

行政院原子能委員會  
委託研究計畫研究報告

107 年核能安全管制及安全度評估技術能力建立- CAMP 合作計劃

下核電廠系統安全分析應用程式模式建立與驗證

**Establishment of Nuclear Safety Regulation and Probabilistic Risk  
Assessment Capabilities- Code Applications and Maintenance  
Research (CAMP): Development and Verification of Advanced  
TRACE Analysis Model for Nuclear Power Plants**

計畫編號：

受委託機關(構)：國立清華大學

計畫主持人：曾永信

聯絡電話：03-5715131#42858

E-mail address：bspei@hotmail.com

協同主持人：許文勝、陳詩奎、楊融華

研究期程：中華民國 107 年 5 月至 107 年 12 月

研究經費：新臺幣 774 萬元

核研所聯絡人員：黃智麟

報告日期：107 年 11 月 19 日

報告內容係研究者之研究觀點，不代表本委託單位之政策或意見

## 目 錄

目 錄 .....	1
中文摘要.....	3
英文摘要.....	4
壹、計畫緣起與目的.....	5
貳、研究方法與過程.....	8
參、主要發現與結論.....	11
一、2018 CAMP 春季會議與國際研究動態說明 .....	11
(一) 2018 CAMP 春季會議說明 .....	11
(二) 各國研究發展動態與技術報告 .....	16
二、國內核電廠 TRACE 模式之精進.....	22
三、國內核電廠類福島事故暫態案例分析.....	26
(一) 研究目的與假設.....	26
(二) ELAP 事件與模擬假設說明 .....	28
(三) 核三廠 ELAP 事件分析結果.....	31
(四) FLEX 救援措施評估結果 .....	42
1. 4 小時進行 FLEX 救援措施評估結果 .....	42
2. 8 小時進行 FLEX 救援措施評估結果.....	49
3. 24 小時進行 FLEX 救援措施評估結果.....	56
(五) 迴流冷卻之靈敏度分析.....	63
1. 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 21gpm/pump .....	67
2. 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 76gpm/pump .....	71
3. 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 182gpm/pump .....	75
4. 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 480gpm/pump .....	79
(六) 分析結果與討論.....	84
四、NUREG/IA 報告同行審查.....	86
五、核能電廠熱流分析訓練課程.....	88
(一) 公告與課表內容.....	88
(二) 訓練課程情況照片 .....	90

(三) 訓練課程成果.....	91
六、結論.....	92
七、我國提交 NUREG/IA 技術報告列表.....	94
肆、參考資料.....	96

## 中文摘要

美國核管會 (U.S. NRC) 發展了一套先進熱水流分析程式 TRACE (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine) 可以普遍運用在所有輕水式核能電廠的分析，經過數年的研發，美國核管會不久前已經開始應用 TRACE 作為審查工具，預期未來會完全取代其他熱水流安全分析程式。TRACE 特色之一為具備使用三維幾何模式模擬核反應器壓力槽之能力，對於核電廠安全分析會具有更強的能力與更細部的模擬結果。台灣與美國簽訂 CAMP (Code Applications and Maintenance Program) 協定相互交流核電廠熱水流安全分析程式研究與應用，為了盡我方在 CAMP 會員國的職責，必須實際運用 TRACE 進行模式建立與校驗工作，本計畫將配合美國核管會之 TRACE 與 SNAP 程式的改版，結合國內核電廠最新之系統與運轉資料，精進國內核電廠之 TRACE 熱水流安全分析模式。本研究使用 TRACE 模擬分析核三廠發生假想全黑事故(類福島事故)，並探討核三廠在面對複合式災變發生時的事務緩和與能力。

關鍵字：熱流安全分析、TRACE、CAMP。

## 英文摘要

The U.S. NRC (United States Nuclear Regulatory Commission) is developing an advanced thermal hydraulic code named TRACE (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine) for nuclear power plant safety analysis. NRC has determined that in the future, TRACE will be the main code used in thermal hydraulic safety analysis. One of the features of TRACE is its capacity to model the reactor vessel with 3-D geometry. It can support a more accurate and detailed safety analysis of nuclear power plants. Taiwan and the United States have signed an agreement on CAMP (Code Applications and Maintenance Program) which includes the development and maintenance of TRACE code. This research focuses on the analysis of Station Blackout (SBO) accident in Maanshan nuclear power station and the mitigation capability of SBO response strategy by using TRACE code.

Keywords: Thermal-Hydraulic safety analysis, TRACE, CAMP.

## 壹、計畫緣起與目的

2011年3月11日，日本因遭遇複合型災變，東京電力公司所屬之福島第一核能電廠發生了嚴重核子事故，引起國際間關注。福島第一核能電廠的事故為超過設計基準的海嘯所造成的水災淹沒了廠內的緊急電源與電力輸送系統，海嘯所引起的長期喪失交流電源(Extended Loss of Alternating Current Power, ELAP)及喪失最終熱沉(Loss of Ultimate Heat Sink, LUHS)嚴重地傷害到爐心冷卻系統與圍阻體完整性的安全功能，最終導致三座反應爐的爐心受損。喪失電源亦會使得用過燃料池的冷卻功能受到傷害，用過燃料池須保持足夠的水量才能避免用過燃料因缺乏冷卻而損壞。日本福島事故後，美國核管會(US Nuclear Regulatory Commission, US NRC)提出短期專案小組(Near-Term Task Force, NTTF)建議報告，要求所轄各核電廠強化對類似事故之應對，其中包括加強電廠人員應對嚴重事故的訓練。美國核能協會(Nuclear Energy Institute, NEI)即研擬一套嚴重事故緊急應變策略，為彈性且多樣化處理策略(Flexible and Diverse Coping Strategies, FLEX)，以應對此類極端事件。該策略之核心目標在於整合廠內設備、應變守則、人員訓練等措施，當電廠面臨一超過基準外部事故時，提供一應變策略降低電廠受損之風險，FLEX透過電廠評估了解個廠特性，針對個廠不同狀況建立分

析其基礎應變能力並定義個廠對於各式重大災害之適用性，最終強化個廠面對各樣重大災害時之應變能力。主要手段為藉由計畫性且系統性地提供可攜式緊急設備(包括電源、水源、泵浦等)，協助重要安全系統確保電廠達到最終熱沈，以減緩事件發生所帶來之後果。

本研究利用美國核管會(US.NRC)開發之最佳估算(Best Estimate)熱水流系統程式-TRACE (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine)，針對台灣核三廠分別模擬長期喪失交流電源合併反應器冷卻水軸封洩漏事件，以及 FLEX 策略執行之結果，分析電廠在超越設計基準事故下其耐受能力並評估 FLEX 策略對於複合型事故之事故緩和的能力，後續並針對軸封破口洩漏量進行靈敏度分析，觀察破口流量對反應器壓力槽進入迴流冷卻時間點之影響。

台灣與美國於2004年起簽訂CAMP (Code Applications and Maintenance Program) 協定相互交流核電廠熱水流安全分析程式研究與應用，我方負責的職責為應用TRACE程式，提供使用者經驗與程式評估報告，要達成這個目標，必須實際運用TRACE進行模式建立與校驗工作，如此才能獲得經驗，有機會瞭解程式發展階段之可能問題與錯誤，同時藉由校驗工作來驗證程式計算之準確度。TRACE相較其他熱水流模擬軟體最大特色在於其具備多維度計算能

力(Multidimensional fluid-dynamics)，相較於其他程式僅能執行一維或二維模擬，TRACE可更精準模擬反應器內細部熱水流行為。

因此，本計畫將配合美國核管會之TRACE與SNAP程式的改版，結合國內核電廠最新之系統與運轉資料，精進國內核電廠之TRACE熱水流安全分析模式。經由本計畫，可以完成國內核電廠TRACE分析模式之精進，提升國內核電廠的安全分析能力及完成NUREG-IA報告，提供給美國核管會參考，來完成我國參與美國核管會國際合作CAMP計畫中之責任與義務。並且透過執行本計畫，有助於協助管制單位進行相關人員訓練與協助審查與驗證工作之執行。

## 貳、研究方法與過程

TRACE相較其他熱水流模擬軟體最大特色在於其具備多維度計算能力(Multidimensional fluid-dynamics)，相較於其他程式僅能執行一維或二維模擬，TRACE可更精準模擬反應器內細部熱水流行為，尤其對於核電廠破口冷卻水流失事故，會比舊有程式具有更佳的模擬能力。TRACE程式中具備六條基本方程式模擬蒸汽、液態水及其雙相混合物，另有一條質量守恆方程式模擬不可凝結氣體(Non-condensable gas)。TRACE程式主要利用多個不同水力組件(Hydraulic components)於輸入模式中建構核電廠之反應器系統，並可依使用者或是分析案例情節需求將組件分割成細部體積(Cells)。於TRACE輸入模式中常見之水力組件包含用於模擬反應器系統管路的PIPE；模擬輕水式反應器核燃料的CHAN；模擬反應器系統各式水泵的PUMP；模擬反應器系統各種閥門的VALVE；設定系統組件邊界條件及冷卻水流量的BREAK與FILL；以及用於模擬壓力槽之VESSEL，其中VESSEL具備三維模擬能力，能將壓力槽依照環(Rings)、方位角(Azimuthal sectors)以及軸向層(Axial levels)做切割，細部探討反應爐內部熱流行為。除了水力組件之外，輸入模式中亦有HTSTR，或名為熱結構(Heat structure)用於模擬反應器系統

間的熱傳行為；控制方塊(Control Blocks)設定邊界條件並與水力組件連接以調控反應器系統壓力、注水等控制邏輯；POWER component用於對整個反應器系統提供熱功率等。在TRACE程式中，爐心熱功率有三種計算方式可供選擇：功率時間表(Power table)、點中子動力(Point kinetic)以及與PARCS(Purdue Advanced Reactor Core Simulator)三維爐心中子動力計算程式結合計算功率。

根據U.S. NRC最新釋出的TRACE程式版本為2017年7月釋出的V5.0 Patch 5；SNAP最新版本為2.6.1版，故本計畫配合U.S. NRC之TRACE與SNAP程式的改版，精進原先國內核電廠之TRACE熱流分析模式，提升國內核電廠的安全分析能力及完成NUREG-IA報告，提供給美國核管會參考，來完成我國參與美國核管會國際合作CAMP計畫中之責任與義務。

執行方法及進行步驟如下：

1. 蒐集與研究CAMP國際會議之相關資料，摘錄出會議之重點內容，以瞭解國際上的研究趨勢與TRACE/SNAP程式之最新發展。
2. 蒐集與整理國內核電廠最新之系統與運轉資料、程序書及功率提升之相關資料。

3. 配合TRACE或SNAP程式的改版(TRACE Patch 5)，結合國內核電廠最新之系統與運轉資料，精進國內核電廠之TRACE分析模式。
4. 進行國內核電廠類福島事故暫態案例分析。
5. 將相關研究結果，撰寫成美國核管會的NUREG-IA技術報告，提供給美國核管會參考，來完成我國參與國際合作CAMP計畫中之責任與義務。
6. 以委外服務之方式，在國內籌備並舉辦TRACE訓練課程，以及提供相關研究文件品保工作。
7. 整理相關的研究成果與產生，完成結案報告。

## 參、主要發現與結論

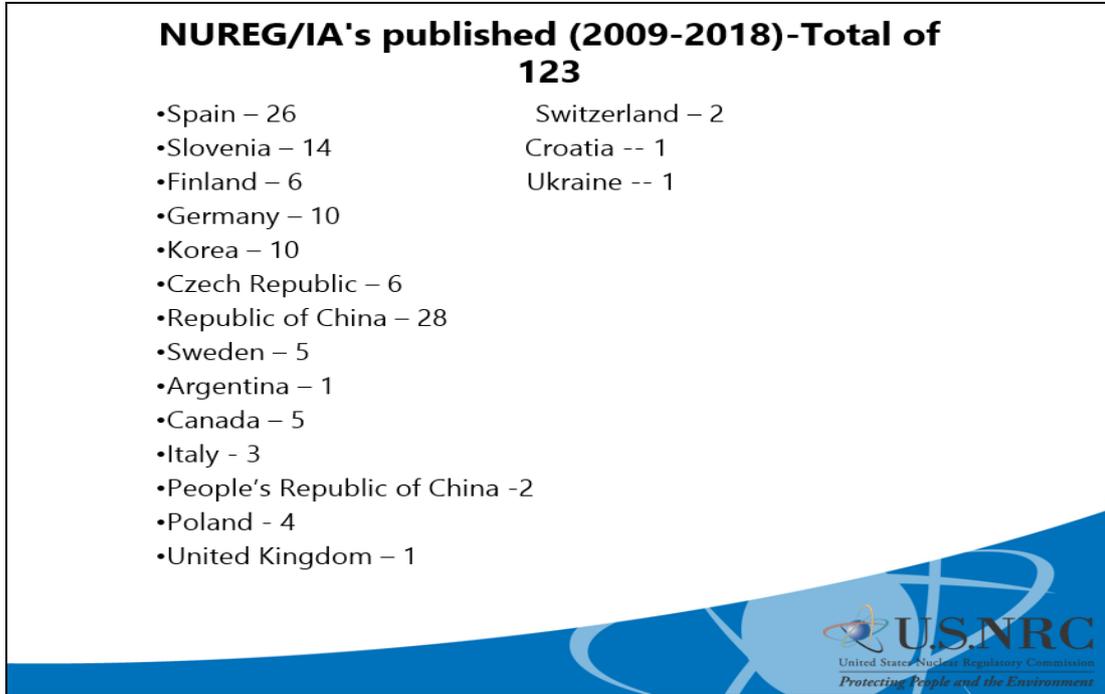
### 一、2018 CAMP 春季會議與國際研究動態說明

#### (一) 2018 CAMP 春季會議說明

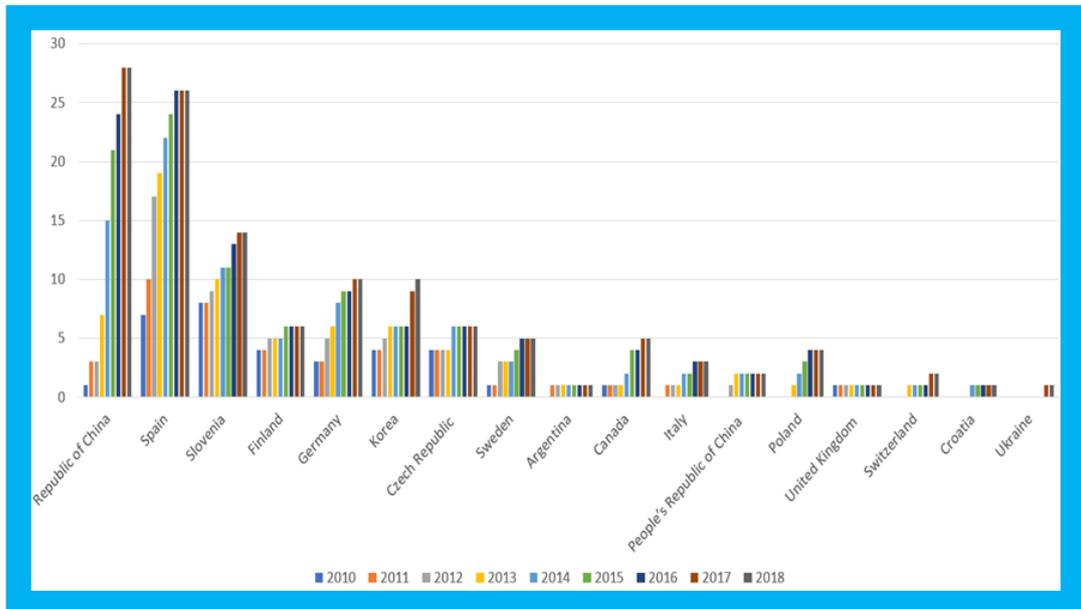
CAMP (Code Applications and Maintenance Program) 會議為美國核管會每年於春季與秋季均會召開之會員國討論會議，提供各會員國及參與組織一個溝通平台，分享目前 TRACE、PARCS、SNAP 等相關程式的研究成果及分析技術討論，以及管制經驗分享，對於核能電廠系統的安全分析程式的精進發展與驗證應用，是能夠達成專家意見的詳細討論與經驗交流，徹底可以澄清及改進程式的各項功能。台灣與美國簽訂 CAMP 國際合作協議，相互交流核電廠熱水流安全分析程式研究與應用，而台灣研究團隊每年幾乎都會提交 NUREG/IA 技術報告給美方，以完成我方之責任與義務。目前跟美國簽訂協議的國家有十幾個，除了歐美洲方面如瑞典、德國、捷克、比利時、瑞士、義大利、西班牙、克羅愛西亞、斯洛維亞、加拿大等等，亞洲方面有台灣、日本、韓國、中國、阿拉伯聯合大公國等。在 CAMP 國際會議上，我方皆會介紹台灣對於 TRACE、PARCS、SNAP 等相關程式的使用現況，並發表 NUREG/IA 技術文件與出版。

2018 年 CAMP 春季會議於加拿大渥太華城市(Ottawa)舉行，為期三天(5/28~5/30)。經多年努力，我國 NUREG/IA 報告的總數已累積 28 篇(如下圖所示)，目前的國際排名上升至第一名，顯示我國在

CAMP 上的積極度與貢獻。(備註:截至 2018 年 11 月 10 日，台灣第 29 篇 NUREG/IA-0482 與第 30 篇 NUREG/IA-0483 已被接受及分別於 10 月 18 日、11 月 10 日出版)



下圖為由 2010 年 CAMP 各會員國 NUREG/IA 報告發表數量累積趨勢，可以看出我國研究產出不斷地再持續提升。



針對程式改版之說明，目前 U.S. NRC 最新釋出的 TRACE 程式版本為 2017 年 7 月釋出的 V5.0 Patch 5，本次會議僅說明未來版本更新的規劃，並無明確時程表公布；而 SNAP 最新版本為 2.6.1 版，其更新的内容如下所示：

### **SNAP 2.6.1 - Released 2/18/2018**

1. The Job Stream Sequence validation logic was updated to ensure that the files referenced by External Files and File Sets that are set "Bundle With Stream" are specified and available.
2. An issue was resolved that prevented Unknown string variables from being properly assigned values by Tabular Parametric stream types during Job Stream submission.
3. The conversion factor used to convert "Specific Volume" values to  $\text{cm}^3/\text{kg}$  in the Steam Tables dialog used in the Model Editor was changed from the incorrect 1E3 to 1E6.
4. The SETVAR batch command was updated to include support for string variables.
5. The graphical editing of restart cases has been updated to wait until the restart case is fully applied before opening the views. This speeds up the graphical editing process and prevents the views from flickering.
6. The CAFEAN core logic used to read large double arrays from XDR compliant file formats was optimized to more efficiently handle large files.
7. The editor used to change the "Value" property of SNAP variables was updated to more efficiently handle multi-edit with more than 10 variables selected.
8. The SNAP jEdit support has been updated to be compatible with jEdit version 5.4.0. This includes updates to automatically install the SNAP plug-in for jEdit.
9. An issue was resolved that could cause parametric Job Streams in an Engineering Template to report multiple failures to the Model Editor screen when loading the model from MED.



## TRACE Roadmap

- We follow a system of releasing major versions followed by periodic numbered patch releases
- V5.0 Patch Release 02
  - Released 06/02/2010
- V5.0 Patch Release 03
  - Released 05/11/2012
- V5.0 Patch Release 04
  - Released 04/11/2014
- V5.0 Patch Release 05
  - Released 07/07/2017

2



### More on TRACE Development

- TRACE Version 5, Patch 5
  - Released on 7/7/17
- Status of CANDU modeling update
  - Available in Patch 5
  - Available for Testing
- Filing bug reports
  - Use Bugzilla to file a trouble report at [www.nrccodes.com](http://www.nrccodes.com)
  - Send email to [trace.bugs@nrc.gov](mailto:trace.bugs@nrc.gov)
- TRACE training
  - Taking feedback on the desire for training

TRACE 版本更新說明

## SNAP Development Overview

- SNAP Status
  - V 2.6.1 Released 2/18/2018
  - [jEdit Plug-in Support](#)
  - [General Code Updates](#)
- SNAP Plug-in Updates
  - [TRACE](#)
  - [FAST/FRAPTRAN](#)
  - [PARCS](#)
  - [UQ](#)
- [On-going Development Work](#)

## SNAP Updates

- Sub-system menu updates.
  - Prevent circular references
  - Fixed removing components from a nested sub-system.
  - Performing a sub-system integration now preserves the model selection.
- Job stream sequences validation has been updated to verify the existence of external files.
- Restart Cases open views after importing the case data.
  - Faster graphical editing with less flickering.

## (二) 各國研究發展動態與技術報告

### 1. Implementation of TRACE in SALOME Platform for Coupling with Open-Source CFD codes

(CAMP\_2018\_Spring\_Kanglong Zhang\_KIT-INR)

亥姆霍茲協會利用開放程式 SALOME 支援前期數據輸入與後期資料處理的能力，將 TRACE 與 CFD 進行結合測試。

### Introduction of SALOME

**Key point:** SALOME can deal with COUPLING problems.

Pre and Post Processing      For Coupling and other extended functions

**MED:**

- Provide a **standard** for storing and recovering computer data associated to numerical **meshes** and **fields**.
- Facilitate the **exchange** between codes and solvers.

CFD code, Mesh file available, Various mesh format, Fine resolution      In SALOME      SYSTEM code, No explicit mesh file, Coarse resolution

5      Spring 2018 CAMP Meeting, May 29th – 30th, 2018

### Summary

**Goal of this presentation**

**Title:** Implementation of TRACE in SALOME Platform for Coupling with Open-source CFD codes

User-defined, MED, YACS, GEOM, MESH, PARAVIS

Pre and Post Processing

The three are for coupling and extended functions  
 MED: for overlapping mesh mapping, also for Pre and Post processing  
 YACS: enable users to define their own calculation scheme with GUI.

- 1) Develop the TRACE-SALOME source.
- 2) Develop the C++ interface files.
- 3) Develop the SWIG file and build TRACE local/python object.
- 4) Develop CORBA DL file and build TRACE remote object which is also the final SALOME module.

24      Spring 2018 CAMP Meeting, May 29th – 30th, 2018

2. Review on the tube bank drag model of TRACE Ver. 5 Patch 4 code (CAMP\_Spring\_2018\_A.SHIN\_South Korea\_v1)

韓國說明目前其國內核能產業的發展現況與 CAMP 程式的使用情形。

### Status of Nuclear Industry in KOREA (2/4)



- **Research Reactors**
  - HANARO in KAERI
    - Enforcement of seismic performance (May 2016~ April 2017)
    - Pool surface radiation level increase due to the reduced High-Temp. layer of reactor pool top (Dec. 2017)
    - Re-operation is approved by NSSC (May 15, 2018)
  - GUANG Research Reactor by KAERI
    - Construction Permit Review is on the final stage (Nov. 2014 ~2018)
    - Plate type fuel (U-Mo)

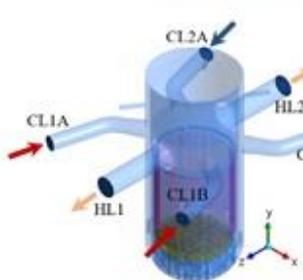


5 / 27

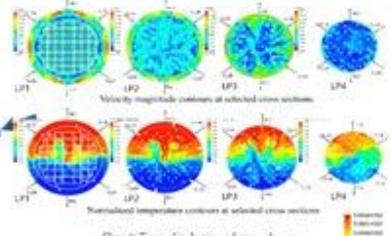
### Applications of CAMP Codes (13/19)



- **(3) R&D for development of TRACE-based safety analysis tech.**
  - CFD analysis for DC/LP mixing during MSLB case
    - Support analysis for TRACE 3D Vessel model improvement



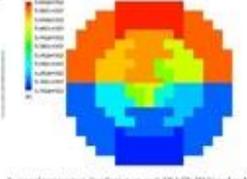
CFD model of APR1400 vessel for DC mixing



Velocity magnitude contours at selected cross sections  
Normalized temperature contours at selected cross sections  
Flow & Temp. distribution at various planes



Selected cross sections on the flow planes



Averaged temperature distribution on each TRACE 3D vessel node.

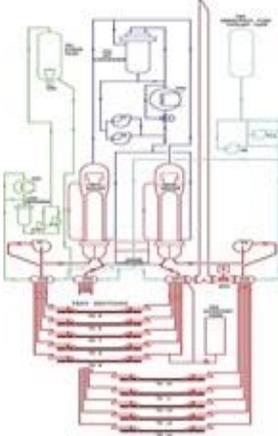
23 / 27

### 3. Codes Activities in Canada – Update.

(CNSC\_E-DOCS-\_5535871-v2-RR\_Presentation\_CAMP\_May\_2018)

加拿大 CSNC 報告主要是在更新 SBO 的 RD-14M 試算工作項目。

## RD-14M test facility



The diagram illustrates the RD-14M test facility, a complex piping system with multiple pumps, tanks, and heat exchangers. The system is shown in a cross-sectional view, with various components labeled and connected by pipes. The diagram is color-coded, with red lines for the main piping and blue lines for auxiliary systems.

e-docs # 5535871 CAMP 18.05.28 4

## CAMP activities in Canada - Update

- New initiative at Carleton University:
  - Design of a test loop for evaluation of heat exchangers concepts
  - Explore option of using CAMP codes in the test design work
  
- Update:
  - Limited design scoping calculations performed so far – more to come
  - The students prepared some bench scale models and performed some proof of concept testing. The plan for next year is to find a suitable location and start to construct SMARTS (Small Modular Advanced Reactor Thermalhydraulic Simulator)

e-docs # 5535871 CAMP 18.05.28 12

#### 4. CVR Activities in Simulating Nuclear Technologies using USNRC code.

(G.Mazzini-Spring-CAMP2018-v3)

位於捷克的 vyzkumu rez s.r.o 研究中心說明了其完成多項國家核能安全管制局的工作項目。

### Introduction



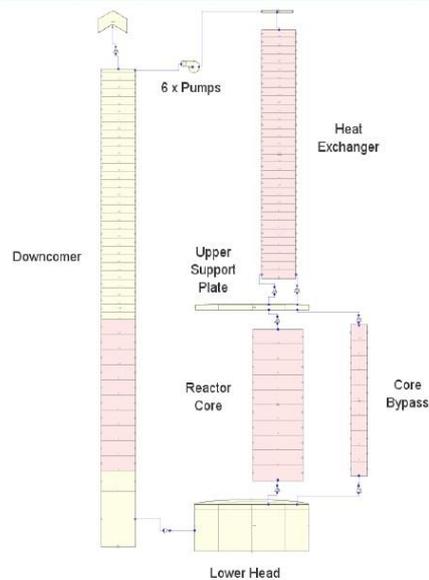
#### ■ CVR is doing several activities in R&D and in supporting the State Office of Nuclear Safety (SONS):

- VVER 1000 technology simulation using PARCS, TRACE and their coupling.
- VVER 440 technology simulation using TRACE and PARCS
- LVR-15 reactor simulation using TRACE and PARCS
- Simulation of the High Temperature Helium Loop using TRACE and RELAP5.



- Research in FLiBe thermohydraulic using TRACE codes

### Trace Simple Model



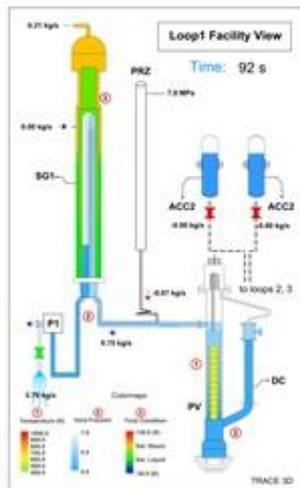
5. Status of CAMP Activities in Slovenia.

(Spring 2018 CAMP (Prosek\_Kokalj Slovenia))

斯洛維尼亞 R-4 Reactor Engineering Division 說明其國內與 CAMP 合作項目的研究進度，並列表整理展示自 2010 以來的成果。



### 6.1 BETHSY 6.2 TC simulation (cont'd)



Shown is the loop 1 BETHSY facility mask at 92 s, at which the core in the experiment first uncovered. It can be seen that much of primary circuit is filled with liquid, except pressurizer and upper head. By this the statement in the experiment description is confirmed: "The hot parts of the primary circuit (upper head, upper plenum, SG U-tubes) started to boil. The formation of loop seal causes the core level depression." The steam generator is in the saturation condition, in the lower part of downcomer and riser is saturated liquid and in the upper part of steam generator is saturated steam.

