

核能安全委員會
勞務採購案

精進核電廠嚴重事故分析及熱流分析程式應用研究
期末報告(定稿版)

受委託機關(構):國家原子能科技研究院

計畫主持人:黃立穎

聯絡電話:03-4711400 # 6098

E-mail: LIYING@nari.org.tw

協同計畫主持人:王郁文

研究期程:中華民國 114 年 5 月至 114 年 12 月

Abstract

As Taiwan's nuclear power plants have entered the decommissioning stage, the spent fuel pool (SFP), serving as a temporary storage facility for spent nuclear fuel, has become increasingly critical in terms of safety regulation and oversight. This study aims to collect and analyze international experiences in SFP safety assessment and to enhance Taiwan's analytical capability through the integration of global practices and domestic expertise. The objective is to ensure that the management of spent nuclear fuel during the decommissioning phase complies with international safety standards, thereby establishing a solid foundation for strengthening the overall nuclear safety regulatory framework in Taiwan.

In parallel, this study synthesizes the 2025 CAMP and CSARP research findings, focusing on the recent advancements in the TRACE and MELCOR code developments and their applications to safety analysis methodologies for small modular reactors (SMRs) and other advanced reactor concepts. Ongoing international collaborative projects—such as the EU SASPAM-SA, McSAFER, and DENOPI programs—commonly adopt the Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) methodology to identify key thermal-hydraulic phenomena. These identified phenomena form the basis for designing Separate Effect Tests (SETs) and Integral Effect Tests (IETs), which are then complemented by multi-code benchmarking and experimental validation to improve the accuracy and reliability of safety analyses.

This project demonstrates that Taiwan's current regulatory and emergency response measures for spent fuel pools comply with international safety standards, ensuring robust protection, monitoring, and recovery capabilities during decommissioning. By integrating the latest international developments and safety analysis technologies, the results provide a key reference for establishing Taiwan's SMR and advanced reactor safety analysis framework. Following international collaborative models such as SASPAM-SA, McSAFER, and DENOPI, regulatory authorities may support research institutes in continuously collecting thermal hydraulic databases from scaled and integral effect tests, and validating safety codes like TRACE and MELCOR to strengthen future safety evaluations and technical reviews.

Keywords: Spent Fuel Pool, TRACE Code, MELCOR Code.

摘要

隨著我國核電廠皆已進入除役階段，用過燃料池作為用過核子燃料的暫時貯存設施，其安全管理顯得尤為重要。本研究計畫旨在蒐集國際用過燃料池安全分析經驗，並透過各國經驗交流與本土專業知識整合，強化我國用過燃料池安全分析能力，確保我國核電廠除役期間用過燃料安全管理符合國際標準，為提升國內整體核能安全管理奠定堅實基礎。

同時，本研究亦綜整 2025 年 CAMP 與 CSARP 會議的研究成果，包含 TRACE 和 MELCOR 程式最新發展以及小型模組化反應器 (SMR) 和新型反應器安全分析技術的發展趨勢。現行國際間大型合作計畫包含歐盟 SASPAM-SA、McSAFER 與 DENOPI 等，皆採用現象識別與排序方法 (PIRT) 鑑別關鍵熱流現象，據以規劃分離效應實驗 (SET) 與整體效應實驗 (IET)，再結合多程式比對與實驗驗證，以提升分析結果準確性與可靠性。

透過本計畫的執行，可以證明我國現行用過燃料池安全管理與應變措施均符合國際安全準則，並具備完善的防護、監測與復原能力，顯現目前除役階段用過燃料安全管理已具備相當程度之完整性與可靠性。同時，藉由彙整最新國際動態與安全分析技術發展資訊，可作為我國規劃 SMR 與新型反應器安全分析研究架構的重要依據。參考當前國際大型合作計畫 (如歐盟 SASPAM-SA、McSAFER 與 DENOPI 等) 的模式，管制單位可支持研究機構持續蒐集縮尺與整體效應實驗相關熱流數據資料庫，並整合 TRACE 及 MELCOR 等安全分析程式驗證成果，以支援未來管制單位安全評估與技術審查工作。

關鍵字：用過燃料池、TRACE 程式、MELCOR 程式。

目錄

| | |
|-------------------------------------|-----|
| 目錄 | iii |
| 圖目錄 | iv |
| 表目錄 | ix |
| 1. 計畫緣起與目的 | 1 |
| 2. 用過燃料池事故安全分析 | 2 |
| 2.1 重要研究成果 | 6 |
| 2.2 小結與管制建議 | 28 |
| 3. 2025 年 CAMP 與 CSARP 國際會議資訊 | 29 |
| 3.1 CAMP 會議 | 29 |
| 3.1.1 近期研究動態 | 33 |
| 3.1.2 小型模組化與新型反應器 | 36 |
| 3.1.3 程式驗證 | 42 |
| 3.2 CSARP 會議 | 54 |
| 3.2.1 近期研究動態 | 61 |
| 3.2.2 小型模組化與新型反應器 | 74 |
| 3.2.3 其他應用 | 88 |
| 3.3 小結與管制建議 | 91 |
| 4. 結論 | 92 |
| 參考文獻 | 93 |

圖目錄

| | |
|---------------------------------------|----|
| 圖 2-1、SFP 事故進程..... | 6 |
| 圖 2-2、SFP 節點劃分..... | 8 |
| 圖 2-3、SFP 事故冷卻機制..... | 8 |
| 圖 2-4、ACT 系統設計..... | 10 |
| 圖 2-5、ACT 系統模擬與實驗數據比對..... | 10 |
| 圖 2-6、KAERI 團隊的事故分析模組..... | 12 |
| 圖 2-7、MIDI 實驗設施..... | 14 |
| 圖 2-8、MEDEA 實驗設施..... | 14 |
| 圖 2-9、ASPIC 實驗設施..... | 15 |
| 圖 2-10、Zircaloy-4 護套材料的氧化物質量增加速率..... | 15 |
| 圖 2-11、燃料結構完整性評估..... | 17 |
| 圖 2-12、燃料棒溫度..... | 18 |
| 圖 2-13、軸向位置燃料棒溫度變化..... | 19 |
| 圖 2-14、氫氣生成量..... | 19 |
| 圖 2-15、護套質量變化..... | 22 |
| 圖 2-16、護套溫度變化..... | 22 |
| 圖 2-17、事故關鍵時序彙整..... | 24 |
| 圖 2-18、氫氣生成計算..... | 25 |
| 圖 2-19、熔融爐心與混凝土相互作用..... | 25 |
| 圖 3-1、CAMP 第一天會議議程..... | 29 |
| 圖 3-2、CAMP 第二天會議議程..... | 30 |

| | |
|-------------------------------------|----|
| 圖 3-3、CAMP 第三天會議議程 | 31 |
| 圖 3-4、TRACE 程式發展規劃 | 32 |
| 圖 3-5、PSI 近期研究成果..... | 33 |
| 圖 3-6、液態燃料分析應用研究..... | 34 |
| 圖 3-7、鈉冷式快中子反應器研究說明..... | 35 |
| 圖 3-8、LSTF 實驗設施 | 35 |
| 圖 3-9、TRACE 模式驗證 | 36 |
| 圖 3-10、TRACE 程式精進方向 | 38 |
| 圖 3-11、TRACE 程式精進策略..... | 38 |
| 圖 3-12、實驗設施彙整 | 39 |
| 圖 3-13、KIT 的程式耦合架構..... | 40 |
| 圖 3-14、主蒸汽斷管事故假設條件..... | 41 |
| 圖 3-15、NuScale TRACE 模式節點圖 | 41 |
| 圖 3-16、NuScale 初步模擬結果..... | 42 |
| 圖 3-17、ATLAS 實驗設施簡介 | 43 |
| 圖 3-18、ATLAS TRACE 模式節點圖 | 44 |
| 圖 3-19、ATLAS 初始條件 | 44 |
| 圖 3-20、事故序列 | 45 |
| 圖 3-21、護套溫度 | 45 |
| 圖 3-22、MOTEL 實驗設施..... | 47 |
| 圖 3-23、MS-SG01-Downcomer 質量流率 | 48 |
| 圖 3-24、MS-SG01-爐心進出口溫度 | 48 |

| | |
|--|----|
| 圖 3-25、MS-SG02-Downcomer 質量流率 | 49 |
| 圖 3-26、MS-SG02-爐心進出口溫度 | 49 |
| 圖 3-27、單一壓力槽注水管路斷管事故時序..... | 51 |
| 圖 3-28、TRACE 模式節點圖 | 51 |
| 圖 3-29、第一階段壓力平衡..... | 52 |
| 圖 3-30、第二階段壓力平衡..... | 52 |
| 圖 3-31、程式結果比對 | 53 |
| 圖 3-32、CSARP/MCAP 第一天會議議程 | 54 |
| 圖 3-33、CSARP/MCAP 第二天會議議程 | 55 |
| 圖 3-34、CSARP/MCAP 第三天會議議程 | 56 |
| 圖 3-35、CSARP/MCAP 第四天會議議程 | 57 |
| 圖 3-36、CSARP/MCAP 第五天會議議程 | 57 |
| 圖 3-37、MELCOR 程式應用 | 59 |
| 圖 3-38、MELCOR 程式修正 | 59 |
| 圖 3-39、MELCOR 新版程式精進方向(1) | 60 |
| 圖 3-40、MELCOR 新版程式精進方向(2) | 60 |
| 圖 3-41、氫氣洩漏與爆炸研究..... | 62 |
| 圖 3-42、日本 NRA 近期動態 | 62 |
| 圖 3-43、法國 ASNR 近期研究 | 63 |
| 圖 3-44、法國 ASNR 未來研究規劃 | 64 |
| 圖 3-45、Paks 2 VVER-1200 SFP COR 模式 | 66 |
| 圖 3-46、Paks 2 VVER-1200 一次側模式 | 66 |

| | |
|--|----|
| 圖 3-47、顆粒層熔融實驗..... | 67 |
| 圖 3-48、MPS 模擬說明..... | 68 |
| 圖 3-49、VVER-1000/320 系統簡介..... | 70 |
| 圖 3-50、VVER-1000/320 MELCOR 節點圖..... | 70 |
| 圖 3-51、VVER-1000/320 用過燃料池節點圖..... | 71 |
| 圖 3-52、電廠全黑事故假設..... | 71 |
| 圖 3-53、高衰變熱案例計算結果..... | 72 |
| 圖 3-54、圍阻體計算結果..... | 72 |
| 圖 3-55、用過燃料池水位與溫度計算結果..... | 73 |
| 圖 3-56、Hygroscopic Model 選用分析結果比較..... | 73 |
| 圖 3-57、Hygroscopic Model 選用注意事項..... | 74 |
| 圖 3-58、SASPAM-SA 計畫成員..... | 77 |
| 圖 3-59、SASPAM-SA 專案工作項目..... | 77 |
| 圖 3-60、iPWR 浸沒式圍阻體設計..... | 78 |
| 圖 3-61、iPWR 乾式圍阻體設計..... | 78 |
| 圖 3-62、SASPAM-SA 計畫分析程式..... | 79 |
| 圖 3-63、SASPAM-SA 計畫 WP2 說明..... | 81 |
| 圖 3-64、事故時序..... | 81 |
| 圖 3-65、iPWR 壓力計算結果..... | 82 |
| 圖 3-66、iPWR 水位計算結果..... | 82 |
| 圖 3-67、嚴重事故模擬說明..... | 83 |
| 圖 3-68、RPV 水位計算結果..... | 83 |

| | |
|-------------------------------|----|
| 圖 3-69、爐心熔融物質量計算結果..... | 84 |
| 圖 3-70、MSR 與 LWR 比較..... | 85 |
| 圖 3-71、MSR 研究規劃..... | 86 |
| 圖 3-72、MSR 熔鹽洩漏事故分析..... | 86 |
| 圖 3-73、熔鹽實驗設施..... | 87 |
| 圖 3-74、熔鹽實驗初步測試結果..... | 87 |
| 圖 3-75、KIT 事故耐受燃料研究介紹..... | 89 |
| 圖 3-76、QUENCH/LICAS 實驗設施..... | 89 |
| 圖 3-77、氫氣釋放量預測與實驗比對..... | 90 |
| 圖 3-78、ATF 研究成果綜整..... | 90 |

表目錄

| | |
|----------------------|---|
| 表 2-1、會議報告列表..... | 4 |
| 表 2-2、會議報告列表(續)..... | 5 |

1. 計畫緣起與目的

隨著我國核電廠皆已進入除役階段，用過燃料池(Spent Fuel Pool, SFP)作為用過核子燃料之暫時貯存設施，其安全管制益發重要。根據美國核能管制委員會（Nuclear Regulatory Commission, NRC）研究，一旦核電廠停止運轉並進入除役階段，SFP 的安全將成為主要關注焦點。若冷卻系統失效，可能導致水位下降、燃料裸露及鋳合金護套迅速氧化，甚至引發鋳火災，進而釋放大量放射性物質，造成嚴重後果。福島核災後，國際核能界對 SFP 安全議題進行深入評估，並展開多項國際合作計畫，以強化相關安全分析技術與能力。國際原子能總署於 2019 年 9 月舉辦「用過燃料池嚴重事故模擬」技術會議，針對 SFP 嚴重事故模擬程式能力與驗證現況進行討論，並檢視潛在的事故預防與緩和策略。為整合該會議研究成果，國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA)於 2021 年發布技術報告 IAEA-TECDOC-1949^[1]，系統性彙整 SFP 相關事故分析經驗，並提出未來研究發展方向。透過研析該報告提出之方法論，有助於我國掌握國際最新 SFP 安全分析技術，進而強化事故預防與應變策略。

此外，本計畫透過參與熱流程式應用與維護研究計畫（Code Application And Maintenance Program, CAMP）及嚴重核子事故研究計畫（Cooperative Severe Accident Research Program, CSARP），彙整 TRACE 熱水流程式及 MELCOR 嚴重事故程式相關會議資訊，不僅可促進國際合作與交流，同時亦可持續發展自主安全分析技術並掌握國際核能動態資訊，為提升國內整體核能安全管制奠定堅實基礎。

2. 用過燃料池事故安全分析

2019 年 9 月，IAEA 於維也納舉辦「用過燃料池嚴重事故模擬」技術會議，旨在促進各國研究團隊於 SFP 嚴重事故分析經驗的交流。會議中透過專家學者的深入討論，不僅盤點當時各國在 SFP 嚴重事故分析領域的技術量能，也釐清尚待解決的關鍵議題，以作為規劃未來研究方向的重要依據。IAEA-TECDOC-1949^[1]報告主要彙整該次會議的討論重點以及建議事項，同時收錄了該次會議所發表的 21 篇研究成果，表 2-1 和表 2-2 為 IAEA-TECDOC-1949^[1]報告收錄的 21 篇研究報告名稱。

「用過燃料池嚴重事故模擬」技術會議期間，由法國 Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) 的 N. Trégourès 博士進行「Phenomena Identification and Ranking Table: R&D Priorities for Loss-Of-Cooling and Loss-Of-Coolant Accidents in Spent Fuel Pools」研究成果發表，該研究將 SFP 事故進程依關鍵物理現象區分成三個階段，如圖 2-1 所示：

(1) Phase I : Pre-uncovery phase (燃料未裸露)

當 SFP 發生喪失冷卻或喪失冷卻水事故，若在事故初期未能及時採取補水措施，SFP 池水溫度將持續上升，隨後由於 SFP 池水蒸發而造成 SFP 水位下降，該階段主要聚焦探討電廠緩和策略的有效性，避免造成燃料裸露。該階段的持續時間取決於用過燃料衰變熱與 SFP 池水水量，可能長達數小時至數週。

(2) Phase II : Uncovery phase (燃料裸露)

當 SFP 池水水位持續下降並導致燃料開始裸露，燃料溫度將大幅上升，該階段著重於探討事故情況下燃料開始裸露的溫升、由蒸汽與空氣組成環境下的自然對流與輻射冷卻效應以及護套氧化反應。同時，燃料棒在高溫條件下可能出現過熱與膨脹 (ballooning)，進一步影響燃料間隙的冷卻水流動與熱傳，該階段的持續時間可能長達數小時至數天。

(3) Phase III : Fuel damage phase (燃料損壞)

當燃料長時間曝露於空氣環境中，鋁合金護套在蒸汽與空氣混合條件下會發生劇烈的氧化反應，不僅加速材料劣化，還會顯著降低護套機械強度。此外，氧化反應會伴隨大量氫氣生成，進一步增加爆炸或火災風險。隨著喪失冷卻使燃料持續升溫，最終可能

導致護套破裂以及放射性物質外釋，此階段的發展僅需數小時，但其事故後果影響最為嚴重。

表 2-1 和表 2-2 彙整 IAEA-TECDOC-1949 報告中所收錄的研究報告名稱，並依據各研究探討主題進行 SFP 事故進程階段分類，本研究後續將擇要說明重要的研究成果。本計畫的研究成果可協助我國管制機關掌握國際在 SFP 安全分析、模式驗證與事故管理策略方面的技術發展，進而強化事故預防及應變能力，作為國內相關法規與分析精進的參考依據。

表 2-1、會議報告列表

| 報告名稱 | Phase I | Phase II | Phase III |
|---|---------|----------|-----------|
| Approaches to the Management of Severe Accidents in SFP at Armenian NPP | | | ✓ |
| Spent Fuel Pool Severe Accidents Modelled With MELCOR to Support a PSA Level 2 | | | ✓ |
| Cladding Behaviour Under Severe Accident Conditions in SFP | | | ✓ |
| Simulation and Design Strategy for the Development of Advanced Fuel Pool Cooling Systems | ✓ | | |
| Overview of Framatome's Simulation-Assisted Works to Implement SFP Related Post-Fukushima Measures | ✓ | ✓ | |
| Recent Developments of AC2 for Spent Fuel Pool Simulations | | ✓ | |
| Loss of Coolant and Loss of Cooling Accident Research: The DENOPI Project | | ✓ | |
| Phenomena Identification and Ranking Table: R&D Priorities for Loss-Of-Cooling and Loss-Of-Coolant Accidents in SFP | ✓ | ✓ | ✓ |
| VVER-440 Spent Fuel Pool Calculations With the MAAP5-VVER Code | | | ✓ |
| Scenario Identification, Analysis and Mitigation Measures Related to SFP for VVER-1000 | | | ✓ |
| Current Status of Analysis Tool for CANDU Spent Fuel Pool Accident in Korea | ✓ | ✓ | ✓ |
| The Importance of Modelling for Severe Accidents in PHWR SFPs | | | ✓ |
| Lithuanian Energy Institute Experience on Modelling SFPs During Severe Accident Conditions | | | ✓ |

表 2-2、會議報告列表(續)

| 報告名稱 | Phase I | Phase II | Phase III |
|---|---------|----------|-----------|
| Source Term Calculations for Loss of Cooling Accident at CANDU SFP | | | ✓ |
| Simulation of CANDU Fuel Thermal-Hydraulic Behaviour During SFP Bay Loss of Cooling Events | | ✓ | |
| Assessment of Thermal Behaviour of Spent Nuclear Fuel Storage Pool in the Exsiccation Accident | | ✓ | |
| Modelling of PARAMETER-SF4 Experiment With SOCRAT/V1 Code | | | ✓ |
| Loss of Cooling Accidents Modelling in At-Reacto Spent Fuel Pool of VVER-1200 | ✓ | ✓ | ✓ |
| MELCOR Analysis of Severe Accident Risk in the SFP of a Nordic Boiling Water Reactor | | | ✓ |
| Application of Modified ART Mod2 Code to Fission Product Behaviour Analysis for SFP | | | ✓ |
| Simulation Severe Accident in the SFP With Violation of the Heat Sink in the Power Unit No.1 of South Ukrainian NPP | | | ✓ |

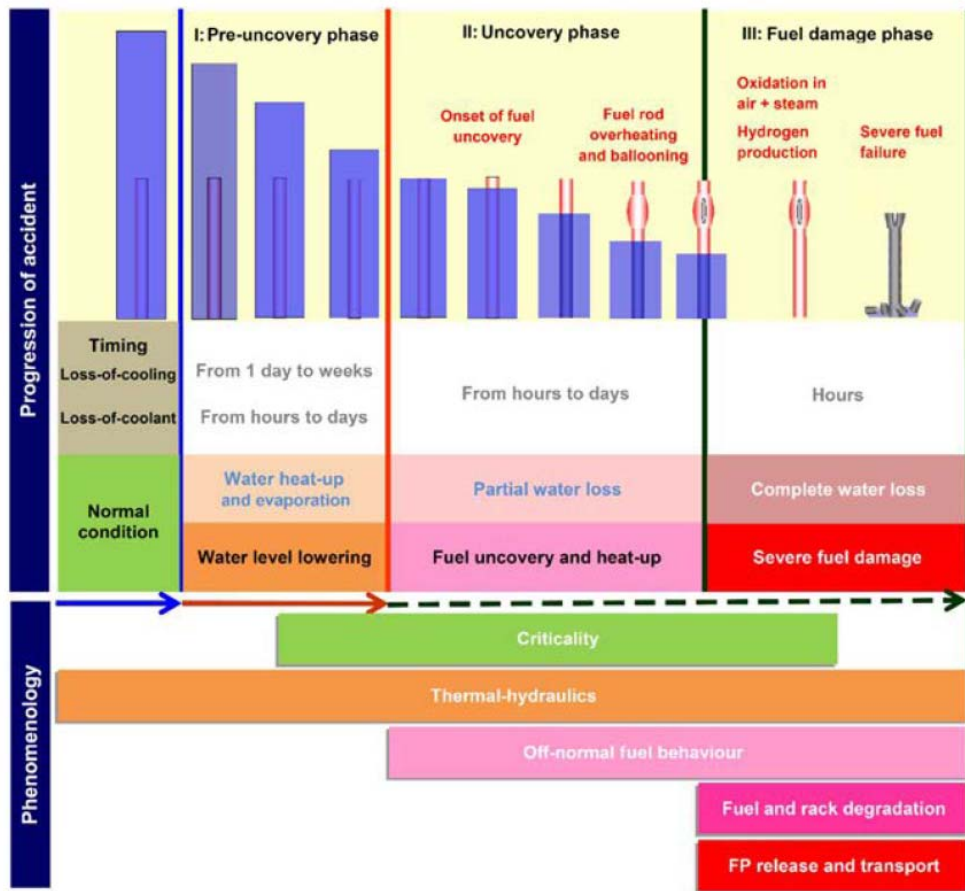


圖 2-1、SFP 事故進程

2.1 重要研究成果

本節將擇要說明 IAEA-TECDOC-1949^[1] 報告的重要研究成果。

■ Overview of Framatome Simulation-Assisted Works to Implement SFP Related Post-Fukushima Measures.

由福島事故經驗可知，SFP 在長期喪失冷卻時可能發生燃料過熱、蒸汽產生與氫氣累積等現象，因此 SFP 在喪失冷卻與喪失冷卻水情況下的安全議題已成為國際核能安全研究與管制單位關注的重點。

法國 Framatome 公司研究團隊使用 MELCOR 程式進行 SFP 嚴重事故分析，該研究發現 MELCOR 程式的 SFP 水位與池水溫度等計算結果皆與 Boelter 小尺度水面蒸發

實驗數據相近。圖 2-2 說明該研究針對不同控制體積節點劃分方式所進行的靈敏度分析，以評估蒸發冷卻與對流的影響。當 SFP 與上方廠房空間合併為一個控制體積時（圖 2-2 a），蒸發冷卻效果將被高估，以致 SFP 池水計算溫度偏低。若將 SFP 與上方廠房空間分為兩個控制體積（圖 2-2 b），並以單一接節連接，則會低估蒸發與對流效果，導致 SFP 池水計算偏高。較合理的節點劃分方式係使用兩個控制體積分別模擬 SFP 和上方廠房空間，而兩個控制體積間使用至少兩個接節進行連接(圖 2-2 c)，可使對流與蒸發過程更貼近實際物理現象，由此可知 MELCOR 模式節點劃分會影響程式對於自然對流與蒸汽生成速率的計算結果。

而圖 2-3 彙整 SFP 事故進程應考慮的冷卻機制，包含：

- (a)自然對流（Water natural convection）：當燃料尚未裸露，池水密度差產生的自然對流能有效移除衰變熱；
- (b)蒸發冷卻（Evaporation cooling）：當水位持續下降，前期可依靠蒸發冷卻進行熱移除；
- (c)熱輻射與熱傳導（Radiation and conduction）：當燃料部分裸露時，衰變熱可透過燃料棒熱輻射與結構熱傳導進行移除；
- (d)內部氣體對流（Internal gas convection）：當池水大幅蒸發，水蒸汽與組件內部氣體形成對流；
- (e)空氣自然對流（Air natural convection）：當池水下降至燃料組件底部時，可藉由與燃料組件外部空氣的熱對流來移除衰變熱；
- (f)外部對流（External convection）：池水上半部區域與周圍環境的氣體對流有助於衰變熱的移除。

該研究的重要成果為探討 SFP 於不同事故階段下主要的冷卻機制，包括自然對流、蒸發冷卻、熱輻射與熱傳導、內部氣體對流以及外部對流等。同時，該研究也提出 SFP 模式節點劃分的參考準則，針對液體區域與氣體區域的控制體積劃分進行靈敏度分析，以提供蒸發冷卻與對流現象模擬的最佳方式。該研究成果不僅強化 MELCOR 程式於 SFP 嚴重事故模擬的準確性，亦可作為 SFP 嚴重事故分析及事故緩和策略規劃的技術參考。

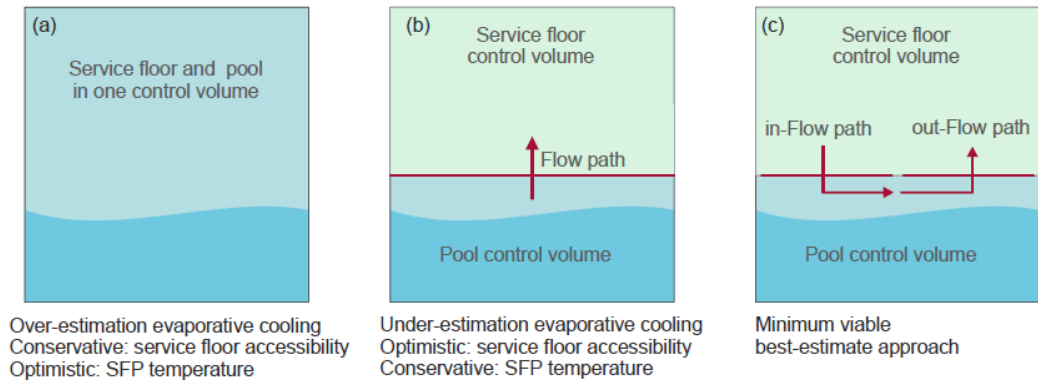


圖 2-2、SFP 節點劃分

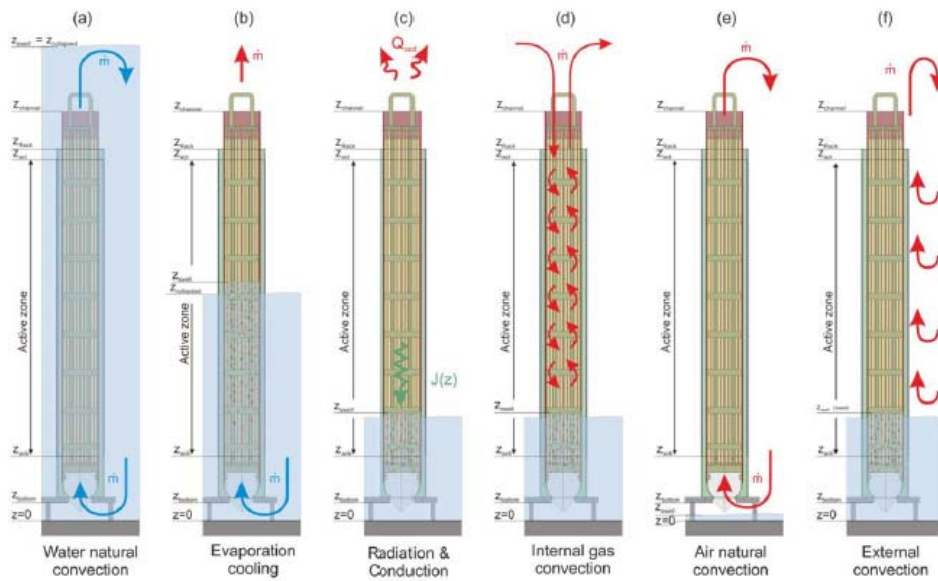


圖 2-3、SFP 事故冷卻機制

■ Simulation and Design Strategy for the Development of Advanced Fuel Pool Cooling Systems

德國 Framatome 研究團隊針對電廠用過燃料池的長期冷卻可靠性，提出模組化的先進冷卻系統（Advanced Cooling Technology, ACT）設計，以確保在喪失電源或冷卻時仍可持續移除衰變熱。該研究指出，傳統冷卻系統設計主要依賴外部電源與強制對流，而 ACT 則係使用模組化的浸沒式熱交換器，可直接安裝在 SFP 燃料架之間，於正常運轉時，透過強制對流維持冷卻，而在喪失電源時（如電廠全黑事故），則利用池水密度差轉換為自然對流模式移除衰變熱。ACT 系統如圖 2-4 所示，該圖上半部為匯流與分配管，下半部則係安裝於燃料架間的冷卻管組。ACT 屬於混合式冷卻系統設計，結合強制對流的高效散熱與自然對流的安全設計，可於長程事故條件下維持 SFP 溫度，是後福島典型的多功能冷卻系統設計。

該研究採用 Domain Separation Method 進行分析，將整個用過燃料池劃分為多個區域進行耦合計算，以確保計算結果準確性並大幅降低計算流體力學(CFD)程式的模擬成本。研究團隊針對超過十項以上設計參數進行上百萬次計算組合分析，最終建立起兼具最佳幾何配置與熱效能的冷卻管結構。圖 2-5 為 CFD 模擬自然對流質量流率與冷卻能力的計算結果，與實驗結果比對後可知兩者誤差均在量測容許範圍內，由此可證明 CFD 模式的可靠性。

