K.S. Liang, S.C. Chiang, Y.F. Hsu, H.J. Young, B.S. Pei, L.C. Wang, August, 2012. "The ultimate emergency measures to secure a NPP under an accidental condition with no designed power or water supply"
5. Radiological Consequences of a Design Basis Loss-of-coolant Accident: Leakage from Main Steam Isolation Valve Leakage Control System (BWR), in Standard Review Plan 15.6.5.D Rev.1, USNRC, Editor. 1981.
6. Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Loss of Coolant Accident for Boiling Water Reactors, in Regulatory Guide 1.3 rev.2, USNRC, Editor. 1974.