Spring 2018 CAMP Meeting

r4.ijs.si 27



### 6.3 LOFT L9-1/L3-3 test simulation (cont'd)

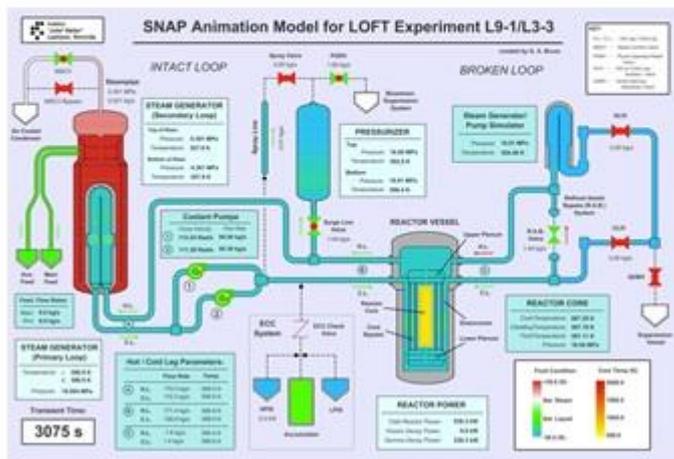


Figure shows that when the PORV is latched open after 3075 seconds, the SG secondary vessel is full of superheated steam and the pressurizer has filled with subcooled liquid.



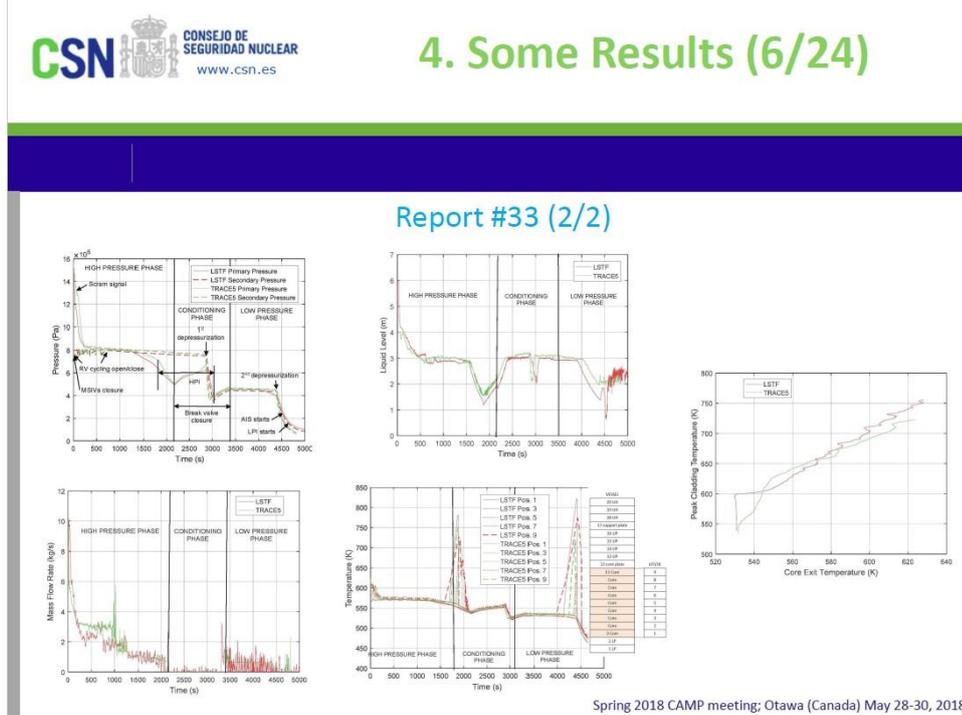
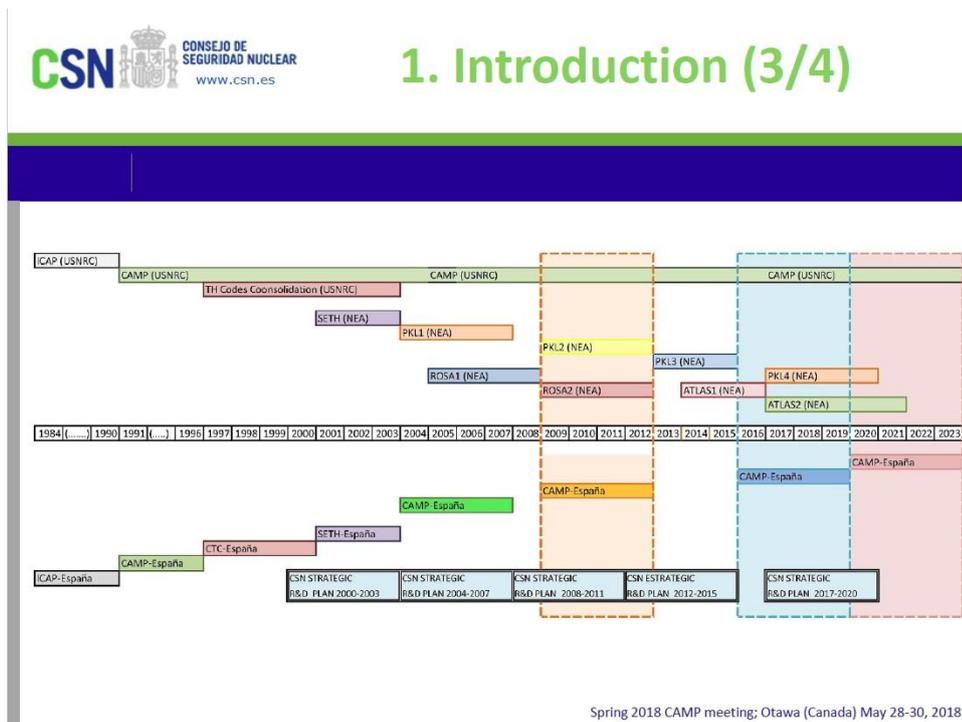
Spring 2018 CAMP Meeting

r4.ijs.si 31

## 6. Status Report of CAMP Activities in Spain.

(Status\_Report\_Spanish\_CAMP\_activities@Ottawa2018)

西班牙整理並條列自 2000 年以降的各項研究成果，當中包括多個使用 TRACE 或 RELAP5 進行的模式驗證和事故假設分析，也詳述其在 NUREG 報告上的貢獻。



## 二、國內核電廠 TRACE 模式之精進

目前 U.S. NRC 最新釋出的 TRACE 程式版本為 2017 年 7 月釋出的 V5.0 Patch 5，而 SNAP 最新版本為 2.6.1 版，本計畫配合美國核管會 TRACE 與 SNAP 程式的改版，精進國內核電廠之 TRACE 熱水流安全分析模式，如圖 2.1~2.3 所示。以下展現國內三座電廠之 TRACE 熱水流安全分析模式(含圍阻體模式):

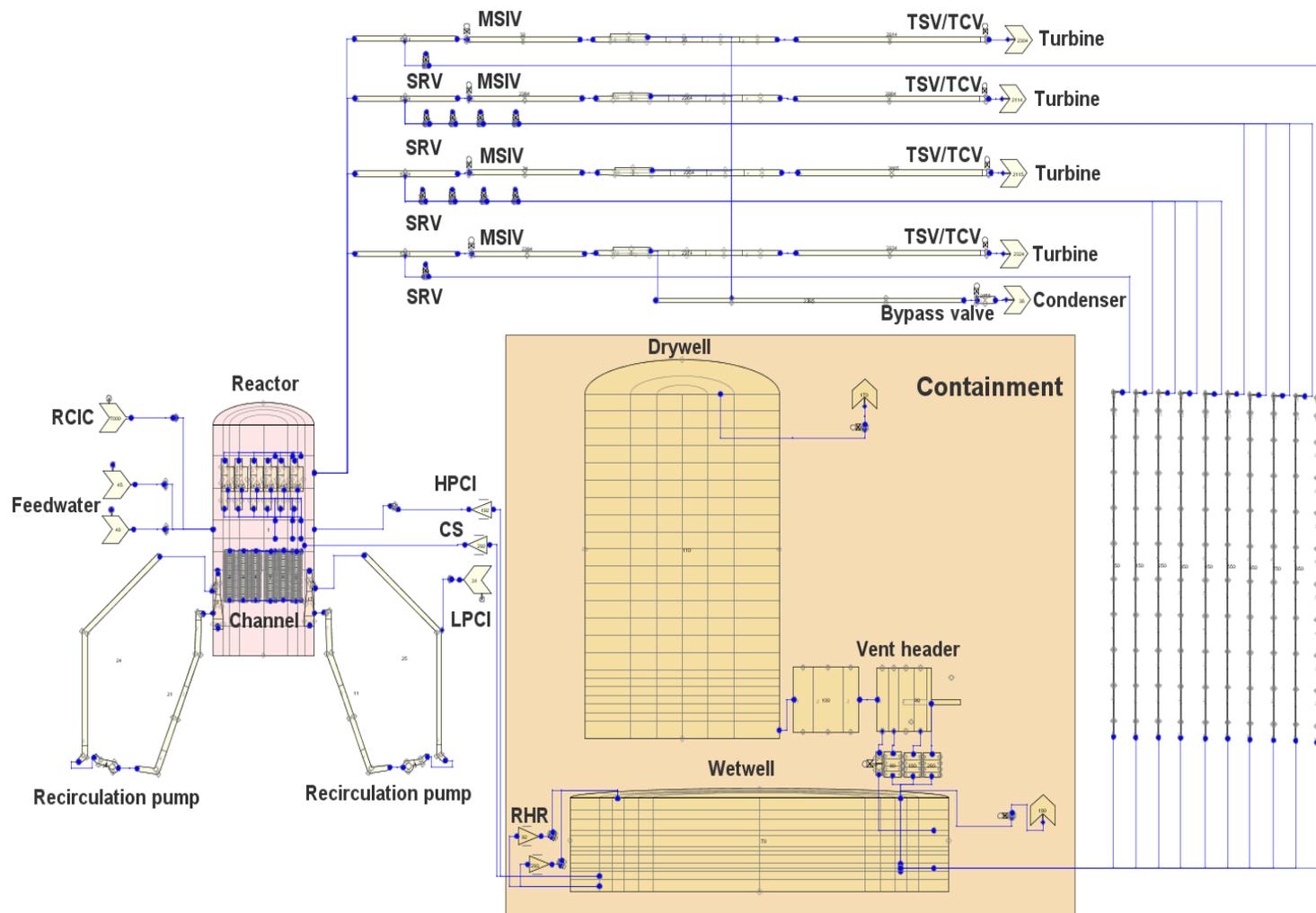


圖 2.1 核一廠之 TRACE/SNAP 熱水流安全分析模式

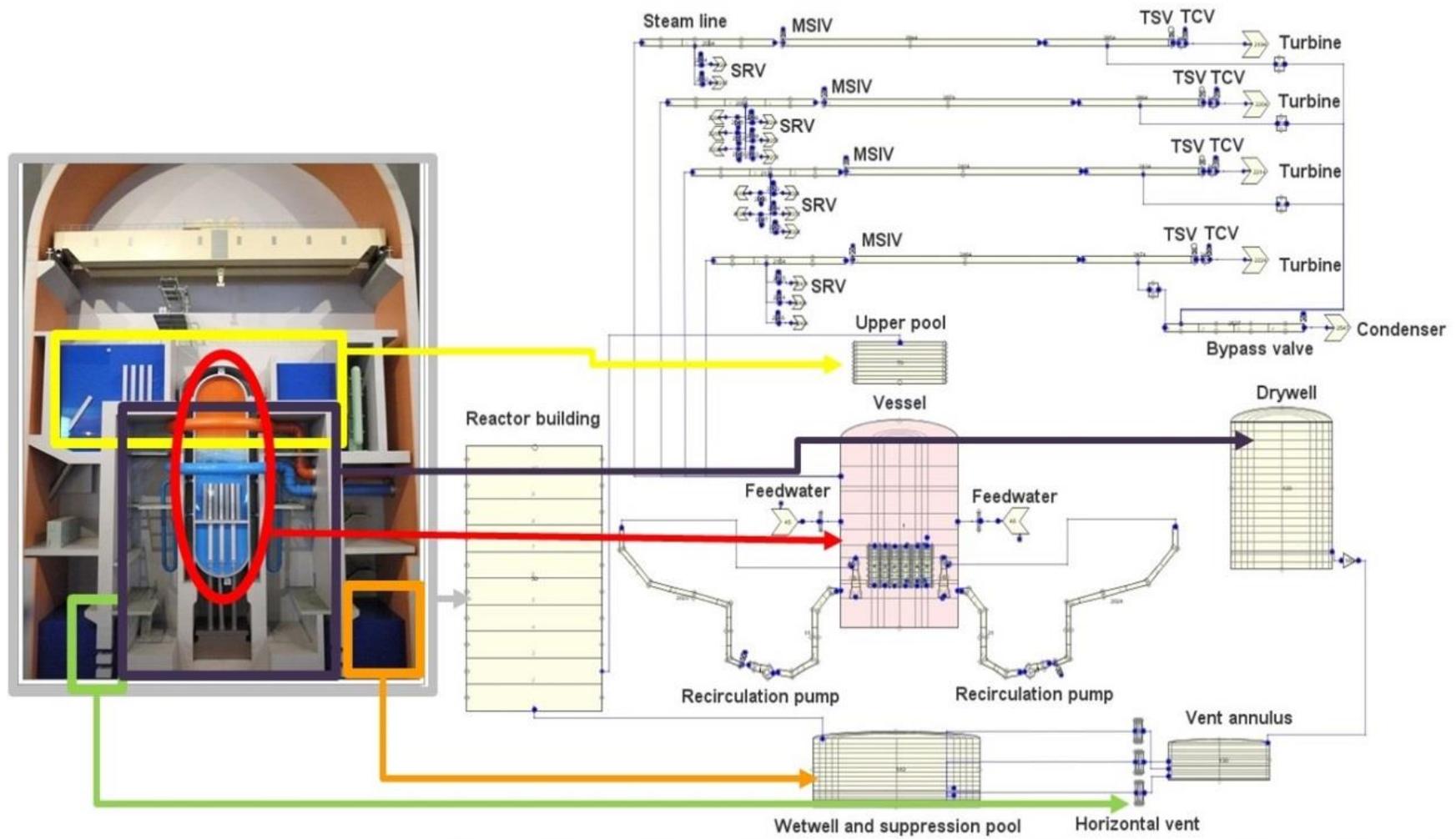


圖 2.2 核二廠之 TRACE/SNAP 熱水流安全分析模式

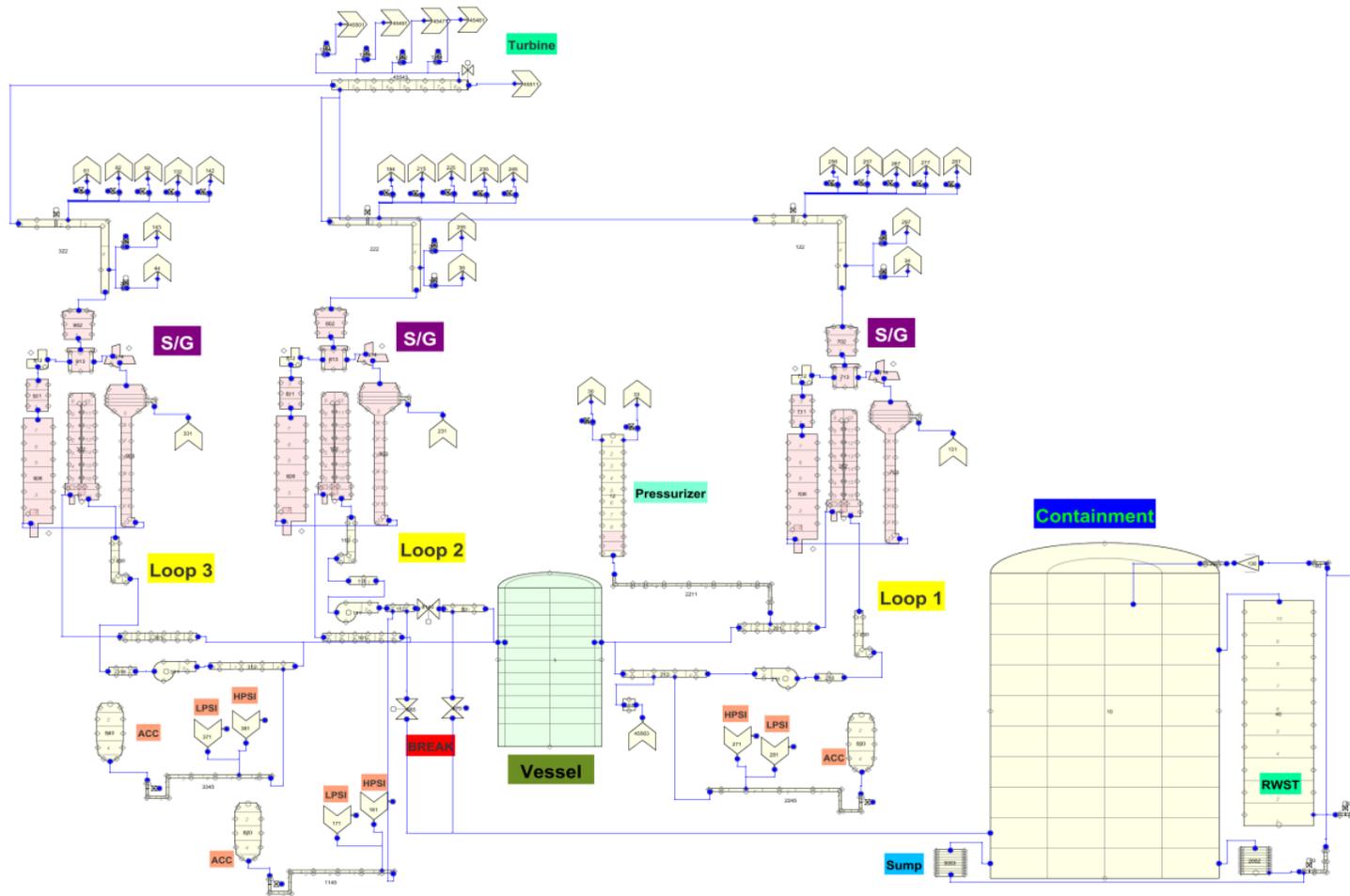


圖 2.3 核三廠之 TRACE/SNAP 熱水流安全分析模式

### 三、國內核電廠類福島事故暫態案例分析

#### (一) 研究目的與假設

為因應類福島之超出設計基準外部事件所可能帶來的衝擊，美國核管會要求美國各個核電廠建立此類事故之緩和策略，為此美國核工業界委託美國核能協會於 2011 年 12 月提出「彈性且多樣化處理策略」(FLEX)，藉由計畫性且系統性準備包含電源、水源、水泵等各式可攜式緊急設備，協助電廠維持重要安全系統之功能，以應對並緩和各類嚴重事故所可能造成之後果。

由於超出設計基準外部事件之各種影響中，對於反應爐安全衝擊最大的即為喪失電源與喪失最終熱沉。FLEX 策略對於超過設計基準之事故情節將會增加深度防禦，有助於電廠應對同一廠址多機組同時發生長期喪失電源與喪失最終熱沉之事件。其中 FLEX 策略將與電廠緊急運轉程序書此類以特徵為基準之操作程序相互結合，使得 FLEX 策略之利用方便與程序書和指引中的運轉與緊急應變動作相互支援。

FLEX 救援策略為利用廠內已安裝的設備、廠內可攜式設備、以及已預先就定位的廠外資源，來預防反應爐以及用過燃料池內的燃料受損，並維持圍阻體的功能。日本福島事故後，在 FLEX 救援策略架構下，美國核電廠對於極端或超過預期事件時之應變處置策略，基本上有以下三個面向：

- 一、 依靠電廠現有已安裝之設備來應付此類型事故，維持電廠機組安全運轉。
- 二、 由電廠現有安裝設備轉換到廠內的 FLEX 設備，利用福島事件後新建置之廠內(on-site)可攜式發電及緊急冷卻設備以維持電廠安全。
- 三、 藉由其他核電廠及區域應變中心所提供之廠外(off-site)緊急設備來維持電廠安全(電廠間不僅緊急設備互相備援，專業人力也互相支援)，由廠外的設備得到更多的處理能力與多重性，直到電力、水源、與冷卻水注入系統恢復使用。

當電廠發生超過設計基準之外部事故時，電廠緊急操作程序書(EOP)或嚴重事故指引導則(SAMG)首要確保輔助飼水(Auxiliary Feedwater, AFW)系統是否可用，並要求運轉員密切關注以確保這些系統已啟動，且於整個暫態過程中連續而穩定的運作，確保爐心衰變熱之移除，若輔助飼水系統確保可用，則電廠發生嚴重事故所造成爐心熔毀的風險可大為減少並延遲爐心損毀發生的時間。

本研究模擬核三廠假想發生長期喪失交流電源事件，設定條件分別參考西屋報告 WCAP-17601-P 及美國核管會報告 NUREG-1953，目的為評估核三廠在經歷超出其原先可應對時間之全黑事件、以及一次側冷卻水流失之狀況時，利用 TRACE 程式的分析模式來驗證爐心是否有足夠的冷卻能力並維持爐心被水覆蓋，以防止爐心燃料裸露，並且確認電廠需保有多少時間餘裕來復原電力設備

或使用替代電源來恢復電廠情況，以確保電廠處於安全狀況之下，同時亦比較國際間電廠之事故處理程序是否足以妥善因應此類極端事件。此外，核電廠發生長期喪失電源事故時反應器壓力槽內由自然對流轉變至迴流冷卻(Reflux Cooling)階段後，將會使去含硼水逐漸堆積於管路內，若進行安全注水時去硼水回流至爐心將可能有爐心再臨界的疑慮，為此本研究亦針對軸封洩漏流量做靈敏度分析，觀察破口流量與壓力槽進入迴流冷卻時間點之關聯。本計畫執行之核三廠 FLEX 模擬，分析成果可供管制單位作為電廠審查時之參考資料。

## (二) ELAP 事件與模擬假設說明

電廠全黑(Station Blackout, SBO)在美國核管會聯邦法規 10 CFR 50.2 中之定義為核能電廠完全喪失供應至緊要(Essential)以及非緊要(Nonessential)電源匯流排之交流電源(Alternating current electric power)，意即喪失廠外電源(Loss of offsite electric power)、汽機跳脫，同時廠內之緊急交流電源亦無法使用(Loss of onsite emergency AC power)。上述供應至緊要及非緊要匯流排之交流電源不包含由廠內直流電池經變流器(Inverter)轉換成之交流電力。當電廠全黑事故發生時，反應爐運轉員可依照機組狀況執行緊急操作程序書(EOP)之步驟，利用可用之系統將機組狀況帶至穩定狀態。若機組狀況持續

惡化，則必須依照嚴重事故處理指引之程序(SAMG)進行事故緩和，且可能需要進行廠內員工及廠外民眾之疏散。

國際間經由現行的電廠全黑(SBO)事故分析，顯示各個電廠有能力來應付 SBO 事故發生後 4 至 16 小時內，依靠廠內現有設備及備用電源來解除危機，以確保能移除反應爐衰變熱及維持電廠處於安全之狀態。在 2011 年日本遭遇複合型災變而發生福島事故之後，根據 NRC 90 day 報告以及 INPO IER 11-4 的建議，有必要進行當事故超過應對時間時的分析與評估，也就是說電廠若延長全黑事故的時間超過目前的 4 至 16 小時，需評估電廠處理事故程序以及添購額外設備來因應電廠發生類似長期喪失交流電源(Extended Loss of AC Power ,ELAP)的事故。

電廠在長期喪失交流電情況下，緊急爐心冷卻系統無電源供應，反應爐冷卻能力亦會下降，爐心溫度雖可藉由主系統至二次側的熱傳現象進行冷卻，但爐心冷卻水持續從反應器冷卻泵環封洩漏出去，造成爐心水位下降而使燃料裸露的風險產生。在分析電廠長期喪失交流電事故下的成功準則是爐心不發生損毀，處理應變過程中需避免爐心受到損害，避免爐心損毀依據反應器型式有不同的準則，包含了不能使爐心處於再臨界、維持護套尖峰溫度低於熔毀限值，避免護套破損與維持水位高於有效燃料頂部(Top of Active Fuel,

TAF)。安全分析系統程式必須要有能力計算出電廠在發生長期喪失交流電事故下，爐心水位低於燃料頂端高度並造成燃料裸露的時間，以期評估在長期喪失交流電事故發生之後，電廠需保有多少時間餘裕來復原電力設備或使用替代電源來恢復電廠情況，以確保電廠處於安全狀況之下。

西屋公司(Westinghouse)針對 NEI 12-06 文獻提出了 WCAP-17601-P 報告並評估壓水式電廠在長期喪失交流電事故(ELAP)下的各種暫態反應，且參考了由福島事件引起的 INPO IER 11-4 建議與 NRC Bulletin 2011-01 中救援措施(Mitigating Actions)內容，對於壓水式電廠在 ELAP 下整體的緊急措施提供一個嚴謹、具發展與驗證策略的分析基礎。其目的是為了瞭解電廠有可能存在的各種議題(Issue)，須要業主透過程序書的修訂或是裝設額外的設備來解決，每個議題皆有量化的數據來評估因應需要的策略。另外也提供電廠在 ELAP 情境下，通用性電廠的 RCS 暫態分析，這些分析決定了當電廠處於 RCP 軸封洩漏下可維持爐心適當冷卻的時間。

### (三) 核三廠 ELAP 事件分析結果

本研究分析條件與模擬假設主要是參考 WCAP-17601-P 報告，探討電廠在長期喪失交流電(Extended loss of AC power, ELAP)的情況下，且假設第五台柴油發電機及兩台氣渦輪機均不可使用，其爐心水位是否能滿足成功準則。為了滿足爐心水位成功準則，在暫態事故模擬期間爐心水位需高於 TAF(6.64m)之上，以確保燃料不發生裸露及避免護套破損危機。此計畫評估案例分別針對核三廠分析 ELAP 事故且無進行救援處置以及參考 FLEX 支援策略(FLEX Support Guideline, FSG)之中高壓注水設備進行外部注水策略；其中，也針對 8 小時與 24 小時備妥好安全注水水源之時程做評估與分析，以了解核三廠在發生假想 ELAP 事件時之相關重要時序點。

以下針對 TRACE 程式模擬核三廠 ELAP 事故無救援處置措施案例之條件與假設做進一步的說明。

1. 事故前開始為全功率運轉狀態，並維持穩態1分鐘。
2. 事故一開始，電廠發生全黑事故(station blackout, SBO)，電廠喪失所有廠外交流電源，反應爐急停、主蒸氣管隔離閥(Main Steam Isolation Valves, MSIV)隔離、主飼水泵急停。
3. 衰變熱量採用TRACE程式設定值，即為ANS-73。
4. 假設TDAFW泵不會故障，注水源也不會缺水。

5. 事故起始一個RCP軸封洩漏量約為5gpm，並於事故後13分鐘提升為21gpm。
6. RCS在正常工作壓力下不明洩漏為1gpm，此部分將被計入RCS總質量的損失。
7. 電廠喪失交流電源後2小時，二次側開始進行控制性洩壓，RCS符合70°F/hr的降溫率，二次側最後維持在300 psia(~21 kg/cm<sup>2</sup>)至模擬結束。
8. 蓄壓槽開啟閥門設定為開啟。

ELAP案例事故假設電廠在維持1分鐘穩態運轉後，遭一強震侵襲廠區，電廠喪失所有廠外AC電源，且所有緊急柴油發電機啟動失敗，此時電廠發生長期全黑事故。事故發生當下，電廠即喪失所有廠外交流電源，且緊急柴油發電機皆無法啟動，此時反應爐安全停機，主系統飼水泵(MFWP)跳脫，主蒸氣管隔離閥(MSIV)關閉，馬達驅動輔助飼水泵(MDAFP)因喪失電源無法啟動，然而汽機驅動輔助飼水泵(TDAFP)仍維持運轉，持續補水至蒸汽產生器直到模擬結束。由於二次側水位因為TDAFP持續補水而維持高水位，但因為一次側RCP軸封洩漏使RCS冷卻水質量持續流出系統，此案例評估若電廠無任何處置及其他安全注水系統補水進入RCS，則電廠在發