整體而言，該研究的重要成果包括：（1）建立兼具主動與被動功能的先進冷卻模組化設計方法；（2）證實自然對流流場與浸沒式熱交換器間的熱傳行為可藉由 CFD 模擬精確預測。此成果不僅強化先進冷卻技術於用過燃料池長期冷卻與緊急被動冷卻情況下的應用潛力，也為管制單位於安全審查中評估被動式熱移除系統效能提供重要技術參考。

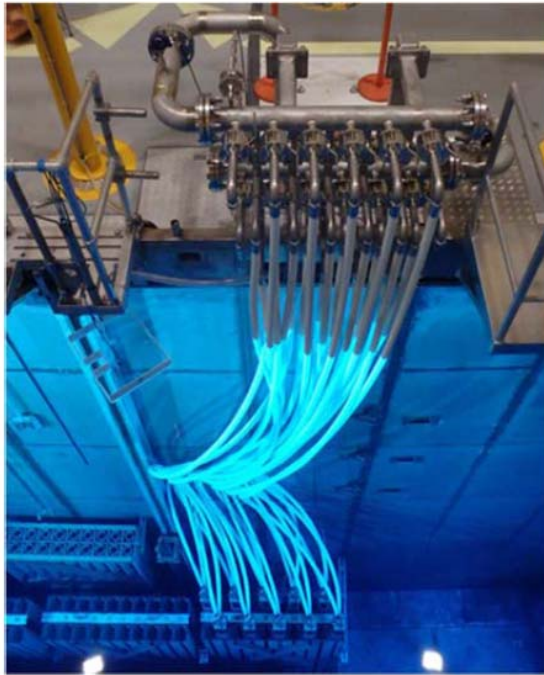


圖 2-4、ACT 系統設計

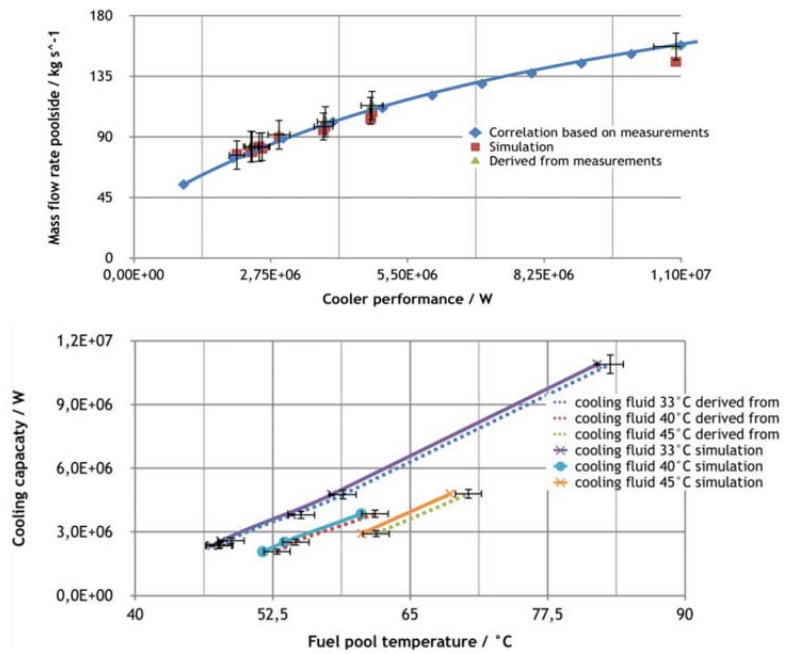


圖 2-5、ACT 系統模擬與實驗數據比對

■ Current Status of Analysis Tool for CANDU Spent Fuel Pool Accident in Korea

韓國原子能研究院 (KAERI) 為提升對重水式反應器 (CANDU) SFP 嚴重事故的分析能力，開發專用的事故分析工具，整合 SFP 熱流、燃料組件與輻射劑量等多項模組，模擬喪失冷卻與喪失冷卻水事故條件下的事故進程。CANDU 型燃料池在結構設計與熱傳機制上與典型 PWR 系統不同，其燃料束採水平配置，池水體積較大且主要依賴自然對流與蒸發冷卻進行熱移除，因此建立符合該型反應器特性的分析模式對事故管理具有重要意義。

KAERI 團隊所開發的事故分析工具係以模組化方式建立分析架構，整體模式包含「池體 (Pool)」、「燃料 (Fuel)」、「碎屑 (Debris)」、「裂變產物 (Fission products)」、「建築物 (Building)」與「劑量分析 (Dose consequence)」等六個模組。池體模組模擬池水沸騰、蒸發與冷卻系統作動，燃料模組計算燃料衰變熱、升溫及氧化等行為，碎屑模組則描述燃料破損後與水反應的氫氣生成，裂變產物模組主要用於計算燃料裸露、升溫與破損後核種釋放與遷移行為，建築物模組用於求解廠房或圍阻體內的壓力、溫度及氣體濃度變化，而劑量分析模組評估放射性物質釋放的影響，該事故分析工具能夠連續模擬從池水流失到燃料裸露、破損與源項外釋的完整過程。

圖 2-6 彙整各模組所考慮的重要物理現象，於燃料未裸露階段，主要關注的現象為池水自然對流、蒸發冷卻以及燃料衰變熱所引發的池水沸騰行為，上述現象將決定池水溫度上升速率與水位下降速度。而內建的熱傳與質傳模組能計算不同條件下（空氣、蒸汽或混合條件）的蒸發速率，並模擬池水自由液面與上方空氣的熱對流。KAERI 研究團隊透過多組測試案例比較分析不同初始條件（衰變熱、池水高度、補水率）對水位變化的影響，結果顯示蒸發與對流冷卻為該階段重要的熱移除機制，可在無補水條件下延緩燃料裸露時間。模擬結果同時指出，若能於池水溫度上升至 80°C 前啟動補水或替代冷卻系統，可顯著降低燃料裸露風險，增加現場人員的應變時間。KAERI 團隊所開發的事故分析工具除可用於事故分析，亦能支援相關技術規範的制定，例如根據池水蒸發速率與水位下降趨勢，推導出補水或冷卻系統啟動時間，作為事故管理與應變程序規劃的重要依據

整體而言，該研究的重要成果包括：（1）建立整合多模組的 CANDU 型燃料池事故分析架構，（2）於燃料未裸露階段驗證模式對自然對流與蒸發冷卻行為的預測準確

性，(3) 提供水位變化與開始沸騰時間，作為事故管理與補水策略的參考，(4) 提供可擴充至後續燃料損壞與輻射劑量分析的模擬平台。該研究成果強化了韓國在重水型反應器燃料池事故分析領域的技術能力，亦為國際管制機關於評估 SFP 熱流行為與建立安全標準提供參考。

| Module | Phenomenon | Detailed Calculation |
|-----------------------|--|---|
| POOL Model | Pool Drain | <ul style="list-style-type: none"> ·Break discharge calculation ·Cooling system interactions ·Evaporation due to forced and natural convection ·Water loss due to boiling ·Bundle and rack uncover |
| FUEL Model | Decay Heat Fuel Heat-up | <ul style="list-style-type: none"> ·Decay curve for CANDU fuel ·Heat transfer to fluids and structures ·Interaction with underlying water ·Steam and air oxidation |
| DEBRIS Model | Fuel Melting & Relocation | <ul style="list-style-type: none"> ·Debris interaction with air ·Heat transfer and oxidation kinetics ·Relocation of debris and melt ·Steam and hydrogen production by interaction of melt and debris with water |
| FISSION PRODUCT Model | FP Release | <ul style="list-style-type: none"> ·FP release into room ·FP release from fuel and debris ·FP deposition in pool |
| CONTAINMENT Model | Building Pressurization and Thermal Response | <ul style="list-style-type: none"> ·Thermal and mechanical response of walls, roof structure ·Steam and hydrogen production by quenching ·Pressure, temperature response of room air ·Building failure or rupture |
| CONSEQUENCE Model | FP Release & Dose Calculation | <ul style="list-style-type: none"> ·Debris-concrete interactions ·Zirconium fires ·Recovery modes ·FP release into environment & dose calculation |

圖 2-6、KAERI 團隊的事故分析模組

■ Loss of Coolant and Loss of Cooling Accident Research : The DENOPI Project

福島事故後，SFP 喪失冷卻與喪失冷卻水事故下的安全議題受到高度重視，法國 IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire) 研究團隊於 DENOPI 計畫報告中特別指出，若發生喪失冷卻水事故，SFP 內的輻射源項約為爐心的 2 至 2.5 倍，應加強對於 SFP 嚴重事故分析模式的可靠度與物理現象驗證基礎，提升對熱流行為、氣體混合、輻射傳輸及源項釋放過程的理解與模擬能力。

DENOPI 計畫目的是透過實驗掌握 SFP 事故過程的熱流變化，並評估噴灑緩和策略的可行性以及蒐集實驗數據驗證程式的模擬結果。該計畫利用 MIDI 實驗設施 (Medium-scale Integrated Device Experimental Facility) 模擬 SFP 在喪失冷卻與喪失冷卻水事故條件下的整體熱流變化，透過量測系統記錄水位下降過程中燃料組件與 SFP 的熱傳、自然對流與蒸發冷卻等相關參數，以建立可支援程式(如 ASTEC、CFD、TRACE) 驗證與模式改良的實驗數據資料庫，MIDI 實驗設施如圖 2-7 所示。而在燃料組件的局部冷卻與噴灑冷卻評估則是分別以 MEDEA (Modular Experimental Device for Enhanced Assessment) 與 ASPIC (Assembly-Scale Pool Integrated Configuration) 實驗設施進行測試，MEDEA 與 ASPIC 實驗可彌補 MIDI 整體實驗無法掌握的局部熱傳與噴灑冷卻現象，強化對 SFP 事故的理解與模擬能力，相關實驗設施說明如圖 2-8 和圖 2-9 所示。此外，針對燃料護套行為的實驗則著重於 Zircaloy-4 護套在空氣與蒸汽混合條件下的氧化反應，由圖 2-10 的分析結果可知，未氧化的 Zircaloy-4 管件樣品在實驗初期即出現快速的質量增加，顯示其表面與高溫蒸汽反應劇烈，氧化速率高。而預氧化處理過的 Zircaloy-4 管件樣品因表面已有一層穩定的氧化膜，其氧化速率明顯較低。而預氧化的 Zircaloy-4 顆粒樣品，其氧化反應發生時間更晚，且質量增加情況明顯低於其他管件樣品。由上述實驗結果可知預氧化處理可有效降低燃料護套在高溫條件下的氧化速率與氫氣生成量，有助於提升燃料完整性並延後事故進程。

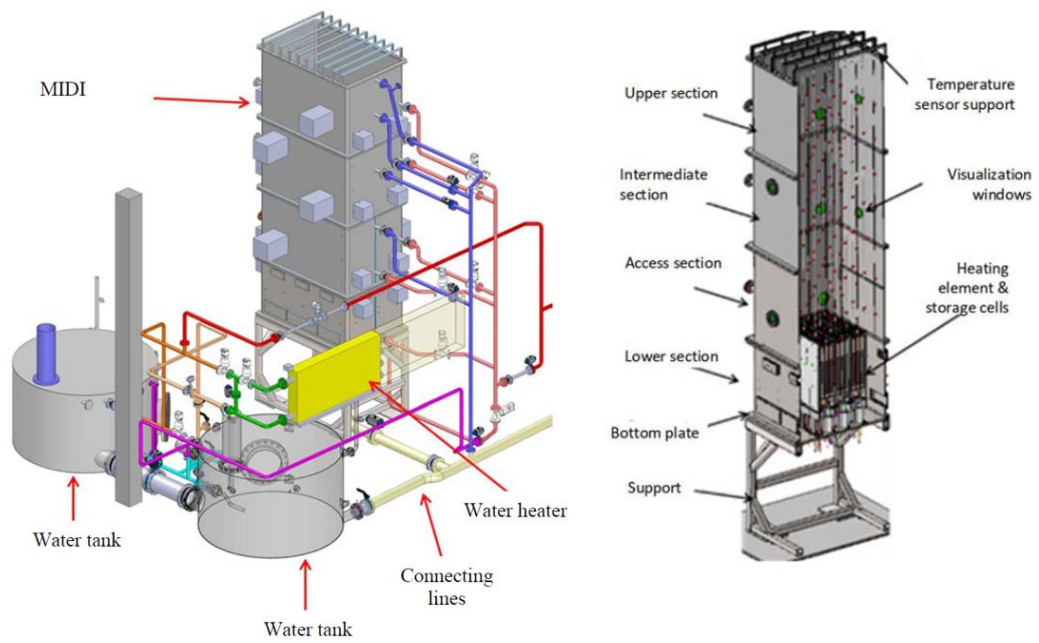


圖 2-7、MIDI 實驗設施

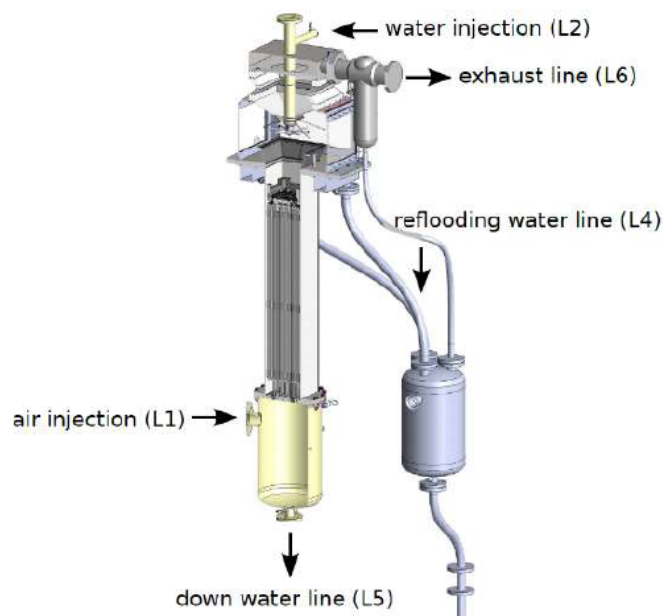


圖 2-8、MEDEA 實驗設施

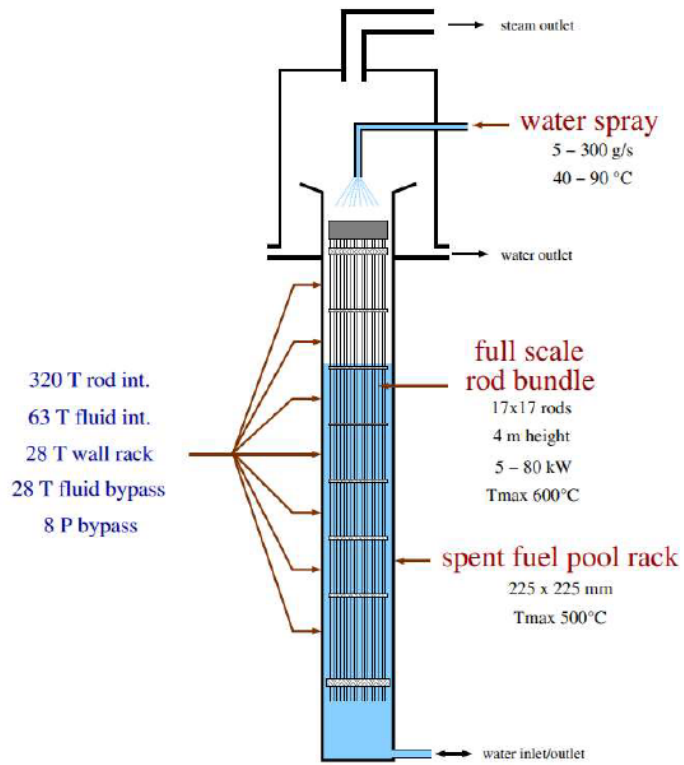


圖 2-9、ASPIC 實驗設施

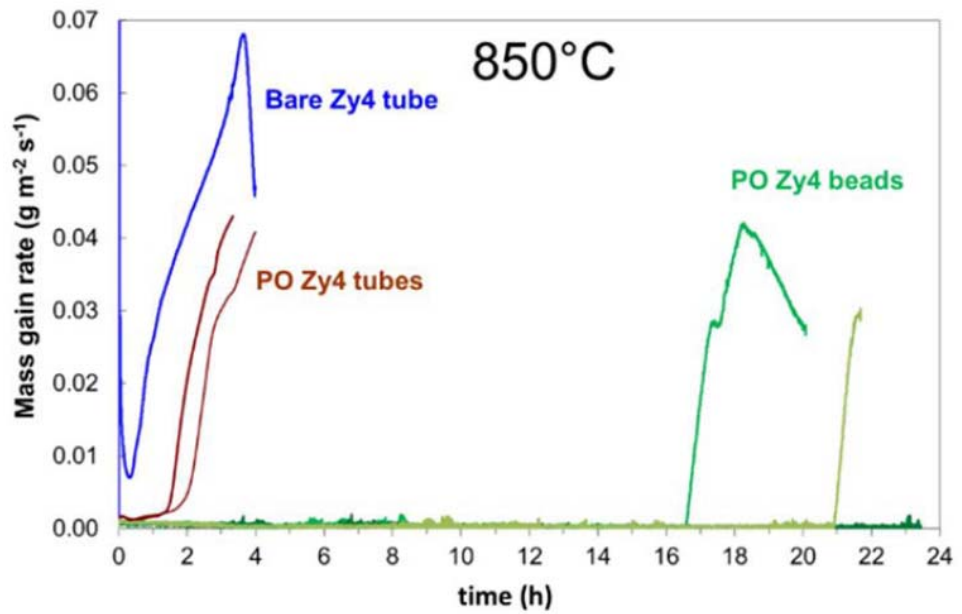


圖 2-10、Zircaloy-4 護套材料的氧化物質量增加速率

■ Simulation of CANDU Fuel Thermal-Hydraulic Behaviour During SFP Bay Loss of Cooling Events

加拿大原子能公司 (AECL) 針對 CANDU 用過燃料池 (Spent Fuel Bay, SFB) 在喪失冷卻事故下的熱流行為進行研究，主要目的係評估喪失冷卻事故下燃料溫度、水位變化及燃料完整性。該研究首先利用 ORIGEN-S 程式計算用過燃料的衰變熱與放射性活度，由分析結果可知，單束燃料初期衰變熱功率約為 28.6 kW，經 6 年冷卻後降至 0.5 kW 以下，而 I-131 活度於 600 天內快速衰減至可忽略，表示短壽命核種僅在初期影響 SFB 內熱負載。此外，SFB 內總放射性活度約為 1×10^7 TBq，其中 I-131 為 1×10^5 TBq，並隨時間趨於穩定，顯示長期輻射源項係由長壽命核種主導。

該研究另以能量守恆方式計算 SFB 池水溫升與水位變化，其假設完全喪失冷卻與補水條件下，池水溫度由 38°C 緩慢上升至 100°C，約需 75 小時 (升溫速率約 0.8°C/h)，後續則因蒸發冷卻進入穩態。若池水每日下降約 24 cm，約於 16 天後距燃料頂端 1 m，並於 20 天後裸露，若補水流量達 0.84 kg/s，則可維持穩定水位並避免燃料裸露，此結果顯示操作人員在喪失冷卻事故初期有超過兩週的應變時間可進行補水或恢復冷卻系統。

而於燃料結構完整性評估部分，該研究使用 ELESTRES 與 ELOCA 程式模擬燃料棒在不同條件下的機械應變與護套反應。圖 2-11 顯示燃料在沸水與空氣冷卻條件下的模擬結果，在沸水條件下，整體應變值維持於 0.2%，遠低於 5% 的護套破裂準則 (failure criterion)，顯示燃料在喪失部分冷卻但未裸露的條件下，結構可維持完整。而當燃料完全裸露僅依賴空氣自然對流散熱的情況下 (空氣冷卻)，護套應變迅速增加並超過 5%，代表材料發生過度拉伸破壞 (overstrain failure)，意即護套金屬在高溫下氧化使強度下降，導致內壓與熱應力造成永久塑性變形與膨脹。由上述模擬結果可知，沸水條件下的燃料結構可維持穩定，而在空氣冷卻條件下則可能發生高溫破壞。該研究特別指出，護套過度拉伸為燃料失效的主要模式，若無法及時補水或恢復冷卻，可能導致燃料破裂與放射性物質外釋。

該研究結果證實 CANDU 燃料池在長期喪失冷卻情況下有充足的應變時間可進行補水或恢復冷卻系統，只要燃料沒有發生裸露，即可避免燃料損壞與放射性釋放風險。

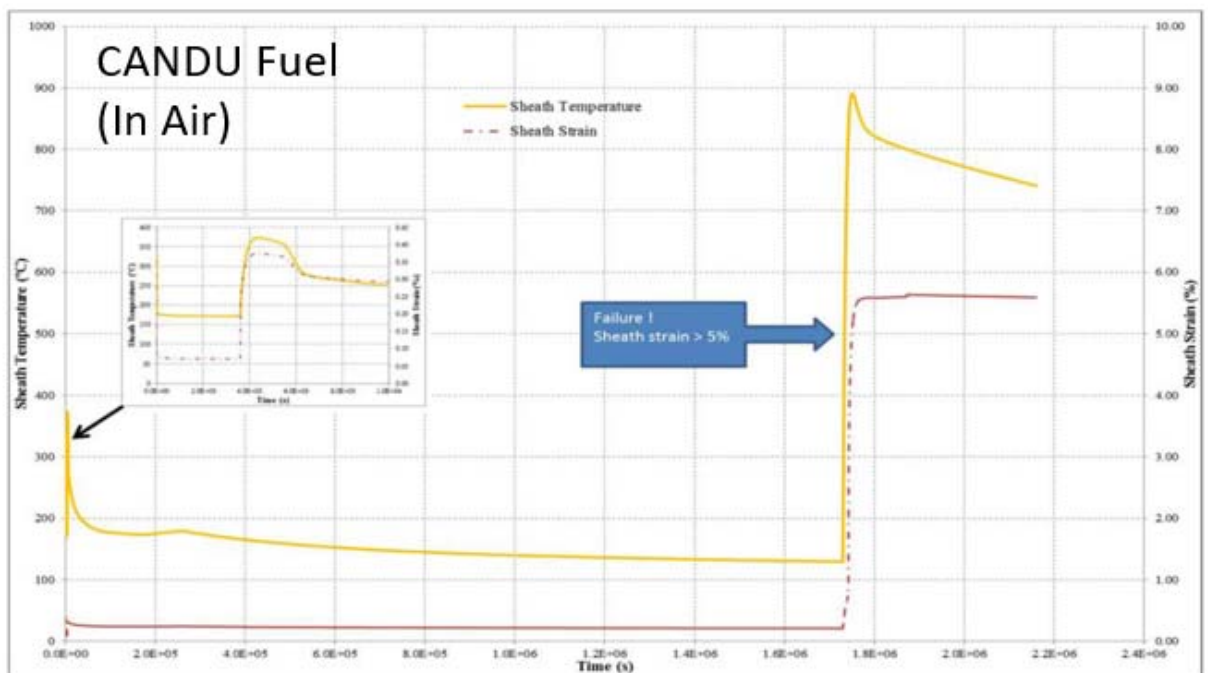
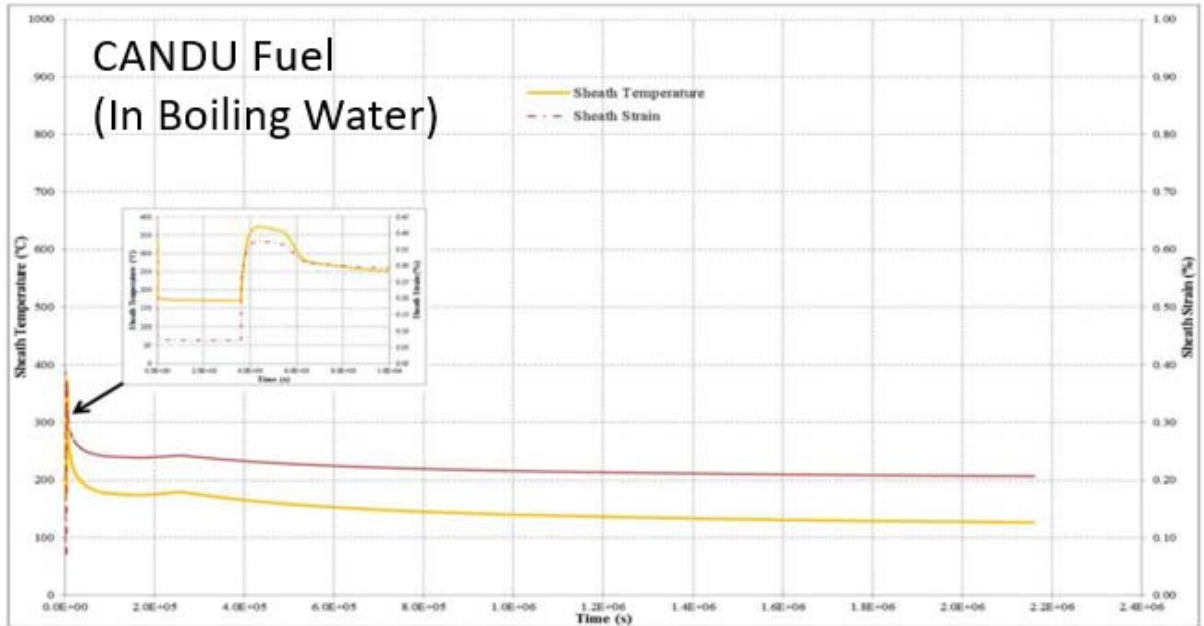


圖 2-11、燃料結構完整性評估

■ Modelling of PARAMETER-SF4 Experiment With SOCRAT/V1 Code

俄羅斯 Nuclear Safety Institute of Russian Academy of Science 研究團隊使用 SOCRAT/V1 嚴重事故程式模擬 PARAMETER-SF4 實驗，以進行程式驗證並探討燃料護套於空氣進入條件下的氧化行為。PARAMETER-SF4 實驗目的在於研究 VVER-1000 型燃料束於喪失冷卻及空氣進入條件下的溫度分佈(部分裸露)、銦護套氧化、氣體生成與結構變形(包含 ballooning) 等現象。由圖 2-12 燃料棒溫度結果可知，SOCRAT/V1 模擬結果與實驗量測數據的燃料棒溫度變化趨勢十分相近。而在 17,000 秒時，燃料棒溫度急遽上升，此階段的高溫行為顯示燃料護套已開始劣化與破裂，熔融物沿重力方向下移並重新分佈，代表熔融物流動 (melt relocation) 現象的發生，是 PARAMETER-SF4 實驗中燃料劣化過程的重要特徵。而圖 2-13 為中央位置燃料棒於不同時間的軸向溫度分佈，分析結果指出在氧化放熱過程中，熱由上部高溫區逐漸向下傳導，反映氧化反應放熱與熱遷移的發展過程。圖 2-14 則呈現氫氣生成量隨時間的變化，實驗測得總氫氣生成量約 107 g，其中 SOCRAT/V1 模擬結果與實驗量測數據極為相近。該研究透過與 PARAMETER-SF4 實驗數據的比對，驗證 SOCRAT/V1 程式在模擬燃料束高溫氧化、護套劣化等關鍵現象的可靠性。