生事故後多久會使爐心水位低於燃料頂端(Top of Active Fuel, TAF)，而使燃料發生裸露。

在本報告之案例假設中，RCP 每一迴路軸封洩漏量假設為 5 gpm，並在事故後 13 分鐘升至 21gpm，同時為考慮正常工作壓力下不明原因之洩漏，設定 RCP 管路總不明洩漏率 1gpm，因此在基本案例事故模擬中，RCP 假設之洩漏率最終達 64gpm，隨後之洩漏率將由 TRACE 程式判斷 RCP 軸封內外壓力差而計算之。

在事故兩小時後，根據 WCAP-17607-P 基本案例之設定，二次側 PORV 開啟執行降壓，並在事故後 13.36 小時(程式模擬時間點)，二次側壓力降至 300 psi(~21 kg/cm<sup>2</sup>)，如圖 3.3.1。洩壓過程中一次側壓力隨二次側降壓而降低，此時 RCS 須保持 70 F/hr 之降溫率，當一次側壓力低至 660 psig 時(程式模擬時間點為事故發生後 3.63 小時)，蓄壓槽啟動自動注水至 RCS。

此後蒸汽產生器因汽機驅動輔助飼水泵(TDAFWP)持續補水而維持滿水位，如圖 3.3.2。而 RCS 水位部分由於 RCP 軸封洩漏的因素，導致水位會開始下降，圖 3.3.3 為 RCP 軸封洩漏流率，RCP 每一迴路軸封洩漏量初始值事故開始為 5 gpm(~0.3kg/s)，並在事故後 13 分鐘軸封洩漏初始值升至 21gpm(~0.98 kg/s)，之後軸封洩漏率由程式壓力差計算之，而由圖 3.3.3 可以看到洩漏流率約在 13 小時後

降至約 0.28kg/s 左右趨近平穩，這是由於 RCS 壓力此時已降至約高於二次側壓力的 300psia 而趨於平穩。由於 RCP 軸封洩漏持續發生，且除了蓄壓槽(Accumulator)以外無任何補水而爐心水位逐漸下降，雖在達熱管高度時因一次側迴路內冷卻水回流至爐心而長時間維持水位，待一次側迴路內冷卻水流乾後，爐心水位再次下降，並於事故後 60.89 小時(程式模擬時間點)，爐水水位低至 TAF(6.64 m)，如圖 3.3.4 所示，此 RCS 冷卻水回流現象可以藉由 TRACE 程式動畫展現出來，圖 3.3.5 為核三廠 TRACE 動畫模式，藉由 TRACE 動畫模式可以展現核三廠在暫態事故模擬之中，即時顯示模擬當下的系統熱流參數，圖 3.3.6 為 RCS 冷卻水回流現象結果圖，圖中 RCS 系統中的冷卻水性質以不同顏色所表示(藍色代表冷卻水為次冷態液體，綠色代表飽和液體，黃色代表飽和蒸汽，紅色代表過熱蒸汽)，可以看到圖 3.3.6 左邊 Time=0 hr 時，事故發生前 RCS 系統中管路冷卻水為次冷態液體，而當 Time=10 hr 後爐心水位位於熱管高度，三個迴路中的冷卻水回流至爐心，因此使爐心水位長時間的維持在此高度下，一直到一次側迴路內冷卻水流乾後(如圖 3.3.6)爐心水位再次下降並低於 TAF。爐心水位低於 TAF，最終導致燃料護套溫度的上升，由圖 3.3.8 燃料護套溫度趨勢圖可以看出約 73.8 小時左右(程式模擬時間點)護套溫度開始上升，且由於無任何補水策

略，燃料護套溫度最終將超過法規限值 1088.7K。而圖 3.3.9 顯示核三廠約為 16.5 個小時左右，其熱端管路 Flow quality 達到 0.1 條件，因此進入 Reflux Cooling 階段。程式計算於事故後 80 小時停止模擬，而 ELAP 無進行救援措施案例之模擬時序與 TRACE 分析結果等，整理成表 3.3.1 之時序表所示。

表 3.3.1 ELAP 無進行救援措施案例事故序列時序表

事故序列	
T=0~60 s (0~0.0167 hr)	電廠維持穩態運轉
T=60 s (0.0167 hr)	長期喪失廠外電源，SBO 事故 反應爐急停 汽機跳脫 引水、洩水系統喪失 調壓槽加熱器喪失 RCP 跳脫且開始洩漏，洩漏量為 5gpm/loop(16gpm total) 主飼水喪失
T=120 s (0.033 hr)	汽機帶動輔助飼水泵(TDAFP)開啟
T=840 s (0.233 hr)	洩漏量升為 21gpm/loop(64gpm total)
T=2998 s (0.883 hr)	調壓槽水位排空
T=7260 s (2.0167hr)	SG 開始控制性降壓，符合 RCS 70 F/hr 降溫率
T=13068 s (3.63 hr)	蓄壓槽開始注水至 RCS
T=48098 s (13.36 hr)	SG 降壓至 300 psi(~21 kg/cm <sup>2</sup> )
T=219205 s (60.89 hr)	RCS 水位降至 TAF
T= 265683 s (73.8hr)	燃料護套溫度開始上升
T=288000 s (80hr)	模擬結束

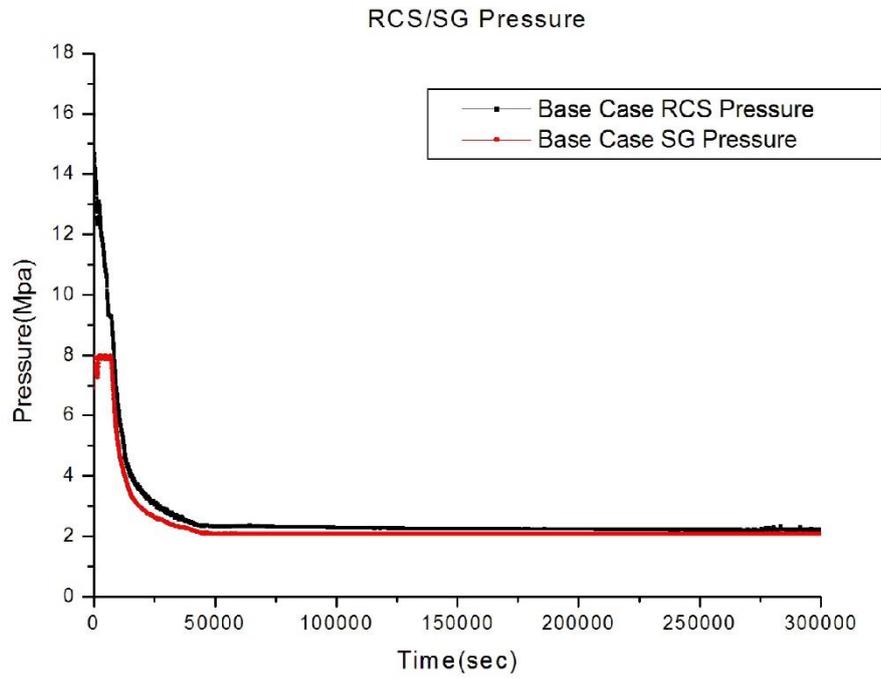


圖 3.3.1 基本案例反應爐及蒸汽產生器壓力變化

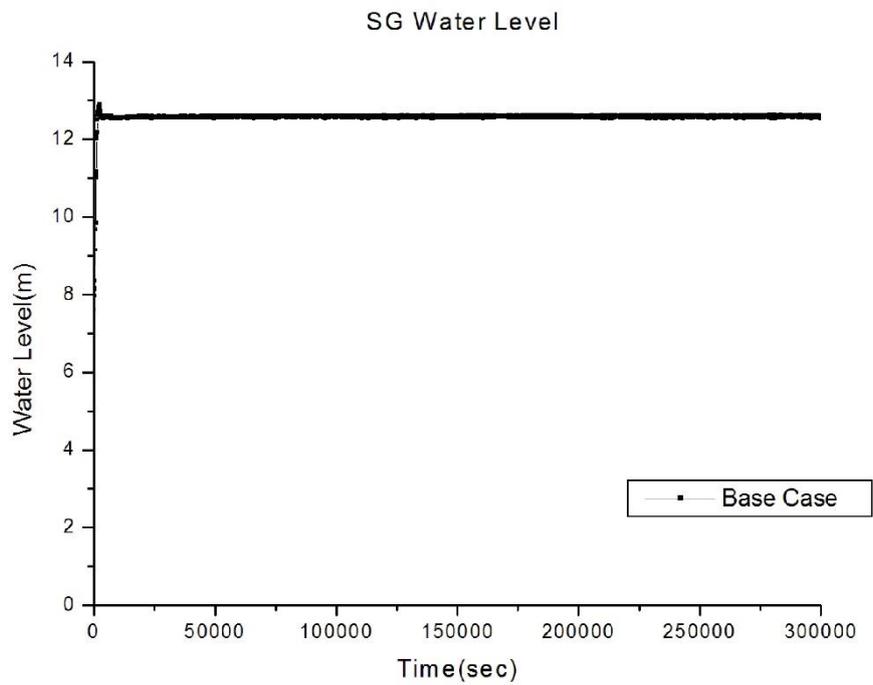


圖 3.3.2 基本案例蒸汽產生器水位變化

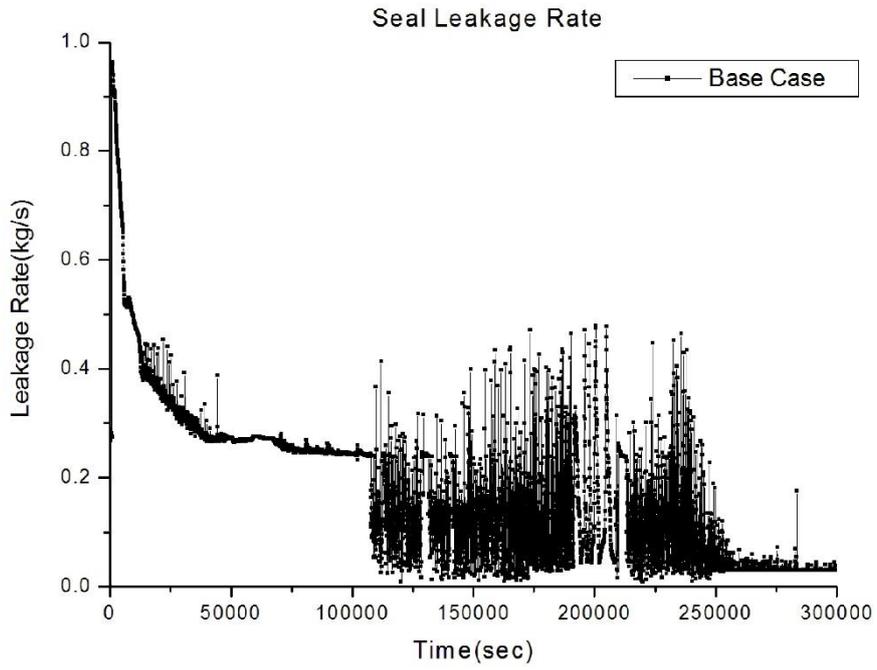


圖 3.3.3 基本案例 RCP 軸封洩漏流量

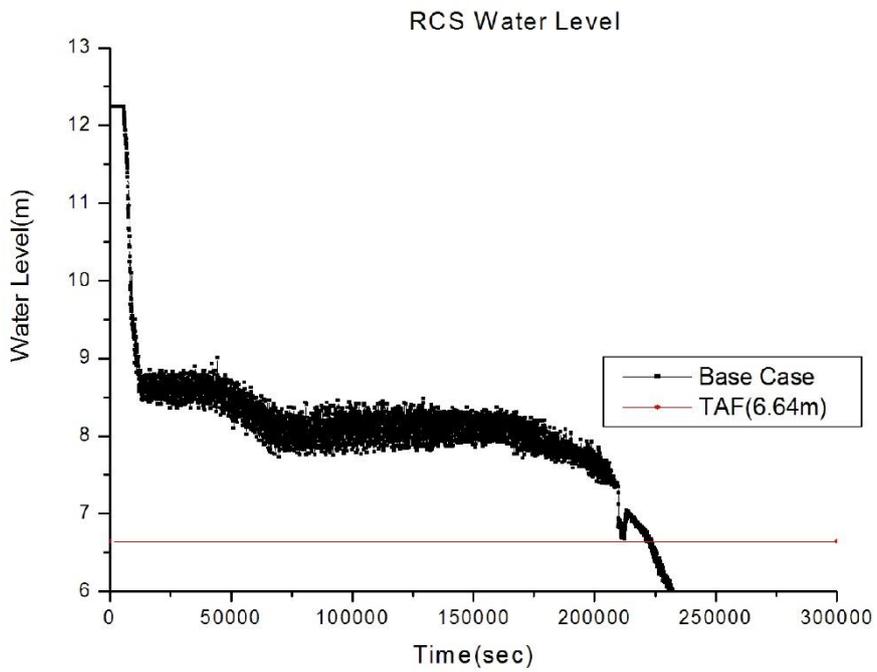


圖 3.3.4 基本案例反應爐水位變化

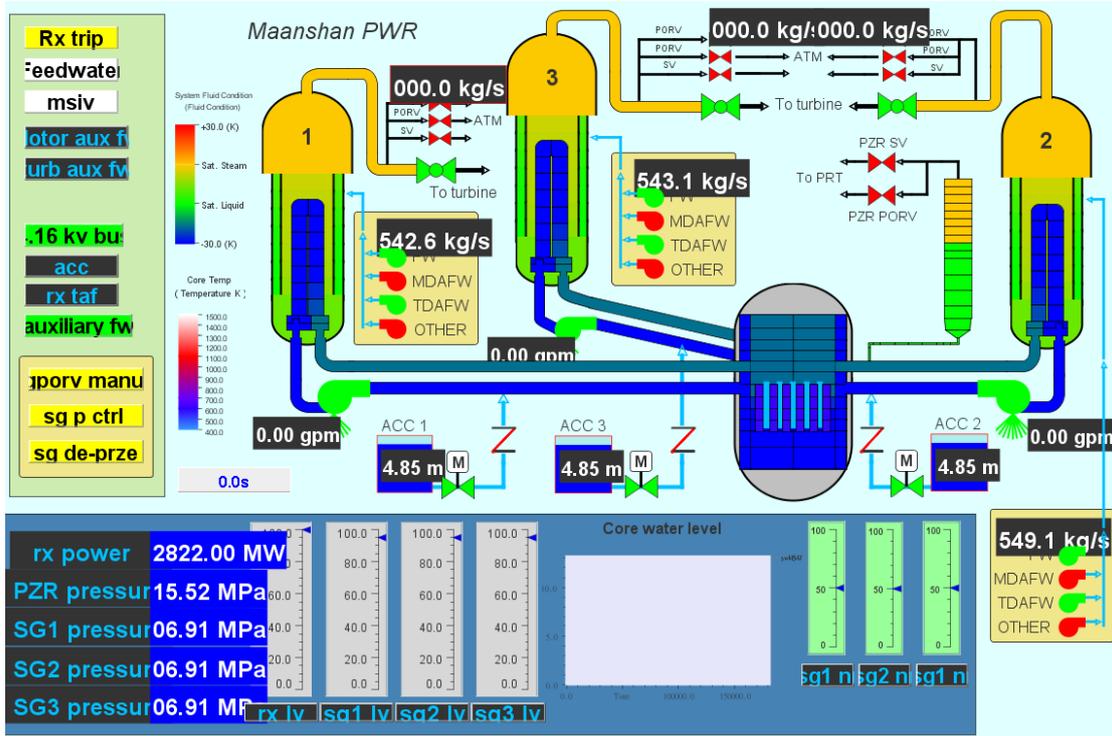


圖 3.3.5 核三廠 TRACE 動畫模式

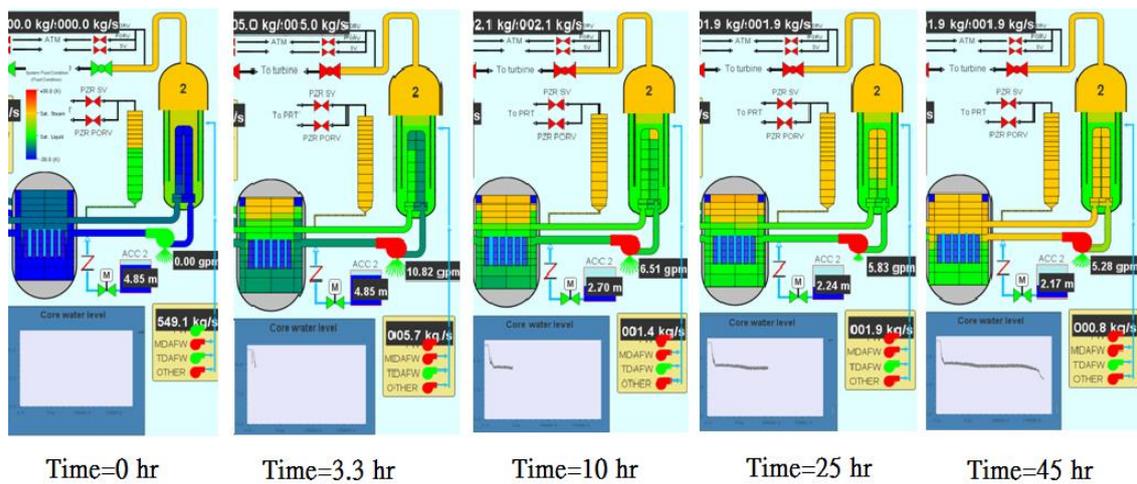


圖 3.3.6 RCS 冷卻水回流現象

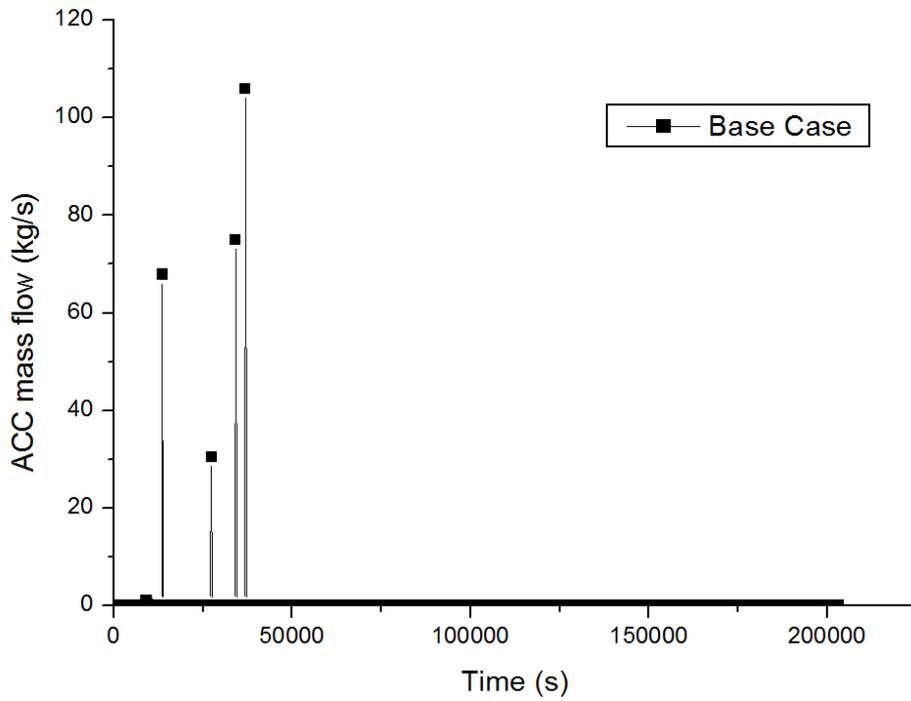


圖 3.3.7 基本案例蓄壓槽注水趨勢圖

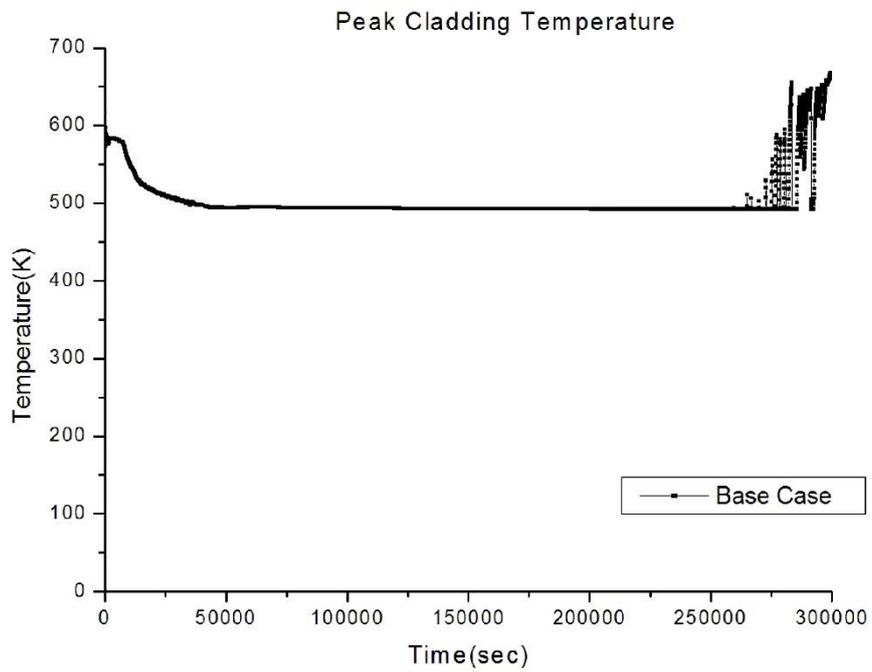


圖 3.3.8 基本案例燃料護套最高溫度

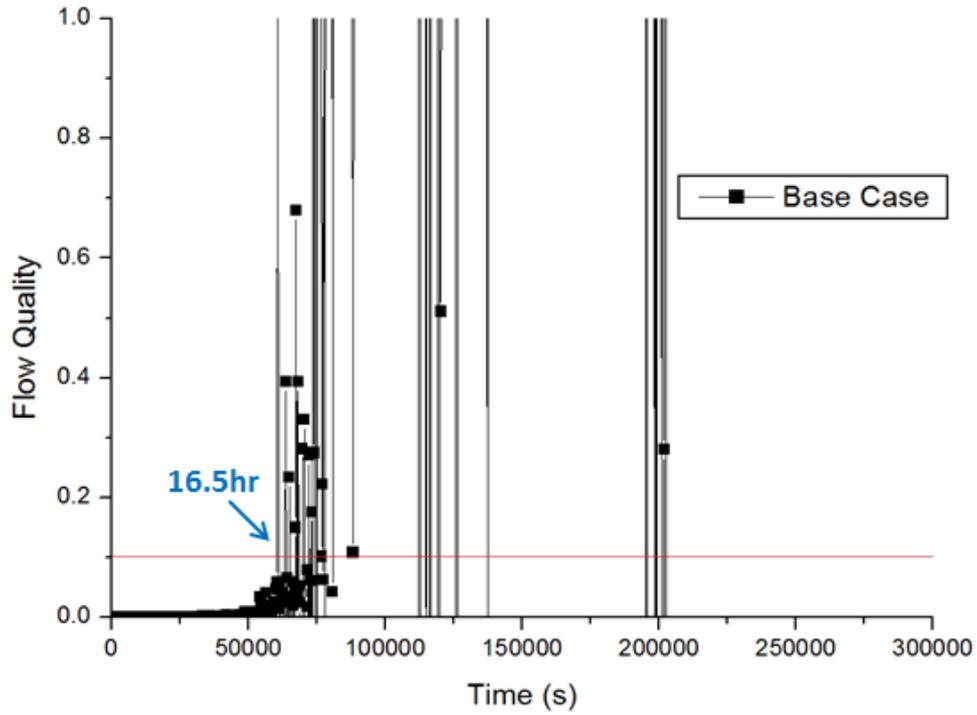


圖 3.3.9 Flow quality 達 0.1 條件時間點

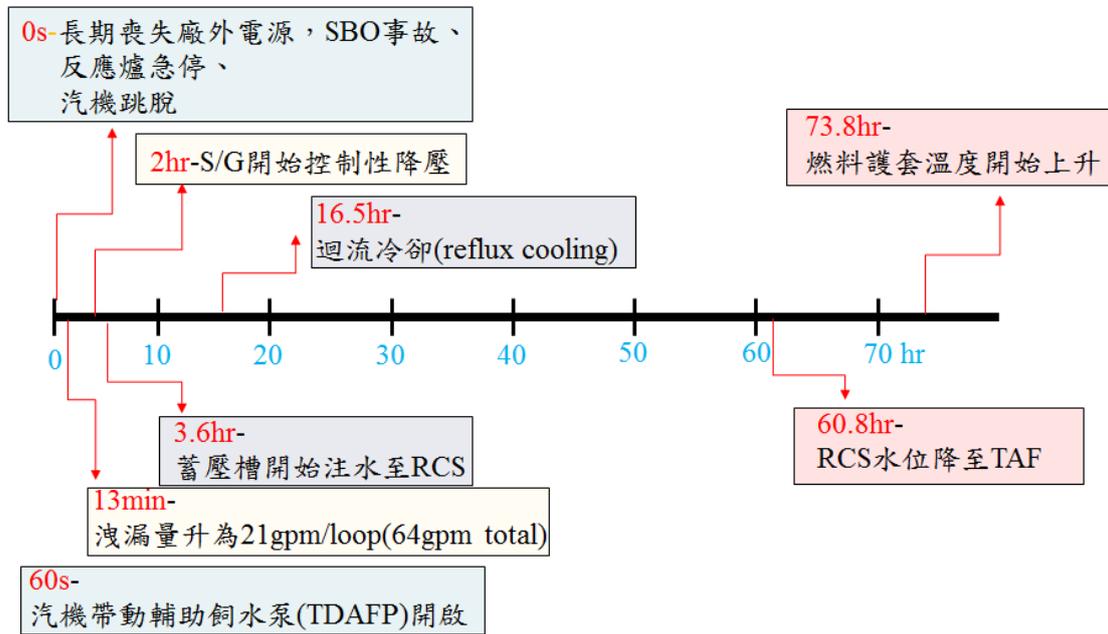


圖 3.3.10 核三廠 ELAP 事故時序列

## (四) FLEX 救援措施評估結果

### 1. 4 小時進行 FLEX 救援措施評估結果

本事故假設初始即喪失外電，且緊急柴油發電機無法啟動，喪失所有 AC 電源，即電廠發生全黑事故(SBO)。本案例分成兩個階段 (phase1 & 2)：

Phase 1: 0-4 小時，使用汽機驅動輔助飼水泵(TDAFWP)對二次側注

水，蓄壓槽對一次側注水，以及二次側使用 3 個 PORV 洩壓

Phase 2: 4-80 小時，使用臨時性注水系統(中、高壓注水設備)，包含：

i. FLEX 高壓泵注水到 RCS (1500 psig/ 40gpm)

ii. FLEX 中壓注水到 S/G (800 psig / 215gpm)

事故初始，核三廠喪失所有廠外 AC 電源，所有緊急柴油發電機皆啟動失敗。喪失所有交流電後，反應器安全停機，主蒸汽管隔離閥(MSIV)關閉，主系統飼水跳脫，馬達帶動之輔助飼水泵亦無法啟動。在救援措施分析案例中，採取保守假設使事故發生時 RCS 軸封洩漏一開始為每迴路 21gpm，且正常工作壓力下總不明洩漏率為 1gpm 列入考量，因此在事故起始假設 RCS 總洩漏率為 64 gpm，隨後之洩漏率將由 TRACE 程式判斷 RCP 軸封內外壓力差而計算之。

在 Phase1(0~4 小時)的階段，汽機帶動之輔助飼水泵將蒸汽產生

器水位維持在高水位，並將二次側 PORV 開啟將壓力降至 20 kg/cm<sup>2</sup>，而此時一次側壓力也會受到二次側壓力降低而降壓，當一次側壓力低至 660 psig 時(事故起始 0.25 小時)，蓄壓槽啟動自動注水至 RCS。

在 Phase2(4~72 小時)的階段，二次側壓力維持在 20 kg/cm<sup>2</sup>，並開啟 FLEX 中壓注水泵開始注水並維持二次側水位在高水位。此時將 FLEX 高壓注水泵開始注水至 RCS，維持 40 gpm (1.79 kg/sec)之注水流量，約在事故後 15.2 小時，爐心恢復滿水位。本案例爐心水位有較明顯的暫態，但從事故起始至模擬時間 80 小時，爐心水位皆高於 TAF(6.64 m)，符合 WCAP-17601-P 之成功準則。而 4 小時進行救援措施案例模擬時序與 TRACE 分析結果，整理成表 3.4.1 之時序表所示。

表 3.4.1 4 小時進行救援措施案例事故序列時序表

事故序列	
T=0~60 s 0~0.0167 hr	電廠維持穩態運轉
T=60 s 0.0167hr	長期喪失廠外電源，SBO 事故 反應爐急停 汽機跳脫 引水、洩水系統喪失 調壓槽加熱器喪失 RCP 跳脫且開始洩漏，洩漏量為 21gpm/loop 主飼水泵跳脫 汽機帶動輔助飼水泵開啟 開啟 PORV 進行二次側洩壓，並維持在 20 kg/cm <sup>2</sup>
T=785 s 0.218 hr	蓄壓槽開始注水至 RCS
T=28850 s 8.01 hr	蓄壓槽停止注水至 RCS
T=14460 s 4.00hr	FLEX 高壓注水泵開始注水至 RCS 汽機帶動輔助飼水泵關閉 FLEX 中壓注水泵開始注水至 S/G
NA	爐心裸露
T=288000 s 80.00 hr	模擬結束

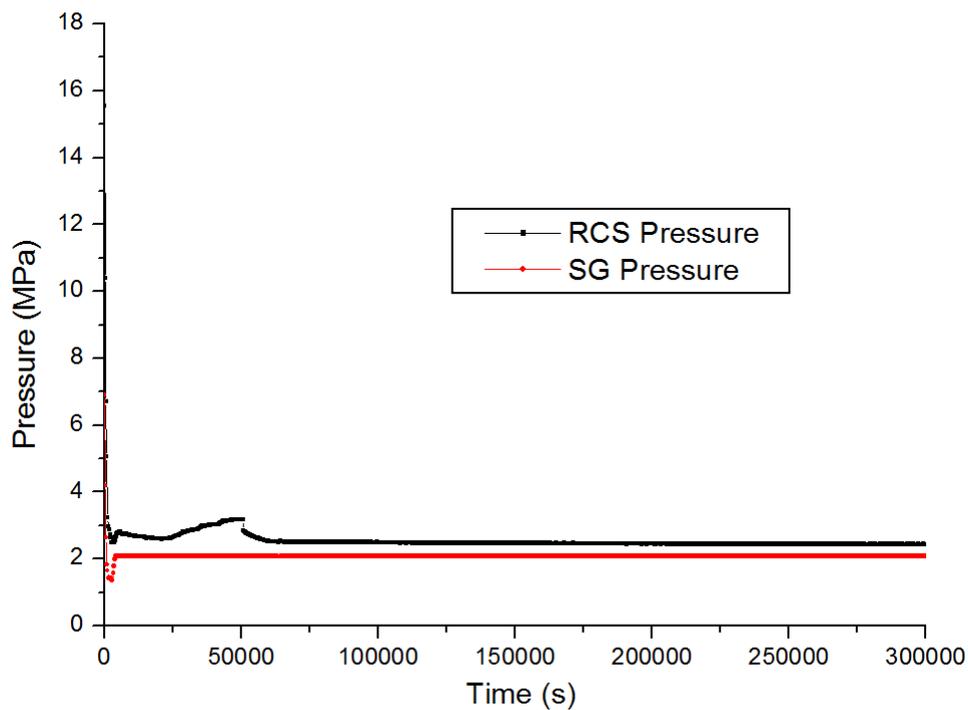


圖 3.4.1 反應爐及蒸汽產生器壓力變化

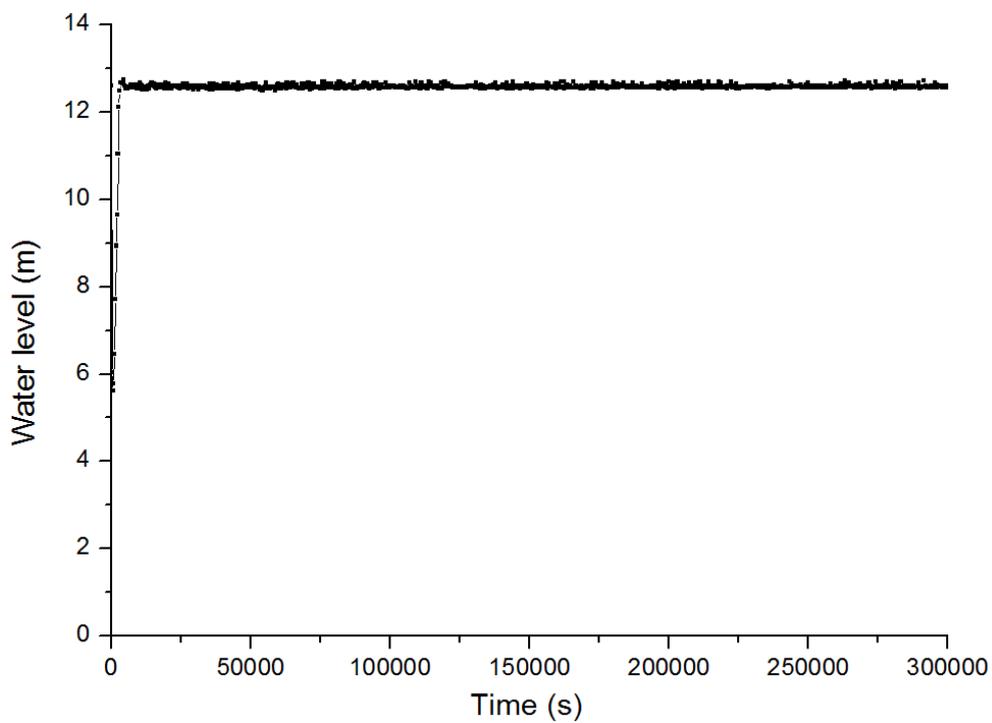


圖 3.4.2 蒸汽產生器水位變化

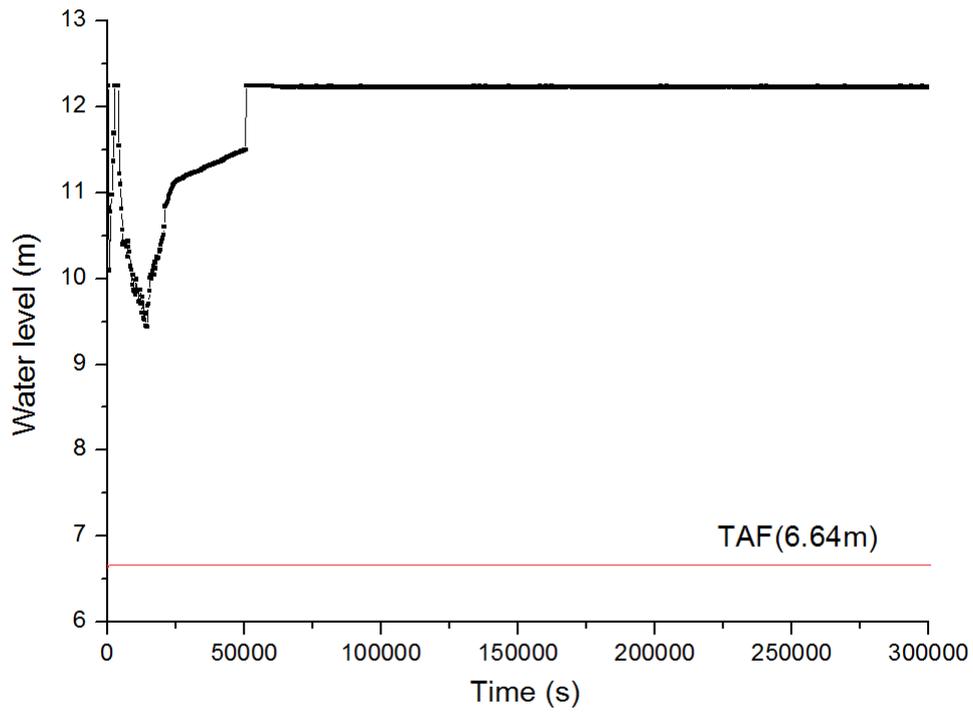


圖 3.4.3 反應爐水位變化

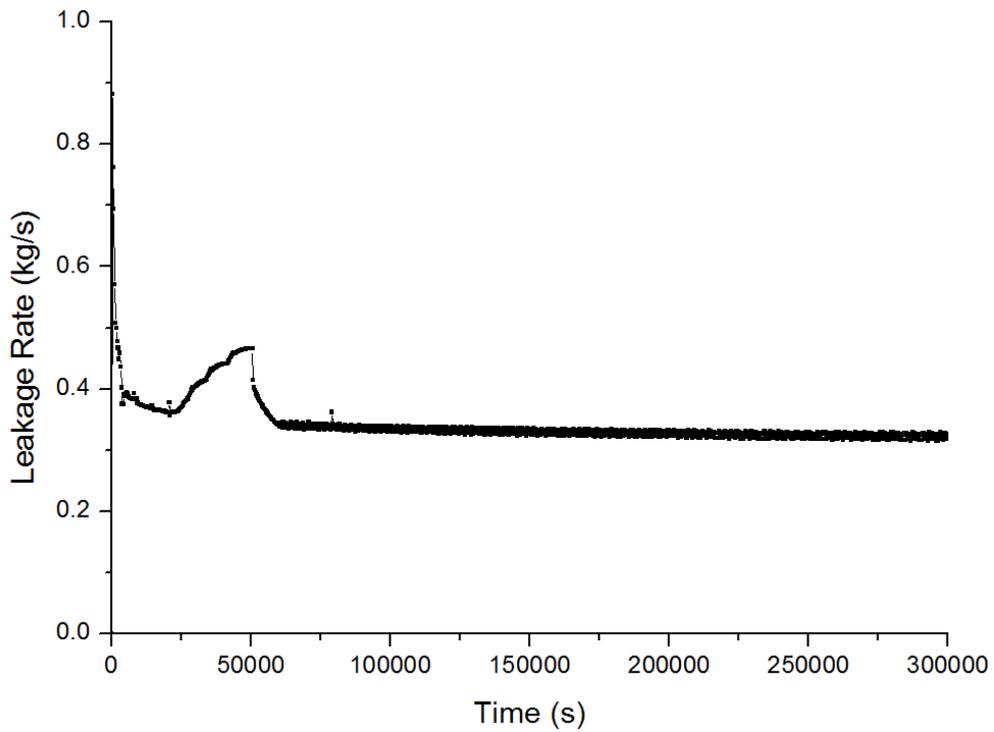


圖 3.4.4 RCP 軸封洩漏流量

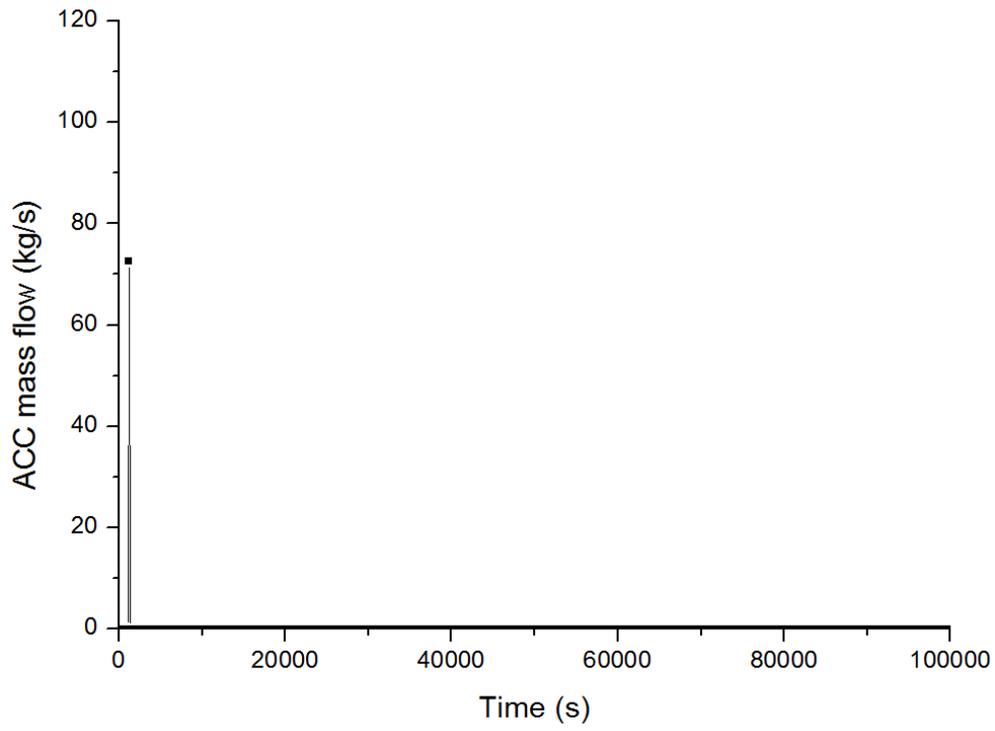


圖 3.4.5 蓄壓槽注水流率

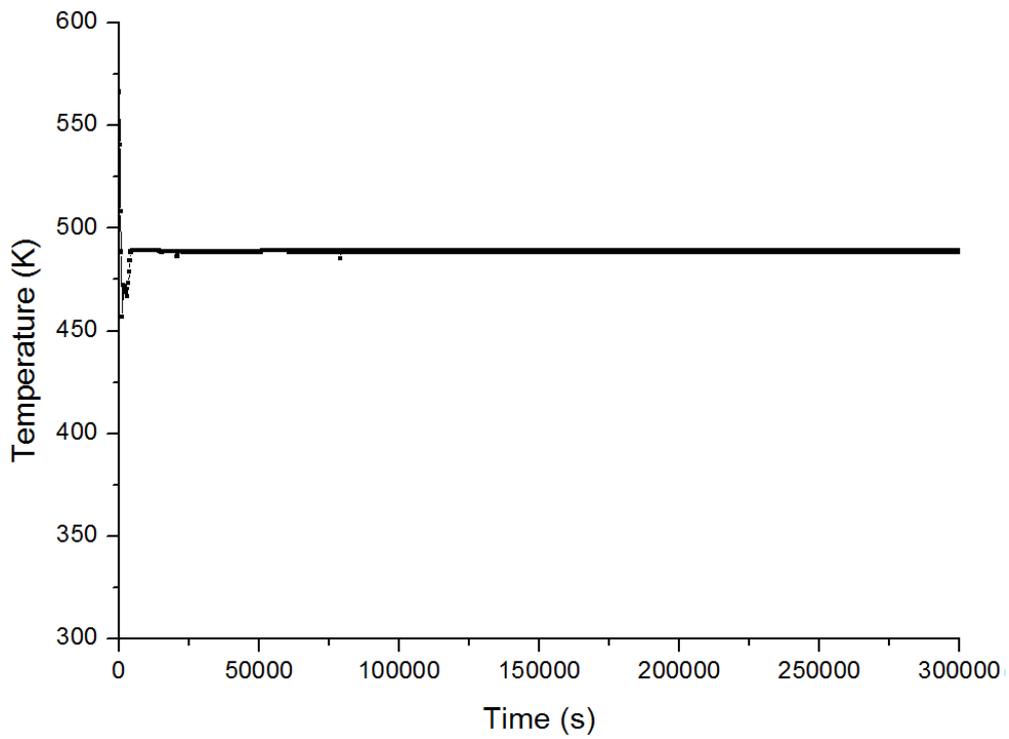


圖 3.4.6 軸封冷卻水溫度

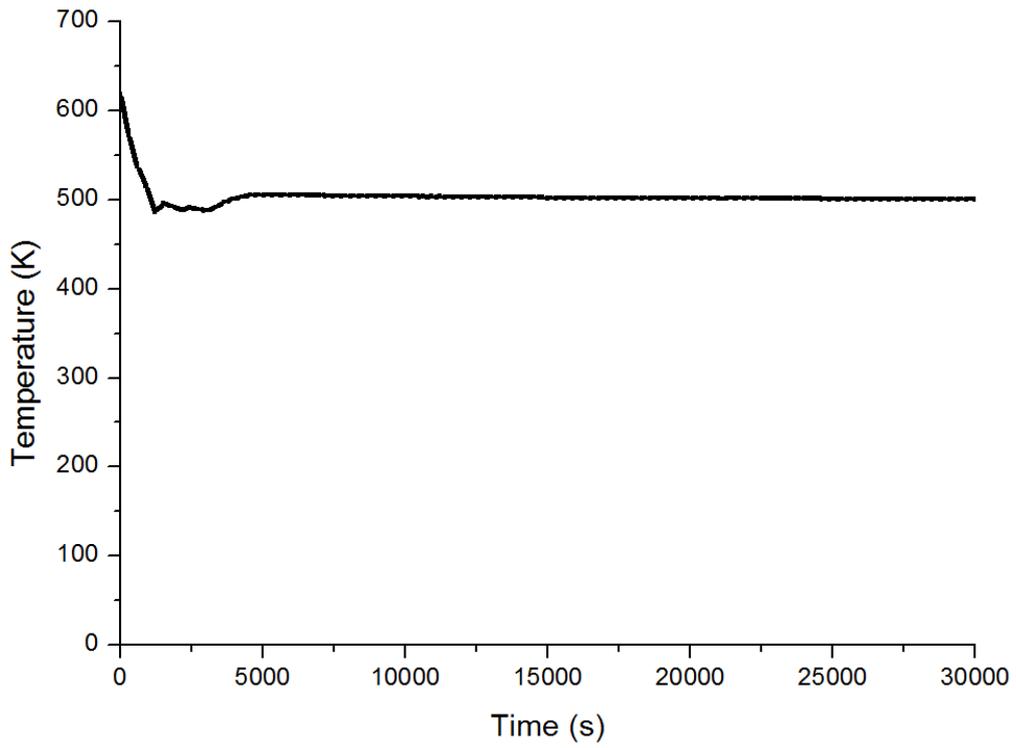


圖 3.4.7 燃料護套溫度

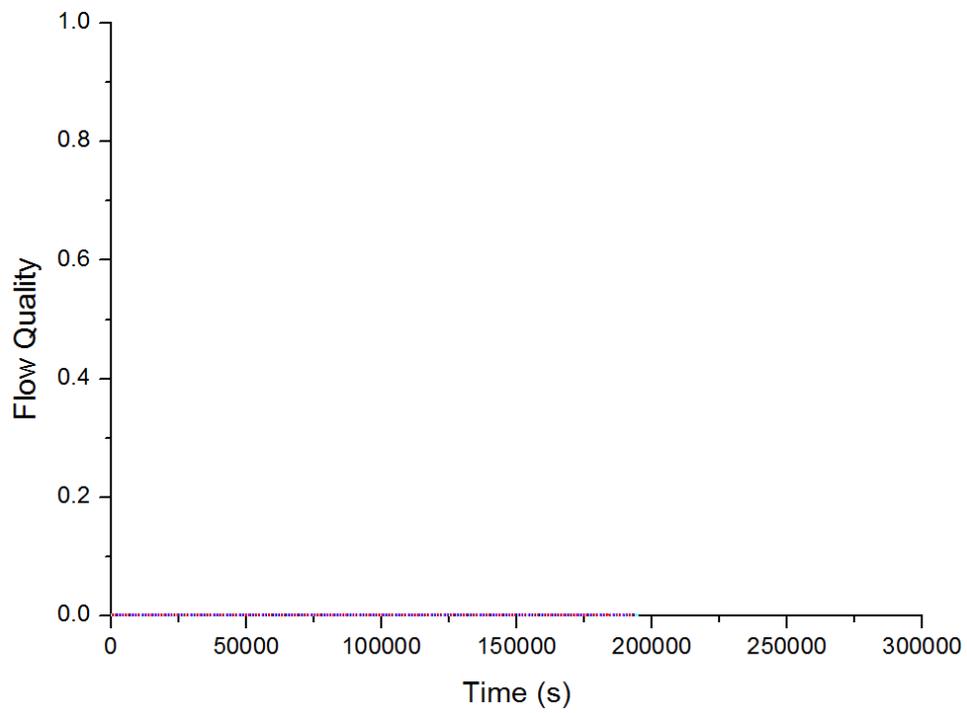


圖 3.4.8 Flow quality 達 0.1 條件時間點

## 2. 8 小時進行 FLEX 救援措施評估結果

本案例事故假設電廠在維持1分鐘穩態運轉後，遭一強震侵襲廠區，電廠喪失所有廠外AC電源，且所有緊急柴油發電機啟動失敗，此時電廠發生長期全黑事故。本案例分成兩個階段(phase1 & 2)：

Phase 1: 0-8 小時，使用汽機驅動輔助飼水泵(TDAFWP)對二次側注水，蓄壓槽對一次側注水，以及二次側使用 3 個 PORV 洩壓

Phase 2: 8-80 小時，啟用臨時注水系統(中、高壓注水設備)，包含：

- i. FLEX 高壓泵注水到 RCS (1500 psig/ 40gpm)
- ii. FLEX 中壓注水到 S/G (800 psig / 215gpm)

事故發生當下，電廠即喪失所有廠外交流電源，且緊急柴油發電機皆無法啟動，此時反應爐安全停機，主系統飼水泵跳脫，主蒸氣管隔離閥(MSIV)關閉，馬達驅動輔助飼水泵因喪電無法啟動。在救援措施分析案例中，採取保守假設使事故發生時 RCS 軸封洩漏一開始為每迴路 21gpm，且正常工作壓力下總不明洩漏率為 1gpm 列入考量，因此在此案例事故模擬中，RCP 假設之洩漏率最終達 64gpm，隨後之洩漏率將由 TRACE 程式判斷 RCP 軸封內外壓力差而計算之。

在 Phase1(0~8 小時)的階段，馬達驅動輔助飼水泵無法啟動，但汽機帶動之輔助飼水泵仍持續運作將蒸汽產生器水位維持在高水

位，同時二次側 PORV 開啟將壓力降至  $20 \text{ kg/cm}^2$ 。此時一次側壓力受到二次側壓力降低而降壓，當一次側壓力低至 660 psig 時(事故起始 0.218 小時)，蓄壓槽啟動自動注水至 RCS。

在 Phase2(8~80 小時)的階段，二次側壓力維持在  $20 \text{ kg/cm}^2$ ，依據 FLEX 策略啟動中壓注水泵注水至蒸汽產生器，並維持二次側水位於高水位；同時，FLEX 增設之高壓注水泵開始注水至 RCS，流量為 40gpm。事故後約 13.29 小時，爐心恢復滿水位。事故起始至模擬結束，爐心水位皆為低於燃料頂部(TAF)高度(6.64m)，符合 WCAP-17601-P 之成功準則。而 8 小時進行救援措施案例模擬時序與 TRACE 分析結果，整理成表 3.4.2 之時序表所示。

表 3.4.2 8 小時進行救援措施案例事故序列時序表

事故序列	
T=0~60 s 0~0.0167 hr	電廠維持穩態運轉
T=60 s 0.0167hr	長期喪失廠外電源，SBO 事故 反應爐急停 汽機跳脫 引水、洩水系統喪失 調壓槽加熱器喪失 RCP 跳脫且開始洩漏，洩漏量為 21gpm/loop 主飼水泵跳脫 汽機帶動輔助飼水泵開啟 開啟 PORV 進行二次側洩壓，並維持在 20 kg/cm <sup>2</sup>
T=785 s 0.218hr	蓄壓槽開始注水至 RCS
T=28860 s 8.00hr	FLEX 高壓注水泵開始注水至 RCS 汽機帶動輔助飼水泵關閉 FLEX 中壓注水泵開始注水至 S/G
T=29448 s 8.18hr	蓄壓槽停止注水至 RCS
NA	爐心裸露
T=288000 s 80.00 hr	模擬結束