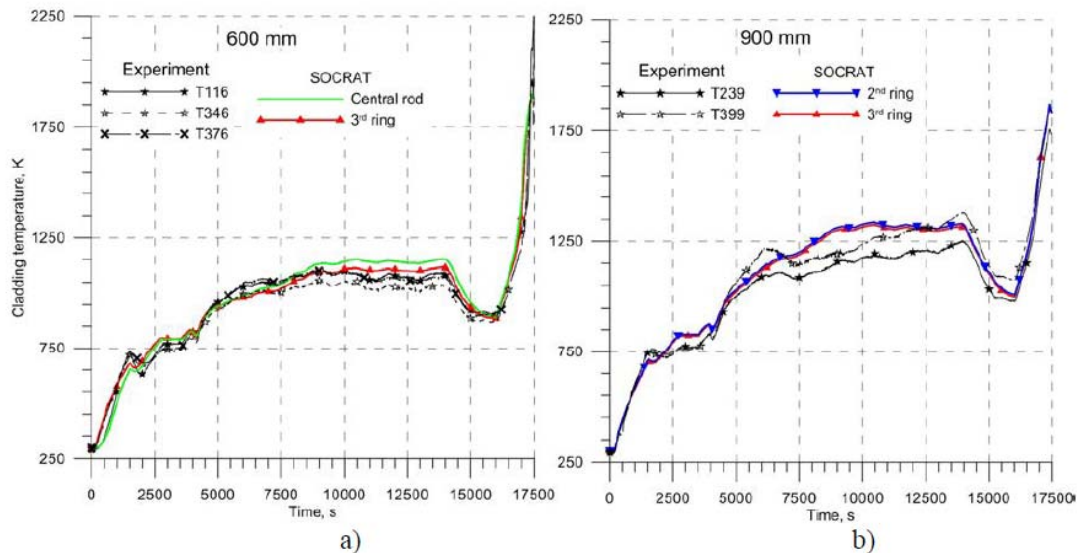


圖 2-12、燃料棒溫度

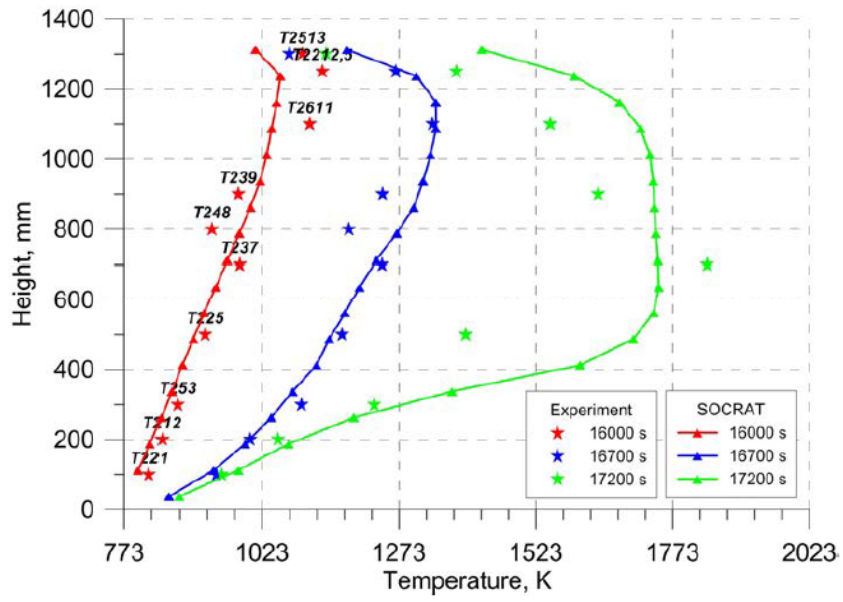


圖 2-13、軸向位置燃料棒溫度變化

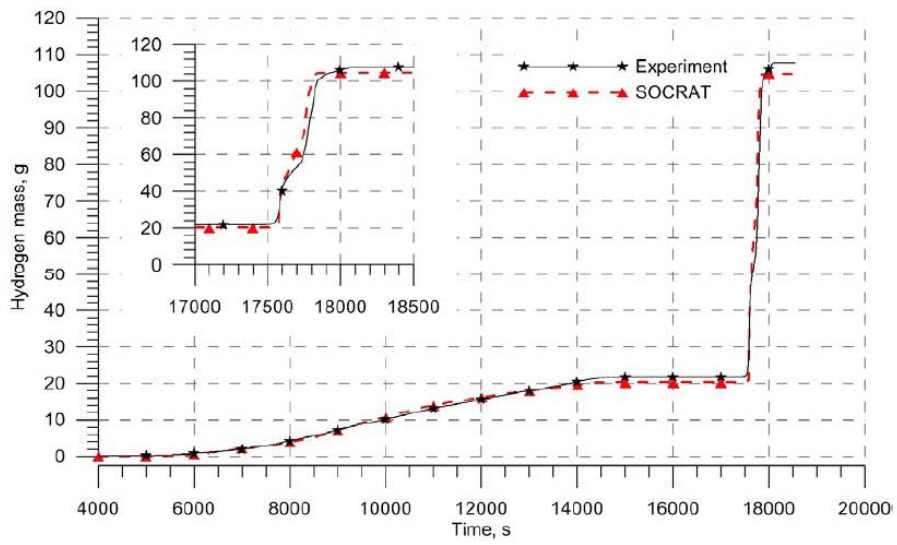


圖 2-14、氫氣生成量

■ Cladding Behaviour Under Severe Accident Conditions in SFP

瑞士 Paul Scherrer Institute (PSI) 與德國 Karlsruhe Institute of Technology (KIT) 研究團隊針對 SFP 在喪失冷卻及空氣進入條件下鋳合金護套的高溫氧化、氮化與再氧化行為進行實驗與模式開發，並探討鋳火 (zirconium fire) 反應啟動與氧化反應傳播機制。該研究指出，當用過燃料池喪失冷卻且水位下降導致燃料裸露後，燃料護套溫度可上升至 900 至 1200°C 以上。於此期間，護套會先與水蒸汽或氧氣反應生成氧化鋳 (ZrO_2) 並釋放大量熱量，隨著氧氣耗盡，護套與氮氣反應形成氮化鋳 (ZrN)，氮化鋳會使護套延展性降低。而當氮化層再次暴露於氧氣中，會再被氧化生成 ZrO_2 並伴隨劇烈放熱，上述一連串的放熱反應將導致燃料護套溫度持續上升，進而形成自持式放熱氧化反應 (self-sustained exothermic oxidation)，此即為鋳火反應的主要機制。該研究透過 1100°C 的恆溫實驗發現護套質量增加可分為三個階段，首先預氧化 (pre-oxidation) 階段，護套表面快速生成緻密氧化層，而當氧氣耗盡後氮氣開始滲入並生成 ZrN (nitriding 階段)，護套質量增加趨勢稍緩，最後的再氧化 (re-oxidation) 階段，由於氮化層被氧化取代，質量又急遽上升並伴隨放熱反應。圖 2-15 顯示 MELCOR 模擬與實驗測得的護套質量變化趨勢一致，證實模式能合理描述氧化、氮化與再氧化過程。圖 2-16 顯示不同高度護套的溫度變化，約在 20,000 秒前，MELCOR 護套溫度模擬結果與實驗量測趨勢一致。而於 22,000 秒至 25,000 秒期間，高度 3.454 m 處的護套溫度出現急遽升溫，由此顯示局部護套與氣體反應放熱加劇，進而觸發氧化反應啟動。隨後，高度 3.150 m 處的護套溫度亦出現溫度上升現象，代表熱與氧化反應沿燃料棒軸向由上而下傳播，形成氧化反應傳播階段 (oxidation propagation phase)，此階段為護套進入自持氧化狀態 (self-sustained oxidation) 的關鍵過程。

■ 鋳火議題補充

MELCOR 1.8.6 版所開發的氮化與再氧化模式成功呈現實驗觀測到的鋳火反應啟動、氧化反應傳播以及鋳護套於高溫空氣/氮氣混合環境下的劣化行為。研究最終指出，鋳火反應能在空氣進入階段持續釋放熱量與生成氫氣，增加結構破壞與氫爆風險，建議未來在 MELCOR 2 版中改進氧化與氮化動力學模式以提升 SFP 鋳火行為模擬的準確度。

現行燃料棒的護套多採鋳基合金（如 Zircaloy-4），在高溫氧化過程中會形成緻密的氧化鋯（ ZrO_2 ）層，暫時抑制進一步氧化。然而，當護套溫度持續上升或高溫維持時間超過約 1350 秒，氧化層會由四方晶相轉變為單斜晶相(tetragonal-to-monoclinic)而產生裂縫或剝落，即所謂破離現象(breakaway oxidation)。破離現象發生後，鋳表面暴露於空氣中，氧化反應放熱劇增，即可能引發鋳火。於 MELCOR 程式中鋳火現象又稱之為”Zircaloy Air Oxidation Breakaway”（鋳合金空氣氧化破離），主要透過 COR_OX 與 COR_OXB 控制其啟用與計算過程。鋳合金空氣氧化破離會受合金成分、溫度、環境（如濕度）與高溫暴露時間等因素影響，需通過實驗數據校正模型參數。NRC 於 2011 年起草 DRAFT REGULATORY GUIDE DG-1261,Revision 1，擬發布為 RG 1.222 “Conducting Periodic Testing for Breakaway Oxidation Behavior”，該指引參考 NUREG/CR-6867 之實驗定義，提出可接受之測試技術，用以量測鋳合金覆層材料的破離氧化行為，並要求廠商將實驗結果提交 NRC 以支援新燃料組件設計或護套材料審查與分析限值制定。目前 RG 1.222 尚未核准發行，未來應持續關注其後續發展。

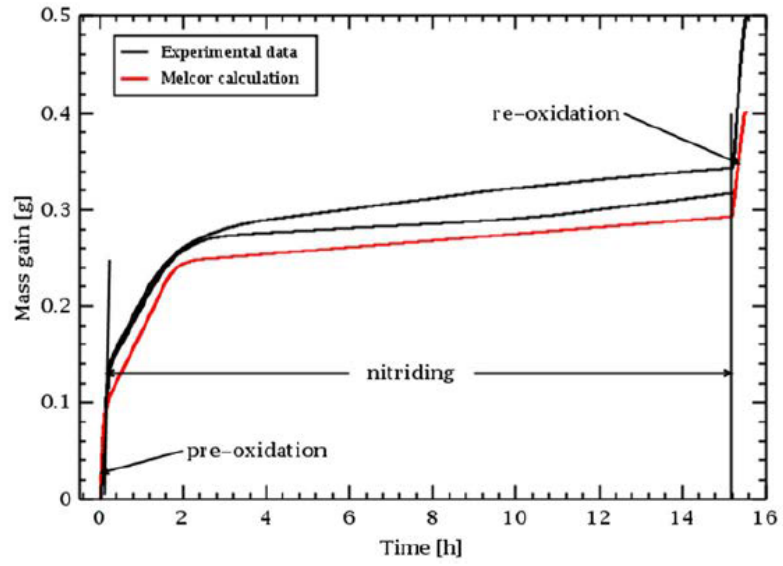


圖 2-15、護套質量變化

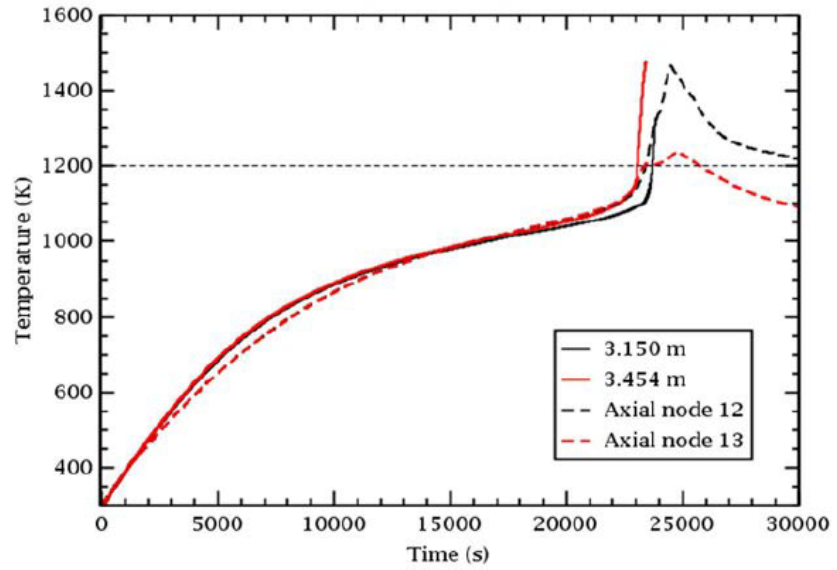


圖 2-16、護套溫度變化

■ Loss of Cooling Accidents Modelling in At-Reactor Spent Fuel Pool of VVER-1200

俄羅斯國家研究中心 (Kurchatov Institute) 團隊整合三套分析程式進行 VVER-1200 於 SFP 喪失冷卻嚴重事故分析，該研究團隊使用 SOCRAT/V1 程式模擬 SFP 熱流與燃料熔化過程，而 ANGAR 程式則係用以求解圍阻體內氣體溫度與壓力變化，GEFEST-ULR 則係模擬熔融爐心與混凝土相互作用 (MCCI)。該研究假設事故初期用過燃料組件初始總衰變熱為 14.18 MW，當事故發生時即完全喪失外部與備援電源，冷卻系統與補水系統均無法運作，導致池水逐步沸騰、蒸發直至燃料裸露。圖 2-17 彙整模擬結果的關鍵時間，包含：

- (1) 事故後 4.8 小時池水開始沸騰
- (2) 事故後 45 小時水位降至燃料頂部
- (3) 事故後 51.5 小時燃料開始裸露並啟動 Zr-steam 氧化反應
- (4) 事故後 55 小時護套溫度達 1473 K
- (5) 事故後 57.3 小時發生燃料熔化
- (6) 事故後 58.9 小時燃料中心溫度達 2550 K
- (7) 事故後 64.2 小時燃料熔化並掉落至 SFP 底部
- (8) 事故後 73.3 小時混凝土底板被熔穿並進入 MCCI 階段。

圖 2-18 為事故過程中氫氣生成量的變化，總產量約 1154 kg，其中 990 kg 來自鈾護套氧化反應，164 kg 來自結構鋼氧化，而氫氣生成速率在燃料裸露後顯著上升，是事故過程中最具潛在風險的階段。圖 2-19 則說明熔融爐心與混凝土相互作用 (MCCI) 過程，燃料掉落後沿底板擴散並逐步侵蝕混凝土，約事故後 73.3 小時底板被完全熔穿。

研究最終指出，VVER-1200 於圍阻體內配置多重補水來源，可透過多條獨立管路進行注水或外部補水，若能於燃料裸露前啟動補水措施，足以有效延緩燃料升溫、避免熔化與抑制氫氣生成。該研究整合 SOCRAT/V1、ANGAR 與 GEFEST-ULR 三套程式的模擬方法，成功模擬 SFP 喪失冷卻事故情況下的水位下降、燃料裸露、氧化升溫、熔化掉落及混凝土侵蝕的完整過程。該研究特別指出，SFP 喪失冷卻事故的關鍵轉折點為燃料裸露後約 5 小時內，此時燃料護套溫度急遽上升並進入高溫氧化放熱階段，若能在此期間監測水位變化與氫氣生成速率，有助於掌握燃料裸露與氧化反應的進展，為後續啟動緊急補水與冷卻措施提供決策依據與介入時機判斷。該研究建議未來在安全分析中

應進一步改進鋁護套氧化反應動力學模型與輻射熱傳模組，以更精確描述燃料在空氣/蒸汽混合條件下的高溫行為，提升 SFP 嚴重事故模擬結果的準確性。

| Event | Time (h) |
|---|----------|
| Station blackout, accident start | 0 |
| Water boiling start | 4.8 |
| Water level in SFP reduces to the upper edge of FAs | 45 |
| Fuel part uncovering for the FAs with 2-10 years storage time | 49.1 |
| Fuel part uncovering for the FAs with 1 year storage time | 49.9 |
| Fuel part uncovering for the FAs with 30 days storage time | 50.4 |
| Fuel part uncovering for the FAs with 3 days storage time | 51.6 |
| Start of the hydrogen generation because of zirconium-steam reaction | 51.5 |
| Depressurization of the fuel rods of the FAs with 3 days storage time | 54.7 |
| Maximum temperature of rods claddings reaches 1473 K | 55 |
| Start of the melting of the FAs with 3 days storage time | 57.3 |
| Maximum temperature of the fuel reaches 2550 K | 58.9 |
| FAs collapse, materials of the FAs relocate to the SFP bottom | 64.2 |
| Melt-through of the SFP concrete bottom | 73.3 |
| End of the calculation | 73.3 |

圖 2-17、事故關鍵時序彙整

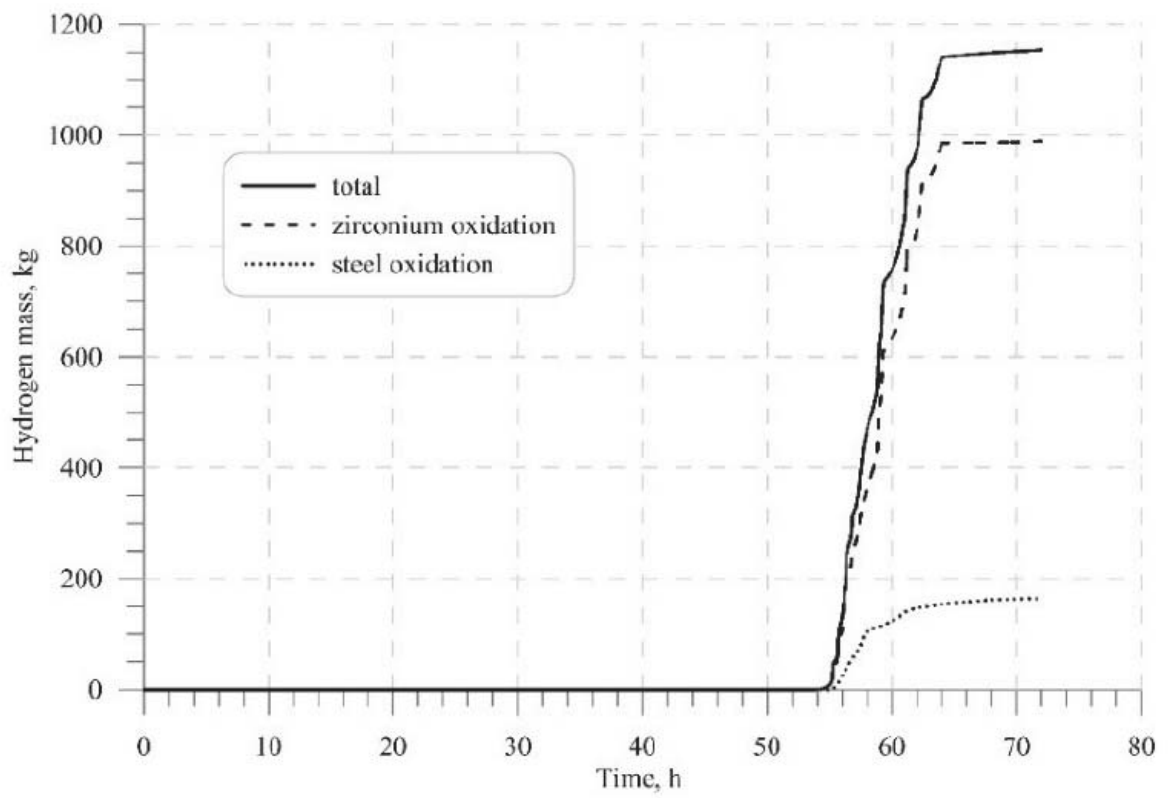


圖 2-18、氫氣生成計算

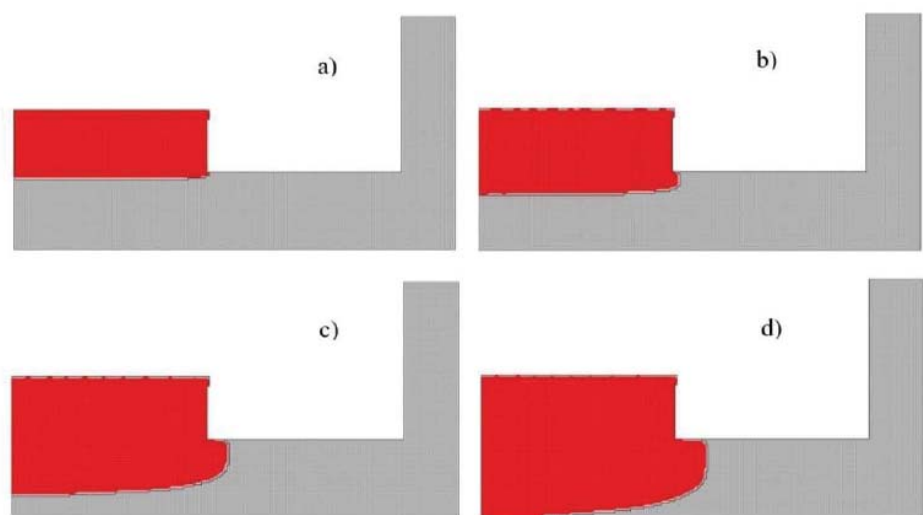


圖 2-19、熔融爐心與混凝土相互作用

■ 未來研究方向

藉由 IAEA 於 2019 年舉辦的「用過燃料池嚴重事故模擬」技術會議，各國的專家學者使用現象識別與排序方法(Phenomena Identification and Ranking Table, PIRT)針對 SFP 於喪失冷卻與喪失冷卻水事故情況下的關鍵現象進行識別與排序，以建立後續研究規劃。透過各國專家學者的交流並共同盤點當時 SFP 嚴重事故分析的技術量能，從而訂定出未來需積極投入研究的重要議題，包括：

(1) Phase I (燃料未裸露)：

Pool heat-up and evaporation (池水升溫與蒸發)

Water level decrease and monitoring (池水水位下降與監測)

Effectiveness of make-up water strategies (補水策略有效性)

Thermal-hydraulic mixing and stratification in the pool (熱混合與分層行為)

(2) Phase II (燃料裸露)：

Fuel heat-up after uncovering (燃料裸露後的升溫行為)

Natural convection and radiation cooling (自然對流與熱輻射效應)

Initial cladding oxidation in steam-air environment

(蒸汽/空氣混合的護套氧化)

Cladding ballooning and mechanical deformation (護套過熱膨脹與機械變形)

Local water level fluctuations and non-uniform heat transfer

(局部水位波動與非均勻熱傳效應)

(3) Phase III (燃料損壞)：

High-temperature cladding oxidation in steam-air mixtures

(高溫蒸汽/空氣混合下的劇烈護套氧化)

Nitrogen-assisted breakaway oxidation at moderate temperature

(氮氣造成的氧化層斷裂)

Hydrogen generation and combustion risk (氫氣生成與燃燒/爆炸風險)

Fuel rod failure and loss of mechanical integrity

(燃料棒破裂與喪失結構完整性)

Relocation and debris formation of damaged fuel

(燃料損壞後碎屑形成與再分布)

Fission product release mechanisms (放射性物質釋放)

Transport and deposition of released fission products

(放射性物質傳輸與沉積行為)

Interaction with building/containment atmosphere

(放射性物質對圍阻體建築物的影響)

Effectiveness and uncertainties of water spray emergency cooling

(緊急噴灑冷卻的有效性)

此外，IAEA-TECDOC-1949^[1]報告也指出，多數嚴重事故分析程式最初係針對反應器爐心事故開發，因此多採用環狀節點劃分方式。然而，一般 SFP 普遍採用矩形幾何設計，若直接使用現行嚴重事故分析程式進行 SFP 事故分析，可能會因模式的幾何差異影響分析結果。而反應器爐心與 SFP 在燃料排列方式、冷卻機制以及事故進程中涉及的關鍵熱流現象（例如部分燃料裸露、氫氣生成、燃料護套於高溫下的氧化與破裂等）均存在明顯差異，使得既有模式與經驗式難以直接套用。基於這些限制，IAEA-TECDOC-1949^[1]報告建議未來應針對 SFP 事故的物理現象與分析需求，進行程式的改良與強化，以提升嚴重事故分析的準確性與可靠度。

2.2 小結與管制建議

本節彙整 IAEA-TECDOC-1949 報告的重要成果，內容涵蓋 SFP 嚴重事故進程三個階段的重要現象。現行國際間針對用過燃料池安全所訂定的規範大多係針對 SFP 水位與 SFP 水溫作為補水等緩和策略及管制要求的參考依據，透過上述方式可有效避免事故進展到後續嚴重事故情況。以我國核三廠為例，依「核子事故分類通報及應變辦法」^[2]第三條規定，當 SFP 水位低於用過燃料頂端上方 3 公尺，或喪失維持池水溫度低於 80°C 之能力，即屬「緊急戒備事故」，明確將 SFP 水位與池水溫度監測列為事故應變決策的重要依據，相關程序書包含「喪失冷卻能力或池水流失時之處置與恢復程序」^[3]及「緊急補水／噴灑策略」^[4]等，皆可確保在喪失冷卻或喪失冷卻水情況下，透過補水等緩和策略維持 SFP 完整性。由此可證，我國現行用過燃料池的安全管制與應變措施，皆符合國際安全準則並具備完善的防護與復原能力。

<管制建議>

(1) 管制單位於未來審查 MELCOR 模式的節點劃分方式應至少符合下列項目：

- SFP 內液面上方空間至少應劃分成兩個控制體積；
- 應考慮 SFP 上方廠房空間；

由於節點劃分方式會影響自然對流與蒸汽生成速率的計算結果，因此需依分析目的選擇適當節點劃分方式，確保分析結果的保守性與可靠度。

(2) 建議未來進行 SFP 嚴重事故相關分析或技術審查時，應確認分析程式有啟用 Zircaloy Air Oxidation Breakaway（鋁合金空氣氧化破離）設定。

(3) MIDI 實驗設施係現階段少數能進行大型用過燃料池整體實驗的設施，目前仍持續進行嚴重事故研究並提供程式驗證所需的重要數據。後續可持續關注其研究成果，將有助於提升我國在用過燃料池相關安全分析與審查的技術能力。

3. 2025 年 CAMP 與 CSARP 國際會議資訊

3.1 CAMP 會議

2025 年 CAMP 國際會議由美國 NRC 主辦，於義大利比薩大學(University of Pisa) 舉行，會議議程如圖 3-1 至圖 3-3 所示。此次 CAMP 會議發表主題包含 CAMP 程式 (SNAP、PARCS、TRACE、RELAP5) 的發展現況與後續精進方向、CAMP 程式於小型模組化反應器 (Small Modular Reactor, SMR) 及新型反應器安全分析的應用以及 CAMP 程式驗證。



| | | |
|---|--|---|
|  <p>U.S. NRC United States Nuclear Regulatory Commission <i>Protecting People and the Environment</i></p> | <p>Spring 2025 CAMP Meeting May 13 – 15, 2025</p> |  <p>UNIVERSITÀ DI PISA</p> |
| <p>Polo Fibonacci, Aula Magna Pontecorvo, Building E (first floor) Largo Bruno Pontecorvo, 3 – 56127, Pisa, Italy</p> | | |
| <p>Day 1 Tuesday, May 13, 2025</p> | | |
| | | <p>Microsoft Teams meeting link – Day 1</p> |
| 10:00 | Meeting Opening, Logistics | Mr. Andrew IRELAND US NRC, USA |
| 10:05 | Welcome Address | Prof. Giuseppe Iannaccone Vice-Rector of UNIPI Prof. Sauro Filippeschi Vice-President of the Engineering School of UNIPI |
| <p>Member Reports Chair: Mr. Andrew IRELAND</p> | | |
| 10:30 | Small Modular Reactors Analyses with TRACE-based Tools | Alejandro CAMPOS-MUÑOZ Karlsruhe Institute of Technology, Germany |
| 11:00 | BREAK | |
| 11:30 | Update of the Status Report of CAMP Activities in Spain | Dr. Miguel SÁNCHEZ PEREA Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), Spain |
| 12:00 | Updated CAMP Activities in the Czech Republic | Guido MAZZINI* National Radiation Protection Institute (SURO), Czech Republic |
| 12:30 | CAMP-related Activities at PSI | Ivor CLIFFORD* Paul Scherrer Institut, Switzerland |
| 13:00 | LUNCH | |
| <p>Code Development Status Chair: Mr. Andrew IRELAND</p> | | |
| 14:30 | Overview of NRC Code Development Status | Dr. Matthew BERNARD for Phil SAHD US NRC, USA |
| 14:45 | TRACE Code Development Status | Dr. Matthew BERNARD for Chris MURRAY US NRC, USA |
| 15:15 | PARCS Code Development Status | Dr. Andrew WARD* University of Michigan, USA |
| 15:45 | BREAK | |
| 16:15 | SNAP Code Development Status | Mr. Bill DUNSFORD* ISL Inc., USA |
| 16:45 | RELAP Code Development Status | Mr. Douglas BARBER* ISL Inc., USA |
| <p>Post-Meeting Activities</p> | | |
| 17:30 | Guided City Tour | |
| <p><i>All times CEST (UTC +2)</i> Spring 2025 CAMP Meeting Agenda</p> | | <p>* Virtual Attendee Day 1 of 3</p> |

圖 3-1、CAMP 第一天會議議程

Polo Fibonacci, Aula Magna Pontecorvo, Building E (first floor)
Largo Bruno Pontecorvo, 3 – 56127, Pisa, Italy

Day 2
Wednesday, May 14, 2025

[Microsoft Teams meeting link – Day 2](#)

| Member Reports | | |
|------------------------------|--|---|
| Chair: Prof. Nicola FORGIONE | | |
| 9:30 | CAMP Codes: National Overview | Mr. Luca CRETARA ISIN, Italy |
| 9:40 | Implementation in RELAP5/Mod3.3-v.beta of Thermophysical Properties of Working Fluids of Interest for HLM nuclear reactors | Prof. Nicola FORGIONE University of Pisa, Italy |
| 10:10 | Development of Multiphysics Coupling Technique between Relap5/Mod3.3 and SIMMER Code | Dr. Francesco GALLEN University of Pisa, Italy |
| 10:40 | ENEA activities with CAMP codes | Massimiliano POLIDORI ENEA, Italy |
| 11:10 | BREAK | |
| 11:40 | The ENEA-UNIPI-UNIROMA1 unified RELAP5/Mod3.3 code version. | Dr. Bruno GONFIOTTI ENEA, Italy |
| 12:10 | Sapienza Contribution to the Development of a RELAP5/Mod3.3 Version Suitable for the Thermal-hydraulic Simulation of Advanced Nuclear Reactors | Cristiano CIURLUINI Sapienza University of Rome, Italy |
| 12:40 | Code-to-Code Comparison of a DBA Sequence in a Generic iPWR: TRACE vs. MELCOR and ASTEC Results | Gianmarco GRIPPO University of Bologna/ENEA, Italy |
| 13:10 | LUNCH | |
| 14:40 | Status of RELAP5 Activities at NINE | Mr. Domenico DE LUCA NINE, Italy |
| 15:10 | Simulation of ELSMOR Facility by RELAP5 Code | Andrea BERSANO SIET S.p.A., Italy |
| 15:40 | BREAK | |
| 16:10 | Relap_py, a Python Package with RELAP Functionalities for Plotting and More | Prof. Jordi FREIXA Universitat Politècnica de Catalunya, Spain |
| 16:40 | Light Water Small Modular Reactor Thermal-Hydraulics Research Priorities | Mr. Jason THOMPSON* US NRC, USA |

Social Dinner at the Royal Victoria Hotel
(see *Practical information* at the end of the agenda)

All times CEST (UTC +2)
Spring 2025 CAMP Meeting Agenda

* Virtual Attendee
Day 2 of 3

圖 3-2、CAMP 第二天會議議程



Spring 2025 CAMP Meeting May 13 – 15, 2025



UNIVERSITÀ DI PISA

Polo Fibonacci, Aula Magna Pontecorvo, Building E (first floor)
Largo Bruno Pontecorvo, 3 – 56127, Pisa, Italy

Day 3
Thursday, May 15, 2025

[Microsoft Teams meeting link – Day 3](#)