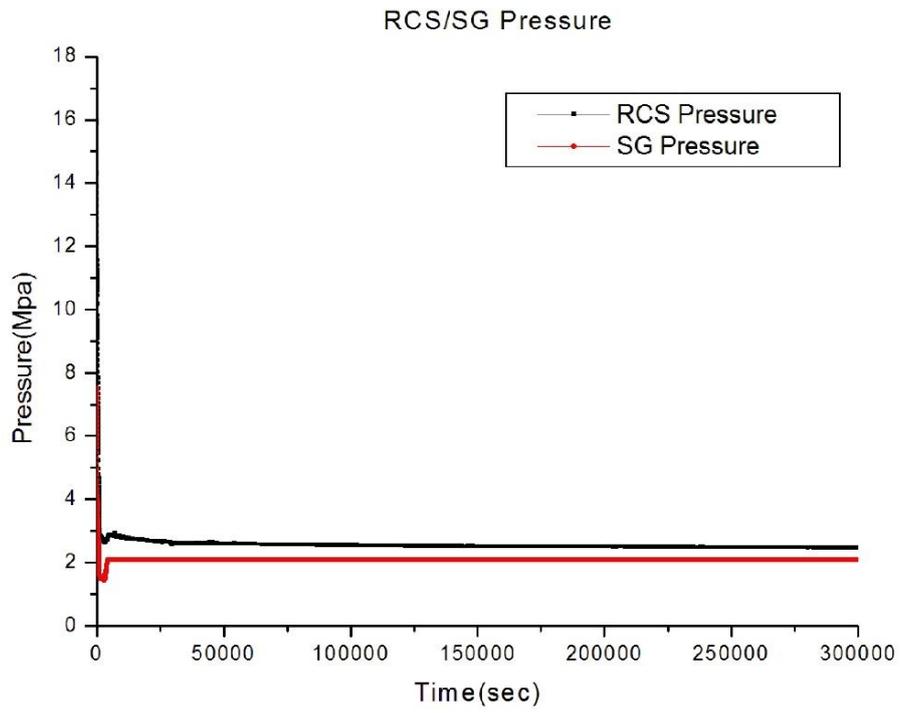


圖 3.4.9 反應爐及蒸汽產生器壓力變化

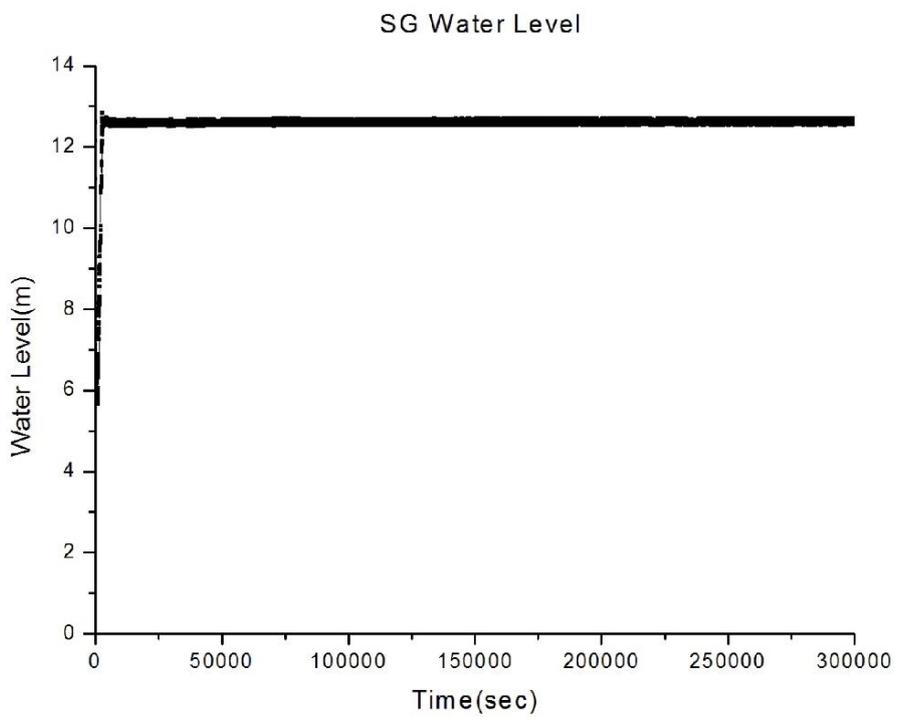


圖 3.4.10 蒸汽產生器水位變化

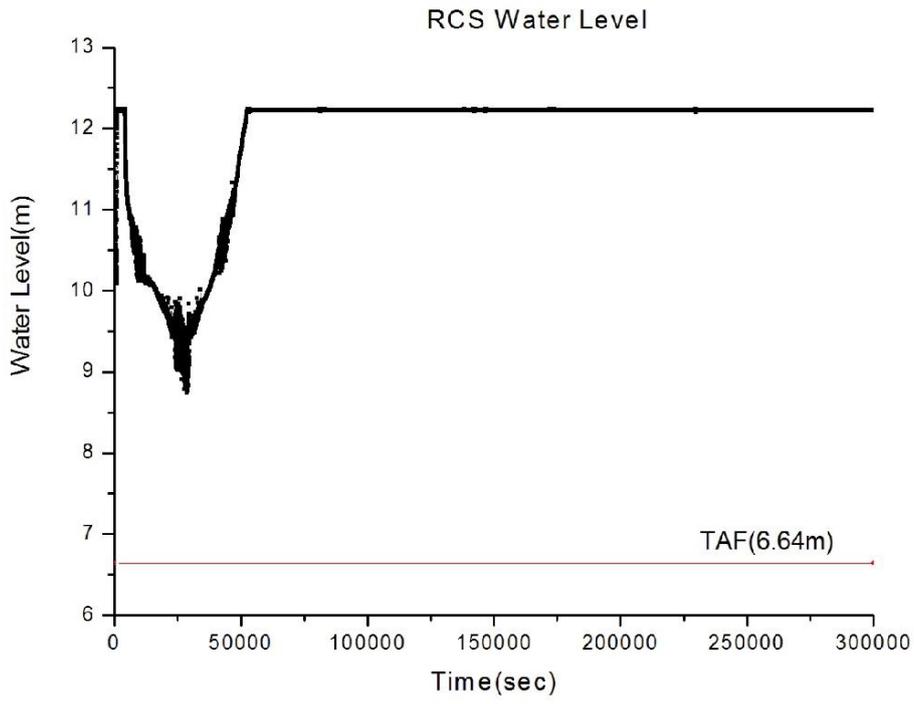


圖 3.4.11 反應爐水位變化

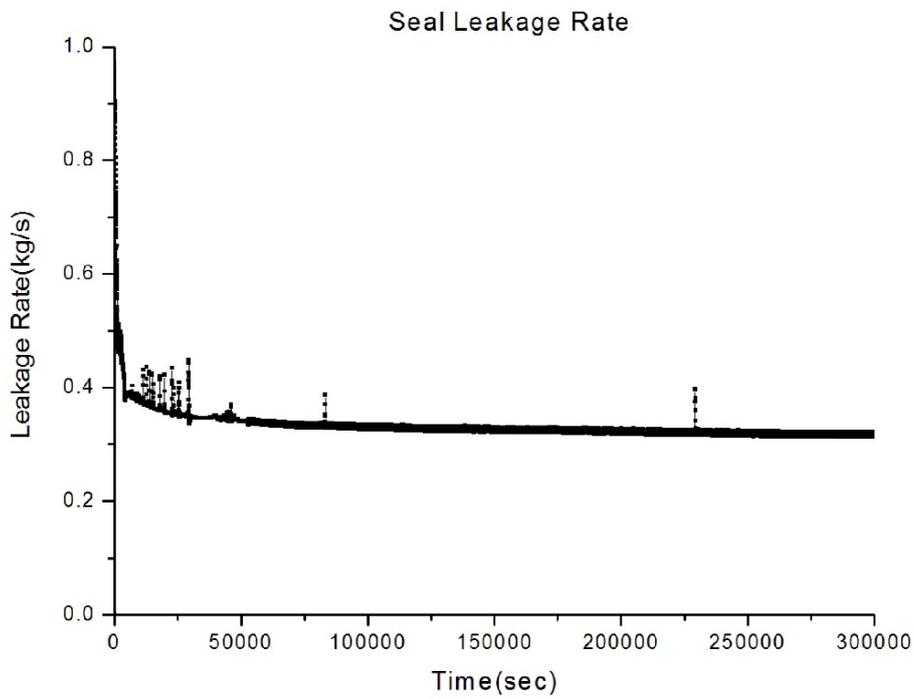


圖 3.4.12 RCP 軸封洩漏流量

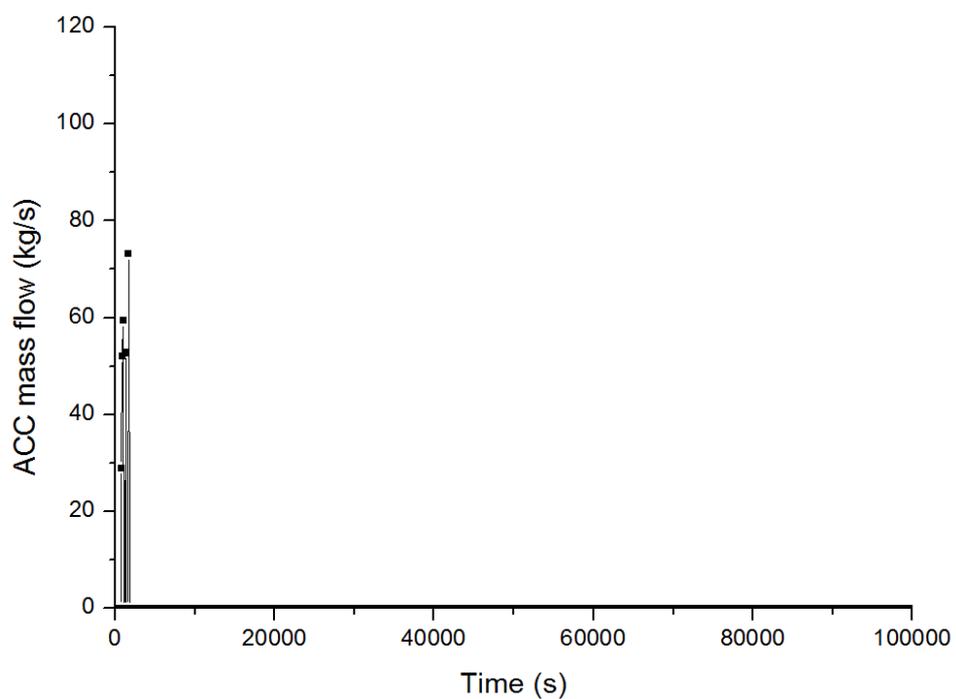


圖 3.4.13 蓄壓槽注水流率

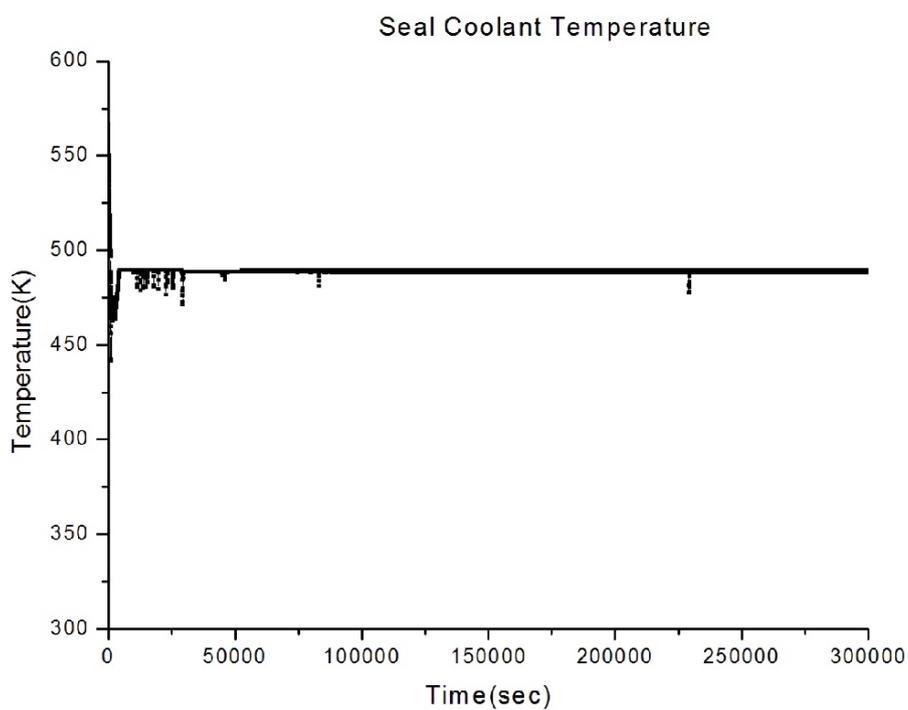


圖 3.4.14 軸封冷卻水溫度

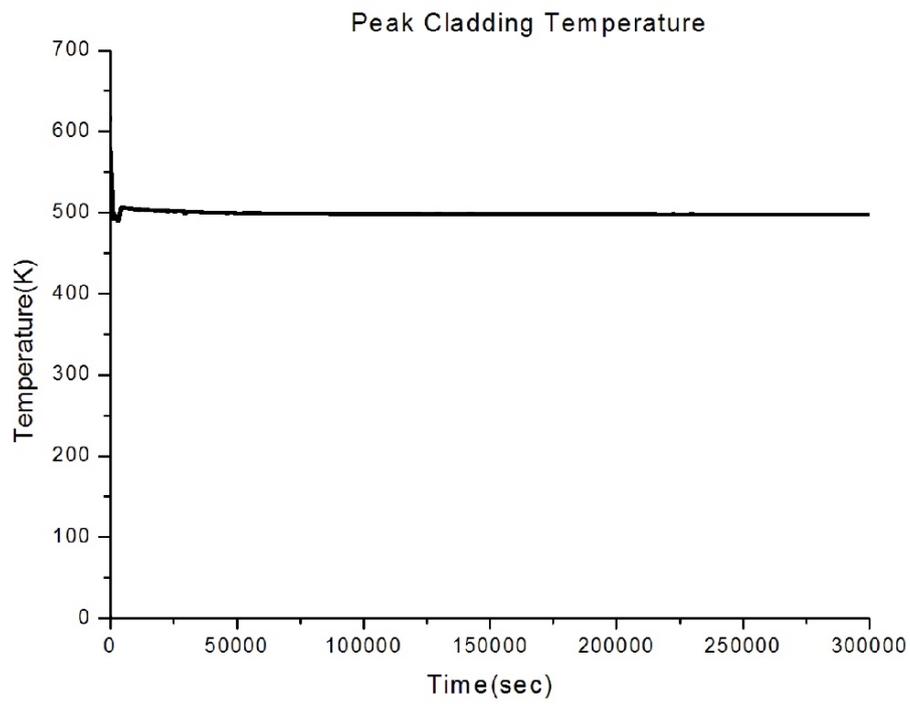


圖 3.4.15 燃料護套溫度

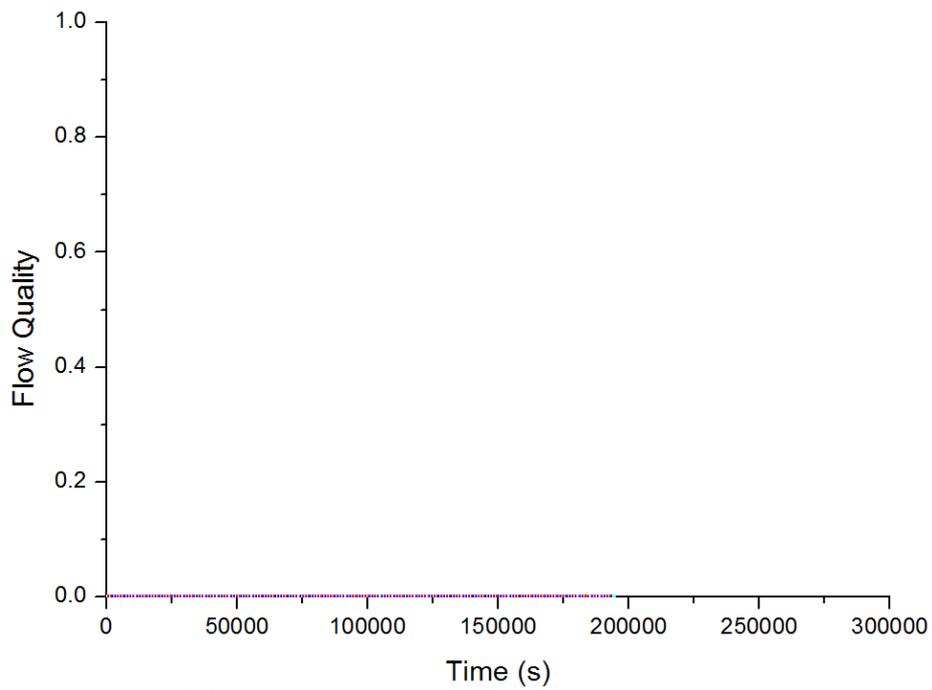


圖 3.4.16 Flow quality 達 0.1 條件時間點

### 3. 24 小時進行 FLEX 救援措施評估結果

本事故假設初始即喪失外電，且緊急柴油發電機無法啟動，喪失所有 AC 電源，即電廠發生全黑事故(SBO)。本案例分成兩個階段 (phase1 & 2)：

Phase 1: 0-24 小時，使用汽機驅動輔助飼水泵(TDAFWP)對二次側注水，蓄壓槽對一次側注水，以及二次側使用 3 個 PORV 洩壓

Phase 2: 24-80 小時，使用臨時性注水系統(中、高壓注水設備)，包含：

- i. FLEX 高壓泵注水到 RCS (1500 psig/ 40gpm)
- ii. FLEX 中壓注水到 S/G (800 psig / 215gpm)

事故初始，核三廠喪失所有廠外 AC 電源，所有緊急柴油發電機皆啟動失敗。喪失所有交流電後，反應器安全停機，主蒸汽管隔離閥(MSIV)關閉，主系統飼水跳脫，馬達帶動之輔助飼水泵亦無法啟動。在救援措施分析案例中，採取保守假設使事故發生時 RCS 軸封洩漏一開始為每迴路 21gpm，且正常工作壓力下總不明洩漏率為 1gpm 列入考量，因此在事故起始假設 RCS 總洩漏率為 64 gpm，隨後之洩漏率將由 TRACE 程式判斷 RCP 軸封內外壓力差而計算之。

在 Phase1(0~24 小時)的階段，汽機帶動之輔助飼水泵將蒸汽產

生器水位維持在高水位，並將二次側 PORV 開啟將壓力降至 20 kg/cm<sup>2</sup>，而此時一次側壓力也會受到二次側壓力降低而降壓，當一次側壓力低至 660 psig 時(事故起始 0.25 小時)，蓄壓槽啟動自動注水至 RCS。

在 Phase2(24~72 小時)的階段，二次側壓力維持在 20 kg/cm<sup>2</sup>，並開啟 FLEX 中壓注水泵開始注水並維持二次側水位在高水位。此時將 FLEX 高壓注水泵開始注水至 RCS，維持 40 gpm (1.79 kg/sec)之注水流量，約在事故後 54.8 小時，爐心恢復滿水位。本案例爐心水位有較明顯的暫態，但從事故起始至模擬時間 72 小時，爐心水位皆高於 TAF(6.64 m)，符合 WCAP-17601-P 之成功準則。而 24 小時進行救援措施案例模擬時序與 TRACE 分析結果，整理成表 3.4.3 之時序表所示。

表 3.4.3 24 小時進行救援措施案例事故序列時序表

事故序列	
T=0~60 s 0~0.0167 hr	電廠維持穩態運轉
T=60 s 0.0167hr	長期喪失廠外電源，SBO 事故 反應爐急停 汽機跳脫 引水、洩水系統喪失 調壓槽加熱器喪失 RCP 跳脫且開始洩漏，洩漏量為 21gpm/loop 主飼水泵跳脫 汽機帶動輔助飼水泵開啟 開啟 PORV 進行二次側洩壓，並維持在 20 kg/cm <sup>2</sup>
T=785 s 0.218 hr	蓄壓槽開始注水至 RCS
T=29988 s 8.33 hr	蓄壓槽停止注水至 RCS
T=86460 s 24.00hr	FLEX 高壓注水泵開始注水至 RCS 汽機帶動輔助飼水泵關閉 FLEX 中壓注水泵開始注水至 S/G
NA	爐心裸露
T=288000 s 80.00 hr	模擬結束

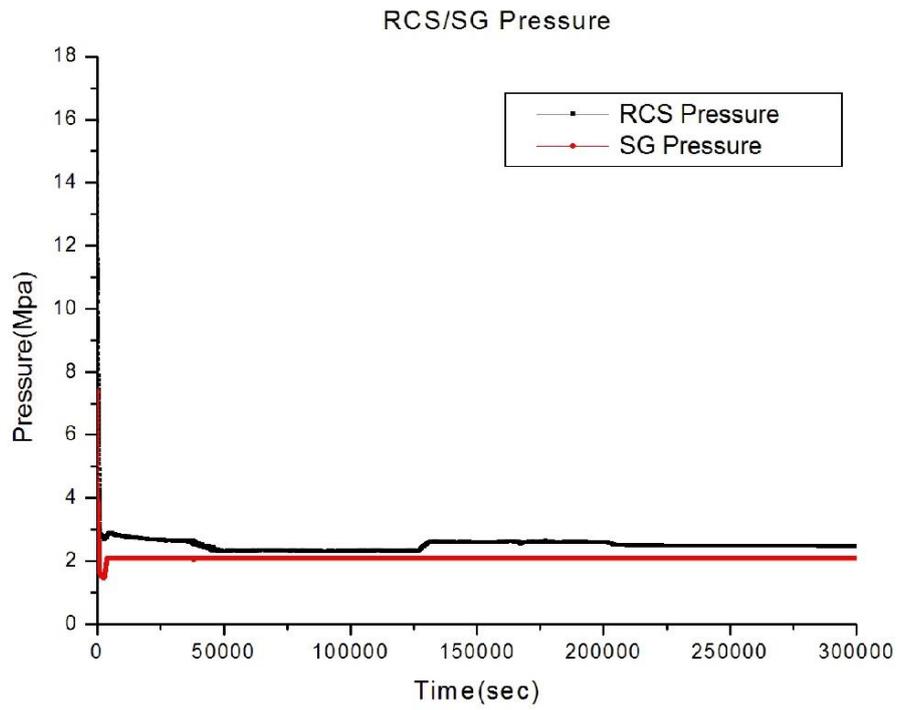


圖 3.4.17 反應爐及蒸汽產生器壓力變化

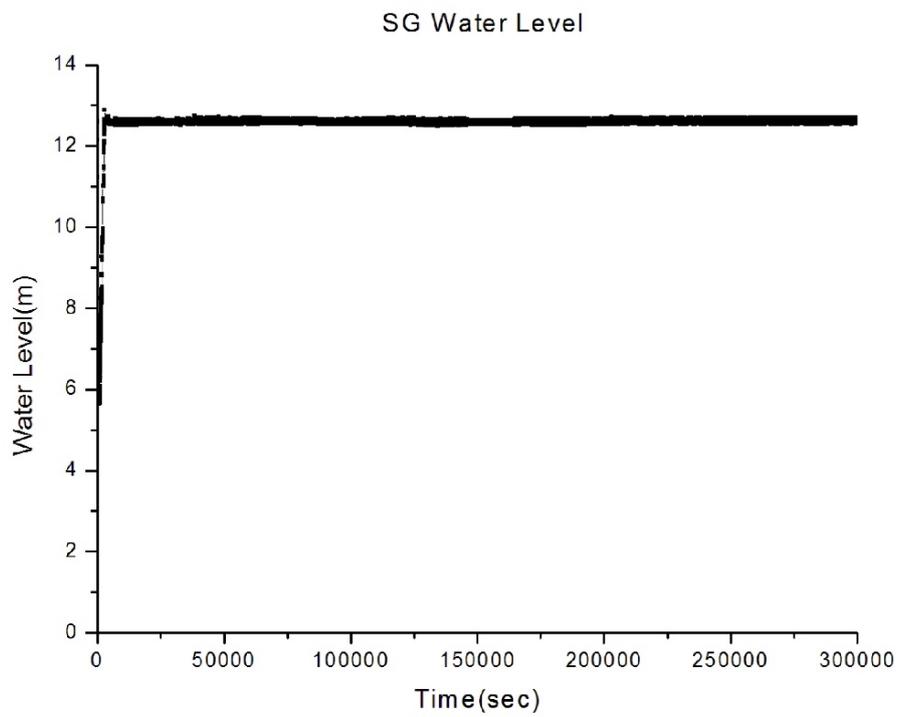


圖 3.4.18 蒸汽產生器水位變化

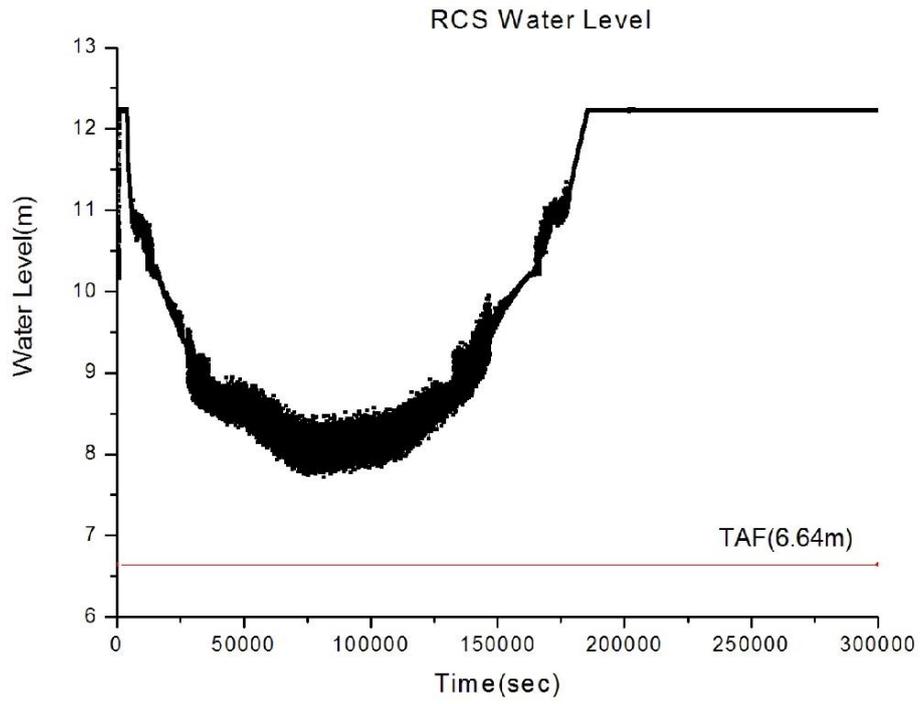


圖 3.4.19 反應爐水位變化

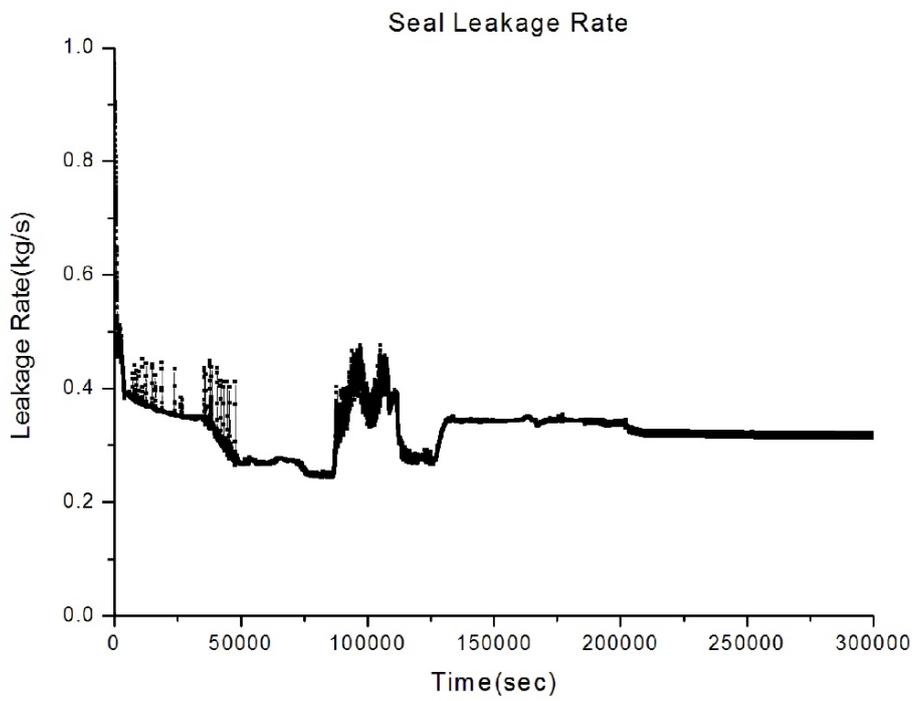


圖 3.4.20 RCP 軸封洩漏流量

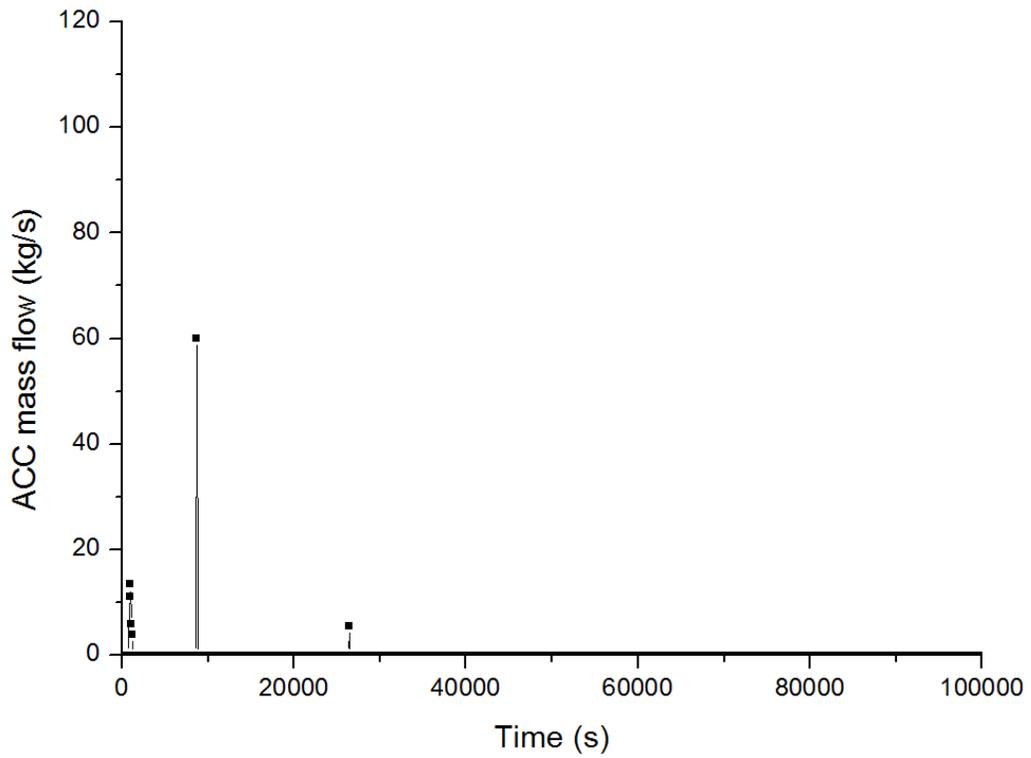


圖 3.4.21 蓄壓槽注水流率

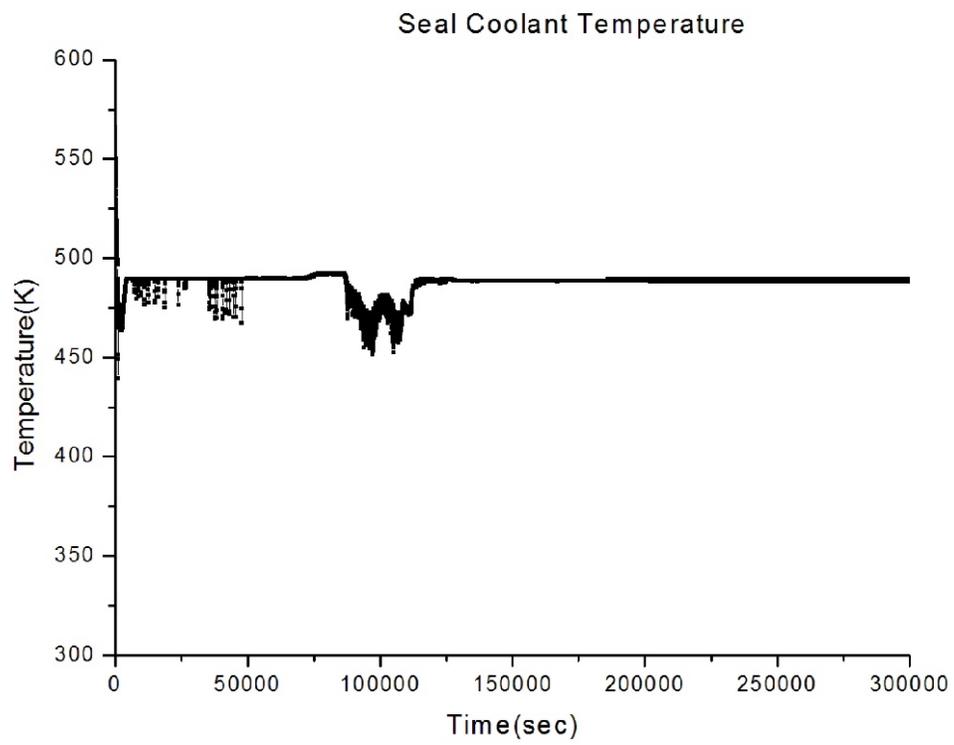


圖 3.4.22 軸封冷卻水溫度

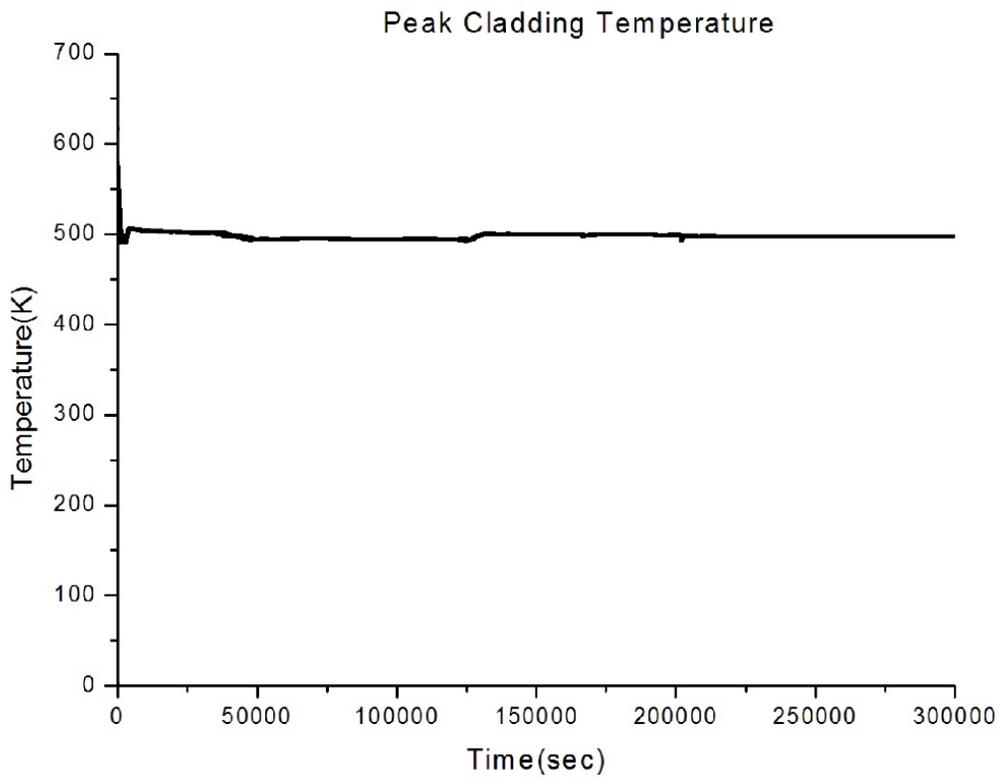


圖 3.4.23 燃料護套溫度

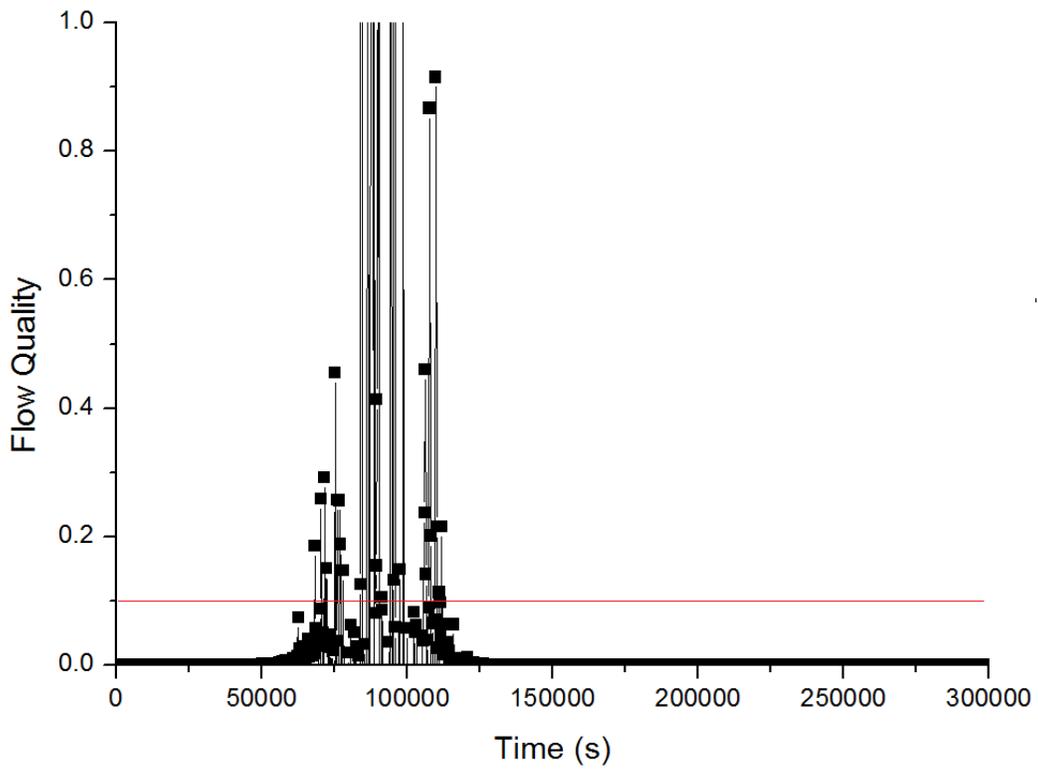


圖 3.4.24 Flow quality 達 0.1 條件時間點

## (五) 迴流冷卻之靈敏度分析

於 2014 年 NRC 發布之 FLEX 審查補充導則提及，長時間反應槽 (RPV) 內部冷卻水喪失且爐心持續產生餘熱之狀況下，將使反應槽由自然對流模式轉為迴流冷卻(reflux cooling)模式，此時由反應槽產生之蒸氣經由管路流至蒸汽產生器 U 型管冷凝後會形成去硼酸水 (deborated water)，並可能聚集於反應器冷卻水系統(RCS)之汲接管 (suction leg)等處，後續執行 RCS 補水動作將使此類去硼酸水回流至反應槽加入正反應度，並可能使爐心發生再臨界(re-criticality)現象。2013 年 PWROG 爐心冷卻意見書以及 2016 年美國 Surry 電廠安全檢查報告亦提及，有鑑於運轉員無法直接偵測迴流冷卻是否已發生，須採取間接偵測辦法，故建議於暫態發生初期，反應槽尚在自然對流階段即備妥替代注水管路並連接一次側迴路執行注水，避免反應槽進入迴流冷卻階段，美國原能會(U.S.NRC)隨後採用此作法並要求業者仿效之。為避免反應槽進入迴流冷卻階段，需確立替代注水設備列置可應對時間之餘裕，此時需定義反應槽由自然對流進展到迴流冷卻之時間點，PWROG-14064-P 之技術報告提及，RPV 進入 reflux cooling 階段之時間點，為蒸汽產生器 U 型管平均每小時之 flow quality 超過 0.1。

有鑒於此，電廠安全除了為針對反應槽水位以及燃料護套溫度作探討，反應槽進入迴流冷卻前之可應對時間亦須考量。為針對反應槽進入迴流冷卻時間點進行分析，此章節將依據 WCAP-17601-P 報

告案例設定建立假想複合型事件，並考量軸封洩漏以及控制降壓時間對反應槽進入迴流冷卻時間點之影響。電廠發生全黑事件後，反應器冷卻水系統之軸封冷卻功能亦會喪失，此時軸封組件將直接與反應器冷卻水系統之高溫冷卻水直接接觸，並可能導致該組件劣化並產生破口開始洩漏一次側冷卻水，且軸封組件可能因不同的損壞程度而發生大小不一的洩漏事故。依據西屋技術報告 WCAP-15603 以及美國原能會 NUREG-1953 報告，軸封洩漏率可能於全黑事故開始即產生 21gpm/pump 之洩漏率，於事故後 13 分鐘，軸封因高溫閃化之損壞程度可能有所差異，可能的流量包含 21gpm/ /pump、76 gpm/pump、182 gpm/pump 以及 480 gpm/pump，其發生機率依序為 79 %、1%、19.75%以及 0.25%，如表 3.5.1 所示。而根據台電斷然處置策略程序指引以及 WCAP-17601-P 報告，其對於全黑事件發生後控制降壓啟動時間明顯有所不同，斷然處置策略建議全黑事件發生時便即刻執行控制降壓，相對而言，西屋報告在模擬基本案例時，所依據的程序書則是在事故後 2 小時才執行控制降壓。電廠全黑下破口流率以及降壓時間之差異對於反應槽進入迴流冷卻時間點、反應爐水位以及燃料護套溫度之影響將是此章節之分析重點。

此章節所建立之假想複合型事件，初始邊界條件同樣參考 WCAP-17601-P 報告，包括：

1. 事故前開始為全功率運轉狀態，並維持穩態1分鐘。
2. 事故一開始，電廠發生全黑事故(station blackout, SBO)，電廠喪失所有廠外交流電源，反應爐急停、主蒸氣管隔離閥(Main Steam

Isolation Valves, MSIV)隔離、主飼水泵急停。

3. 衰變熱量採用TRACE程式設定值，即為ANS-73。
4. 假設TDAFW泵不會故障，注水源也不會缺水。
5. 採取保守假設，事故起始一個RCP軸封洩漏量約為21gpm。
6. RCS在正常工作壓力下不明洩漏為1gpm，此部分將被計入RCS總質量的損失。
7. 蓄壓槽開啟閥門設定為開啟。
8. 儀表空氣供給控制裝置或其它裝置，假設為可用（SG，PORVs，TDAFW泵控制，AFW流控制等等）。

此外，事故後 13 分鐘後依情節不同，軸封洩漏量將產生上述 4 種流量變化，而每個流量變化之案例亦會分別進行於事故後即刻控制降壓以及事故後 2 小時執行控制降壓之模擬，案例變因如表 3.5.2 所示。

表 3.5.1 軸封洩漏率與發生機率

	事故後 13 分鐘之軸封洩漏率(gpm)	發生機率
1	21	79 %
2	76	1 %
3	182	19.75 %
4	480	0.25 %

表 3.5.2 案例變因表

案例	事故 13 分鐘後破口流量變化	控制降壓執行時間點
1	21gpm/pump	-
2		事故發生時間點
3		事故後 2 小時
4	76gpm/pump	-
5		事故發生時間點
6		事故後 2 小時
7	182gpm/pump	-
8		事故發生時間點
9		事故後 2 小時
10	480gpm/pump	-
11		事故發生時間點
12		事故後 2 小時

此小節將分別依軸封破口流率 4 種變化作個別分析，並依每個破口流量三個降壓時間作探討，擷取一次側壓力、爐心溫度、爐心水位、破口流量以及 flow quality 等數據作分析評估，並以避免燃料護套達法定溫度 2200°F 為安全準則。

### 1. 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 21gpm/pump

若在事故發生後 13 分鐘軸封洩漏率仍維持 21gpm/pump，模擬結果可看出如事故後無執行任何降壓動作，RCS 水位將於 23.1 小時 (83150 秒) 達 TAF，並於 35.9 小時 (129156 秒) 護套溫度達法定限值 2200°F，相對的，無論於事故後即刻降壓，或於事故後 2 小時執行控制降壓，RCS 水位達 TAF 時間點將大幅延長至 58.8 小時 (211679 秒) 及 57.4 小時 (206777 秒)，而在模擬時間達設定停止點 300000 秒後，燃料護套溫度仍然不會超過 2200°F 限值。此外，若比較執行控制降壓時間點之差異，即刻控制降壓相較於事故後 2 小時降壓，其 ACC 注水時間點早了約 1650 秒，使蓄壓槽即早進行注水，維持 RCS 水位，且因降壓會使軸封洩漏率降低，提早 2 小時執行控制降壓，對於 RCS 水位達 TAF 時間點可延長近 5000 秒之時間，而對於 flow quality 達 0.1 之時間點，兩案例 (即刻降壓與 2hr 後降壓) 皆為 60000 秒左右，而無降壓之案例為 27000 秒左右達到 reflux 條件。重要參數時間表如表 3.5.3，RCS 水位、壓力、燃料護套溫度、軸封洩漏率以及 flow quality 如圖 3.5.1~3.5.5 所示。

表 3.5.3 重要參數時間點列表：軸封洩漏率 21gpm

事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 21gpm			
	事故後無降壓		事故後無降壓
ACC 達被動注水 時間點(秒)	-	ACC 達被動注水 時間點(秒)	-
Flow Quality 達 0.1 時間點(秒)	27853	Flow Quality 達 0.1 時間點(秒)	27853
RCS 水位達 TAF 時間點(秒)	83150	RCS 水位達 TAF 時間點(秒)	83150
燃料護套溫度達 2200°F時間點(秒)	129156	燃料護套溫度達 2200°F時間點(秒)	129156

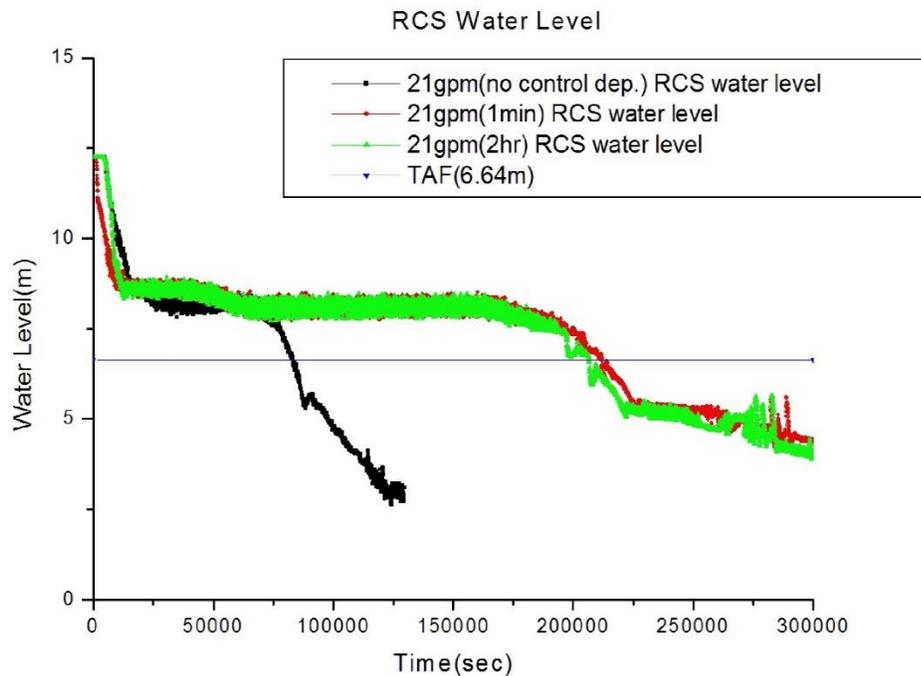


圖 3.5.1 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 21gpm/pump RCS 水位圖

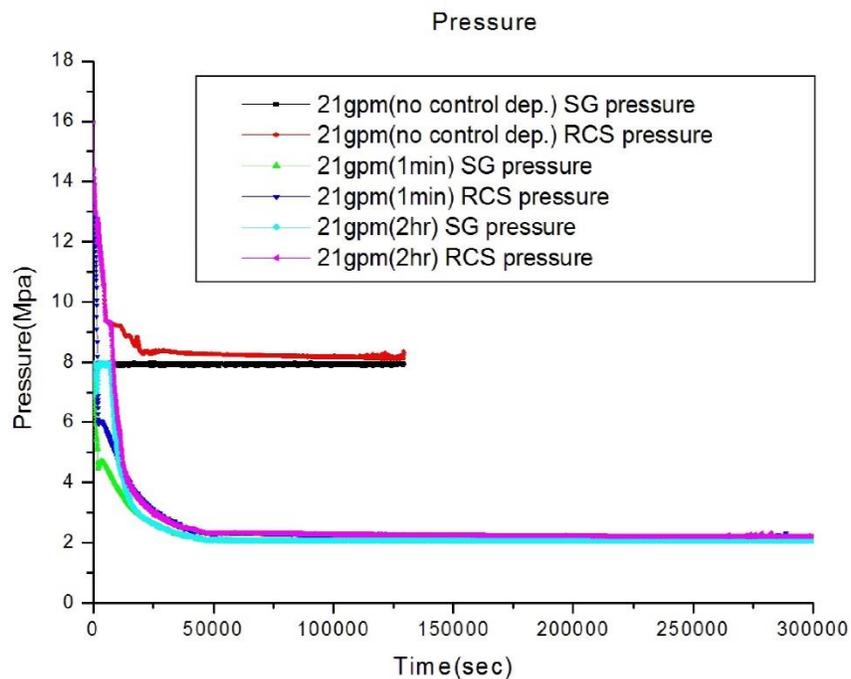


圖 3.5.2 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 21gpm/pump 壓力圖

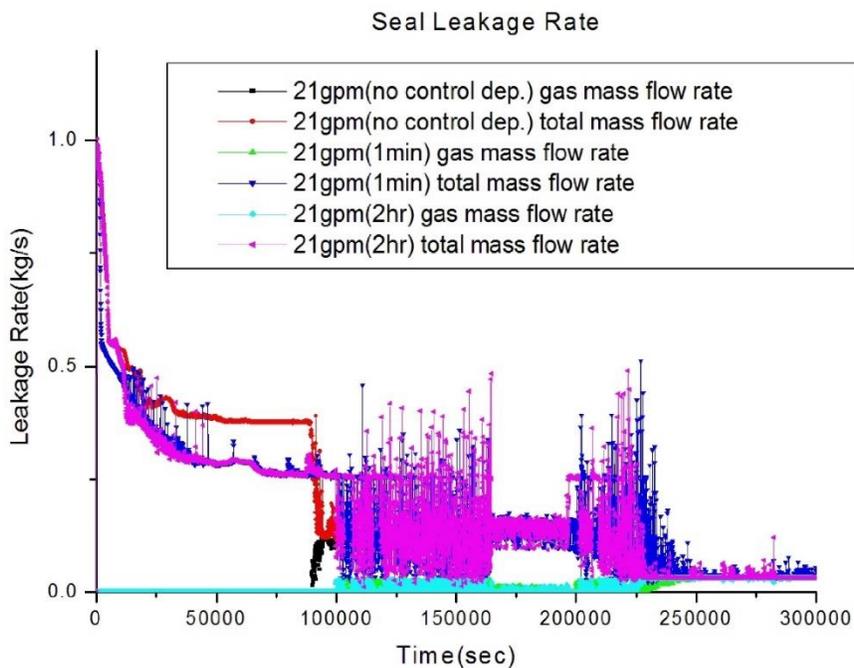


圖 3.5.3 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 21gpm/pump 軸封洩漏圖

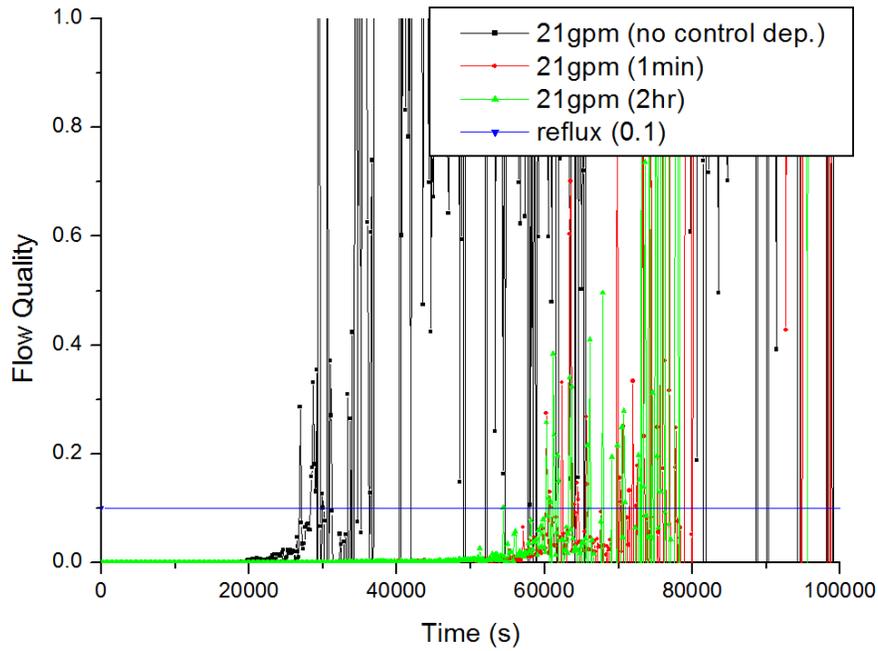


圖 3.5.4 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 21gpm/pump flow quality 圖

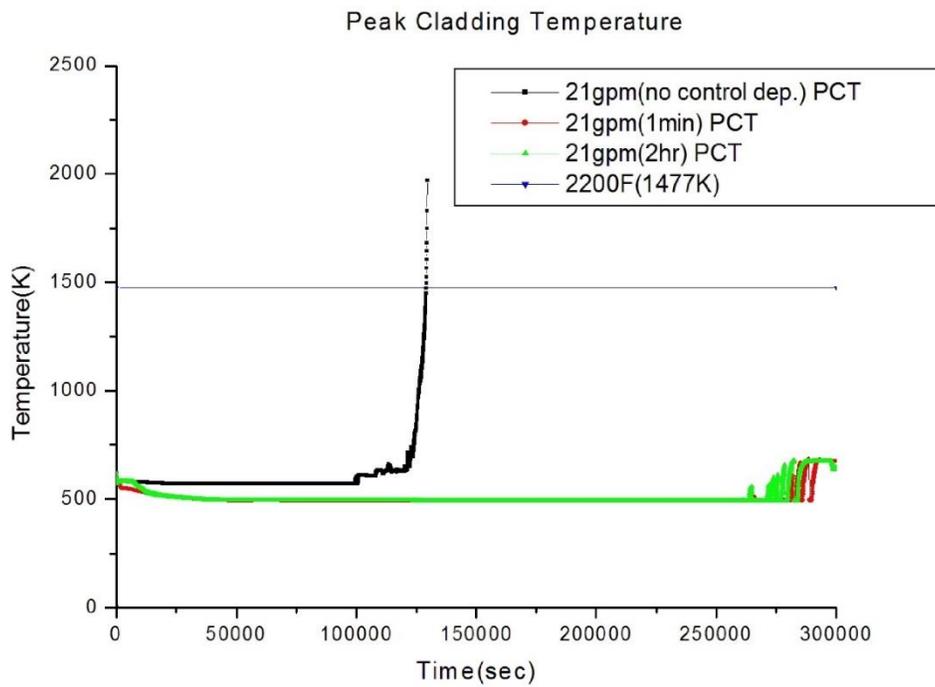


圖 3.5.5 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 21gpm/pump 燃料護套溫度圖

## 2. 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 76gpm/pump

若在事故發生後 13 分鐘軸封洩漏率提升為 76gpm/pump，依模擬結果可知，如事故後無執行任何降壓動作，RCS 水位將於 6.3 小時 (22610 秒) 達 TAF，並於 12.9 小時 (46462 秒) 護套溫度達法定限值 2200°F，相對的，無論於事故後即刻降壓，或於事故後 2 小時執行控制降壓，RCS 水位達 TAF 時間點將分別延長至 7.8 小時 (27968 秒) 及 7.6 小時 (27520 秒)，而燃料護套達法定限值 2200°F 時間點亦大幅延長至 27.3 小時 (98319 秒) 及 25.5 小時 (91658 秒)。此外，若比較執行控制降壓時間點之差異，即早降壓可使 ACC 注水時間提早約 4700 秒，該執行動作對於反應槽達迴流冷卻時間點有相當大影響，由軸封洩漏率以及 flow quality 圖可看出，若控制降壓時間點為事故後 2 小時，約於 81000 秒左右軸封內之蒸氣即開始產生並使 flow quality 快速上升，且達到 0.1 之條件，而事故後即刻進行降壓有助於 reflux 時間點延至 92628 秒達到，另一方面若無進行降壓之案例，可以看到在 75760 秒左右即到達 reflux 之條件。同時也因破口流量增大之故，儘管即早降壓對於兩案例達 TAF 時間點無太多影響，但因其提早使軸封洩漏率降低，兩者達燃料護套法定限值溫度 2200°F 之時間點差距可達約 6500 秒左右。重要參數時間表如表 3.5.4，RCS 水位、壓力、燃料護套溫度、軸封洩漏率以及 flow quality 如圖 3.5. 6~3.5.10 所示。

表 3.5.4 重要參數時間點列表：軸封洩漏率 76gpm

	事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 76gpm		
	事故後無降壓		事故後無降壓
ACC 達被動注水 時間點(秒)	-	ACC 達被動注水 時間點(秒)	-
Flow Quality 達 0.1 時間點(秒)	75760	Flow Quality 達 0.1 時間點(秒)	75760
RCS 水位達 TAF 時間點(秒)	22610	RCS 水位達 TAF 時間點(秒)	22610
燃料護套溫度達 2200°F時間點(秒)	46462	燃料護套溫度達 2200°F時間點(秒)	46462