Member Reports

Chair: Andrew Ireland

| | | |
|--------------|---|---|
| 9:30 | Cooling System Simulation for Lead Fast Reactor using Relap5 | Mrs. Giulia MORRESI Transmutex, Switzerland |
| 10:00 | Assessment of TRACE V5.0 Code based on ATLAS Test A4.1 | Mr. Petr HERALECKÝ TES s.r.o., Czech Republic |
| 10:30 | TRACE in the Context of Naturally Circulating Fluid Fueled Reactors | Benjamin ARNOLD* Paul Scherrer Institut, Switzerland |
| 11:00 | BREAK | |
| 11:30 | TRACE Input Modernization | Dr. Matthew BERNARD US NRC, USA |
| 12:00 | TBD | Mr. David ZAGYI Paks II. Zrt., Hungary |
| 12:30 | Status of ANTARES Development and Validation using PARCS/GenPMAXS | Dr. Franck BERNARD* ASNR, France |
| 13:00 | Uncertainty Quantification of the LOFT L2-5 Experiment Using TRACE and the SNAP Uncertainty Plug-in | Dr. Andrej PROŠEK Jožef Stefan Institute, Slovenia |
| 13:30 | LUNCH | |

TPC Meeting

Chair: Dr. Matthew BERNARD

| | | |
|--------------|---|---|
| 15:00 | Review and Acceptance of Minutes from TPC Meeting (Fall 2024) | Mr. Andrew IRELAND US NRC, USA |
| 15:05 | Discussion of Next International Spring Meeting | Mr. Andrew IRELAND US NRC, USA |
| 15:15 | NUREG/IA Status | Dr. Albert HSIEH* US NRC, USA |
| 15:30 | Discussion of In-Kind Contributions | Dr. Joseph STAUDENMEIER* US NRC, USA |
| 16:00 | BREAK | |
| 16:30 | Discussion of Action Items | Dr. Joseph STAUDENMEIER* US NRC, USA |
| 17:00 | Final Discussion and Remarks | Mr. Andrew IRELAND US NRC, USA |
| 17:15 | ADJOURN | |

All times CEST (UTC +2)
Spring 2025 CAMP Meeting Agenda

* Virtual Attendee
Day 3 of 3

圖 3-3、CAMP 第三天會議議程

此次 CAMP 會議由 Chris Murray 博士說明 TRACE 程式的精進方向與未來規劃，目前 TRACE 程式最新版本為 V5.0 Patch 9 (於 2024 年 6 月發布)，預計 2025 年底將發佈 V5.0 Patch 10，如圖 3-4 所示。新版 TRACE 程式著重於功能整合與模式精進，包含：

- (1) 整合 PARCS v3.4.5 及 v3.4.6 版本：支援多循環燃耗模擬 (multi-cycle depletion)，並新增組件序號 (serial identification) 功能，可更精確模擬實際電廠燃耗歷程。
- (2) 熱結構組件更新：全面以 HTSTR 組件取代舊版輸入格式，簡化輸入流程並改善節點轉換的數值穩定性。
- (3) 臨界熱通量與熱傳模式修正：新增 FxGW 模組，整合 Gambill-Weatherhead、Kaminaga-Yamamoto-Sudo 及 Wisudhaputra-Yun-Joeng 等臨界熱通量關係式的相關參數，並修正 Sudo-Kaminaga 的熱傳誤差。
- (4) 允許使用者自行定義 metal-water reaction 模型，提升 TRACE 模擬的彈性與可擴充性。

綜合上述，新版 TRACE 著重於數值穩定並改良使用者介面，同時加強與中子動力學、燃耗及被動冷卻模組的整合能力。後續章節將綜整 CAMP 會議發表的研究成果，依序說明近期研究動態、小型模組化與新型反應器及程式驗證等重點，供管制單位參考以掌握國際技術發展與動態資訊。

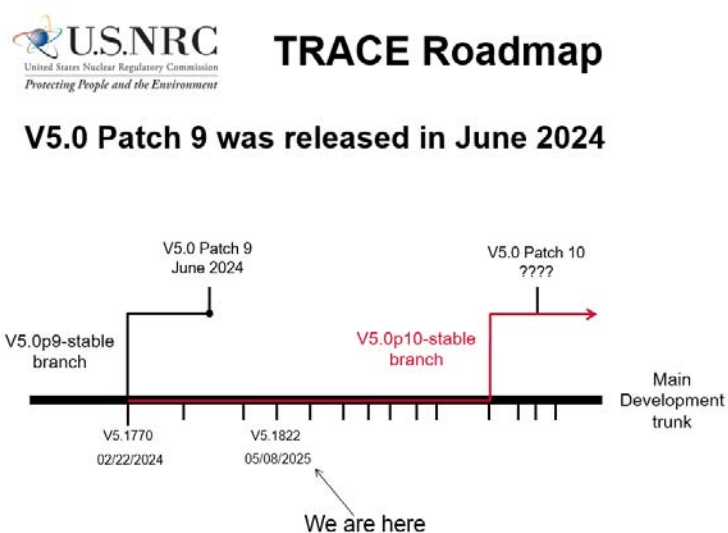


圖 3-4、TRACE 程式發展規劃

3.1.1 近期研究動態

■ 瑞士

本次 CAMP 會議由瑞士 PSI Ivor Clifford 博士進行近期研究成果介紹，PSI 參與 STARS (Swiss Technical Analysis of Reactor Safety) 計畫負責壓水式與沸水式反應器在設計基準事故下的熱流分析與 TRACE 模式開發。PSI 研究團隊近期的研究成果包含於 TRACE 導入液滴能量方程式 (Droplet Energy Equation)，突破原先僅能處理氣相與液相能量守恆的限制，使程式能同時求解氣體、液體與多液滴場的能量方程式，大幅提升 TRACE 在 Reflood 與液滴冷凝過程中的模擬能力，目前已展開與法國 IRSN 的 COAL Reflood 實驗驗證工作，簡報資料如圖 3-5 所示。

此外，PSI 研究團隊目前正與 NRC 研究團隊合作進行 TRACE 程式改版，使其能適用於液態燃料熱流分析。圖 3-6 說明該研究重點在於使 TRACE 能正確模擬液態燃料在反應器內的自然循環，包含垂直、傾斜和水平等不同方向的流動情況。為克服 TRACE 原先只能處理軸向流動的限制，PSI 研究團隊導入以單元中心速度 (cell-centered velocity) 為基礎的三維流場計算方式以及建立新的熱傳與壓降經驗式，以便更準確描述液態燃料在不同傾角下的熱傳與流動阻力，使 TRACE 能同時模擬液態燃料的流動與熱傳行為。上述的改良方式不僅可用於液態燃料(包含熔鹽反應器)的穩態運轉分析，也能應用在事故或暫態條件下的安全評估，為新型反應器提供更精確的模擬工具。

TRACE Development for Multiple Droplet Fields



Implementation of separate energy equations for droplet fields

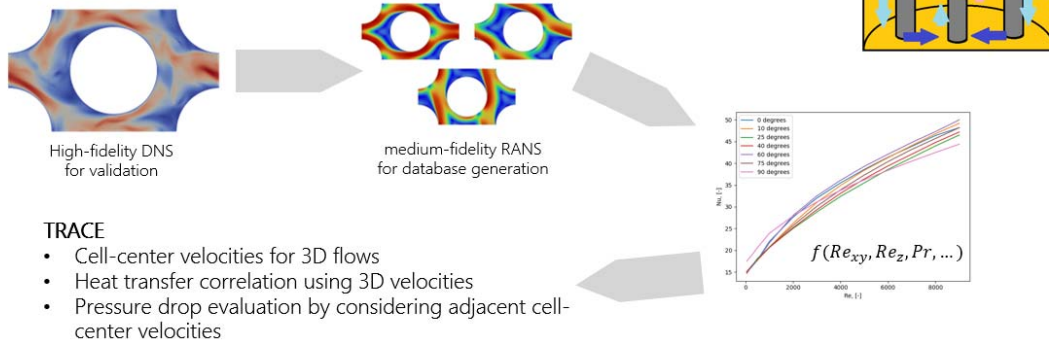
- Original TRACE variable structure was designed for two energy equations, i.e. gas/vapour and liquid phases
- Significant restructuring needed to solve for energy of vapour + liquid + N droplet fields
 - TRACE variable structure has been generalized to accommodate N+2 fields
 - TRACE .xtv file is not affected by the new variable structure
- Droplet energy equation has been implemented into TRACE
 - The total energy equation modified accordingly
 - Droplet evaporation source term implemented
- First tests successful
- V&V is ongoing

圖 3-5、PSI 近期研究成果

Modelling of Liquid Fuelled Reactors using TRACE



- For naturally circulating fuel, vertical, inclined and horizontal flow occurs we would like to model this within TRACE



18

PSI Center for Nuclear Engineering and Sciences

13.05.2025

圖 3-6、液態燃料分析應用研究

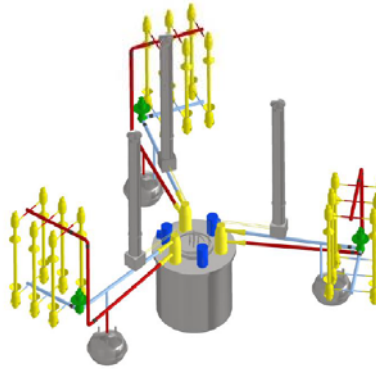
■ 義大利

義大利 Italian National Agency for New Technologies, Energy and Sustainable Economic Development (ENEA) 研究團隊近期研究工作包含執行歐盟 ESFR-SIMPLE (Safety by Innovative Monitoring, Power Level flexibility and Experimental research) 計畫，使用 RELAP5 程式探討鈉冷式快中子反應器由強制對流轉自然循環、餘熱移除系統與液態鈉沸騰等暫態變化，簡報資料如圖 3-7 所示。此外，ENEA 也針對日本原子力公司(JAPC) 的大型整體測試設施 (Large Scale Test Facility, LSTF) 進行模擬，目的在於探討 Critical flow 與 Post-Critical Heat Flux 的熱傳行為，並評估 RELAP5 與 TRACE 程式於高壓兩相流事故條件下的適用性，簡報資料如圖 3-8 所示。ENEA 研究團隊使用 RELAP5 建立基礎模式，再將 RELAP5 模式轉換成 TRACE 模式，確保兩個程式使用相同的輸入參數進行後續分析。由圖 3-9 及會議中 ENEA 人員的說明可知，在高壓斷管事故情況下，TRACE 的溫度與壓力分析結果與 LSTF 實驗數據相符，且與 RELAP5 分析結果相近。綜合上述，TRACE 程式能有效模擬高壓兩相流 Critical flow 與 Post-Critical Heat Flux 的熱傳行為，可作為事故分析與系統程式比對驗證的重要工具。

ESFR-SIMPLE

The PASTELS project has received funding from the Euratom Horizon EU Agreement No. 101059543.

Follow up of FP7 CP-ESFR and H2020 ESFR-SMART projects, the ESFR high-power reactor, the ESFR-SIMPLE (Safety by Innovative Monitoring, Power Level flexibility and Experimental research) aim to improve the attractiveness and safety of future SFRs, downscaling the 3600 MWth version to the SMR version of 360 MWth.



The main objective of WP4 is the SMR safety analysis, based on the core and system design, as well as neutronics data coming from WP3.

Task 4.1 and 4.2 deal with accident prevention analyses.

Task 4.1 dedicated to transition from forced to natural circulation, analyze decay heat removal capabilities using DHR system(s) and evaluate the possibility of sodium boiling in the core
→ PLOF, PSBO

Task 4.2 investigate sodium boiling and in-pin fuel melting phenomena in SMR, also their effect on the selected transients
→ ULOF, UTOP

圖 3-7、鈉冷式快中子反應器研究說明

ATRIUM ES. 3

It aims at propagating the uncertainties found during the previous exercises on the critical flow and the post-CHF over the Integral Effect Test (IET) OECD/NEA ROSA-2 Project Large Scale Test Facility Intermediate Break-Hot Leg-01 (LSTF IB-HL-01).

LSTF facility

The LSTF is a full-pressure and full-height two-loop integral test facility (Figure 1) simulating a 1100 MWe four-loop Westinghouse-type PWR Tsuruga Unit-2 of the Japan Atomic Power Company (JAPC) with a volumetric scaling of 1/48.

The mains steps of the exercise can be summarized as:

- perform the experimental analysis of the LSTF IB-HL-01;
- nodalize the facility or the interested part of the facility;
- simulate the steady-state and transient part of the test with system code;
- propagate the uncertainties on critical flow and post-CHF.

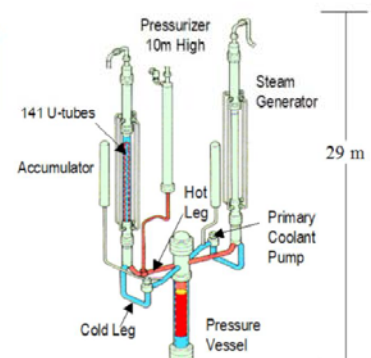


圖 3-8、LSTF 實驗設施

ATRIUM ES. 3

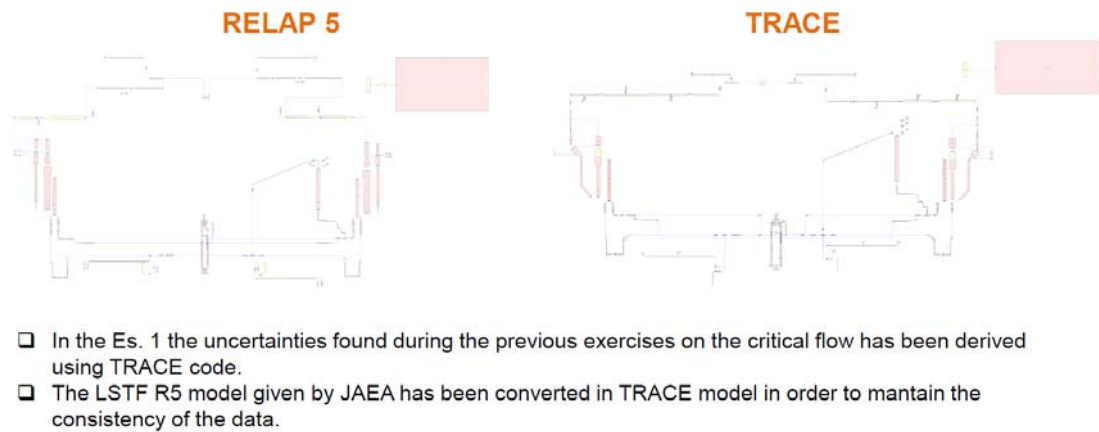


圖 3-9、TRACE 模式驗證

3.1.2 小型模組化與新型反應器

■ 美國

此次 CAMP 會議中，美國 NRC 研究團隊於簡報中特別強調 SMR 設計係透過冷凝熱傳與自然循環達成長程的爐心冷卻，此類設計應著重爐心冷卻系統與圍阻體間的熱流耦合以及長期流體傳輸與混合行為等關鍵現象。NRC 研究團隊採用 PIRT 方法，系統性辨別影響反應器冷卻與安全行為的關鍵熱流現象，並依據現象的重要性及知識掌握程度 (Knowledge Level, KL) 進行排序，以作為程式評估、實驗規劃及模式開發的參考依據。此研究目的在於釐清目前 TRACE 程式在模擬 SMR 被動安全系統與自然循環方面的能力與限制，並據以規劃後續改進方向。

由圖 3-10 可知，現階段 TRACE 在液體黏滯剪力與內部再循環、硼酸沉澱與傳輸、輻射分解 (Radiolysis)、硼酸揮發 (Volatilization) 及渦流 (Vortexing) 等現象的模擬能力仍有限。為解決上述議題，Thompson 博士團隊提出多個程式精進策略，如圖 3-11 所示。由圖 3-11 可知，NRC 研究團隊提出可透過實驗資料與高解析度計算方法 (如 CFD) 比較，以評估液體黏滯剪力與內部再循環模式對分析結果的影響；針對硼酸沉澱與傳輸，

可採取保守估算法進行處理；輻射分解部分則建議參考 MELCOR 的計算方式改善現行 TRACE 對水輻解反應的模擬；硼酸揮發則透過靈敏度分析評估其在事故過程中的重要性；至於渦流的複雜流動現象，則建議以靈敏度分析確認其對整體事故的影響程度。而針對實驗數據驗證部分，可參考圖 3-12 所彙整的大型實驗設施相關研究成果進程式驗證。以環狀內部再循環為例，Thompson 博士引用 Keyhani 等人以空氣介質進行的自然對流實驗以及 Prasad 等人以水為工作流體的自然對流實驗，分別作為分離效應實驗的依據，進而與 NUPEC 及 PANDA-PE4 實驗進行比對，以模擬反應器壓力容器與圍阻體間的流場循環行為。非凝結氣體效應則主要透過 NUPEC 與 PANDA-PE4 兩項實驗數據進行比對，用以探討氫氣或氮氣於封閉空間中對凝結熱傳與氣體混合的影響。對於硼酸混合與熱分層現象，則採用美國加州大學聖塔芭芭拉分校（UCSB）進行的一維與二維硼酸注入混合試驗（VMR）作為分離效應實驗的基礎，再進一步以德國 ROCOM 大型混合槽實驗進行整體效應驗證，以模擬冷卻水中硼濃度的非均勻分布與再臨界現象。至於爐心/Riser 內部再循環現象，則參考倫斯勒理工學院（RPI）的氣水模擬實驗作為分離效應實驗基礎，並進一步與 LINX 與 ASTAR 整體效應實驗進行比對，用以評估自然循環模式下流場再分布與相界面的影響。間歇沸騰（Geysering）部分則以 Tong 等人的小尺度實驗為基礎，並延伸至普渡大學 PUMA-NSU 設施進行整體效應實驗，以模擬低流量自然循環中由氣泡生成與冷凝交替引發的週期性流動不穩定現象。其他現象如體積收縮（Shrinkage）則以基本熱物理實驗探討蒸汽冷凝過程中流體體積變化對壓力場的影響。而蒸汽產生器熱傳分析則以義大利 SIET 實驗平台與 Papini 等人研究為參考，評估並驗證螺旋管式蒸汽產生器內部兩相流熱傳模型。

Thompson 博士於會議中特別強調，未來應持續推動分離與整體效應實驗的交叉驗證，以建立具實驗基礎的模式校正方法，同時建議 CAMP 會員國共享實驗資料與分析成果，共同提升 TRACE 等 CAMP 程式在新型反應器安全分析的準確度。

TRACE Capability Findings

- Capability Gaps:
 - Liquid-Liquid Viscous Shear and Internal Recirculation
 - Boric Acid Precipitation and Precipitate Transport
 - Radiolysis
 - Boric Acid Volatilization
 - Vortexing

May 14, 2025

CAMP Spring 2025

14  U.S. NRC
United States Nuclear Regulatory Commission
Protecting People and the Environment

圖 3-10、TRACE 程式精進方向

TRACE Capability Findings

- Proposed Resolution of Capability Gaps:
 - Liquid-Liquid Viscous Shear and Internal Recirculation – Evaluating the significance of this gap by assessment using experimental data and comparison to higher resolution methods
 - Boric Acid Precipitation and Precipitate Transport – Conservative bounding
 - Radiolysis – Adopt methodology used in MELCOR
 - Boric Acid Volatilization – Conservative bounding and sensitivity analyses
 - Vortexing – Sensitivity analyses

May 14, 2025

CAMP Spring 2025

15  U.S. NRC
United States Nuclear Regulatory Commission
Protecting People and the Environment

圖 3-11、TRACE 程式精進策略

TRACE Assessment Findings

| Assessment Gap | Incremental Separate Effects Test | Incremental Integral Effects Test |
|-----------------------------------|---|-----------------------------------|
| Annular Recirculation | Keyhani, et al. (air) Prasad, et al. (water) | NUPEC (air) PANDA-PE4 (air) |
| Non-condensable Gas Effects | | NUPEC PANDA-PE4 |
| Boron Mixing and Stratification | USCB VMR (1- and 2-D) | ROCOM |
| Core/riser Internal Recirculation | RPI air-water tests | LINX/ASTAR |
| Geysering | Tong, et al. | PUMA-NSU |
| Shrinkage | Fundamental Test | |
| Condensation on the Uncovered SG | Kutateladze, et al. | |
| Heat Transfer within SG Tubes | SIET-TF1 Papini, et al. | |

May 14, 2025

CAMP Spring 2025

17  U.S. NRC
United States Nuclear Regulatory Commission
Protecting People and the Environment

圖 3-12、實驗設施彙整

■ 德國

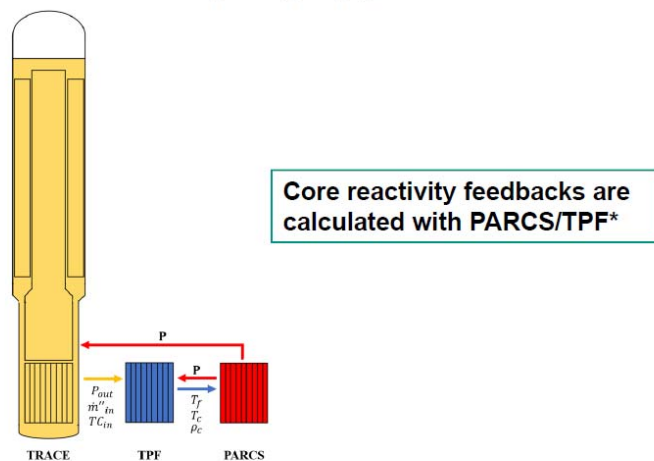
德國 KIT 團隊於此次 CAMP 會議中，發表其以 TRACE 程式為核心並耦合 PARCS 和 TWOPORFLOW (TPF) 程式所進行的 SMR 熱流分析研究成果。研究重點在於評估 TRACE 程式於 NuScale 主蒸汽斷管事故分析的適用性，該研究藉由多物理耦合方法，建立可同時考慮功率回饋效應與自然循環的分析模式。

圖 3-13 為 KIT 研究團隊所建立的 TRACE/PARCS/TPF 耦合架構，其中 TRACE 用於模擬冷卻水流動與熱傳，PARCS 負責計算爐心反應度回饋，而 TPF 則以細部通道模型模擬燃料間流體分佈與局部熱傳效應，上述架構可更精細模擬 SMR 在自然循環條件下的爐心功率分布與熱流暫態變化。圖 3-14 為 KIT 研究團隊模擬主蒸汽斷管事故時使用的假設條件，該研究考慮 100% 功率下發生主蒸汽斷管事故，同時伴隨主蒸汽隔離閥 (MSIV) 失效及一串餘熱移除系統(DHRS)無法啟動，此情況下可能觸發兩種反應器停機信號，分別為低蒸汽壓力 (2.06 MPa) 與高爐心功率 (120%)，該研究同時探討不

同停機信號下的熱流暫態行為。參考 NuScale Design Certification Application^[5]文件，KIT 研究團隊建立 NuScale TRACE 模式，節點圖如圖 3-15 所示。由圖 3-16 的分析結果可知，Case 1 於事故初期 2.3 秒觸發低蒸汽壓力 SCRAM 信號，於 28.4 秒 DHRS 啟動。而 Case 2 則係於事故後 42.3 秒及 64.4 秒觸發高爐心功率 SCRAM 信號與 DHRS 啟動，由此可知系統能在多重被動機制作用下維持穩定冷卻。此分析同時使用 TPF 通道模型進行局部熱流分析，以模擬反應爐功率分布與自然循環流量變化的相互影響。

KIT 團隊認為目前初步研究成果能合理再現主蒸汽斷管事故下的功率回饋效應與多重被動機制運作，證明 TRACE 程式可適用於 SMR 自然循環與被動冷卻系統模擬。然而，現有 TRACE 模型對於低流量、自然循環條件、熱分層以及圍阻體內部熱傳與冷凝行為等現象的模擬仍有不足，應進一步整合高解析度通道模型與實驗數據進行校正，同時改進 TRACE 在被動冷卻系統中長程穩態計算的穩定性，並強化對圍阻體與水池間自然對流與熱交換效應的模擬能力。

TRACE/PARCS/TPF* Coupling Approach



4 *TPF: TWOPORFLOW

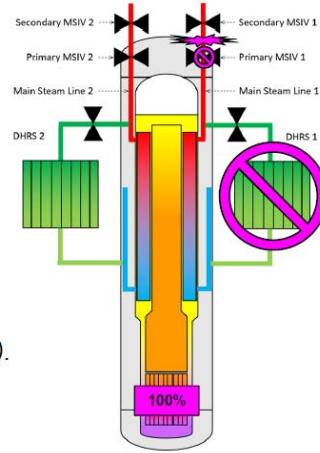
圖 3-13、KIT 的程式耦合架構

NuScale Main Steam Line Break Description



- Double Ended Guillotine Break (DEGB) in the Main Steam Line 1 (MSL1).
- Hot Full Power (HFP) initial conditions.
- Failure of the primary Main Steam Isolation Valve 1 (MSIV).
- Decay Heat Removal System (DHRS) train 1 does not connect.

- Case 1: Low SL pressure SCRAM signal (2.06 MPa).
- Case 2: High core power SCRAM signal (120%).



5

Spring 2025 CAMP Meeting, May 13th-15th

A. Campos-Muñoz / INR-RPD

圖 3-14、主蒸汽斷管事故假設條件

TRACE 3D Model

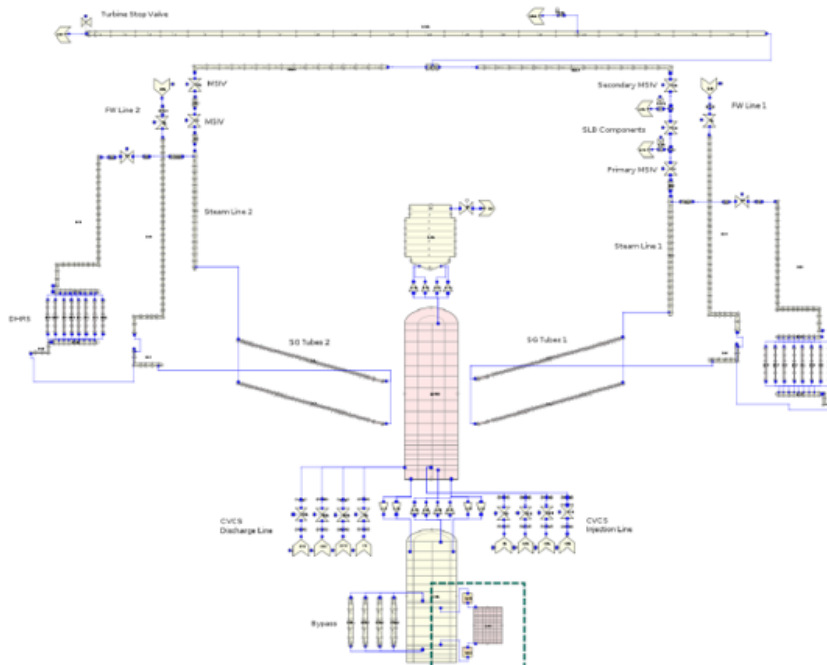


圖 3-15、NuScale TRACE 模式節點圖

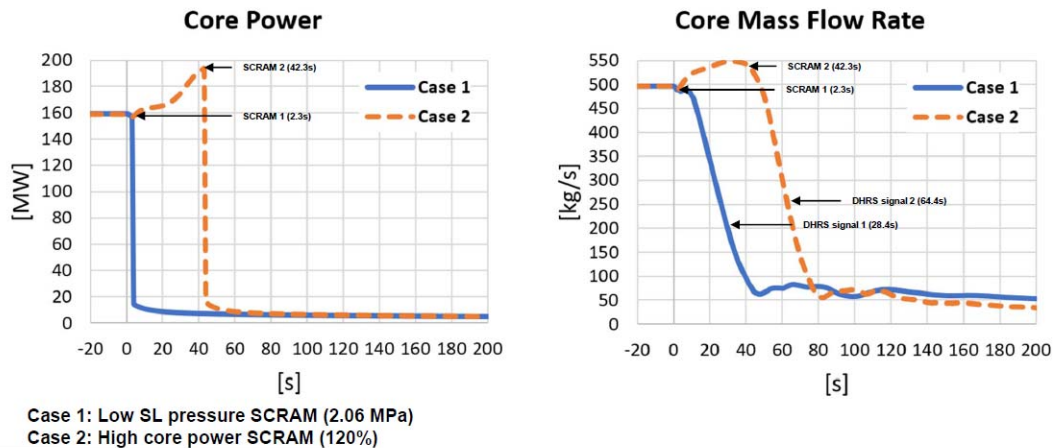


圖 3-16、NuScale 初步模擬結果

3.1.2 程式驗證

■ ATLAS 實驗驗證


捷克 Thermal Engineering Services (TES) 公司於本次會議中發表其以 TRACE 程式對韓國 KAERI ATLAS (Advanced Thermal-Hydraulic Test Loop for Accident Simulation) 整體熱流實驗設施進行驗證分析的研究成果。該研究為捷克與韓國研究團隊共同合作的 Delta2/DEC4PWR 計畫項目，主要目標在於針對 PWR 反應器進行事故分析和緩和策略評估，並透過 ATLAS 實驗數據驗證 TRACE 模擬結果，以強化其於 APR1400 反應器安全分析的適用性。

ATLAS 實驗設施係依據 APR1400 反應器設計所建立的縮小比例系統，體積比為 1/288，而高度比為 1/2，能模擬多種事故條件，包括大破口與中破口冷卻水流失事故與蒸汽產生器破裂事故等。該實驗設施配置超過 600 組溫度感測器與近百組壓力與流量測量測點，可提供詳細局部的熱流參數進行程式驗證，ATLAS 實驗設施簡介與 TRACE 模式節點圖如圖 3-17 和圖 3-18 所示。

該研究假設緊急爐心冷卻系統 (Emergency Core Cooling System, ECCS) 噴嘴斷裂，同時伴隨喪失廠外電源，僅有迴路 2 的安全注入功能可用，並停用輔助飼水系統，以評

估部分安全系統失效下爐心的熱流變化。TRACE 模擬的初始條件與 ATLAS 實驗一致，如圖 3-19 所示。而由圖 3-20 的事故序列可知，當 303 秒事故發生時，TRACE 模擬結果約於 313.5 秒觸發 SCRAM 信號，隨後 328 秒啟動高壓注水，約 344 秒時護套溫度開始上升並於 419 秒達到最大值，後經由蓄壓槽注水系統（Accumulator Injection System，ACC）啟動，護套溫度約於 452 秒開始下降，最終於 726 秒啟動低壓注水，整個事故持續至 1100 秒結束，護套溫度模擬結果如圖 3-21 所示。由圖 3-20 可知，ATLAS 實驗與 TRACE 模擬的事故時序偏差均在 ± 3 秒內。

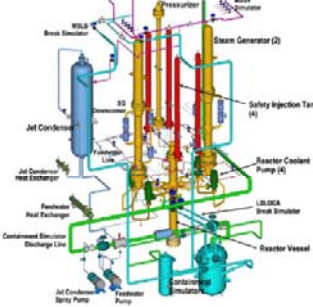
捷克 TES 研究團隊特別強調該研究為 TRACE 首次應用於 APR1400 反應器驗證，整體模擬結果與實驗數據相符，少數差異均在可接受範圍內，該研究成果可作為後續熱流程式驗證的重要參考依據。



ATLAS facility description (1)

ATLAS - Large-Scale Integral Facility

- Advanced Thermal Hydraulic Test Loop for Accident Simulation
- Placed at KAERI (Korea Atomic Energy Research Institute), Korea
- Reference to APR-1400 design
- Volumetric scale 1/288, height scale 1/2, area scale 1/144
- Core: 390 electrical heaters (3 groups) + 6 unheated rods
- Two primary loops: two hot legs, four cold legs with MCPs
- Vertical steam generators with U-tube heat-exchanging tubes
- Pressurizer with heaters and sprays
- SIS safety injection systems: 4 SITs + 2 SIPs
 - Injection lines aligned to reactor vessel downcomer (DVI) or to cold legs (CLI)
 - SITs equipped with flow devices (high flow when high level and low flow when low level)
- Several break units: LBLOCA, DVI break line, LOCA, SBLOCA, SGTR, MSLB, FLB
- Instrumentation of which objective is to measure the detailed multi-dimensional thermal-hydraulic phenomena (262 cladding temp. sensors, 609 fluid temperature sensors, 89 pressure sensors ...)