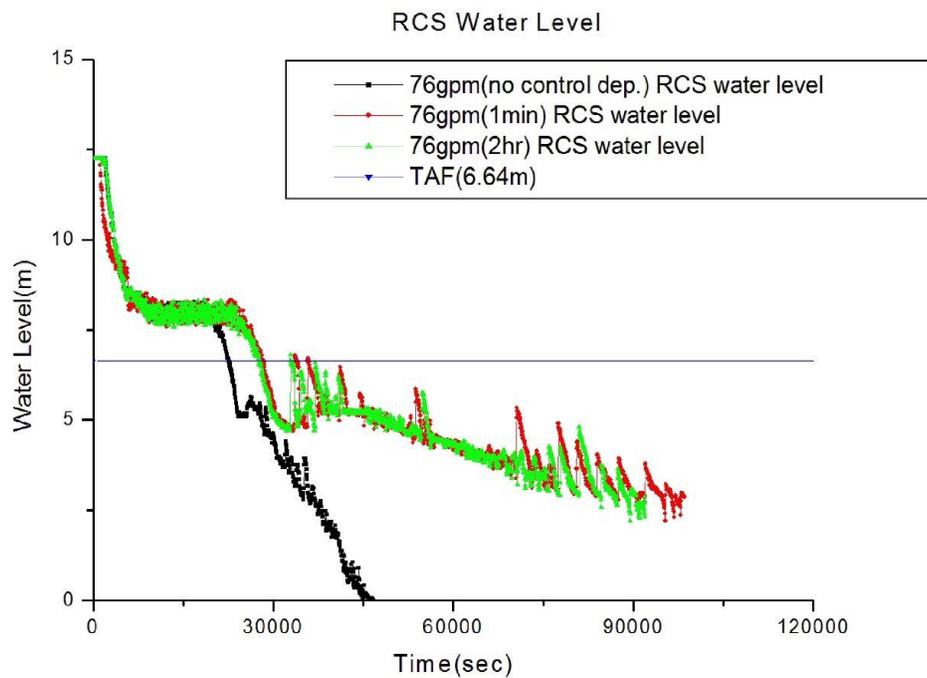


圖 3.5.6 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 76gpm/pump RCS 水位圖

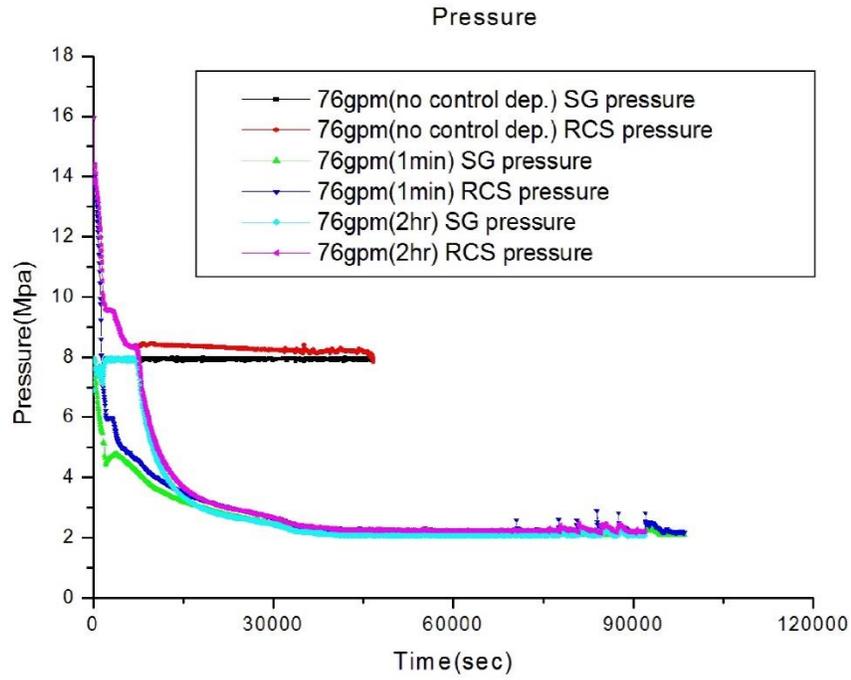


圖 3.5.7 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 76gpm/pump 壓力圖

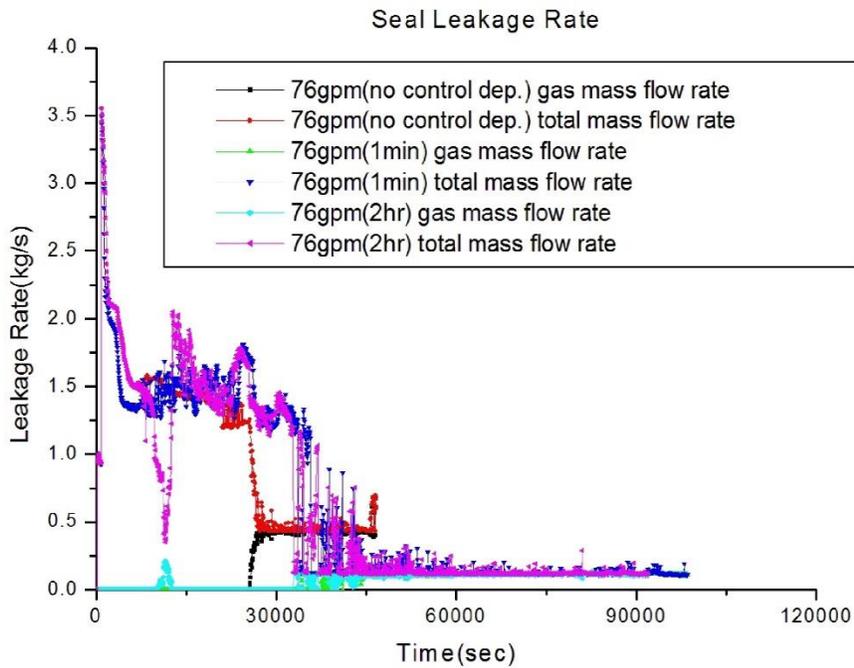


圖 3.5.8 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 76gpm/pump 軸封洩漏圖

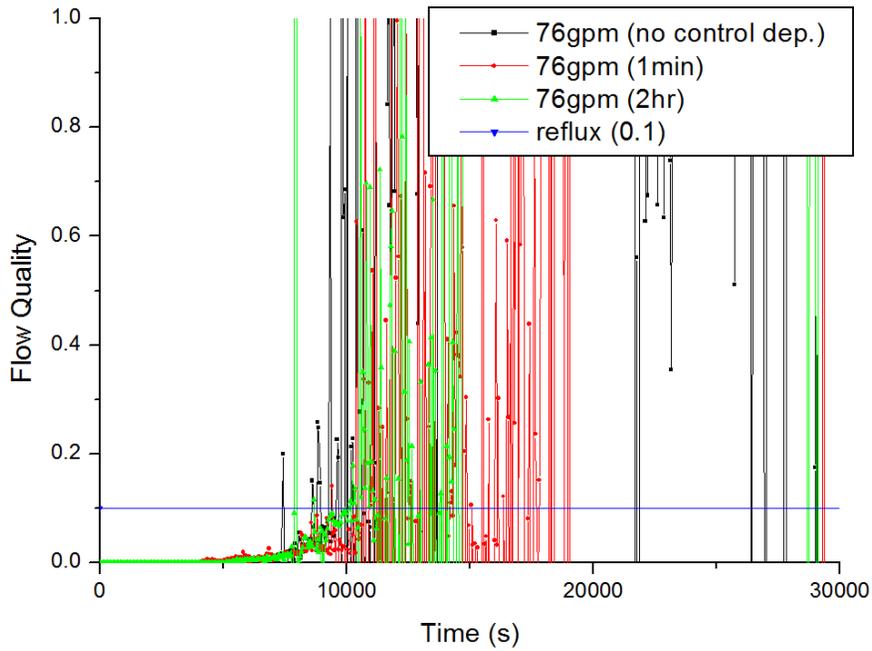


圖 3.5.9 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 76gpm/pump flow quality 圖

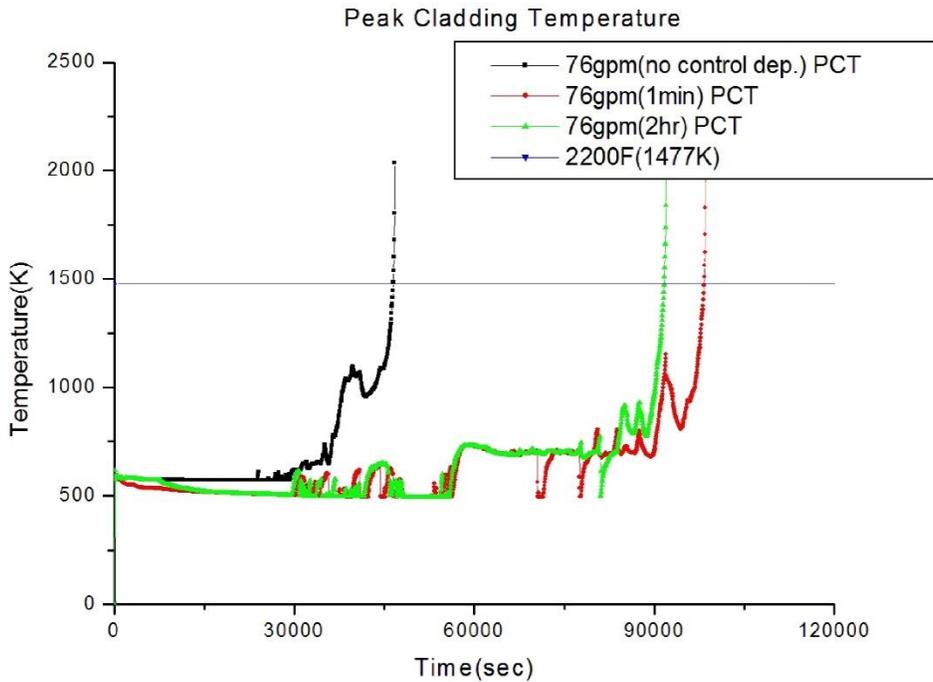


圖 3.5.10 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 76gpm/pump 護套溫度圖

### 3. 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 182gpm/pump

若在事故發生後 13 分鐘軸封洩漏率提升為 182gpm/pump，依模擬結果可知，如事故後無執行任何降壓動作，RCS 水位將於 2.6 小時 (9513 秒) 達 TAF，並於 5.4 小時 (19450 秒) 護套溫度達法定限值 2200 °F，相對的，如於事故後即刻降壓，或於事故後 2 小時執行控制降壓，RCS 水位達 TAF 時間點將分別延長至 3.1 小時 (11051 秒) 及 3.2 小時 (11651 秒)，而燃料護套達法定限值 2200 °F 時間點亦大幅延長至 15.5 小時 (56183 秒) 及 15.6 小時 (55930 秒)。此外，若比較執行控制降壓時間點之差異，即早降壓可使 ACC 注水時間提早約 4700 秒。因破口流量較大 (128gpm/pump)，三個案例爐心水位下降都很快，反應槽達 reflux 時間點幾乎差不多都在 4200 秒 (1.16 小時) 左右，由軸封洩漏率以及 flow quality 圖可看出，由於破口流量變化倍增，三案例 flow quality 於約 3000 秒開始即有上升趨勢，由於 2 小時降壓之條件未達到前 flow quality 就已經先達到 0.1 之條件，因此 2 小時降壓的 reflux 時間點等同於未執行降壓之時間點。同時也因破口流量增大之故，此時即早降壓反而會使 RCS 水位達 TAF 時間點早於延後降壓之案例，但差異不大，約為 600 秒左右，然而前者其提早使軸封洩漏率降低，達燃料護套法定溫度 2200 °F 之時間點卻晚於後者，兩案例時間差約為 200 秒左右。重要參數時間表如表 3.5.5，RCS 水位、壓力、燃料護套溫度、軸封洩漏率以及 flow quality 如圖 3.5.11~3.5.15 所示。

表 3.5.5 重要參數時間點列表：軸封洩漏率 182gpm

	事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 182gpm		
	事故後無降壓		事故後無降壓
ACC 達被動注水 時間點(秒)	-	ACC 達被動注水 時間點(秒)	-
Flow Quality 達 0.1 時間點(秒)	4238	Flow Quality 達 0.1 時間點(秒)	4238
RCS 水位達 TAF 時間點(秒)	9513	RCS 水位達 TAF 時間點(秒)	9513
燃料護套溫度達 2200°F時間點(秒)	19450	燃料護套溫度達 2200°F時間點(秒)	19450

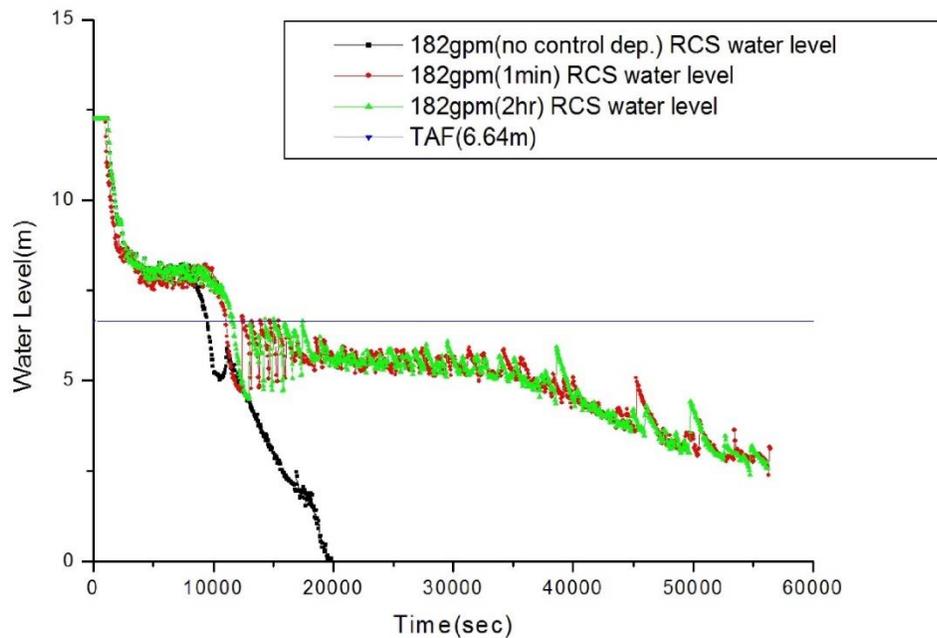


圖 3.5.11 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 182gpm/pump RCS 水位圖

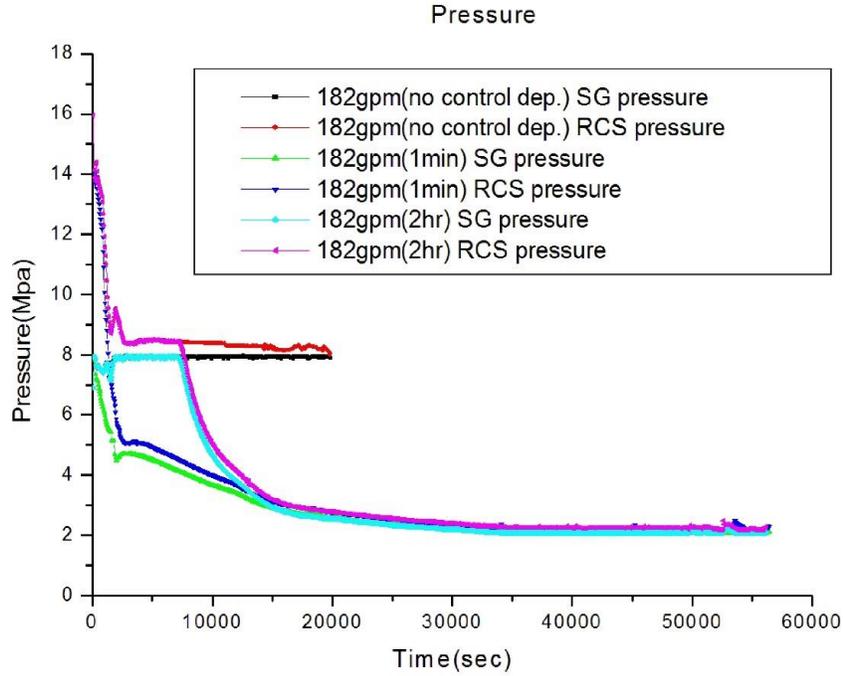


圖 3.5.12 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 182gpm/pump 壓力圖

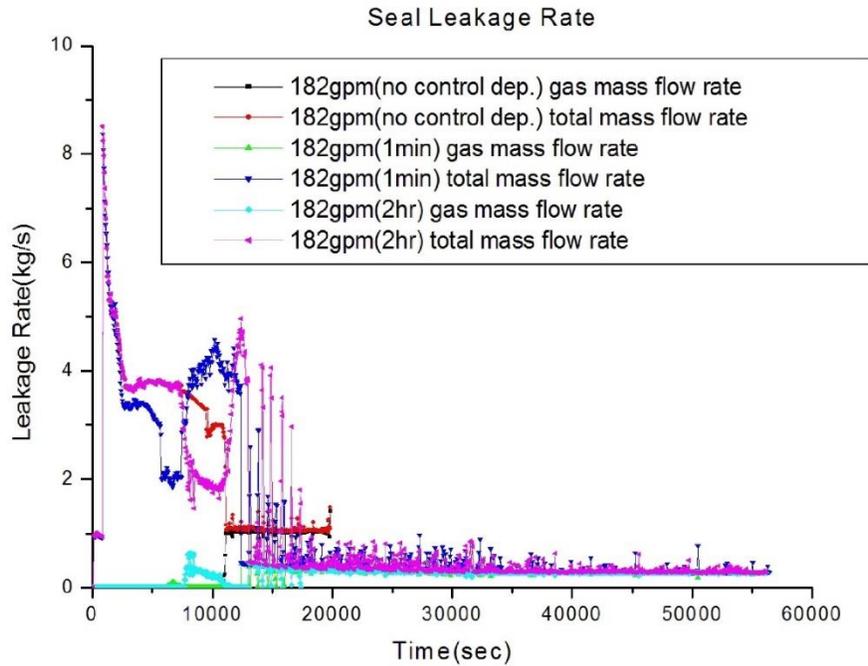


圖 3.5.13 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 182gpm/pump 軸封洩漏圖

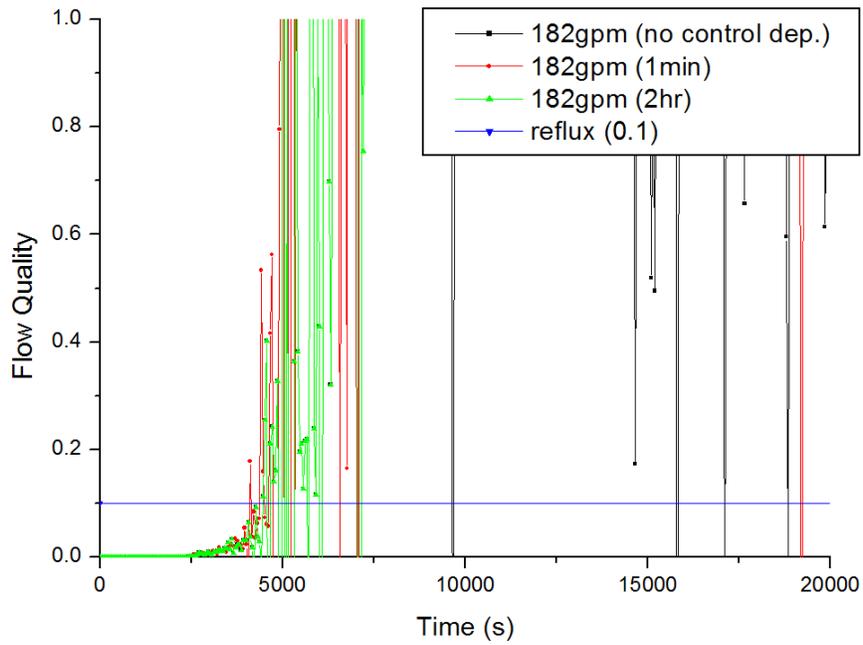


圖 3.5.14 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 182gpm/pump flow quality 圖

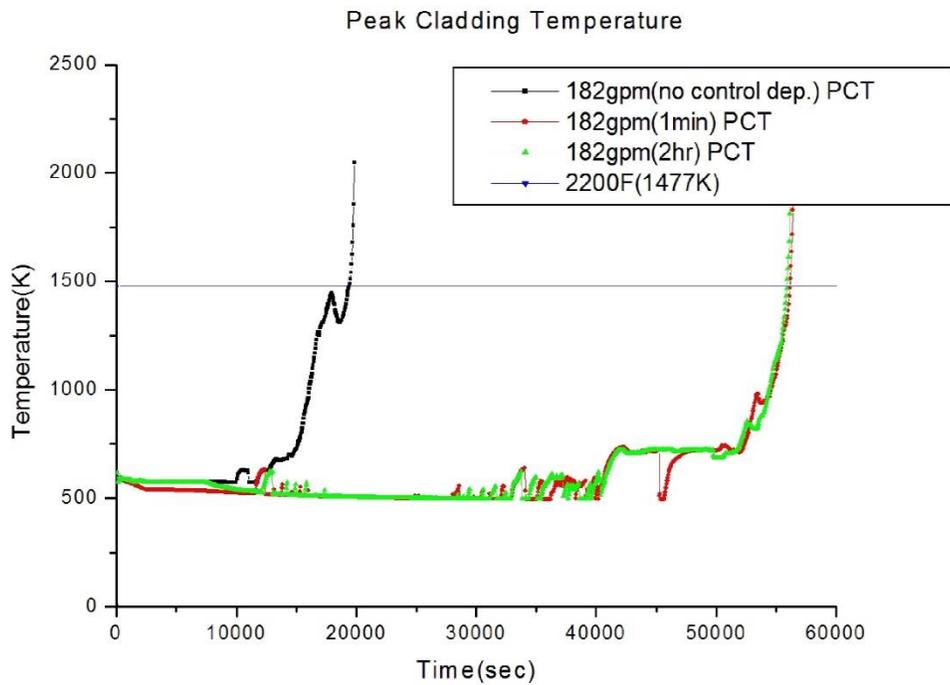


圖 3.5.15 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 182gpm/pump 護套溫度圖

#### 4. 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 480gpm/pump

若在事故發生後 13 分鐘軸封洩漏率提升為 480gpm/pump，此假想事件屬於極端環境，由於破口流率過大，依模擬結果可知，如事故後無執行任何降壓動作，RCS 水位將於 1.3 小時(4759 秒)達 TAF，並於 2.1 小時(7610 秒)護套溫度達法定限值 2200°F，此時，若比較執行控制降壓之案例，可發現由於此案例破口流率過大，如於事故後 2 小時方執行降壓，降壓時間點顯得過晚，RCS 壓力在降壓至 ACC 被動補水壓力點前 RCS 水位已因降壓所致之冷卻水流失而無法維持，並導致燃料護套溫度達限值，且該案例各項重要參數數值與無執行降壓案例近乎雷同。此外，若比較即刻執行控制降壓各項數值差異，若無即早執行降壓，使 ACC 連結 RCS，則電廠將於短短 7610 秒達 2200°F 燃料破損溫度，若事故後 2 小時才執行降壓，將來不及使壓力降至 ACC 被動注水啟動點，由軸封洩漏率以及 flow quality 圖可看出，受益於即早降壓使破口流率下降，達 flow quality 比例為 0.1 之時間點晚於事故後 2 小時降壓之案例 200 秒，然而由於破口流量變化倍增，即早降壓將使 RCS 水位達 TAF 時間點早於延後降壓之案例約 800 秒左右，但在此極端案例下仍建議即早降壓，因其 ACC 連結被動注水可使 RCS 水位於 BAF 之上震盪，燃料護套溫度達 2200°F 時間點較延後降壓案例延長 16000 秒左右。重要參數時間表如表 3.5.6，RCS 水位、壓力、燃料護套溫度、軸封洩漏率以及 flow quality 如圖 3.5.16~3.5.20 所示。

表 3.5.6 重要參數時間點列表：軸封洩漏率 480gpm

	事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 480gpm		
	事故後無降壓		事故後無降壓
ACC 達被動注水 時間點(秒)	-	ACC 達被動注水 時間點(秒)	-
Flow Quality 達 0.1 時間點(秒)	2109	Flow Quality 達 0.1 時間點(秒)	2109
RCS 水位達 TAF 時間點(秒)	4759	RCS 水位達 TAF 時間點(秒)	4759
燃料護套溫度達 2200°F時間點(秒)	7610	燃料護套溫度達 2200°F時間點(秒)	7610

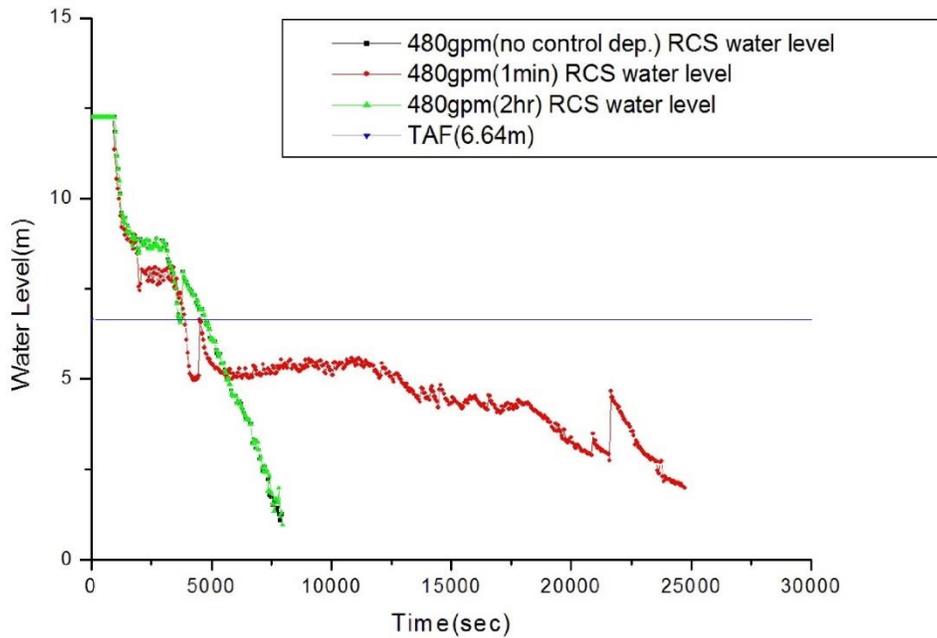


圖 3.5.16 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 480gpm/pump RCS 水位圖

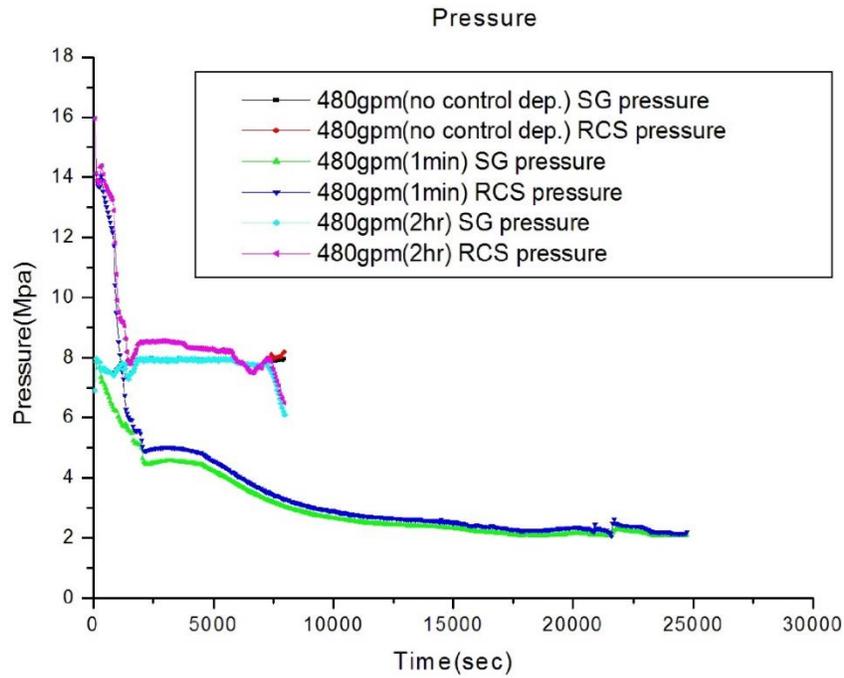


圖 3.5.17 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 480gpm/pump 壓力圖

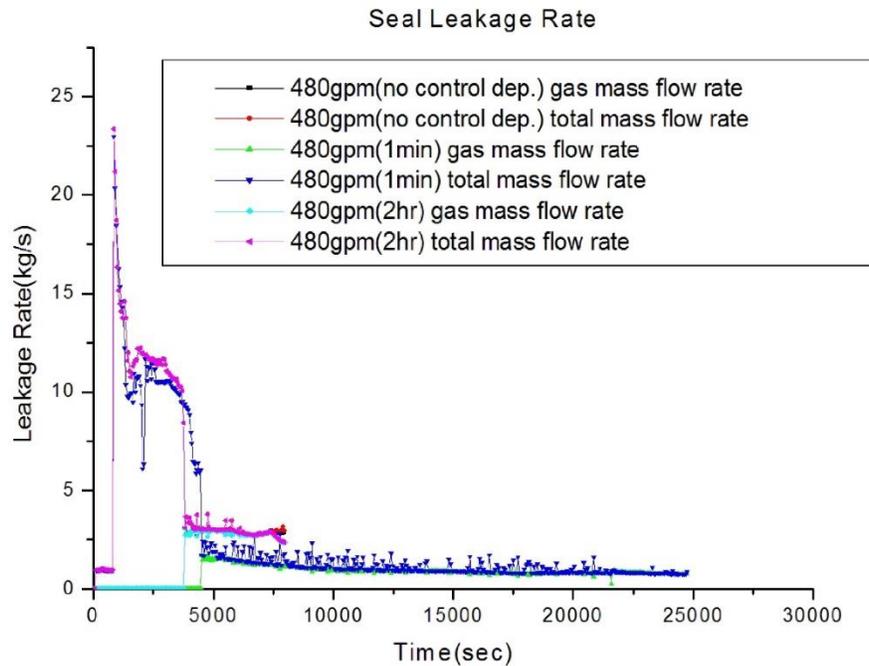


圖 3.5.18 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 480gpm/pump 軸封洩漏圖

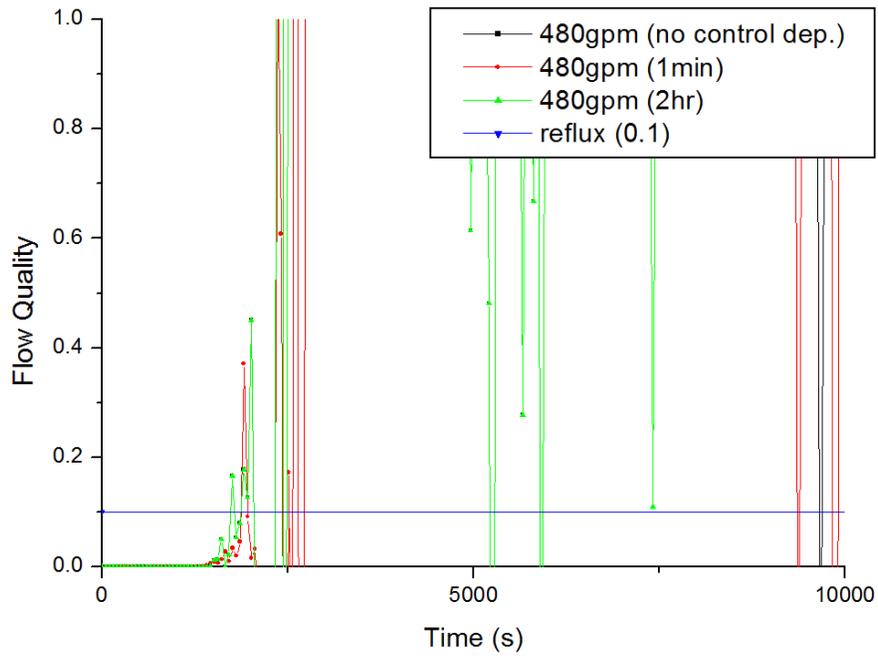


圖 3.5.19 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 480gpm/pump flow quality 圖