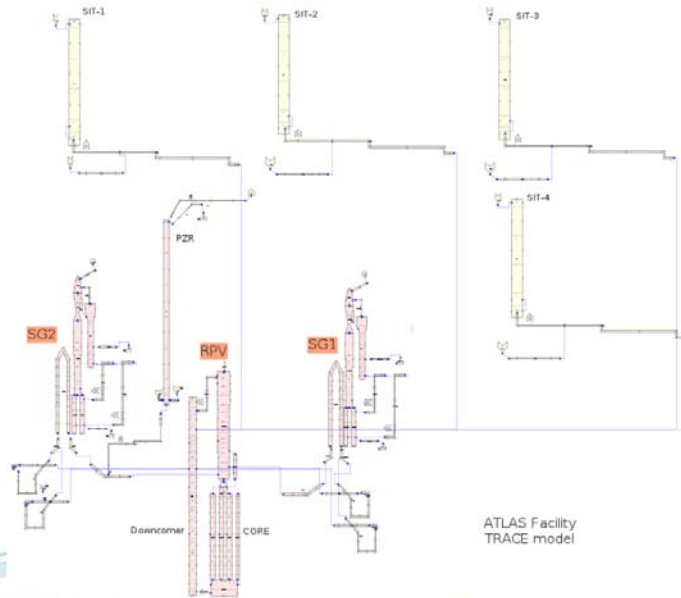


2025 SPRING CAMP Pisa, Italy May 12-14, 2025 www.tes.eu

圖 3-17、ATLAS 實驗設施簡介



TRACE Model Nodalisation



2025 SPRING CAMP Pisa, Italy May 12-14, 2025

www.tes.eu

圖 3-18、ATLAS TRACE 模式節點圖



Test A4.1 description (3)

Initial conditions of A4.1 test

| Parameters | ATLAS A4-1 | st. dev. | Uncert. | TRACE | In uncert. interval |
|-------------------------------------|---------------|-----------|---------|---------------|---------------------|
| Primary circuit | | | | | |
| Normal power (MWt) | 1.678 | 0.001 | - | 1.668 | - |
| Pressurizer pressure (MPa) | 15.518 | 0.011 | 0.039 | 15.528 | YES |
| Hot leg temperature HL1/HL2 (°C) | 327.3 / 326.4 | 0.3 / 0.3 | 2.4 | 326.5 / 326.4 | YES |
| Cold leg temperature CL1A/CL1B (°C) | 290.7 / 289.7 | 0.1 / 0.1 | 2.4 | 289.2 / 289.2 | YES |
| Cold leg temperature CL1A/CL1B (°C) | 291.3 / 290.1 | 0.1 / 0.1 | 2.4 | 289.2 / 289.2 | YES |
| Loop dT loop1/loop2 (°C) | 37.1 / 35.7 | - | - | 37.3 / 37.1 | - |
| Cold leg flow - average (kg/s) | 1.953 | 0.015 | 0.053 | 1.947 | YES |
| Pressurizer water level (m) | 2.103 | 0.042 | 0.17 | 2.099 | YES |
| Secondary circuit | | | | | |
| Net thermal power (MWt) | 0.795 / 0.773 | - | - | 0.834 / 0.830 | - |
| Steam flow rate SG1/SG2 (kg/s) | 0.381 / 0.435 | 0.008 | 0.17 | 0.469 / 0.469 | NO/YES |
| FW flow rate SG1/SG2 (kg/s) | 0.446 / 0.435 | 0.001 | 0.17 | 0.472 / 0.472 | YES |
| FW temperature SG1/SG2 (°C) | 230.9 / 230.1 | 0.114 | 2.4 | 230.9 / 230.9 | YES |
| Steam pressure SG1/SG2 (MPa) | 7.863 / 7.863 | 0.001 | 0.039 | 7.868 / 7.868 | YES |
| Secondary side level SG1/SG2 (m) | 5.333 / 5.313 | 0.026 | 0.17 | 5.320 / 5.325 | YES |

圖 3-19、ATLAS 初始條件



Test A4.1 description (4)

Sequence of the main events of experiment for A4.1 test

| Event | ATLAS (s) | TRACE (s) |
|---|-----------|-------------------|
| Start of data acquisition | -10 | 0 |
| Break initiation | 303 | 303 |
| Scram signal - Primary system pressure < 12.97 MPa, with 2.89 s delay | 312 | 313.5 |
| HPI initiation - Primary system pressure < 12.27 MPa, with 13.66 s delay (injection to both CLs of the intact loop-2) | 325 | 328 |
| Decay heat start 21 seconds after core trip (the core power is controlled as given in predefined table) | 335 | 337 |
| Excursion start of cladding temperature (the onset of core heat-up) | 341 | 344 |
| Loop seal clearing (voiding of intermediate legs between SG and RCP) | 349 | 352 |
| ACC injection - Primary system pressure < 4.51 MPa, with no delay (injection to both CLs of the intact loop-2) | 406 | 405 |
| Maximum PCT | 422 | 419 |
| Quenching of core | 450 | 452 |
| Termination of ACC injection | 529 | 538 |
| LPI Initiation - Primary system pressure < 1.24 MPa, with no delay (injection to CLs of the intact loop) | 732 | 726 ^{*1} |
| End of test | 1100 | 1100 |

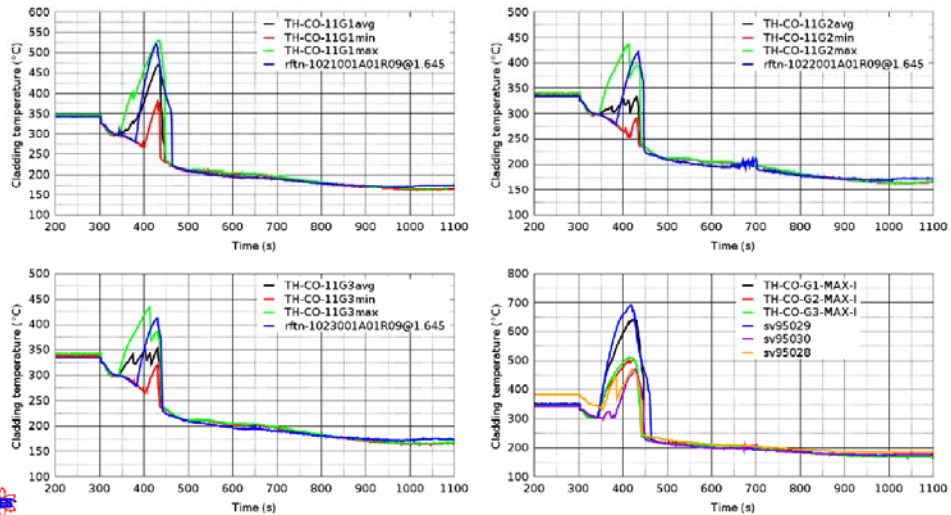
*1 Initiation of LPI injection based on reaching pressure threshold is delayed for about 20s to get similar time like in the test. (TRACE predicts slightly lower primary pressure after termination of ACC injection)

圖 3-20、事故序列



Calculation results (3)

Max. cladding temperature in the core simulator (262 temp. sensors)



2025 SPRING CAMP Pisa, Italy May 12-14, 2025

www.tes.eu

圖 3-21、護套溫度

■ MOTEL 實驗驗證 (SCI 期刊)

西班牙 Universidad Politécnica de Madrid (UPM) 研究團隊使用 TRACE 程式模擬芬蘭 Lappeenranta-Lahti University of Technology (LUT) 大學 Modular Test Loop (MOTEL) 實驗設施，針對螺旋管式蒸汽產生器 (Helical Coil Steam Generator, HCSG) 所進行的 MS-SG01 與 MS-SG02 兩組實驗進行分析與比對。該研究屬於歐盟 H2020 McSAFER (Multiphysics and Multiscale Assessment of Safety for Small Modular Reactors) 計畫的一環，目的在於驗證 TRACE 程式於 Integrated Pressurized Water Reactor (iPWR) 螺旋管式蒸汽產生器熱流模擬的準確性。MOTEL 設施採自然循環運作，模擬採用 HCSG 的輕水式 SMR 一次側與二次側流動行為，設施組件如圖 3-22 所示。研究團隊於縮尺分離效應實驗 (MS-SG01) 中，以四階段功率 (250 kW 至 1000 kW) 與固定壓力條件探討局部熱傳與流體循環變化。而整體效應實驗 (MS-SG02) 則以較低功率 (75 kW 至 150 kW) 與不同飼水流量條件進行穩態驗證。藉由縮尺與整體實驗相互支援的方式，強化 TRACE 在關鍵熱傳現象預測的可靠度。圖 3-23 至圖 3-26 分別為 MS-SG01 和 MS-SG02 於不同功率下 Downcomer 質量流率與爐心進出口溫度變化，由 TRACE 模擬結果與實驗數據比對，爐心進出口溫度的相對誤差低於 0.6 °C，Downcomer 質量流率誤差小於 7 %，均在實驗不確定度範圍內，證明 TRACE 能合理估算一次側與二次側系統熱傳行為與流體分佈特性。整體而言，縮尺實驗提供基礎熱傳相關數據以校正模式，整體實驗則驗證系統耦合效應，兩者結合可確保 TRACE 應用於 SMR 安全分析的可靠度。本研究不僅驗證 TRACE 在 HCSG 模擬的適用性，也為未來 SMR 設計分析與系統程式驗證提供重要參考。

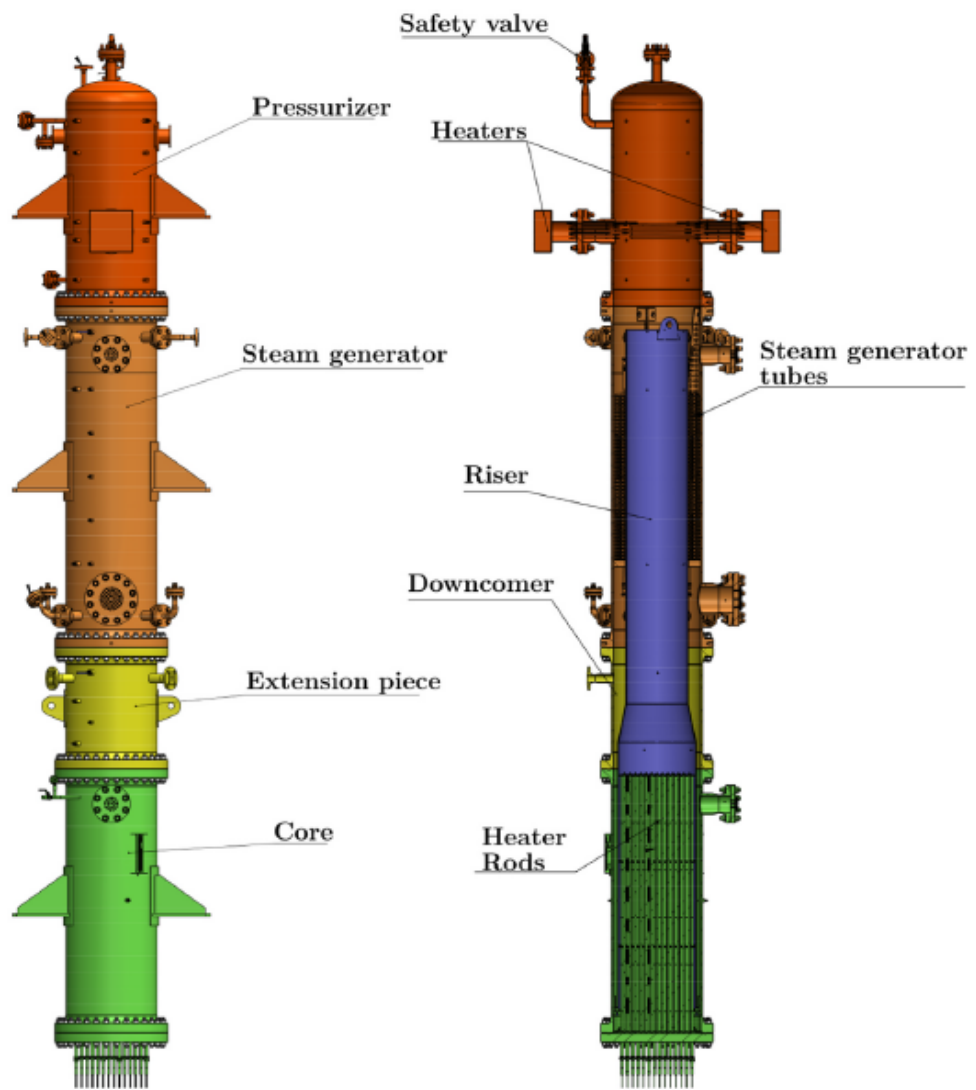


圖 3-22、MOTEL 實驗設施

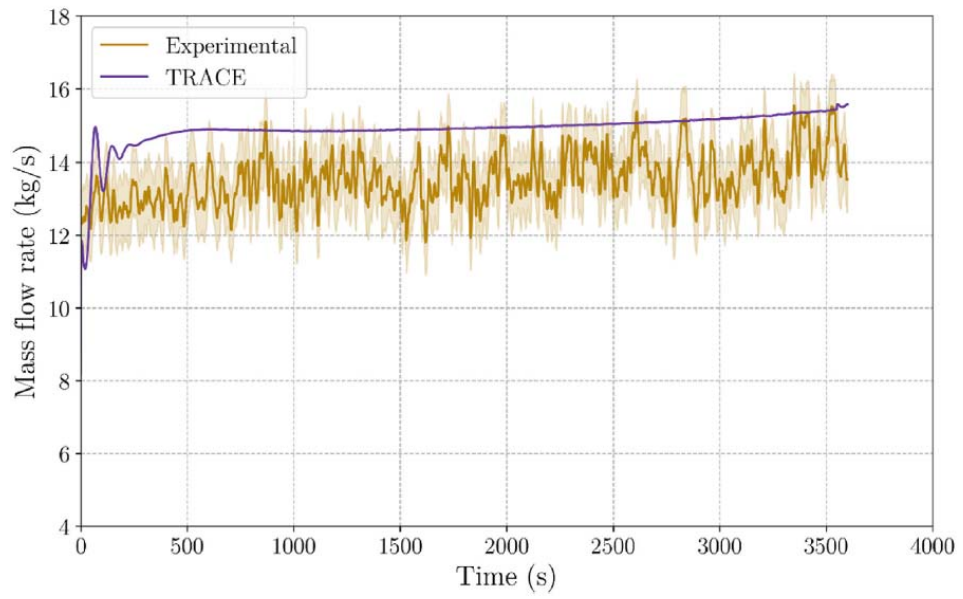


圖 3-23、MS-SG01-Downcomer 質量流率

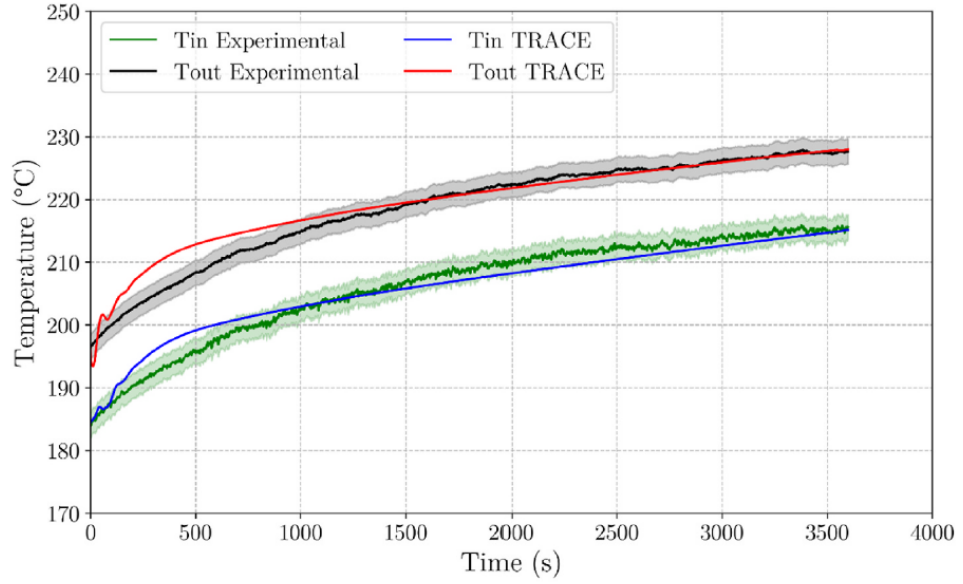


圖 3-24、MS-SG01-爐心進出口溫度

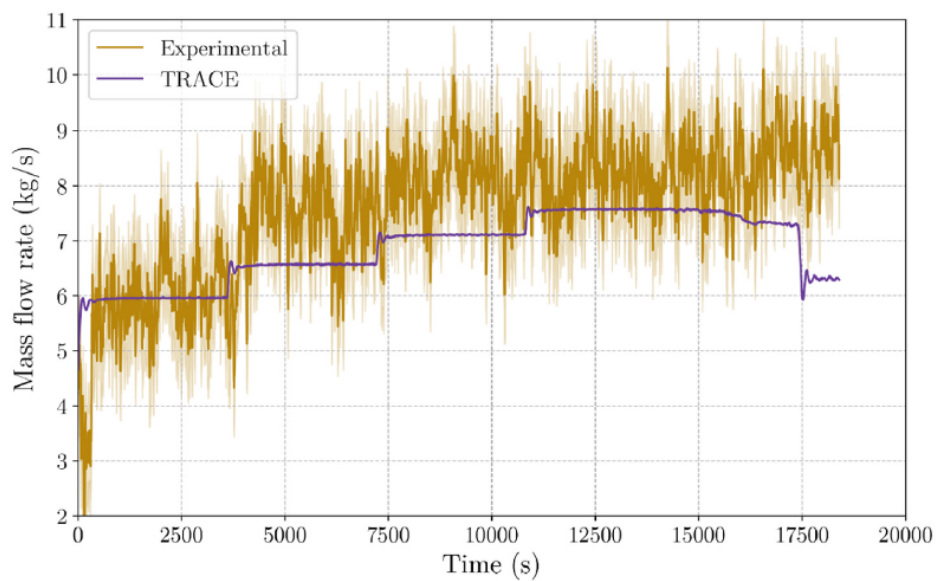


圖 3-25、MS-SG02-Downcomer 質量流率

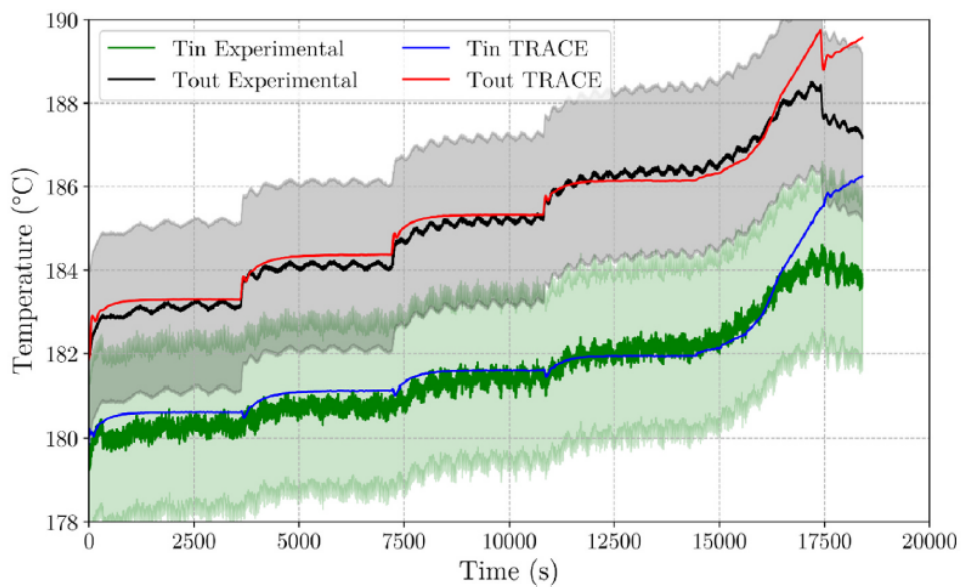


圖 3-26、MS-SG02-爐心進出口溫度

■ 不同程式比對

義大利 ENEA 團隊於此次會議中發表其使用 TRACE、MELCOR 和 ASTEC 程式所進行的 iPWR 研究成果，研究目的在於評估現行大型壓水式反應器分析工具於 iPWR 設計的適用性，並透過多程式分析結果比對探討不同模式假設對分析結果的影響。該研究為歐盟 SASPAM-SA (Safety Analysis of SMR with Passive Mitigation Strategies - Severe Accident) 計畫的一環，SASPAM-SA 計畫目的係將大型輕水式反應器(LWR)運轉經驗與安全分析技術延伸應用至 iPWR，以建立其事故管理與緊急應變評估方法，並作為支援 iPWR 在歐洲地區設計審查的參考依據。

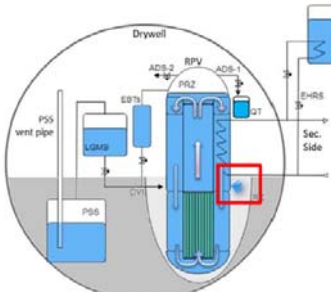
圖 3-27 說明該研究進行設計基準事故分析時所使用的假設條件，該研究假設單一壓力槽注水管路 (Direct Vessel Injection, DVI) 發生斷管，並考慮所有安全系統皆可正常運作。當事故發生後，系統將依序觸發圍阻體高壓力信號、調壓槽低壓力信號及反應器壓力槽與圍阻體低壓差信號，進而啟動自動洩壓系統 (Automatic Depressurization System, ADS)、餘熱移除系統 (Emergency Heat Removal System, EHRS) 及液氣管理系統 (Liquid Gas Management System, LGMS)，建立以自然循環為主的冷卻迴路。該研究所建立的 TRACE 模式節點圖如圖 3-28 所示，其使用 Pipe 組件模擬爐心、爐心旁通區以及 Downcomer，而圍阻體則以 Vessel 組件模擬氣液兩相流動與熱傳現象。圖 3-29 和圖 3-30 分別為 DVI 斷管事故發生後的兩次壓力平衡階段分析結果，第一次壓力平衡發生於事故初期，主要反映反應器壓力槽與圍阻體間蒸汽釋放與冷凝作用達到暫時平衡，而第二次壓力平衡則係由於事故發生一段時間後，乾井溫度逐漸上升使其冷凝熱傳效率降低，加上衰變熱導致爐心殘餘水量持續汽化致使爐心水位下降造成燃料溫度升高等效應，使反應器壓力出現短暫回升，隨後在冷凝與被動冷卻機制作用下逐漸趨於穩定。由圖 3-31 的分析結果可知，三個程式皆能模擬上述兩階段的壓力平衡過程，TRACE 約於 384 秒達到第一次壓力平衡，相較於 MELCOR (2000 秒) 及 ASTEC (1584 秒) 的時間為晚，主要是因為 TRACE 模式中乾井冷凝行為的壓力下降速率較慢，導致反應器壓力槽與乾井間壓力平衡延遲，而第二次壓力平衡時間則分別為 7045 秒 (TRACE)、3315 秒 (MELCOR) 及 6006 秒 (ASTEC)。義大利 ENEA 團隊認為 TRACE、MELCOR 與 ASTEC 程式均具備模擬 iPWR 設計基準事故的能力，可以合理預測關鍵熱流暫態

現象，然因各程式圍阻體模式處理方式不同，在冷凝與壓力估算方面尚存在差異，導致反應器壓力槽與圍阻體間的壓力分析結果略有不同。

Selected scenario

Design Basis Accident

After the qualification of the steady state, the DBA scenario selected is the **guillotine break of one Direct Vessel Injection (DVI) line**, considering the **availability of all safety systems**.



| BREAK OF DVI LINE | |
|--|---|
| High Containment Pressure signal | Low PRZ level signal |
| <ul style="list-style-type: none"> ▪ SCRAM ▪ Secondary system isolation ▪ EHR\$ actuation | <ul style="list-style-type: none"> ▪ RCP coastdown ▪ RI-DC valves opening |
| Low PRZ pressure signal | Low DP RPV-Containment signal |
| <ul style="list-style-type: none"> ▪ EBTs actuation ▪ ADS stage-1 actuation | <ul style="list-style-type: none"> ▪ LGMSs actuation |
| Low LGMS mass signal | |
| <ul style="list-style-type: none"> ▪ ADS stage-2 actuation | |


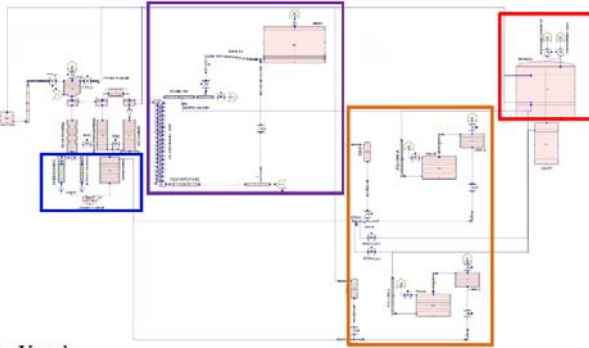
 Gianmarco Grippo
May 13 - 15, 2025
10

圖 3-27、單一壓力槽注水管路斷管事故時序

TRACE input deck

- The SGs (8 line), EHR\$ (4 line) and the RWST (2 pool) have been modelled as an equivalent one.
- The reactor core, the core bypass and the downcomer has been modelled by a single pipe component for each section.
- The two passive systems lines have been modelled separately.
- The containment region has been modelled with Vessel component



TRACE v5.0 patch 9 has been used to run the calculations


 Gianmarco Grippo
May 13 - 15, 2025
12

圖 3-28、TRACE 模式節點圖

1° Equalization

| DVI BREAK RPV pressure decrease | ADSs1 actuation RPV depressurization increase | 1° P. equalization | t [s] |
|---|--|--|-------|
| MELCOR: 0 s ASTEC: 0 s TRACE: 0 s | MELCOR: 167 s ASTEC: 166 s TRACE: 111 s | MELCOR: 2000 s ASTEC: 1584 s TRACE: 3840 s | |

1° Pressure Equalization

| | |
|--------|--------|
| TRACE | 3840 s |
| MELCOR | 2000 s |
| ASTEC | 1584 s |

- ☐ TRACE
 - ADS activates earlier with **higher initial discharge rate**.
 - RPV - DW **pressure equalization is delayed**.
- ☐ Drywell modeling play a **key role**:
 - Homogeneous pressure
 - Condensation models
- ☐ Suppression behaviour.

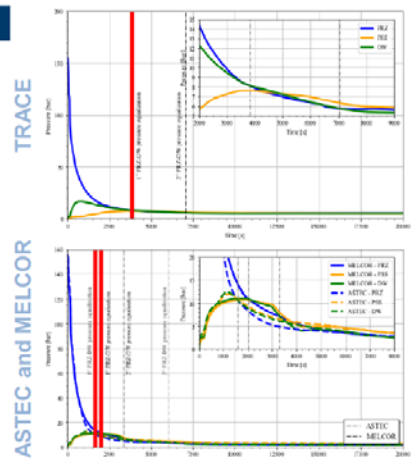


圖 3-29、第一階段壓力平衡

2° Equalization

| DVI BREAK RPV pressure decrease | ADSs1 actuation RPV depressurization increase | 1° P. equalization | 2° P. equalization | t [s] |
|---|--|--|--|-------|
| MELCOR: 0 s ASTEC: 0 s TRACE: 0 s | MELCOR: 167 s ASTEC: 166 s TRACE: 111 s | MELCOR: 2000 s ASTEC: 1584 s TRACE: 3840 s | MELCOR: 3315 s ASTEC: 6006 s TRACE: 7045 s | |

2° Pressure Equalization

| | |
|--------|--------|
| TRACE | 7045 s |
| MELCOR | 3315 s |
| ASTEC | 6006 s |

The pressure in the RPV becomes higher again and, consequently, the **break flow rate start again**.

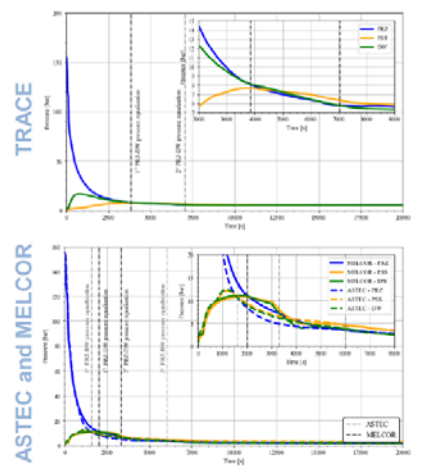


圖 3-30、第二階段壓力平衡

Results remarks

| Event | TRACE | MELCOR | ASTEC |
|---|-------|--------|-------|
| Break | 0 | 0 | 0 |
| High Containment pressure signal (SCRAM, isolation SG, EHR5 activation) | 36 | 41 | 20 |
| Low PRZ water level signal (Pump coast down and RI-DC opening) | 100 | 122 | 65 |
| Low PRZ pressure signal (ADS Stage-1 opening, EBTs opening) | 106 | 148 | 158 |
| Low DP RV-Containment (LGMSs opening) | 2910 | 1884 | 1398 |
| 1° RPV- DW pressure equalization | 3840 | 2000 | 1584 |
| 2° RPV- DW pressure equalization | 7045 | 3315 | 6006 |
| 1° vent injection | 5741 | 3010 | 5534 |
| 2° vent injection | 8256 | 5405 | - |
| Core level reach the TAF | - | 3000 | 5500 |
| Cavity level reach the DVI | - | 3950 | 6600 |
| Low LGMS mass (ADS Stage-2 opening) | - | 12265 | 12902 |



Gianmarco Grippo

May 13 - 15, 2025

25

圖 3-31、程式結果比對

3.2 CSARP 會議

2025 年 CSARP 與 MCAP (MELCOR Cooperative Assessment Program) 國際會議由美國 NRC 與 Sandia 國家實驗室(SNL)共同舉辦，以實體與線上同步進行，此次會議議程如圖 3-32 至圖 3-36 所示。該次會議前兩天主要分享各國近期嚴重事故的研究動態，第三天則有 SMR、事故耐受燃料 (Accident-Tolerant Fuel, ATF) 及不確定性分析等研究成果發表，最後兩天則重點介紹 MELCOR 程式的最新發展以及程式比對與實驗驗證等研究成果。

CSARP/MCAP Meeting – Monday, June 2, 2025

General Schedule

| Time | Activity / Presenter |
|---------|------------------------|
| 8:00 am | Registration Opens |
| 8:45 am | Opening Remarks by NRC |

Technical Session 1 – Severe Accident Research Activities I (Co-Chairs: TBD)

| Time | Topic | Presenter / Organization |
|----------|---|---------------------------|
| 9:00 am | Current Status of Severe Accident Research Program | Junichi Kaneko, NRAJ |
| 9:30 am | General Update on SA Activities at ASNR | Isabelle Duhamel, ASNR |
| 10:00 am | BREAK | |
| 10:30 am | NUBIKI Activities in the Field of Severe Accidents | Andras Nemes, NUBIKI |
| 11:00 am | Recent Severe Accident Research Activities in Sweden | Patrick Isaksson, SSM |
| 11:30 am | Analysis of WWER-1000 SBO Accident After Extended Unit Shutdown | Maksym Vyshemirskyi, SSTC |
| 12:00 pm | LUNCH | |

Technical Session 2 – Severe Accident Research Activities II (Co-Chairs: TBD)

| Time | Topic | Presenter / Organization |
|---------|--|--------------------------|
| 1:30 pm | CSARP Codes in Italy: National Overview | Luca Cretara, ISIN |
| 2:00 pm | Development of the Polish NPP Program and Status of Severe Accidents Activities | Ernest Staron, PAA |
| 2:30 pm | Severe Accident Research Activities at KINS | Eunho Kim, KINS |
| 3:00 pm | BREAK | |
| 3:30 pm | Severe Accident Research Activities in KAERI | Donggun Son, KAERI |
| 4:00 pm | CNSC Severe Accident Activities Supporting Advanced Reactors and the CANDU Fleet | Mounia Berdaï, CNSC |
| 4:30 pm | Overview of Activities at Slovak Regulator | Lubica Kubisova, UJD |
| 5:00 pm | Overview of Severe Accident Activities in Spain | Fernando Robledo, CSN |
| 5:30 pm | ADJOURN | |

圖 3-32、CSARP/MCAP 第一天會議議程

CSARP/MCAP Meeting – Tuesday, June 3, 2025

Technical Session 3 – Severe Accident Codes & Experiments (Co-Chairs: TBD)

| Time | Topic | Presenter / Organization |
|----------|--|---------------------------------|
| 8:30 am | Tractebel: Severe Accident Activities | Mirco Di Giuli, Tractebel |
| 9:00 am | ENEA activity in the Field of Severe Accidents | Fulvio Mascari, ENEA |
| 9:30 am | Experimental and Computational Activities on ATFs at KIT and GRS | Fabrizio Gabrielli, KIT and GRS |
| 10:00 am | BREAK | |
| 10:30 am | MELCOR Analysis and Associated Severe Accident Research at CNL | Andrew Morreale, CNL |
| 11:00 am | Research Activities on Advanced Nuclear Reactors at KIT | Sara Perez Martin, KIT |
| 11:30 am | Overview of IVR Activities | Laure Carenini, ASNR |
| 12:00 pm | LUNCH | |

Technical Session 4 – Severe Accident Research Programs (Co-Chairs: TBD)

| Time | Topic | Presenter / Organization |
|---------|--|--|
| 1:30 pm | Unification of ATHLET and ATHLET-CD in AC2 | Liviusz Lovasz, GRS |
| 2:00 pm | Integration of Experimental Programs with Diverse Analytical Tools to Support Safety of Czech NPPs | Miroslav Kotouc, UJV |
| 2:30 pm | Main Outcomes of the Recent NEA ROSAU Project and Plans for ROSAU-2 | Jeremy Licht, ANL |
| 3:00 pm | BREAK | |
| 3:30 pm | Study on CsI Release Rate Coefficient from Fuel for Source Term Evaluation | Masami Taira, NRAJ |
| 4:00 pm | Midway Through a Severe Accident Roadmap: Progress of the SEAKNOT Project | Luis Herranz, CIEMAT |
| 4:30 pm | ATF Solutions in HBU Power Upgraded LWRs | Juliana Pacheco Duarte, Univ. of Wisconsin |
| 5:00 pm | ADJOURN | |
| 6:30 pm | GROUP DINNER (TBD, SELF-PAID) | |

圖 3-33、CSARP/MCAP 第二天會議議程

CSARP/MCAP Meeting – Wednesday, June 4, 2025

Technical Session 5 – Reactor Analysis (Co-Chairs: TBD)

| Time | Topic | Presenter / Organization |
|----------|---|---------------------------|
| 8:30 am | PSI Research Activities Related to Severe Accidents | Mateusz Malicki, PSI |
| 9:00 am | Dynamic Probabilistic Risk Assessment of a PWR with Accident Tolerant Fuel Using MELCOR | Xiaoyu Zheng, JAEA |
| 9:30 am | TBD | Luis Herranz, CIEMAT |
| 10:00 am | BREAK | |
| 10:30 am | The EU AMHYCO Project: Aspects of H2 and CO Mitigation (part 1) | Matthias Braun, Framatome |
| 11:00 am | The EU AMHYCO Project: Aspects of H2 and CO Mitigation (part 2) | Matthias Braun, Framatome |
| 11:30 am | Comparison of SBLOCA+SBO and LBLOCA+SBO Uncertainty Analysis | Matjaž Leskovar, JSI |
| 12:00 pm | LUNCH | |

Technical Session 6 – Advanced Reactor Applications (Co-Chairs: TBD)

| Time | Topic | Presenter / Organization |
|---------|--|--------------------------|
| 1:30 pm | MSR Safety Research Activities in KAERI | Sung Il Kim, KAERI |
| 2:00 pm | Horizon Euratom SASPAM-SA project – CURRENT STATUS | Fulvio Mascari, ENEA |
| 2:30 pm | Assessment of the Relevance and Applicability of Existing Experimental Databases to iPWR | Fulvio Mascari, ENEA |
| 3:00 pm | BREAK | |
| 3:30 pm | Application of the REPAS Methodology to Analyze the Reliability of the EHRs in the SMR Strategy | Gianmarco Grippo, ENEA |
| 4:00 pm | Identification and Assessment of Pool Scrubbing Scenarios in IRIS-like SMRs | Luis Herranz, CIEMAT |
| 4:30 pm | Analyses of Postulated DBA and SA Scenarios in Generic Integral PWRs (Horizon Euratom SASPAM-SA Project) | Fabrizio Gabrielli, KIT |
| 5:00 pm | ADJOURN | |

圖 3-34、CSARP/MCAP 第三天會議議程

CSARP/MCAP Meeting – Thursday, June 5, 2025

8:30 am ~ 10:30 am CSARP Partners Meeting (Open to CSARP Partners Only)

MELCOR Code Assessment Program - Session 1 (Co-Chairs: TBD)

| Time | Topic | Presenter / Organization |
|----------|---|--------------------------|
| 11:00 am | Update on MELCOR Code Development Activities (part 1) | Larry Humphries, SNL |
| 11:30 am | Update on MELCOR Code Development Activities (part 2) | Larry Humphries, SNL |
| 12:00 am | Update on MELCOR Code Development Activities (part 3) | Larry Humphries, SNL |
| 12:30 pm | LUNCH | |

MELCOR Code Assessment Program - Session 2 (Co-Chairs: TBD)

| Time | Topic | Presenter / Organization |
|---------|---|--------------------------|
| 2:00 pm | Heat Pipe Microreactor Assessment with MELCOR 2.2 | Ed Duchnowski, SNL |
| 2:30 pm | Heat Pipe Microreactor Assessment with SCALE | Andy Bielen, NRC |
| 3:00 pm | Update on ORIGEN/MELCOR Coupling | Troy Haskin, SNL |
| 3:30 pm | BREAK | |
| 4:00 pm | Code-to-Code Comparison of a DBA Sequence in a Generic iPWR: TRACE vs. MELCOR and ASTEC Results | Gianmarco Grippo, ENEA |
| 4:30 pm | Chasing a 1F1 Plausible Scenario with MELCOR 2.2 2024 | Luis Herranz, CIEMAT |
| 5:00 pm | Integration of Fusion Models into MELCOR 2.2 | Brad Beeny, SNL |
| 5:30 pm | ADJOURN | |

圖 3-35、CSARP/MCAP 第四天會議議程

CSARP/MCAP Meeting – Friday, June 6, 2025

MELCOR Code Assessment Program - Session 3 (Co-Chairs: TBD)

| Time | Topic | Presenter / Organization |
|----------|--|-----------------------------------|
| 8:30 am | Severe Accident Analysis of the Reprocessing Plant, SCWR, and BWR with MELCOR 2.2 at Waseda University | Akifumi Yamaji, Waseda University |
| 9:00 am | A Nodalization Study of a Submerged SMR Containment with MELCOR | Tuomo Sevón, VIT |
| 9:30 am | Influence of Iodine Chemistry on I2 Scrubbing with Modified SPARC/MELCOR | Adolf Rydl, INSET |
| 10:00 am | BREAK | |
| 10:30 am | Model Development and Benchmarking Against Experiments | Mateusz Malicki, PSI |
| 11:00 am | Updates on MELCOR/SNAP Plugin Development | Bill Dunsford, ISL |
| 11:30 am | MELCOR Modernization – Recent Updates | Dave Luxat, SNL |
| 12:00 pm | LUNCH | |
| 1:30 pm | CAV/CORQUENCH Models in MELCOR | Brad Beeny, SNL |
| 2:00 pm | Third-Party Library Capability in MELCOR | Lucas Albright, SNL |
| 2:30 pm | TBD | |
| 3:00 pm | Farewell | NRC |

圖 3-36、CSARP/MCAP 第五天會議議程

MELCOR 程式近期的發展重點，依其應用範圍可區分為四大類：輕水式反應器 (LWR)、非輕水式反應器 (Non-LWR)、ATF 以及 SFP，如圖 3-37 所示。MELCOR 的模擬能力已從原先傳統輕水式反應器逐步擴展至非輕水式設計，包括高溫氣冷式反應器 (HTGR)、鈉冷式快中子反應器 (SFR)、氟鹽冷卻高溫反應器 (FHR) 與熔鹽式反應器 (MSR)。MELCOR 針對不同設計類型的反應器於事故情況下的放射性物質釋放、沉積、再懸浮、水池滯留、懸浮粒傳輸與洩漏機制等，持續進行模式精進與資料庫擴充，以提升其對關鍵物理現象模擬的準確性，進而滿足使用者的安全分析需求，有助於提供更完整的技術支援，滿足未來管制審查與事故管理決策所需。

此外，MELCOR 程式針對 lower head 和 plenum 的模擬方式進行修正，包括增加對熔融物於 lower head 徑向擴散與分層行為的模擬，強化能量平衡計算並導入更完整的內外邊界條件設定，使事故過程中的熱交換與結構響應更貼近實際情況。同時，新增多個使用者自定義選項，例如自訂熔融物熱源、在表面施加邊界條件、細部設定材料性質以及提供 HTML 格式的動畫呈現，簡報資料如圖 3-38 所示。

目前預計將於 2025 至 2026 年間推出的 MELCOR 新版程式，預期修改層面如圖 3-39 和圖 3-40 簡報資料所示：

- (1) 新版 MELCOR 將數值解法與物理模型分開處理，導入先進數值演算法，以改善收斂性與穩定性，確保長程事故模擬的可靠性。
- (2) Ex-Vessel Damage Progression 的模擬方式，不再侷限於單一簡化幾何，而是導入通用幾何模式來模擬 plenum，探討熔融物流入後的擴散及混凝土相互作用。
- (3) 以 Gibbs 自由能最小化方法取代 MELCOR 現行使用的 Vanessa 模組，提升對熔融物與物質反應、化學平衡與複雜化學行為的模擬。
- (4) 在放射性核種釋放與傳輸方面，允許使用者新增或複製核種類別(RN class)，並支援不同核種間的化學反應與轉換，使模擬結果更貼近實際物理現象。

後續章節將綜整 CSARP/MCAP 會議發表的研究成果，依序說明近期研究動態、小型模組化與新型反應器及其他應用等重點，供管制單位參考以掌握國際技術發展與動態資訊。

2.4 LWR/Non-LWR/ATF Fuels Development



- LWR and General MELCOR development
- Advanced Technology Fuels (ATF)
- Non-LWR Reactors
 - HTGR
 - Sodium
 - Molten Salts
- Spent Fuel Pools

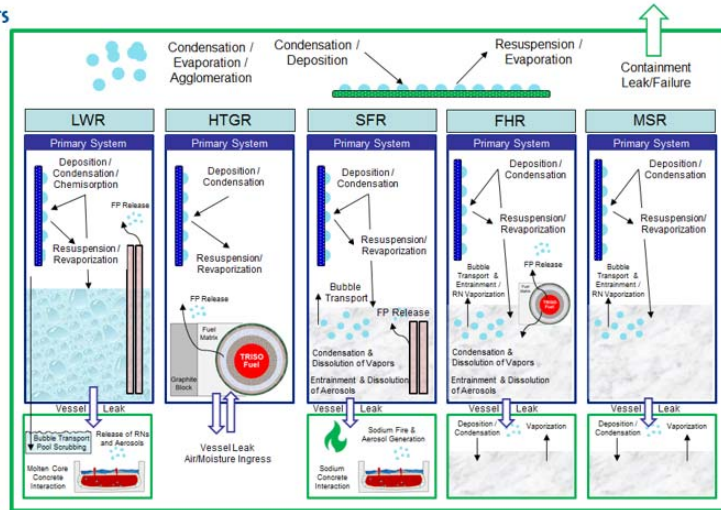


圖 3-37、MELCOR 程式應用

Review and Improvements to Lower Head/Plenum Modeling



- Radial spreading and stratification in lower head
- Energy balance on lower head
- Internal and external boundary conditions on lower head
- User capabilities for testing
 - MP source
 - Imposed boundary conditions on surfaces
 - Specification of properties
 - Heat flux animation in HTML

圖 3-38、MELCOR 程式修正

Ex-Vessel Damage Progression – Work in Progress

46



- Code Numerics
 - The numerical solution and physical modeling functionality will be separated. Introduction of a state-of-the-art numerical solution methodology will be performed.
- Generalized Geometry
 - A key component of this effort also involves generalization of how ex-vessel geometries (i.e., the cavity beneath reactor vessels) are represented. This will facilitate significantly enhanced functionality in support of greater severe accident modeling realism, critical to evaluating efforts to credit insights from Fukushima Daiichi accident.
- Replace Vanessa with a generalized Gibbs free energy minimizer

圖 3-39、MELCOR 新版程式精進方向(1)

Fission Product Release and Transport Modeling Work in Progress

47



- Improvements to numerics
 - The numerical solution and physical modeling functionality will be separated. Introduction of a state-of-the-art numerical solution methodology will be performed. A result of this effort will be a modernization of the underlying radionuclide transport equations (in the MAEROS model).
- Improvements to RN class representations
 - Generalized to facilitate more flexible addition of new classes.
 - The ability to template radionuclide classes from an existing class.
 - Generalization of chemical interactions to enable modeling radionuclides undergoing chemical reactions and transformations between classes.

圖 3-40、MELCOR 新版程式精進方向(2)

3.2.1 近期研究動態

■ 日本

日本 Nuclear Regulation Authority (NRA) 研究團隊指出事故過程中氫氣爆炸通常被認為僅會發生於廠房頂部樓層，且因純氫燃燒通常不帶有顏色，因此爆炸時不會伴隨顏色火焰。然而，由福島第一核電廠實際事故觀察結果顯示，爆炸並非僅限於頂部樓層，部分爆炸同時發生在廠房的中層樓層。此外，爆炸火焰呈現帶色現象，顯示燃燒並非僅限於氫氣，還摻雜有機氣體或其他可燃物質，建議應修正現有嚴重事故程式的氫氣燃燒模式，並透過縮尺實驗與計算流體力學分析以確保事故預測與防護措施的有效性，簡報資料如圖 3-41 和圖 3-42 所示。NRA 研究團隊近期的研究包含：

- (1) 氫氣洩漏與爆炸現象：評估不同幾何配置、通風條件及障礙物分佈對壓力場與火焰傳遞行為的影響，以建立更具代表性的氫氣燃燒模式。
- (2) 熔融爐心與混凝土相互作用 (MCCI)：於高溫條件下進行混凝土剝落與侵蝕行為實驗，評估結構完整性與源項釋放風險。
- (3) 嚴重事故進程與放射性核種傳輸：利用 MELCOR 程式模擬不同事故情況下的放射性物質遷移與釋放行為，並驗證其在日本核電廠的適用性。

NRA 團隊利用 CIGMA 實驗設施(Combustion and Ignition Modeling Apparatus for severe accident hydrogen behavior studies)探討燃料破損後可燃氣體生成、輸送與滯留行為。實驗結果顯示：

- (1) 可燃氣體並非在釋出源附近立即累積，而是傾向於於較遠位置形成高濃度區域；
- (2) 生成後的可燃氣體會在結構物周邊產生明顯層化現象，最終分布將受質量傳輸、自然對流以及蒸汽冷凝等效應影響。

此外，NRA 團隊利用透過 GOTHIC 程式模擬並驗證可燃氣體在事故情況中生成與遷移的主要物理機制，進一步提升後續可燃氣體評估的可靠度。

Researches on hydrogen leakage and explosions

6

Recent findings regarding the FDNPP accidents^[1]

- There were differences between hydrogen explosion behaviors in the existing assumption and those observed in the FDNPP accidents.



Picture of explosion at FDNPP unit 3*

| | Existing Assumption | FDNPS accidents |
|--|----------------------------|--|
| The floor where the explosion occurred | Top-floor in the RB | Both top-floor and mid-floor in the RB |
| Flame color at the explosion | No colored (hydrogen only) | Colored (hydrogen + organic) |

Difference between the existing assumption and FDNPP accidents

Researches on hydrogen leakage and explosions

- ✓ **Experiments on hydrogen localization mechanism (conducted by JAEA).**
- ✓ Experiments on hydrogen leakage at containment flange seals.
- ✓ Analytical studies on the effect of burnable organic gas mixing on hydrogen combustion.

[1] Nuclear Regulatory Authority, Interim Report on the Investigation and Analysis of the Accident at TEPCO's Fukushima Daiichi NPP - Consideration from September 2019 to March 2021 (in Japanese), <https://www.nsr.go.jp/data/000345595.pdf>, March 7th, 2023.

*All Copyrights of the pictures and movies above belong to Fukushima Central Television & Nippon Television

圖 3-41、氫氣洩漏與爆炸研究

Summary

2

- NRA has conducted the following research program to examine whether the findings of FDNPS accident investigation are reflected in regulations.
 - Researches on hydrogen behaviors, etc., based on SA progression (2023-2027)
 - Experimental researches on reducing uncertainties in important SA phenomena (2020-2026)
- The following experimental and analytical researches are ongoing in the above programs.
 - Researches on hydrogen leaks and explosions such as experiments on hydrogen localization mechanism in a RB
 - Researches on molten core behaviors and concrete erosion such as experiments on concrete spalling at high temperatures
 - Researches on SA progression and FP transportation such as MELCOR analyses for various SA scenarios in Japanese NPP

圖 3-42、日本 NRA 近期動態

■ 法國

法國 French Authority for Nuclear Safety and Radiation Protection (ASNR) 負責核能安全與輻射防護工作，除支援法規審查外，亦著重於開發與驗證新型反應器的安全分析工具與資料庫。ASNR 目前的研究活動主要包含三大方向：

- (1) 建立與擴充熱力學與材料資料庫：針對 ATF、高溫結構材料及熔鹽冷卻劑進行熱物理性質量測與理論建模，以支援新型反應器及 SMR 系統分析需求。
- (2) 強化 ASTEC 於新型反應器安全分析的應用能力：建立自然循環、多相流、氫氣行為與被動冷卻等關鍵物理現象模式並加以驗證，進而強化 ASTEC 於安全評估與設計驗證上的適用性。
- (3) 積極參與國際合作與實驗驗證計畫：ASNR 積極參與歐洲主要合作計畫，如 SASPAM-SA、ESFR-SIMPLE、ELSMOR 與 ENDURANCE，透過共享實驗數據及模擬成果，持續精進 ASTEC 模型準確性與可用性。

圖 3-43 和圖 3-44 為 ASNR 所提供的簡報資料，分別展示其使用 ASTEC V3.1.2 程式所建立的輕水式 SMR 被動式冷卻系統模式節點圖以及未來的研究規劃。整體而言，ASNR 持續以 ASTEC 作為主要分析工具，並藉由國際合作進行程式驗證，進一步提升 ASTEC 在新型燃料、新型反應器與關鍵熱流現象模擬的適用性。

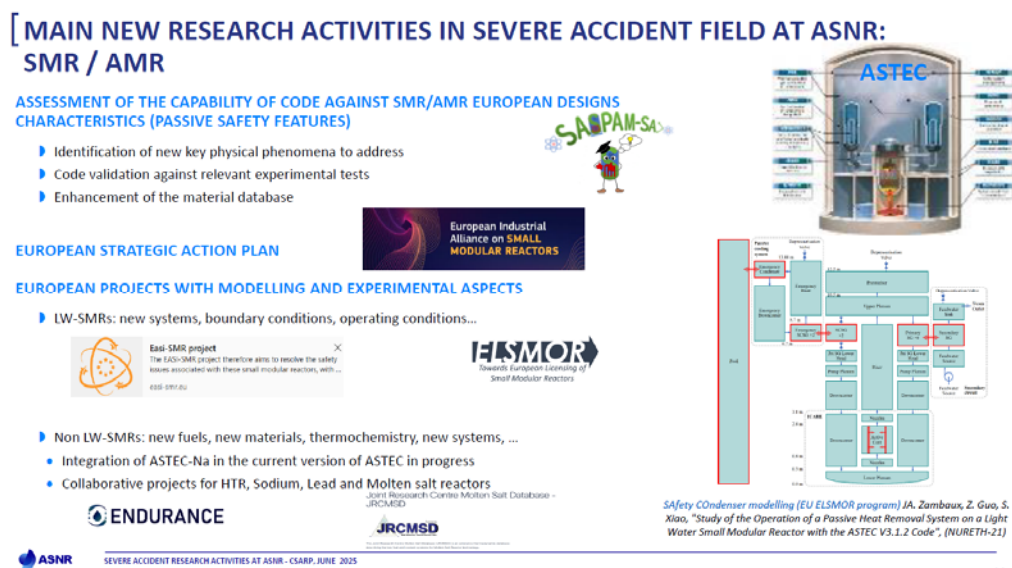


圖 3-43、法國 ASNR 近期研究

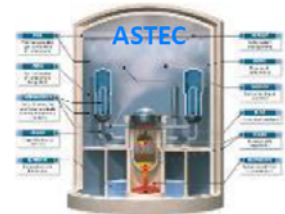
[CONCLUSION

[SEVERE ACCIDENTS RESEARCH ACTIVITIES PERFORMED AT IRSN AND NOW AT ASNR TO SUPPORT SAFETY ASSESSMENT

- ▶ Importance of term source and radiological consequences evaluation for safety issues
- ▶ Taking benefit of the European commission support and collaborative networks



Capitalized in the ASTEC code



[MAINTAIN ASTEC CODE AS A STATE-OF-THE-ART SIMULATION TOOL

- ▶ Considering new fuel (ATF...)
- ▶ Taking benefit of advanced tools (CFD codes, LBM method, AI...)
- ▶ Taking benefit of international programs (ROSAU, QUENCH-ATF, TCOFF, FACE, SASPAM-SA...)