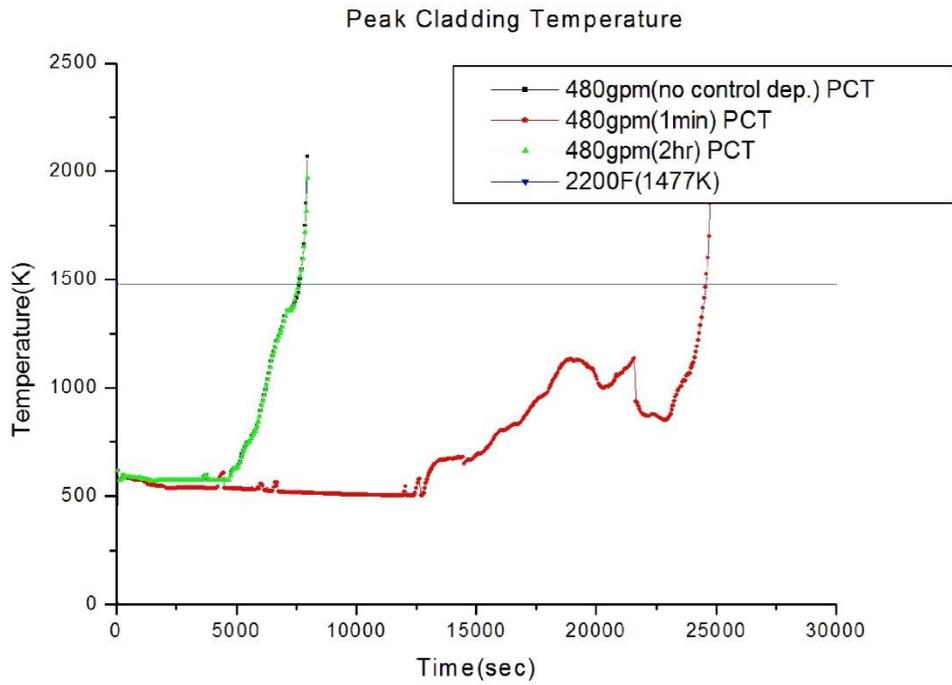


圖 3.5.20 事故後 13 分鐘軸封洩漏率為 480gpm/pump 護套溫度圖

表 3.5.7 ELAP 事故下軸封洩漏率與救援處置時間對關鍵參數之影響

案例	事故 13 分鐘後 破口流量變化	控制降壓執行時間點	Flow Quality 達 0.1 時間點(小時)	RCS 水位達 TAF 時間點(小時)
<b>1</b>	21gpm/pump	-	7.7	23.1
<b>2</b>		事故發生時間點	17.1	61.5
<b>3</b>		事故後 2 小時	16.5	60.8
<b>4</b>	76gpm/pump	-	2.1	6.2
<b>5</b>		事故發生時間點	2.5	7.7
<b>6</b>		事故後 2 小時	2.2	7.6
<b>7</b>	182gpm/pump	-	1.1	2.6
<b>8</b>		事故發生時間點	1.1	3.0
<b>9</b>		事故後 2 小時	1.1	3.2
<b>10</b>	480gpm/pump	-	0.5	1.3
<b>11</b>		事故發生時間點	0.6	1.0
<b>12</b>		事故後 2 小時	0.5	1.3

## (六) 分析結果與討論

由模擬結果可知，在長期喪電併軸封洩漏案例中，無救援措施案例除二次側汽機驅動輔助飼水泵及一次側蓄壓槽補水外，無其餘外部補水措施，由於冷卻水從 RCP 軸封持續洩漏，爐心水位持續下降，並在蓄壓槽補水量用盡後，約於 60.89 小時左右爐心水位會低於 TAF，造成燃料裸露。亦即電廠有約 60 小時執行緩和措施，備妥緊急注水系統或替代電源，以維持電廠處於安全的狀態下。除此之外，若核三廠無任何救援處置時，U 型管端 flow quality 將會於 16.5 小時左右達到進入 reflux cooling 階段條件(flow quality = 0.1)，因此建議電廠於 16 小時前進行救援措施，以避免進入 reflux cooling 階段且防止反應爐有再臨界的疑慮。於救援措施案例評估中，FLEX 措施案例皆能成功維持爐心水位高於 TAF，然事故後 24 小時進行外部補水之案例，其爐心水位趨勢震盪明顯較事故後 8 小時執行外部注水之案例大，建議爐心水位低於熱端管路高度前盡速備妥救援設備即進行補水措施，使爐心水位穩定維持於 TAF 以上。FLEX 救援策略時序列於圖 3.6.1 中。

在軸封洩漏靈敏度分析結果中，可以發現執行控制降壓可降低軸封洩漏率，並使蓄壓槽執行被動注水，無論軸封洩漏破口流量為何，執行控制降壓皆可有效延長燃料護套達法定限值時間。而在低破口流量，如 21gpm/pump 及 76gpm/pump 之案例下，提早執行控制與否對於 RPV 進入迴流冷卻階段之時間點無太大差距，但可因軸封洩漏量提前下降而延長 RCS 水位達 TAF 時間，以及燃料護套溫度達 2200°F 時間點；而在高破口流量之狀況下，如 182gpm/pump 及 480gpm/pump 之案例下，提早降壓仍有有效降低軸封洩漏率之功效，同時 ACC 提早達被動注水壓力可提前注水至 RPV，延緩 reflux cooling 發生時間點，然而，在 480gpm/pump 之案例，提前降壓會導

致 RCS 水位在 ACC 注水前提早達 TAF 時間點，但依模擬結果會發現，RCS 水位會因 ACC 後續注水在 TAF 及 BAF 區間振盪，最終燃料護套溫度達 2200°F 時間點較延遲降壓之案例晚了 16000 秒左右，故若以燃料護套溫度達法定溫度限值 2200°F 為安全準則，則仍建議提前執行控制降壓，以避免燃料護套溫度破損。

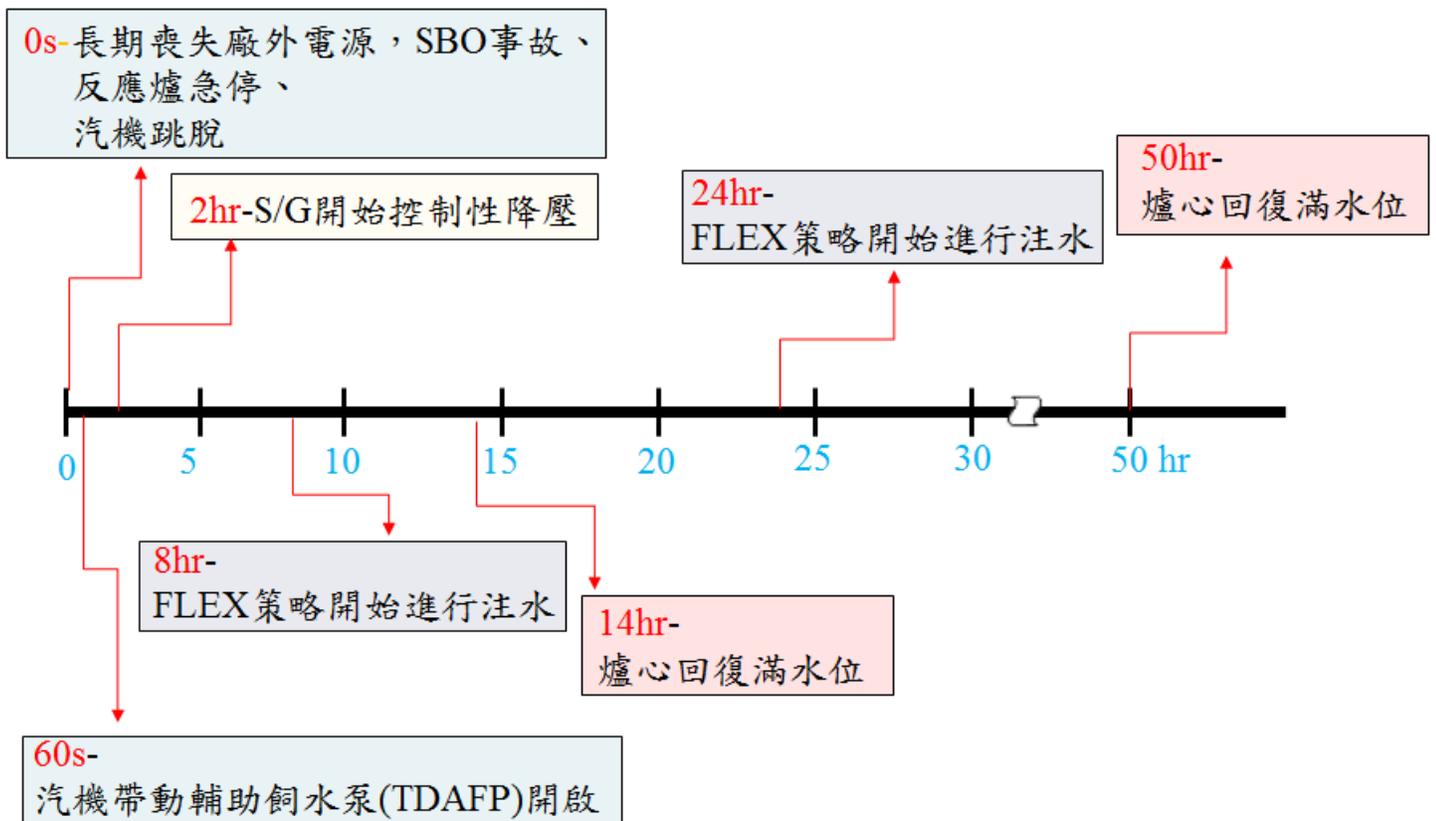


圖 3.6.1 核三廠 FLEX 救援策略時序列

#### 四、NUREG/IA 報告同行審查

台灣與美國簽署了 CAMP 合約，合約中規定台灣有義務提供 NUREG/IA 報告給美國核管會。因此，本計畫於 2018 年，完成一篇 NUREG/IA 報告並送於美國核管會審查，送審 NUREG/IA 題目為 The Analysis and Study of ELAP Event and Mitigation Strategies using TRACE Code for Maanshan PWR。此 NUREG/IA 報告在送給美國核管會審查之前，會先進行國內的同儕審查並且參照之前已發表之 NUREG/IA 報告格式確認格式是否相符。然後在收到同儕審查之意見後，會根據審查意見進行報告之修改。完成報告的修改後，才會送給 U.S.NRC 審查，此 NUREG/IA 報告的同儕審查之意見如下所示：

NUREG 報告題目：The Analysis and Study of ELAP Event and Mitigation Strategies using TRACE Code for Maanshan PWR.

同儕審查之意見：

1. 封面不符合NUREG/IA報告的格式
2. CONTENTS 不符合NUREG報告的格式，例如：頁碼、字體大小寫、行距
3. FIGURES 不符合NUREG報告的格式，例如：頁碼、字體大小寫、行距
4. TABLES 不符合NUREG報告的格式，例如：頁碼、字體大小寫、行距
5. 第一章INTRODUCTION不符合NUREG/IA報告的格式，例如：頁碼
6. 第一章有些字打錯, 需修改
7. 第二章METHODOLOGY 不符合NUREG/IA報告的格式，例如：頁碼、字體大小寫

8. 第三章RESULTS不符合NUREG/IA報告的格式，例如:頁碼
9. 第三章有些字打錯, 需修改
10. 第四章CONCLUSIONS不符合NUREG/IA報告的格式，例如:頁碼
11. 部分圖號錯誤, 需修改
12. 部分表號錯誤, 需修改
13. 部分縮寫錯誤, 需修改
14. 此報告內容沒有問題，無須修改

根據上述審查意見，修改後的報告詳如附錄 A 所示。

## 五、核能電廠熱流分析訓練課程

本計畫中藉由辦理「核能電廠熱流分析訓練課程」，強化國內研究單位與管制單位之分析能力與審查依據。課程內容包括熱流分析程式模擬理論介紹、熱流組件模式建立、核電廠穩態計算、暫態模擬技巧、驗證評估等等。訓練課程為期一天，準備期間包含課程公告、資料收集彙整編輯、邀請聯絡、學員報名與報到、地點與設備安排、紙本講義準備、完成訓練課程證明以及各項有關行政庶務。上課地點在原能會，上課學員涵蓋大學研究生、原能會技支中心研究員、原能會相關管制人員，合計約10至20人，本課程亦說明研究團隊之品質保證相關程序。透過核能電廠熱流分析訓練課程，不僅能夠強化我國研究單位人員之分析能力與技術，並且分享相關管制技巧與審查經驗供原能會相關人員參考。

### (一) 公告與課表內容

#### 2018 核能電廠熱流分析訓練課程

課程時間：2018年10月15日

課程地點：原子能委員會6樓會議室

主辦單位：清華大學原科中心

清華大學能源與環境研究中心

財團法人核能與新能源教育研究協進會

共同承辦：國立清華大學核子工程與科學研究所

國立清華大學工程與系統科學系

聯絡窗口：張筠非小姐(TEL: (03)574-2828)，

E-mail：[nneerf2013@gmail.com](mailto:nneerf2013@gmail.com)

課程表如下所示：

時間	主題	簡報人
09:10-09:20	報到	
09:20-09:40	台美合作架構下-先進熱流 TRACE 程式分析能力與應用總攬	楊融華/王仲容
09:40-10:20	TRACE/SNAP 熱流分析程式介紹與說明	陳雄智
10:20-10:30	休息	
10:30-11:10	TRACE 程式組件說明與分析模式建立	陳雄智
11:10-12:00	國內 TRACE 程式發展動態暨管制應用	楊融華
12:00-13:30	午餐	
13:30-14:00	國內核電廠 TRACE 模式發展與品保文件	蔣宇
14:00-14:50	SNAP 擴充功能-PARCS、FRAPTRAN、DAKOTA...	楊融華
14:50-15:00	休息	
15:00-16:00	核電廠除役過渡階段熱流分析與管制作業協助	蔣宇



### (三) 訓練課程成果

本訓練課程順利於原能會在 10 月 15 日辦理完畢，由王仲容博士、楊融華、蔣宇與陳雄智等講師共講授 7 堂訓練課程，參與學員為 12 人。內容由簡入深從 TRACE 與 SNAP 程式介紹起，緊接著為 TRACE 程式組件說明與分析模式建立、國內 TRACE 程式發展動態暨管制應用、國內核電廠 TRACE 模式發展與品保文件、核電廠除役過渡階段熱流分析與管制作業協助等內容，課程中不時有學員發問，討論熱烈，達成本次訓練課程之目的。

## 六、結論

本計畫透過使用台美合作計畫中美國核管會所認可之審查工具-先進熱水流系統分析程式 TRACE 來進行核三廠類福島事故之評估。此研究分別依據 WCAP-17601-P 案例時序、個廠案例評估以及 NUREG-1953 報告，進行核三廠長期喪失電源事件與軸封洩漏率之模擬，評估核三廠對長期喪失電源事故之應對能力，並比對救援措施案例之間差異，以爐心水位高於 TAF 作為成功準則，進行分析。

由模擬結果可知，在長期喪電併軸封洩漏案例中，無救援措施案例除二次側汽機驅動輔助飼水泵及一次側蓄壓槽補水外，無其餘外部補水措施，由於冷卻水從 RCP 軸封持續洩漏，爐心水位持續下降，並在蓄壓槽水量用盡後，約於 60.89 小時左右爐心水位會低於 TAF，造成燃料裸露。亦即電廠有約 60 小時執行緩和措施，備妥緊急注水系統或替代電源，以維持電廠處於安全的狀態下。另外，在電廠長期喪失電源事故中，反應槽進入迴流冷卻(reflux cooling)階段可能會導致去含硼水於反應器冷卻水系統內部管路聚集，並可能於補水時回流至爐心，此時有再臨界現象發生的疑慮，由此研究報告指出，若核三廠無任何救援處置時，U 型管端 flow quality 將會於 16.5 小時左右達到 reflux 條件(flow quality = 0.1)，因此建議電廠於 16 小時前進行救援措施，以避免進入 reflux cooling 階段。

於救援措施案例評估中，FLEX 措施案例皆能成功維持爐心水位高於 TAF，然事故後 24 小時進行外部補水之案例，其爐心水位趨勢震盪明顯較事故後 8 小時執行外部注水之案例大，建議爐心水位低於熱端管路高度前盡速備妥救援設備即進行補水措施，使爐心水位穩定維持於 TAF 以上。FLEX 救援程序中高壓注水設備在事故發生時無須進行二階段洩壓即可進行補水措施，可預防事故中釋壓閥因不明原因無法正常運作，無法以消防管路進行補水之情況，於事故

應對相對較為彈性，降低釋壓閥失效所造成的風險。

在全黑事故併軸封洩漏事件之模擬，由模擬結果可知，可以發現執行控制降壓可降低軸封洩漏率，並使蓄壓槽執行被動注水，無論軸封洩漏破口流量為何，執行控制降壓皆可有效延長燃料護套達法定限值時間，儘管在大破口案例如 480gpm/pump，提前降壓會導致 RCS 水位提前降至 TAF 水位，但後續 ACC 補水仍可維持 RCS 水位介於 TAF 與 BAF 區間，有效延長燃料護套溫度達法定限值 2200°F，故無論因事故發生導致破口流量為何，仍建議提前執行控制降壓，以確保 ACC 提前執行被動注水。

除此之外，本計畫也已配合 U.S. NRC 之 TRACE 與 SNAP 程式的改版，精進國內核電廠之 TRACE 熱水流安全分析模式，並強化國內核電廠之安全分析的能力。根據 U.S. NRC 最新釋出的 TRACE 程式版本為 2017 年 8 月釋出的 V5.0 Patch 5，SNAP 最新版本為 2.6.1 版。

本計畫已完成一篇 NUREG/IA 報告並送 NRC 審查中(The Analysis and Study of ELAP Event and Mitigation Strategies using TRACE Code for Maanshan PWR)，完成我國參與 CAMP 國際合作計畫之責任與義務。台灣發表之 NUREG-IA 技術報告歷年來通過審查共 30 篇(累積至 2018 年底)，在參與 CAMP 國際計畫之所有國家中排名第一，NUREG/IA 技術報告皆可於 U. S. NRC 的網站上查詢：<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/agreement/>。

因此，總結本計畫執行所產生的效益，不僅針對核三廠進行 FLEX 相關救援措施之評估並提供管制建議，也根據美國核管會釋出之最新程式版本精進國內核電廠分析模式，擴展核電廠熱流分析之能力；並透過舉辦訓練課程，達到教育與強化相關人員之分析能力與經驗，此計畫也培育了許多核工領域之人才，包含兩位博士生、兩位碩士生、以及兩位研究助理，成果豐碩。

## 七、我國提交 NUREG/IA 技術報告列表

1. Assessment of the TRACE Code Using Transient Data from Maanshan PWR Nuclear Power Plant, NUREG/IA-0241, 2010.
2. The development and verification of TRACE model for IIST experiments, NUREG/IA-0252, 2011.
3. The development and verification of TRACE model for Maanshan nuclear power plant LOCA, NUREG/IA-0404, 2012.
4. Performing Uncertainty Analysis of IIST Facility SBLOCA by TRACE and DAKOTA, NUREG/IA-0428, 2013.
5. Analysis of Loss of Feedwater Heater Transients for Lungmen ABWR by TRACE/PARCS, NUREG/IA-0429, 2013.
6. TRACE Simulation of SBO Accident and Mitigation Strategy in Maanshan PWR, NUREG/IA-0430, 2013.
7. The FSAR transients analysis of Lungmen ABWR using TRACE/PARCS, NUREG/IA-0431, 2013.
8. The Development and Application of TRACE/PARCS Model for Lungmen ABWR, NUREG/IA-0434, 2013.
9. Assessment of LONF ATWS for Maanshan PWR Using TRACE Code, NUREG/IA-0436, 2014.
10. Sensitivity Study of the DEG LBLOCA Transient on the Counter-Current Flow Limitation by Using TRACE, NUREG/IA-0437, 2014.
11. ATWS Analysis of Lungmen ABWR for MSIV Closure Transient, NUREG/IA-0438, 2014.
12. TRACE Analysis on Heat Removal Decrease Accidents for AP1000, NUREG/IA-0439, 2014.
13. The Alternate Mitigation Strategies Study of Chinshan BWR/4 by Using the LOCA and SBO Analysis of TRACE, NUREG/IA-0440, 2014.
14. The Establishment and Assessment of Chinshan (BWR/4) Nuclear Power Plant TRACE/SNAP Model, NUREG/IA-0445, 2014.
15. Uncertainty Analysis for Maanshan LBLOCA by TRACE and DAKOTA, NUREG/IA-0448, 2014.
16. The Development and Application of Kuosheng (BWR/6) Nuclear Power Plant TRACE/SNAP Model, NUREG/IA-0450, 2014.
17. The Establishment and Assessment of Kuosheng (BWR/6) NPP Dry-storage System

- TRACE/SNAP Model, NUREG/IA-0451, 2015.**
- 18. Spent Fuel Pool Safety Analysis of TRACE in Chinshan NPP, NUREG/IA-0452, 2015.**
  - 19. Analysis of the control rod drop Accident (CRDA) for Lungmen ABWR, NUREG/IA-0455, 2015.**
  - 20. BEPU Analysis and Benchmark with IIST 2% SBLOCA Experiment Using TRACE/DAKOTA, NUREG/IA-0456, 2015.**
  - 21. RELAP5/MOD3.3 Model Assessment and Hypothetical Accident Analysis of Kuosheng Nuclear Power Plant with SNAP Interface, NUREG/IA-0464, 2016.**
  - 22. Fuel Rod Properties and Uncertainty Analysis during Overpressurization Transient for Kuosheng Nuclear Power Plant with TRACE/FRAPTRAN/DAKOTA codes in SNAP interface, NUREG/IA-0465, 2016.**
  - 23. Fuel Rod Behavior and Uncertainty Analysis by FRAPTRAN/TRACE/DAKOTA Code in Maanshan LBLOCA, NUREG/IA-0471, 2016.**
  - 24. RELAP5/MOD3.3 Model Assessment of Maanshan Nuclear Power Plant with SNAP Interface, NUREG/IA-0472, 2017.**
  - 25. Main Steam Line Break Analysis for Lungmen ABWR, NUREG/IA-0476, 2016.**
  - 26. Thermal Hydraulic and Fuel Rod Mechanical Combination Analysis of Kuosheng Nuclear Power Plant with RELAP5 MOD3.3/FRAPTRAN/Python in SNAP Interface, NUREG/IA-0477, 2016.**
  - 27. TRACE/SNAP Model Establishment of Chinshan Nuclear Power Plant for Ultimate Response Guideline, NUREG/IA-0478, 2017.**
  - 28. Using TRACE, MELCOR, CFD, and FRAPTRAN to Establish the Analysis Methodology for Chinshan Nuclear Power Plant Spent Fuel Pool, NUREG/IA-0482, 2018.**

## 肆、參考資料

1. “台灣電力公司馬鞍山電廠機組斷然處置程序指引,” 2011.
2. “Diverse and Flexible Coping Strategies (FLEX) Implementation Guide,” NEI 12-06, August 2012.
3. “TRACE V5.0 USER’S MANUAL, U. S. Nuclear Regulatory Commission”.
4. J. R. Wang, H. T. Lin, Y. H. Cheng, W. C. Wang 且 C. Shih, “ “TRACE modeling and its verification using Maanshan PWR start-up tests,” Annals of Nuclear Energy, Volume 36, Issue 4, pp. 527-536, May 2009.
5. Y. H. Cheng, J. R. Wang, H. T. Lin 且 C. Shih, “Benchmark calculations of pressurizer model for Maanshan nuclear power plant using TRACE code,” Nuclear Engineering and Design, Volume 239, Issue 11, pp. Pages 2343-2348, November 2009.
6. J. H. Yang, J. R. Wang, H. T. Lin 且 C. Shih, “LBLOCA analysis for the Maanshan PWR nuclear power plant using TRACE,” Energy Procedia, Volume 14, pp. Pages 292-297, 2012.
7. K. C. Huang, C. Shih 且 J. R. Wang, “Analysis of Maanshan Station Blackout Accident and Ultimate Response Guideline using TRACE Code,” National Tsing Hua University, Institute of Nuclear Science and Engineering, 2012.
8. C. Miller, A. Cabbage, D. Dorman, J. Grobe, G. Holahan 且 N. Sanfilippo, “Recommendations for enhancing reactor safety in the 21st century,” U.S.NRC, July 2011.
9. “Near-term actions to address the effect of an extended loss of all AC power in response to the Fukushima Daiichi Event,” Institute of Nuclear Power Operations, INPO IER11-4, August 2011.
10. “Reactor Coolant System Response to the Extended Loss of AC Power Event for

- Westinghouse, Combustion Engineering and Babcock & Wilcox NSSS Designs,” WCAP-17601-P, 2012.
11. H. Esmaili, D. Helton, D. Marksberry, R. Sherry, P. Appignani, D. Dube, M. Tobin, R. Buell, T. Koonce 且 J. Schroeder, “Confirmatory Thermal-Hydraulic Analysis to Support Specific Success Criteria in the Standardized Plant Analysis Risk Models – Surry and Peach Bottom,” USNRC NUREG Report, NUREG-1953, September 2011.
  12. “Supplemental Staff Guidance for the Safety Evaluations for Order EA-12-049 on Mitigation Strategies for Beyond-Design-Basis External Events and Orfer EA-12-051 on Spent Fuel Pool Instrumentation,” U.S.NRC, July 2014.
  13. “Application of NOTRUMP Code Results for PWRs in Extended Loss of AC Power Circumstances,” PWROG-14064-P, September 2014.
  14. “Emergency Procedure Development Strategies for the Extended Loss of AC Power Event for all Domestic Pressurized Water Reactor Designs,” WCAP-17792-P, January 2014.
  15. “No. 1 Seal Flow Rate for Westinghouse Reactor Coolant Pumps Following Loss of All AC Power, Task 3: Evaluations of Revised Seal Flow Rate on Time to Enter Reflux Cooling and Time at which the Core Uncovers,” PWROG-14027-P, April 2015.
  16. “WOG 2000 Reactor Coolant Pump Seal Leakage Model for Westinghouse PWRs,” WCAP-15603-P, May 2002.
  17. “馬鞍山電廠訓練教材” .
  18. Taiwan Power Company, “Maanshan Nuclear Power Station Final Safety Analysis Report (FSAR),” 1987.
  19. 張欽伯, “影響執行 FLEX 策略成效之若干因素探討,” 原能會核安管制研究中心試運組, September 2016.
  20. “Technical Evaluation Report Related to Order Modifying Licenses with Regard to Requirements for Mitigation Strategies for Beyond-Design-Basis External Events,” NRC EA-12-049, December 2013.

21. L. HillLyter, J. Stringfellow, S. Pierson 且 D. Yo, “Emergency Response Procedures and Guidelines for Beyond Design Basis Events and Severe Accidents,” NEI 14-01, September 2014.
22. 孫革非, “核三廠斷然處置措施與業界 FLEX 救援策略整併規劃,,” September 2016.