[NEW ASTEC TRAJECTORY TO INTEGRATE UNDER-DEVELOPMENT CONCEPTS OF REACTORS: SMR & AMR

- ▶ A lot of concepts and tight schedules → Importance of collaborations
- ▶ Few data and validation available → Benchmarking will be of great help

圖 3-44、法國 ASNR 未來研究規劃

■ 匈牙利

匈牙利 Nuclear Safety Research Institute (NUBIKI) 成立於 2009 年，主要研究領域涵蓋設計基準事故、嚴重事故、風險分析與電廠運轉技術支援，分析工具包含 MELCOR、MAAP、ASTEC、GASFLOW 和 GOTHIC 等程式。NUBIKI 長期支援匈牙利 Paks 現役與新建機組的安全分析，在此次會議中，NUBIKI 團隊以 MELCOR 程式進行 Paks 2 VVER-1200 SFP 與反應器的耦合分析。Paks 2 採用俄羅斯設計的 VVER-1200 機組，其反應器、燃料更換池與 SFP 可相互連通，因此當事故發生時，可能同時影響反應器與 SFP 的熱流行為，模擬時需特別考量區域間的相互流動以及燃料裸露後的源項釋放。直接使用一個 MELCOR 模式模擬上述所有區域，容易因計算區域過於龐大使得數值不穩定，於實務上難以執行。因此，NUBIKI 團隊分別針對反應器與 SFP 區域建立兩個 MELCOR 模式，再將 SFP 的計算結果以邊界方式輸入至反應器 MELCOR 模式。

圖 3-45 和圖 3-46 為 Paks 2 VVER-1200 模式建立的說明，首先，建立 SFP COR 模式，涵蓋 SFP 與燃料更換池，並以邊界條件方式模擬反應器及其他連通區域的熱交換，同時透過 TAB-FUN 模組導入爐心衰變熱。當燃料更換池水位降低至閘門底部時，開始記錄 SFP 出口流量參數，包括蒸汽生成速率、氫氣釋放量及能量交換，並同步監測裂變產物釋放行為，後續再經由 MACCS (MELCOR Accident Consequence Code System) 介面進行源項評估。進一步將 COR 模組所計算的熔融燃料轉移至虛擬體積，以模擬池底破損後熔融物與混凝土相互作用 (MCCI) 行為，從而模擬爐心熔融物流入 SFP 底部結構後可能引發的熱化學反應與源項釋放過程。第二階段則建立爐心 COR 模型，利用 COR 組件模擬爐心與一次側，並將第一階段所獲得的 SFP 出口流量及 CORCON (Core Concrete Interaction Model) 熱源作為額外輸入條件。NUBIKI 團隊所建立的爐心與 SFP MELCOR 模式將作為 VVER-1200 新建機組安全分析的重要參考依據，亦能為後續安全審查提供決策支援與參考。

Work for Paks 2 – VVER-1200 - MELCOR

1st Stage calculation:

- Use a full SFP COR model with SFP + Refueling-pool + Virtual-reactor-pool filled with water
- Residual heat in the reactor vessel was added via TAB-FUN
- Record SFP exit flow at SFP top after Refuelling-Pool level is at sluice bottom (steam, H₂, atmospheric energy)
- Record Fission Product flow at SFP top after Refuelling-pool level is at sluice bottom (MACCS interface, CORSOR)
- Transfer COR fuel to a virtual CAVITY at SFP bottom failure
- Record CORCON flows (H₂O, H₂, CO, CO₂) and temperature
- Record CORCON Fission Product flows (MACCS)

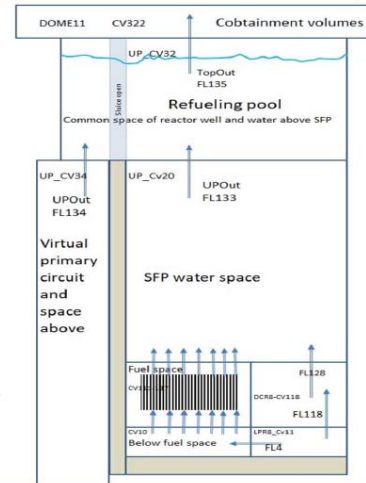
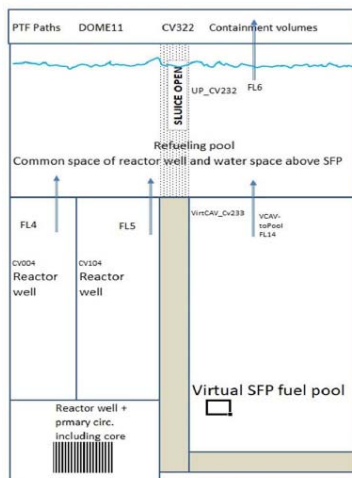


圖 3-45、Paks 2 VVER-1200 MELCOR 模式建立 (SFP)

Work for Paks 2 – VVER-1200 - MELCOR



2nd Stage calculation:

- Use a Primary Circuit COR model with SFP + Refuelling-pool + Virtual-reactor-pool filled with water
- Calculate reactor and primary circuit with COR package describing the reactor core
- Use previously recorded SFP exit flow at SFP top (sluice bottom) and CORCON sources as TAB-FUN functions as additional input

Results:

- The combined model gives reasonable results and eliminates some MELCOR restrictions
- Precision of the used method is sufficient for such low-power, long transients
- Connecting two MELCOR calculations directly might give better results, but the difficulties in doing so might make it not feasible

圖 3-46、Paks 2 VVER-1200 MELCOR 模式建立 (反應器)

■ 瑞典

瑞典 Swedish Radiation Safety Authority (SSM) 與 Royal Institute of Technology (KTH) 長期合作進行嚴重事故方面的研究，現階段聚焦於量化具高度不確定性的關鍵現象，包

括反應器壓力槽內部碎屑層熔融、熔融物與壓力槽下部結構交互作用以及熔融物進入水池後的熱流特性，研究內容可分為實驗與數值模擬兩部分。

實驗方面，研究團隊模擬乾式環境下顆粒狀碎屑層的熔融與再分佈，並採用不同材料組合（如碳鋼球體、石蠟與 SnBi 合金等）以建立分層行為數據庫。圖 3-47 為熔融實驗的溫度時序分布圖，熔融過程中隨時間的溫度變化可透過光纖感測器取得數據後轉換為溫度圖，清楚呈現熔融與再凝固的時序與熱傳行為，為碎屑層熔融模式提供可靠驗證。在數值模擬方面，團隊採用 MPS（Moving Particle Semi-implicit）方法進行碎屑層熔融與再分佈的二維模擬，該方法可捕捉大變形自由液面與顆粒再分配的過程，避免數值擴散。圖 3-48 說明爐心熔融的整個過程，包含爐心熔毀、碎屑層形成、乾化、再熔融至最終熔池形成，透過 MPS 的模擬可補充實驗難以觀測的微觀現象。上述的研究成果有助於嚴重事故下碎屑層熔融與熔融物-結構交互作用的資料庫建立，對 MELCOR 等程式的模式驗證提供重要參考依據。

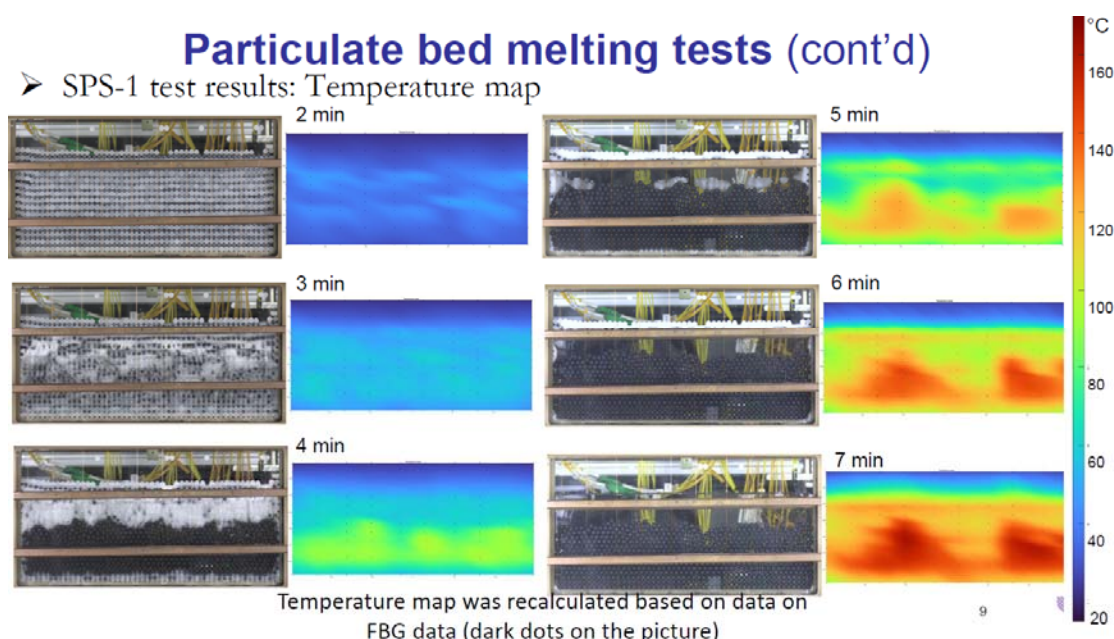


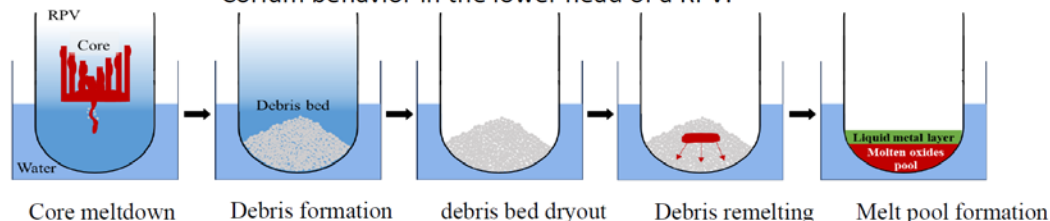
圖 3-47、顆粒層熔融實驗

MPS simulation of particulate bed melting

➤ Moving Particle Semi-implicit (MPS)^[1-2] is employed to simulate melting of a particulate bed, which is important to corium melt progression (as illustrated below)

- Lagrangian mesh-free method for incompressible fluid flow
- Discretizes the computation domain with particles
- Pressure field is solved implicitly, while the other terms are explicitly calculated
- MPS advantages: Allowing large deformation of interfaces/free surfaces; no numerical diffusion; easier to generate particle configuration

Corium behavior in the lower head of a RPV:



[1] S. Koshizuka and Y. Oka, Moving-particle semi-implicit method for fragmentation of incompressible fluid, *Nuclear Science & Engineering* 123(3): 421-434, 1996.

[2] L. Zhao, P. Punetha, W. Ma, A. Kononenko and S. Bechta, Simulation of melt spreading over dry substrates with the moving particle Semi-implicit method, *Nuclear Engineering and Design* 405: 112229, 2023.

圖 3-48、MPS 模擬說明

■ 烏克蘭

自 2022 年俄烏戰爭爆發後，扎波羅熱核電廠（Zaporizhzhia Nuclear Power Plant, ZNPP）多次遭受砲火攻擊與外部電源中斷威脅，導致六部反應器機組全面進入冷停機狀態。由於 ZNPP 採用 VVER-1000/320 機組設計，如何確保 VVER-1000/320 於冷停機期間發生冷卻系統失效或外部電源持續中斷情況下仍可維持爐心與 SFP 安全成為關鍵議題。因此，烏克蘭 SSTC NRS (State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety) 於此次會議中分享其針對 VVER-1000/320 機組於長期停機後發生電廠全黑事故的嚴重事故研究成果。圖 3-49 為 VVER-1000/320 機組系統介紹，其為四迴路壓水式反應器，內部設有分區的 SFP，包含燃料存放區(TG21B01、TG21B03、TG21B02)、運輸卸料區 (TG21B04) 以及燃料更換池 (TG21B05、TG21B06)。圖 3-50 和圖 3-51 分別為 SSTC NRS 團隊所建立的反應器與 SFP 模式節點圖，反應器模式涵蓋爐心、一次側、二次側及圍阻體。SFP 模式則以 9 個控制體積進行模擬，並於 TG21B02 區域設定 COR 模組以模擬燃料組件，燃料組件部分劃分為 4 個徑向與 15 個軸向節點。圖 3-52 為電廠全黑事故的假設條件，該研究選用三個不同的停機時間（停機 2 個月、9 個月與 15 個月）來探討衰變熱對於事故進程的影響。圖 3-53 為停機 2 個月的爐心壓力與溫度

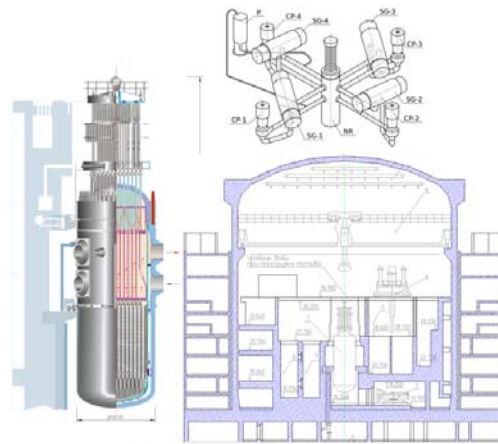
計算結果，在高衰變熱的條件下，爐心壓力明顯上升，護套溫度急遽上升並超過 1200°C，顯示在長期冷卻失效下存在爐心損壞風險。此外，圖 3-54 顯示高衰變熱條件下，圍阻體的最大壓力會超過安全限值(5 bar)，而在低衰變熱條件下，圍阻體壓力與溫度均低於安全限值。而在 SFP 部分，SFP 水位及用過燃料護套溫度計算結果如圖 3-55 所示，當水位持續下降導致燃料全部裸露，護套溫度會大幅上升，最終造成燃料損壞。在高衰變熱條件下，護套溫度會在事故發生後 3.5 天超過 1200°C，而在低衰變熱條件，時間則會延後到第 9 天，由此可知衰變熱對事故進程的影響非常顯著。

烏克蘭 SSTC NRS 團隊進行上述長程事故分析時，發現當 MELCOR 2.2 版選用吸濕模型(hygroscopic model)時，控制體積內隨時間會出現顯著且不斷累積的質量誤差。吸濕模型原本是用來模擬懸浮粒在高濕度環境下的行為，其中包含懸浮粒吸水膨脹及與液滴聚合沉降附著在結構表面，因而造成控制體積內的水質量增加。吸濕模型的使用會使程式誤以為系統中持續注入少量冷卻水，而將其納入熱交換計算，導致爐心損壞的預測時間點延後，對事故進程的評估過於樂觀。由圖 3-56 可發現，當啟用吸濕模型時，護套的溫度曲線比未啟用時明顯延遲上升，而由質量誤差圖也可觀察到啟用吸濕模型後，控制體積內的質量會隨時間不斷累積。因此該研究最終建議，在進行數週以上的長程事故模擬時應該關閉吸濕模型，以免影響分析結果的正確性，簡報資料如圖 3-57 所示。

1. Introduction

VVER-1000/320

- 4-loop PWR with RCP and horizontal SG
- reinforced concrete containment with metal liner inside
- In-containment SFP formed by concrete structures with a steel liner divided by sections
 - TG21B01, TG21B03, TG21B02 for SFP storage,
 - TG21B04 designated for transportation cask loading and unloading
- TG21B05, TG21B06 - wet refueling pool
- original design of VVER 1000/320 does not provide specific safety features to cope with SBO



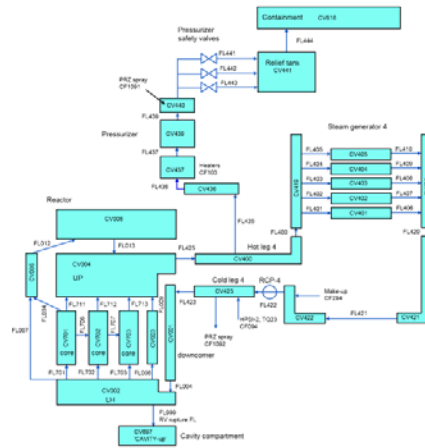
CSARP/MCAP Meeting
June 2-6, 2025

SSTC NRS STATE ENTERPRISE
SCIENTIFIC AND TECHNICAL
CENTER FOR NUCLEAR AND
RADIATION SAFETY

圖 3-49、VVER-1000/320 系統簡介

2. MELCOR model

- Computer simulations of selected accident scenarios with MELCOR 2.2 code
- Additional engineering calculations
- Generic model of VVER-1000/320 (ZNPP)
 - RF
 - SFP
- Model of the RF include 5 major parts
 - Reactor and RCS (4 loops with RCP and SG)
 - Core
 - Secondary side
 - Containment
 - Engineered systems



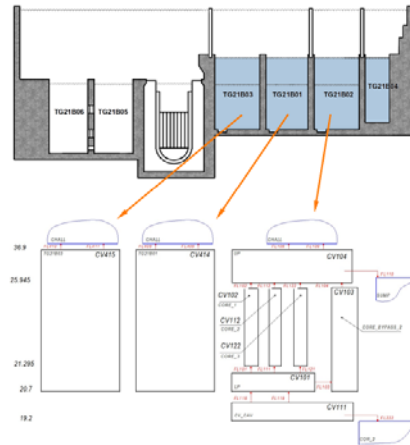
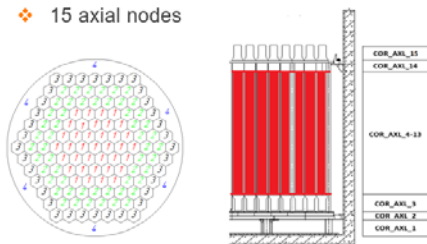
CSARP/MCAP Meeting
June 2-6, 2025

SSTC NRS STATE ENTERPRISE
SCIENTIFIC AND TECHNICAL
CENTER FOR NUCLEAR AND
RADIATION SAFETY

圖 3-50、VVER-1000/320 反應器節點圖

2. MELCOR model

- SFP
 - Separate model, same containment
 - SFP modeled with 9 control volumes
 - TG21B01,03 include heat source
 - COR package implemented at TG21B02 section
 - ❖ 4 radial rings
 - ❖ 15 axial nodes



Nodalisation of the SFP model

CSARP/MCAP Meeting
June 2-6, 2025

SSTC
NRS STATE ENTERPRISE
SCIENTIFIC AND TECHNICAL
CENTER FOR NUCLEAR AND
RADIATION SAFETY

圖 3-51、VVER-1000/320 用過燃料池節點圖

3. Analyses for the Reactor Facility

Scenario: **total SBO accident after long-term shutdown (sealed reactor)**

- ZNPP-6 selected as a reference unit
(shutdown the last -> higher initial decay heat)
- prolonged shutdown (3 reference time points)
 - ✓ 22.11.2022 (2 months after shutdown): first LOOP event
 - ✓ 06.06.2023 (9 months after shutdown): Kakhovka Dam destroyed
 - ✓ 31.12.2023 (15 months after shutdown): start of calculations
- reactor states
 - ✓ hot standby
 - ✓ cold shutdown cases with RHR in operation:
filled SG / drained SG / no RHR isolation (RHR SV in op.)
- calculation end criterion
 - core damage ($T_{clad} > 1200^{\circ}\text{C}$)
 - temperature-induced RCS integrity loss
 - stabilization of parameters

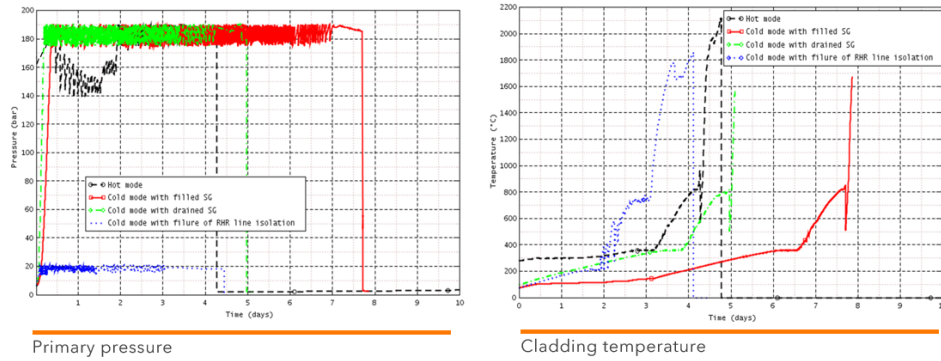
CSARP/MCAP Meeting
June 2-6, 2025

SSTC
NRS STATE ENTERPRISE
SCIENTIFIC AND TECHNICAL
CENTER FOR NUCLEAR AND
RADIATION SAFETY

圖 3-52、電廠全黑事故假設

3. Analyses for the Reactor Facility

High DcH (2 month after reactor shutdown, 2.34 MW)



RPV failure is predicted by MELCOR 2.2 according to the Larson-Miller creep rupture model before fuel damage in high pressure scenarios

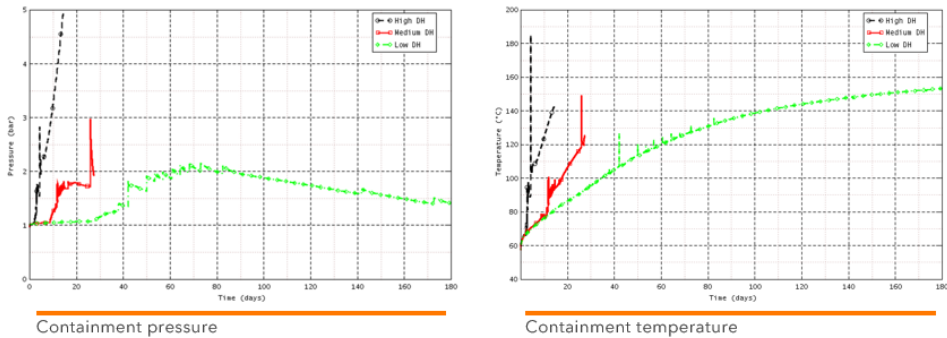
CSARP/MCAP Meeting
June 2-6, 2025

**SS1C
NRS** STATE ENTERPRISE
STATE SCIENTIFIC AND TECHNICAL
CENTER FOR NUCLEAR AND
RADIATION SAFETY

圖 3-53、高衰變熱案例計算結果

3. Analyses for the Reactor Facility

Containment parameters



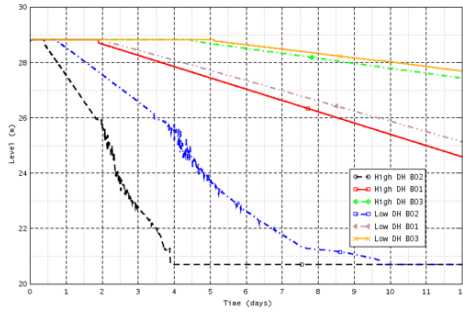
- high DcH scenario (hot standby) extended to the ex-vessel phase, maximum containment design pressure (5 bar) was reached at the end of calculation
- low DcH scenario, neither nuclear fuel damage, nor reactor vessel failure occurred, containment parameters (particularly temperature) remained below their design limits

CSARP/MCAP Meeting
June 2-6, 2025

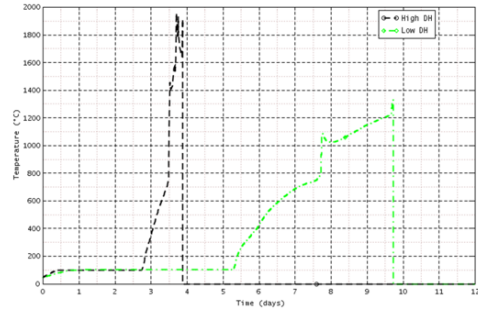
**SS1C
NRS** STATE ENTERPRISE
STATE SCIENTIFIC AND TECHNICAL
CENTER FOR NUCLEAR AND
RADIATION SAFETY

圖 3-54、圍阻體計算結果

4. Analyses for the SFP



Level in the SFP sections (low and high decay heat scenarios)



Spent fuel cladding temperature in TG21B02 section (low and high decay heat scenarios)

- Faster coolant heating and level decrease with subsequent SF damage are observed in TG21B02 section, which, according to the analysis assumptions, has the highest decay heat-to-water inventory ratio

CSARP/MCAP Meeting
June 2-6, 2025

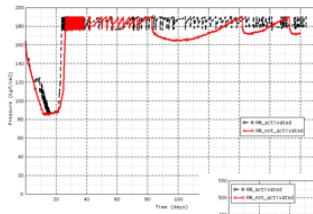
SSITC NRS STATE ENTERPRISE
STATE SCIENTIFIC AND TECHNICAL
CENTER FOR NUCLEAR AND
RADIATION SAFETY

圖 3-55、用過燃料池水位與溫度計算結果

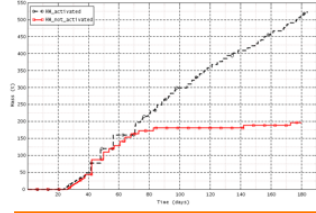
22

5. Support assessments & "debugging"

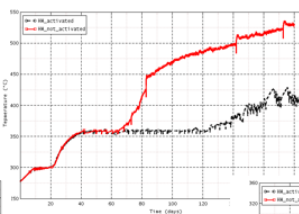
MELCOR 2.2 model for VVER-1000: RF analysis of total SBO • Impact of the hygroscopic model (HMod) of the RN package
• Scenario 10: Scenario 10 "Total SBO without operator actions"



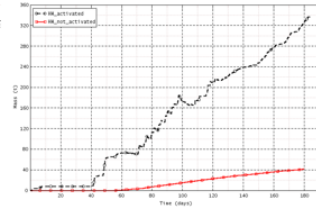
RCS pressure



PRZ PORV integral mass flow



Cladding temperature in the 2nd ring of the core



Mass error

U.S. NRC - SNRIU/SSITC NRS Meeting
February, 2025

SSITC NRS STATE ENTERPRISE
STATE SCIENTIFIC AND TECHNICAL
CENTER FOR NUCLEAR AND
RADIATION SAFETY

圖 3-56、Hygroscopic Model 選用分析結果比較

5. Support assessments & “debugging”

Results of analysis (related to disabling the hygroscopic model of the RN package)

- affect only long-lasting calculations
- reduce mass error significantly (while the overall phenomenology and qualitative behavior of key simulation parameters remained unchanged)
- shortened the time before core damage and/or RPV failure (as the mass error, acting as an artificial source of coolant numerically introduced into the system, was eliminated)

U.S. NRC - SNRIU/SSTC NRS Meeting
February, 2025

SSTC STATE ENTERPRISE
NRS STATE SCIENTIFIC AND TECHNICAL
CENTER FOR NUCLEAR AND
RADIATION SAFETY

圖 3-57、Hygroscopic Model 選用注意事項

3.2.2 小型模組化與新型反應器

■ 義大利

此次 CSARP 會議由義大利 ENEA 團隊帶來一系列有關歐盟 SASPAM-SA 計畫的研究成果報告。該計畫於 2022 年 10 月開始，預計於 2026 年 9 月結束，由義大利 ENEA 團隊擔任計劃統籌，結合國際研究機構、技術支援組織(TSO)、工業與學術單位共同推動 SMR 嚴重事故分析與被動安全策略研究，該計畫參與團隊如圖 3-58 所示。

SASPAM-SA 計畫目標包含：

1. 評估大型輕水式反應器分析方法的適用性：評估大型輕水式反應器的實驗數據與分析方法是否同樣適用於 iPWR，澄清既有分析方法的限制與差異。
2. 建立合理的嚴重事故假設：建立 iPWR 模式進行設計基準事故、超越設計基準事故及嚴重事故分析。
3. 分析程式與工具驗證：應用 ASTEC、MELCOR、MAAP 及 CFD 等分析程式進行不同程式的比對與驗證，以評估各程式對 iPWR 事故現象的預測能力與適用性。

4. 燃料與爐心嚴重事故研究：聚焦於反應器壓力槽(RPV)內部熔融物滯留 (In-Vessel Melt Retention, IVMR)、燃料護套高溫劣化、氫氣生成與釋放等關鍵現象研究。
5. 圍阻體完整性與源項評估：針對不同 SMR 設計進行圍阻體熱流行為、氫氣控制策略及過濾效能分析，以驗證圍阻體完整性與事故緩和能力。
6. 緊急應變區 (EPZ) 評估：探討 SMR 是否因源項規模相對較小而具備縮減 EPZ 範圍之可行性，並評估其對場址選擇與安全規劃的影響。
7. 支援法規審查與指引建立：發展分析導則與模式建立指引，以支援 iPWR 在歐洲進行法規審查並加速場址選擇流程。

為達上述目標，SASPAM-SA 專案工作項目劃分為七大項，如圖 3-59 所示，其中包括：

WP1：計畫協調與管理。

WP2：事故假設與程式輸入檔建立。

WP3：現有實驗資料適用性評估（如自然循環、氫氣分佈、懸浮粒傳輸）。

WP4：評估程式對 iPWR IVMR 的分析能力。

WP5：圍阻體行為與事故緩和策略評估。

WP6：EPZ 評估。

WP7：國際合作與研究成果應用與發表。

SASPAM-SA 計畫選定兩種 iPWR 作為研究對象，分別為(1)額定電功率約 60 MWe 的浸沒式圍阻體設計以及(2)額定電功率約 300 MWe 的乾式圍阻體，上述系統示意圖分別如圖 3-60 和圖 3-61 所示。

在安全設計方面，60 MWe 採用浸沒式圍阻體，以大型水池作為熱沉與輻射屏障，突顯低功率反應器透過水池冷卻與系統簡化來提升固有安全性。而 300 MWe 則採乾式圍阻體並整合多重被動安全系統，可承受更高熱功率與壓力負荷，該類設計須確保被動移熱、爐心水位維持與事故進程控制的可靠度，此類設計係現行中高功率 iPWR 的主流代表。

在事故分析方面，低功率浸沒式設計需特別評估水池對事故緩和的影響，包括燃料裸露時的熱移除能力、長期冷卻能力以及水池中氫氣生成與傳輸的動態行為。而高功率乾式圍阻體設計則更需聚焦於多重被動安全系統於喪失冷卻水或電廠全黑事故下的可靠性，並深入探討乾式圍阻體內部壓力與溫度的變化及氫氣累積與控制策略，同時需延伸至源項釋放途徑及事故後輻射劑量的評估。

SASPAM-SA 計畫選用 60 MWe 浸沒式圍阻體設計與 300 MWe 乾式圍阻體設計作為研究目標，目的不僅為展現不同功率等級反應器於安全設計上的差異，更係為確保研究成果具備高度參考性與通用性，以因應程式驗證、事故分析及法規審查等多重需求。

圖 3-62 彙整 SASPAM-SA 計畫所採用的計算程式，依程式應用特性可分為：

1. 嚴重事故分析：使用 ASTEC(IRSN, 法國)、AC2(GRS, 德國)、MAAP-EDF(EPRI, 美國)、MAAP (EPRI, 美國) 以及 MELCOR (Sandia 為美國 NRC 開發)。
2. 局部熱流分析：採用 ContainmentFOAM(FZJ, 德國)及 ANSYS CFX(Ansys, 美國)。
3. 大氣擴散與傳輸：結合 ARANO (VTT, 芬蘭)、JRODOS (KIT, 德國)與 MACCS (Sandia, 美國 NRC)。
4. 碘化學模擬：導入 IMPAIR (歐洲合作開發) 以評估事故條件下揮發性核種的化學行為與釋放動態。

透過上述各類的程式計算分析，SASPAM-SA 計畫研究成果不僅能涵蓋爐心事故進程、圍阻體內熱流與氫氣行為，亦能進行大氣擴散與放射性源項的計算。



SASPAM-SA PARTNERS

SAFETY ANALYSIS OF SMR WITH PASSIVE MITIGATION STRATEGIES - SEVERE ACCIDENT

- BELGIUM:** EC-JRC, TRACTEBEL-ENGIE
- BULGARIA:** INRNE, TUS
- CZECH REPUBLIC:** SURO
- FINLAND:** VTT
- FRANCE:** CNRS, EDF, IRSN
- GERMANY:** KIT, FZJ, GRS, RUB
- ITALY:** ENEA, UNIROMA1, POLIMI, SINTEC
- LITHUANIA:** LEI
- ROMANIA:** RATEN
- SWEDEN:** KTH
- SWITZERLAND:** PSI
- SPAIN:** CIEMAT
- UKRAINE:** SSTC-NRS
- CANADA:** CNL IS JOINING AS A PARTNER

23 PARTNERS FROM 13 EUROPEAN COUNTRIES,
COMPOSED OF: UNIVERSITIES, RESEARCH
INSTITUTES, TSO, INDUSTRIAL AND
ENGINEERING ORGANIZATIONS

CSARP/MCAP meeting 2025



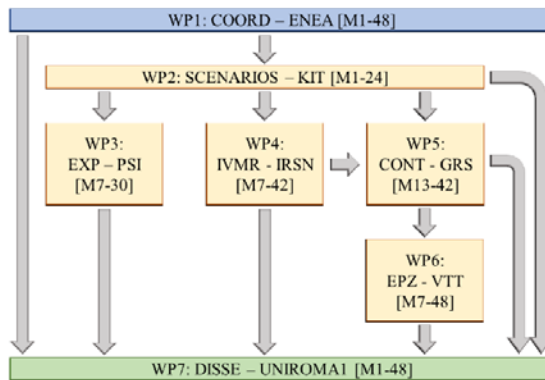
Con tecnologia Bing
© GeoNames, Microsoft, TomTom

圖 3-58、SASPAM-SA 計畫成員



SASPAM-SA PROJECT STRUCTURE AND SOME INSIGHTS

SAFETY ANALYSIS OF SMR WITH PASSIVE MITIGATION STRATEGIES - SEVERE ACCIDENT



WP1 - Coordination

WP2 - Input deck development and hypothetical SA scenarios assessment (SCENARIOS)

WP3 - Applicability and Transfer of the Existing SA experimental database for iPWR Assessment (EXP)

WP4 - Assessment of code capabilities to simulate And evaluate corium retention in iPWRs (IVMR)

WP5 - Assessment of the code capabilities to simulate IPWR containment and characterize mitigation measures efficiency (CONT)

WP6 - Characterization of iPWR EPZ (EPZ)

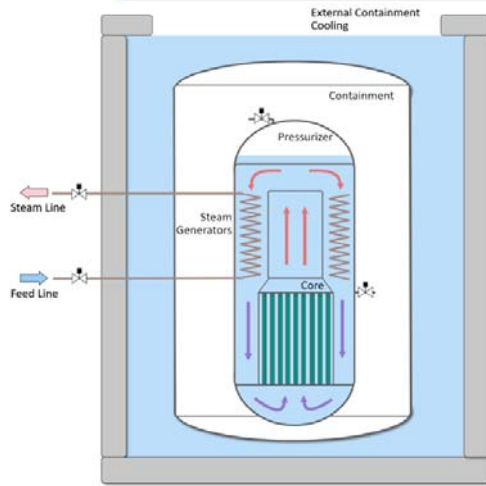
WP7 - Communication, dissemination and exploitation (DISSE)

F. Mascari

CSARP/MCAP meeting 2025



圖 3-59、SASPAM-SA 專案工作項目



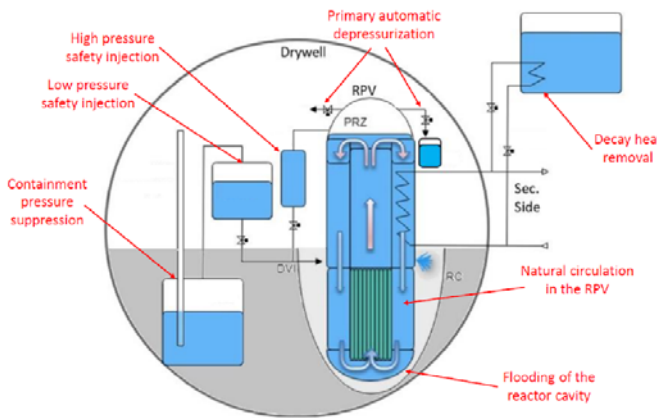
iPWR characterized by a submerged containment and electric power of about 60 Mwe



F. Mascari

CSARP/MCAP meeting 2025

圖 3-60、iPWR 浸沒式圍阻體設計




iPWR characterized by the use of several passive systems, a dry containment and an electric power of about 300 MWe



F. Mascari

CSARP/MCAP meeting 2025


圖 3-61、iPWR 乾式圍阻體設計



COMPUTATIONAL TOOLS USED IN THE PROJECT

SAFETY ANALYSIS OF SMR WITH PASSIVE
MITIGATION STRATEGIES - SEVERE ACCIDENT

- ❑ In SASPAM-SA several state-of-art computational tools will be adopted, both European and non-European largely used in Europe.
- ❑ For **integral SA codes**:
 - ASTEC (European code developed by IRSN);
 - AC2 (European code developed by GRS);
 - MAAP-EDF (non-European code developed by EPRI embedding EDF code changes);
 - MAAP (non-European code developed by EPRI);
 - MELCOR (non-European code developed by Sandia National Laboratories for the USNRC).
- ❑ For **CFD codes**:
 - ContainmentFOAM (European code developed by FZJ);
 - ANSYS CFX (non-European code developed by Ansys Inc.).
- ❑ For **atmospheric dispersion codes**:
 - ARANO (European code developed by VTT);
 - JRODOS (European code developed by KIT);
 - MACCS (non-European code developed by Sandia National Laboratories for the USNRC).
- ❑ For **iodine chemistry**:
 - IMPAIR (European code, developed as a European collaboration).



F. Mascari

CSARP/MCAP meeting 2025

圖 3-62、SASPAM-SA 計畫分析程式

■ 德國

此次 CSARP 會議，由德國 KIT F. Gabrielli 博士進行「Analysis of Postulated DBA and Severe Accident Scenarios in Generic Integral PWR Small Modular Reactors in the Frame of the Horizon EURATOM SASPAM-SA Project」研究成果介紹，圖 3-63 的簡報資料說明該研究成果為 SASPAM-SA 計畫 WP2 的一環，WP2 的目的是為評估現有的嚴重事故與計算流體力學程式是否能夠在假設事故條件下，模擬發生於 iPWR 的關鍵熱流現象，並透過不同研究團隊使用的程式來進行比對驗證。

該研究針對 60 MWe iPWR 進行設計基準事故的熱流分析，事故假設為化學與體積控制系統 (CVCS) 管路斷管，同時伴隨交流電源喪失，使用 ASTEC v3.1、EdF-MAAP 與 MELCOR 三個程式進行模擬。事故序列如圖 3-64 所示，包含喪失飼水(FDW)、反應器停機、主蒸汽管路隔離以及在壓差與水位條件滿足時啟動 ECCS。由圖 3-65 壓力分析結果顯示，三個程式的降壓趨勢相近，且降壓速率明顯與斷管面積大小有關，斷管愈大壓降愈快。當壓力下降趨緩並與圍阻體壓力接近時，即為 ECCS 啟動時間，三個程式對 ECCS 啟動時間的預測結果相當接近。

圖 3-66 的水位計算結果顯示，三個程式皆能捕捉爐心水位下降與 ECCS 啟動後水位恢復過程，但在水位恢復速率與最終穩定水位高度計算結果存在差異，主因源於不同程式在節點劃分方式、蒸汽冷凝假設以及自然循環與熱傳模式不同。整體而言，三個程式皆能反映 iPWR 在設計基準事故下的關鍵熱流現象。

此外，該研究針對 60 MWe iPWR 進行三種不同類型的嚴重事故模擬，包括 CVCS 管路 100% 斷管 (SA-1)、反應器排氣閥 (RVV) 非預期開啟 (SA-2) 以及排氣管路 100% 斷管 (SA-3)，並在事故初始同時假設喪失交流電源。在嚴重事故情況下，假設三個反應器洩壓閥 (RRVs) 中有兩個失效，僅剩 RVV 可操作，使得 ECCS 無法完整發揮設計功能，爐心冷卻能力受到顯著限制，上述事故說明可參考圖 3-67。由圖 3-68 可知，RPV 水位於事故初期快速下降並低於 TAF，並於 25,000 秒時爐心趨近於完全裸露，同時，圍阻體水位則逐漸上升並趨於穩定。圖 3-68 中，實線代表 RPV 水位，虛線代表圍阻體水位，不同顏色曲線分別對應 ASTEC v3.1、EdF-MAAP、MELCOR 與 AC2 等程式的模擬結果。而圖 3-69 則為不同程式對爐心劣化與熔融物質量的計算結果比較，其中左圖實線代表爐心內殘留熔融物質量，虛線則代表遷移至 Lower Plenum 的熔融物質量。右圖則為 ASTEC 程式所計算的爐心與 Lower Plenum 熔融物質量結果，紅線為爐心內總熔融物，綠線為 Lower Plenum 中累積的熔融物。由圖 3-69 可知，爐心劣化約於 10,000 至 15,000 秒開始並持續累積，最終約有 8.5 至 10.5 噸熔融物遷移至 Lower Plenum。

F. Gabrielli 博士於簡報結論中指出，面對未來 iPWR 的安全審查需求，現有分析模式仍需持續精進，建議首先應採用更高解析度的節點模式並進行靈敏度分析，提升模擬結果對關鍵熱流現象的準確性。其次，應加強不同程式之間的比對與驗證，藉此降低單一程式假設或參數設定所造成的偏差，確保分析結果兼具保守性與合理性。同時強調必須透過國際合作建立完整的實驗數據庫，以作為程式驗證與不確定性分析的依據，據以提供管制機關審查所需的技術支援，確保未來 SMR 在設計、運轉與法規應用上的安全性與可靠性。

SASPAM-SA Objective of the WP2

- Evaluating the capabilities of state-of-art European and non-European integral SA and CFD codes to simulate the key phenomena occurring in generic iPWR designs in hypothetical accident conditions
 1. Assessment of generic, but representative, SA and CFD codes' datasets of the iPWR Design-1 and Design-2
 2. Postulating DBA and SA sequences
 3. Analysis of the postulated DBA and SA scenarios



圖 3-63、SASPAM-SA 計畫 WP2 說明

SASPAM-SA iPWR Design-1: DBA Scenarios

Chemical and Volume Control System make-up line break with loss of AC

- **Break of different sizes** (10%, 20%, 35%, 100%)
- **Loss of AC @ t = 0 s**
- **Transient progression**
 - Loss of FDW
 - Reactor SCRAM
 - Isolation of the MSL
 - Activation of the ECCS
 - $(P_{RPV} - P_{CNV} < 62 \text{ bar})$ & CNV level > 5.8 m
 - Opening of 3 RVVs and 2 RRVs

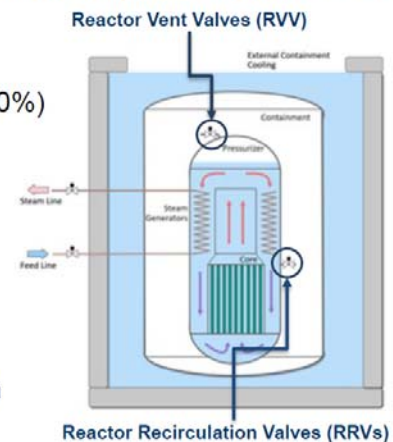
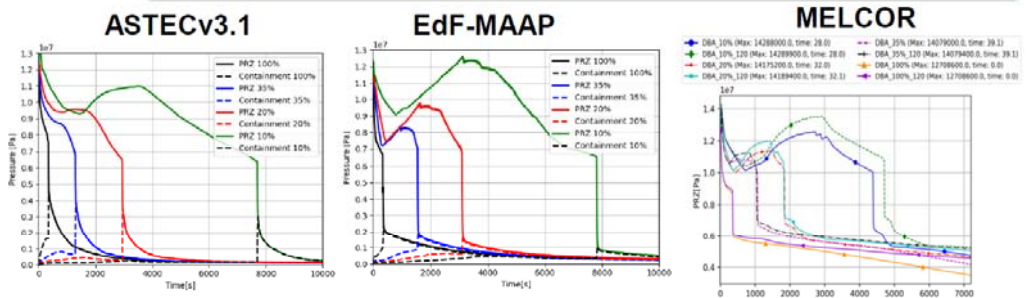


圖 3-64、事故時序

SAOPAM-SA iPWR Design-1: DBA Scenarios results

SAFETY ANALYSIS OF SMR WITH PASSIVE MITIGATION STRATEGIES - SEVERE ACCIDENT



- Kinetics of the RPV depressurization depends on the break size (courtesy of M. Malicki, PSI)
- Only part of the decay heat evacuated through the break → pressure increase in the RPV
- When the ECCS valve opening → core refilled by gravity
- **Good agreement on the timing of the ECCS activation**



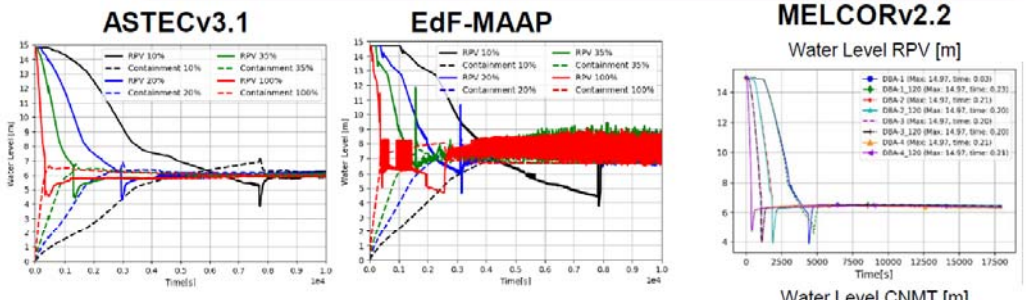
F. Gabrielli CSARP/MCAP Meeting Bethesda, MD, USA, June 2-6, 2025 13

SAOPAM-SA Consortium reserves all rights in this document and in the information contained therein. Reproduction, use or disclosure to third party without express authorization is strictly prohibited.

圖 3-65、iPWR 壓力計算結果

SAOPAM-SA iPWR Design-1: DBA Scenarios results

SAFETY ANALYSIS OF SMR WITH PASSIVE MITIGATION STRATEGIES - SEVERE ACCIDENT



- Codes are able to predict the key TH phenomena, e.g., single and two-phase natural circulation in integral RPV



F. Gabrielli CSARP/MCAP Meeting Bethesda, MD, USA, June 2-6, 2025

SAOPAM-SA Consortium reserves all rights in this document and in the information contained therein. Reproduction, use or disclosure to third party without express authorization is strictly prohibited.

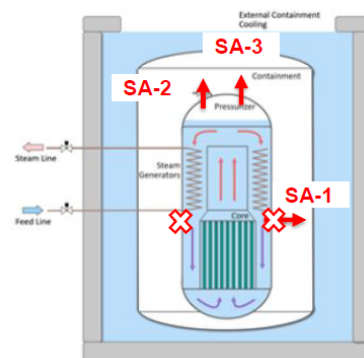
圖 3-66、iPWR 水位計算結果

SASPAM-SA iPWR Design-1: Postulated SA Scenarios

SAFETY ANALYSIS OF SMR WITH PASSIVE MITIGATION STRATEGIES - SEVERE ACCIDENT

- SA-1: 100% break on the CVCS makeup line
- SA-2: Inadvertent opening of 1 RVV valve
- SA-3: 100% break on the Venting line

- Loss of AC @ t = 0 s
- **Accident progression:**
 - Loss of FDW and Reactor SCRAM
 - Isolation of the MSL
 - Activation of the ECCS
 - $(P_{RPV} - P_{CNV} < 62 \text{ bar})$ & CNV level > 5.8 m
 - Opening of 3 RVVs and **failure** of 2 RRVs



F. Gabrielli CSARP/MCAP Meeting Bethesda, MD, USA, June 2-6, 2025

11

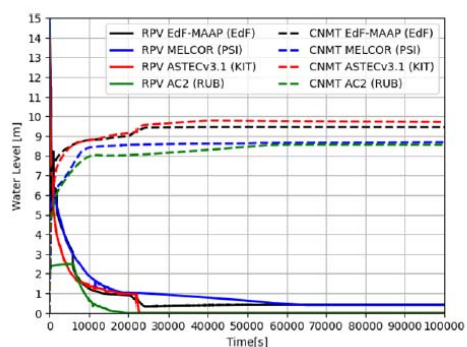
SASPAM-SA Consortium reserves all rights in this document and in the information contained therein. Reproduction, use or disclosure to third party without express authorization is strictly prohibited.

圖 3-67、嚴重事故模擬說明

SASPAM-SA iPWR Design-1: SA-1 scenario

SAFETY ANALYSIS OF SMR WITH PASSIVE MITIGATION STRATEGIES - SEVERE ACCIDENT

- RPV depressurizes while the pressure in the CNTM increases up to equalizes to about 0.1 MPa
- Because of the stack of the RRVs, the core is isolated and the water level decreases below the TAF quite early and it is completely uncovered at about 25,000 s

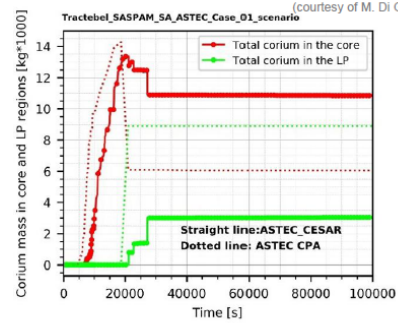
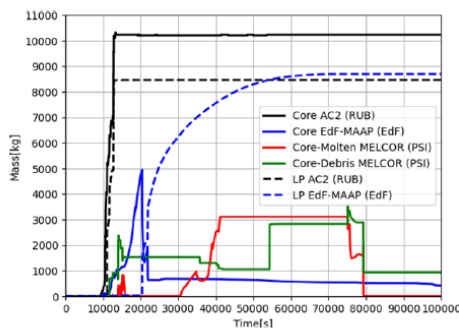


F. Gabrielli CSARP/MCAP Meeting Bethesda, MD, USA, June 2-6, 2025

15

SASPAM-SA Consortium reserves all rights in this document and in the information contained therein. Reproduction, use or disclosure to third party without express authorization is strictly prohibited.

圖 3-68、RPV 水位計算結果



- The timing of the relevant phenomenological of the core degradation progress shows a reasonable agreement
- Degradation begins at 10,000 – 15,000 s
- Mass of material relocated in the LP 8.5 – 10.5 ton



圖 3-69、爐心熔融物質量計算結果

■ 韓國

此次 CSARP 會議中，韓國 KAERI 團隊發表了近期針對熔鹽反應器（Molten Salt Reactor, MSR）的研究成果，由於 MSR 採用液態燃料鹽作為冷卻劑與燃料，其物理、化學與熱流行為與傳統輕水式反應器明顯不同，因此現行 LWR 的事故分析方法並不適用於 MSR，需發展專屬的安全分析模式與工具。由圖 3-70 的簡報資料可知 MSR 係低壓運轉且配置有被動排鹽冷卻系統(passive drain salt cooling system)，雖降低了壓力容器損壞的風險，但若發生熔鹽洩漏，可能導致熔鹽擴散、固化以及分裂產物外釋等問題。

韓國 KAERI 團隊以確保 MSR 於海上應用的安全性為目標，將研究工作劃分為五大項，包含爐心設計與熱流分析、熔鹽燃料與結構材料耐蝕性研究、系統設計與事故分析、安全策略以及海洋應用技術，如圖 3-71 所示。現行針對 MSR 的事故分析，大多聚焦於熔鹽洩漏事故，圖 3-72 說明該團隊透過 ANSYS Fluent 進行二維與三維模擬，探討熔鹽在不同洩漏速率、溫度、衰變熱條件下的擴散、固化與溫度變化。此外，該團隊也建置專用的熔鹽擴散與 Aerosol 實驗平台，記錄熔鹽溫度場、傳輸與固化現象，並進一步分析 Aerosol 粒徑與濃度分布，實驗設施如圖 3-73 所示。由圖 3-73 可知，該實驗透過將 crucible 加熱模擬熔鹽於事故情況下的溫升現象，透過控制閥將熔鹽釋放至 spreading

channel，透過 spreading channel 底部的多個溫度感測器（TS 系列），記錄熔鹽擴散過程中的溫度變化與流動範圍，藉以了解熔鹽在事故情況下的擴散、冷卻與固化行為，同時觀測 Aerosol 生成過程，提供後續 MSR 事故分析與模式驗證的參考。圖 3-74 為熔鹽實驗的初步測試結果，由紅外線熱顯像圖可知當熔鹽進入 spreading channel 後在通道內的溫度分布與流動範圍，而溫度感測器量測結果顯示最靠近熔鹽流入處的 TS-01(紅線)，溫度快速升高並在約 17770 秒達到最大值 370°C，而最遠處的 TS-10 溫度最低且溫升幅度最小，由此可知熔鹽溫度會隨距離增加快速遞減。

02

Research Objective

Development of Marine MSR Safety Technology

Strictly Private & Confidential

Korea Atomic Energy
Research Institute

- **Comparison LWR severe accidents with MSR accident safety**
 - Shared safety concerns: reactivity, heat removal, fission product behavior
 - Different reactor physics, materials, and system configurations
 - Existing LWR safety analysis methods ≠ directly applicable to MSRs
 - Cross-learning opportunities: containment, source term, accident mitigation
- **Key differences & similarities between PWR & MSR accidents**

| Aspect | PWR | MSR |
|-------------------------|--|---|
| Coolant / Fuel Form | Water(coolant), solid fuel | Liquid fuel & coolant (molten salt) |
| Operating pressure | High (around 150 bar) | Low (< 5bar) |
| Decay heat removal | Relies on coolant injection and pressure-bound systems | Passive cooling & drain tanks |
| Core Damage Progression | Fuel melt, core relocation, vessel failure | Fuel remains liquid, potential leakage into containment |
| Fission Product Release | Rapid release during fuel failure | Slower, salt-retained, but potential volatile species |
| Containment Strategy | High-pressure containment needed | Low-pressure, leak capture & salt solidification |

圖 3-70、MSR 與 LWR 比較

01

Introduction

Project Overview

Strictly Private & Confidential
Korea Atomic Energy
Research Institute
KAERI

Policy framework in Korea

- Top 120 National Policy Agenda: Securing next-generation nuclear technologies
- 12 National Strategic Technologies: Advanced nuclear power systems

Project objective

- Secure core technologies for MSRs applicable to carbon-free marine platforms
 - Ship propulsion systems, Floating nuclear power plants, Offshore energy plant

Timeline & budget

- Period: 2023. 5. – 2026. 12.
- Budget: KRW 29 billion
- Collaboration
 - Ministry of Science and ICT (MSIT)
 - Ministry of Oceans and Fisheries (MOF)
- Five R&D sub-projects

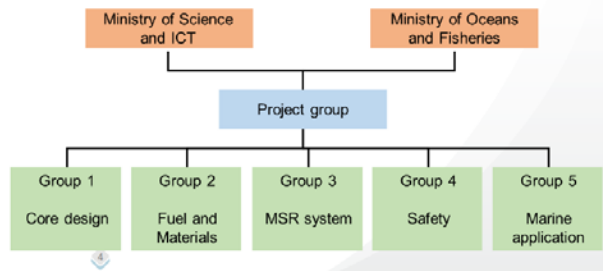


圖 3-71、MSR 研究規劃

03

Research Contents

Salt Spill Behavior Analysis for Safety Assessment

Strictly Private & Confidential
Korea Atomic Energy
Research Institute
KAERI

Objective:

- Ensure safety by analyzing molten salt behavior during spill accidents
- Provide key parameters (e.g., temperature, spread area) for estimating fission product release

Research Overview:

- Scenario & Condition Review
 - Leakage flow rate and total volume
 - Environmental conditions (floor and air temperature, surface material & shape)
- Simulation & Modeling
 - Molten salt behavior simulation using ANSYS Fluent
 - Sensitivity study on key model parameters
 - 2D & 3D assessment of environmental influence
 - Evaluation of salt composition effects
- Data Utilization & Validation
 - Reference to Meltsread model and VULCANO test data
 - Aerosol generation and salt spreading analysis using OpenFOAM
- Experiment
 - Validation: salt spill analytical results
 - Model development: Aerosol generation properties (size, concentration)

圖 3-72、MSR 熔鹽洩漏事故分析

Experimental Facility Establishment

Objective:

- Validation: salt spill analytical results
- Model development: Aerosol generation properties (size, concentration)

Experimental setup

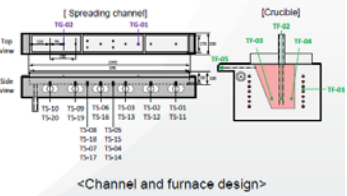
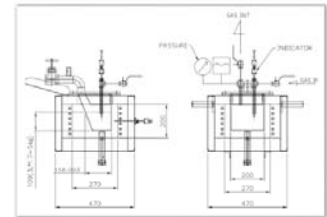
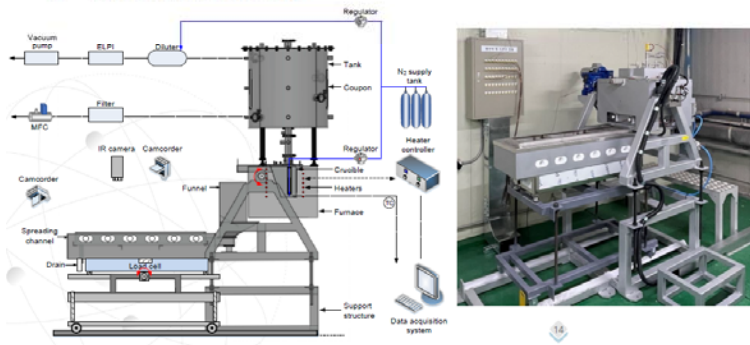


圖 3-73、熔鹽實驗設施

Experimental Facility Establishment

Preliminary Test:

- Molten salt generation and transport
- Spread behavior observation
- Post analysis

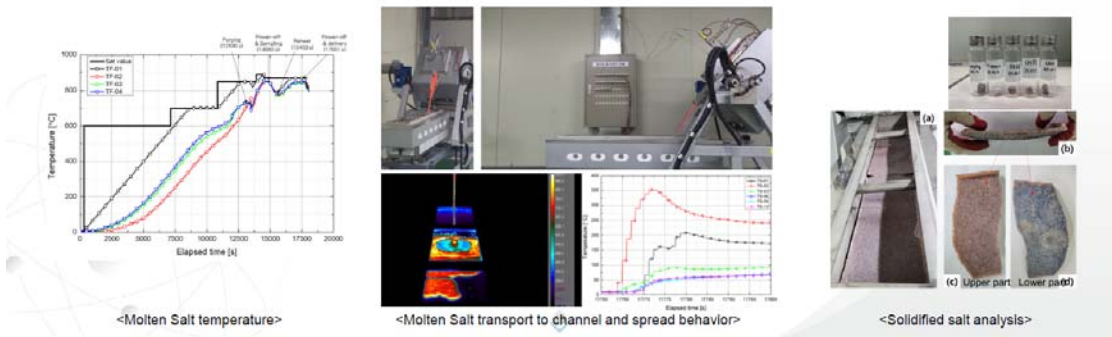


圖 3-74、熔鹽實驗初步測試結果

3.2.3 其他應用

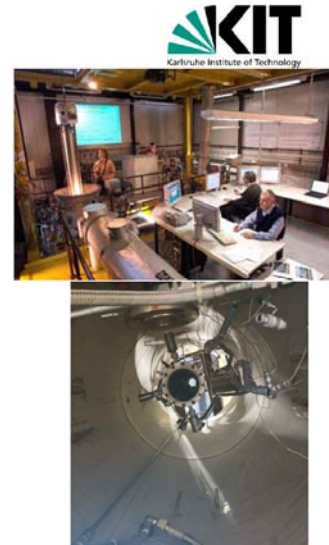
傳統鋁合金護套在高溫蒸汽環境下會劇烈氧化並產生大量氫氣，不僅加速燃料棒與爐心損壞，亦大幅增加氫爆與輻射源項外釋的風險。相較之下，ATF 技術透過導入鉻鍍層 (Cr-coated cladding)、鐵鉻鋁合金 (FeCrAl) 以及碳化矽複合材料 (SiC composites) 等新型護套材料，有效提升燃料護套的高溫抗氧化性與機械強度，顯著降低高溫氧化速率與氫氣生成量，有助於提升燃料在設計基準事故及超越設計基準事故的安全性。此外，ATF 的應用不僅限於既有輕水式反應器，亦可拓展至高燃耗燃料 (High Burnup Fuel, HBU)、高濃縮度燃料 (濃縮度可達 8%) 及長燃料週期運轉 (長達 24 個月)，同時也可滿足功率提升 (Power Uprate) 運轉需求。

德國 KIT 團隊近年積極推動 ATF 的實驗與模擬研究，並與德國 Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) 研究機構合作，同時參與 OECD-NEA 及 IAEA 等國際合作計畫，持續累積 ATF 在設計基準事故、超越設計基準事故以及乾式貯存情況下的實驗數據與模式驗證經驗。

圖 3-75 說明 KIT 與 GRS 的研究範圍包含分離效應測試、燃料束實驗以及模式開發與驗證，研究目標在於探討不同 ATF 護套材料於高溫環境下的行為，並透過程式模擬與實驗數據比對持續改善嚴重事故分析工具。圖 3-76 係 KIT 建置的 QUENCH (Quench Experiments on Bundle Heat-Up and Reflood) / LICAS (LWR Innovative Cladding Assessment Studies) 實驗設施，該設施為全球少數具備大尺度燃料束測試能力的實驗平台，可模擬 ATF 材料在多種事故情況下的表現，測試範圍涵蓋設計基準事故、超越設計基準事故以及長期乾式貯存，透過此設施能進行 Cr 鍍層 Zr 合金及 FeCrAl 合金等護套材料的抗氧化與氫氣生成評估。圖 3-77 為 QUENCH-19 實驗與多個程式 (ASTEC、ATHLET、MELCOR 等) 的分析結果比對。KIT 研究人員指出，由於各程式模擬的燃料溫度偏高，導致程式預估的氧化反應較實際情況嚴重，進而高估氫氣生成量。此外，各程式對 Fe 氧化反應所採用的經驗式不同，亦是造成結果差異的重要因素。由圖 3-78 所彙整的 IAEA ATF-TS 計畫成果說明可知，現行的嚴重事故程式皆已導入 FeCrAl 與 Cr 的氧化模組，可適用於 ATF 的事故分析，未來可進一步針對高溫區域 (超過共晶熔點) 的加速劣化進行深入研究以提升模擬結果的準確性。

ATF cladding research at KIT and GRS

- Focused on HT behaviour of promising cladding materials
- Separate-effects tests and bundle experiments
- Model development, code validation, and code application (also GRS)
- Embedded in international cooperation programs
- and further international collaboration, e.g., with Westinghouse (USA) and SNU (South Korea)



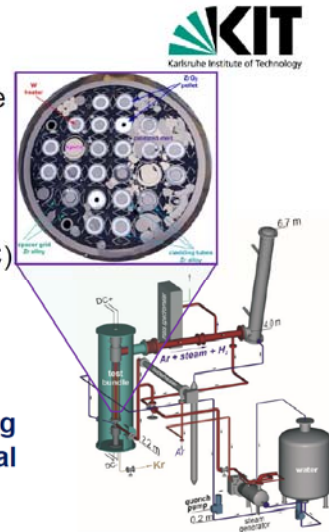
2 CSARP/MCAP Meeting, Bethesda, MD, USA, June 2-6, 2025

F. Gabrielli | RPD

圖 3-75、KIT 事故耐受燃料研究介紹

The QUENCH/LICAS Facility

- **Unique large-test facility worldwide** for investigating the materials' behaviour in conditions representative of
 - **Design basis accidents** ($T \leq 1200 \text{ }^\circ\text{C}$)
 - **Beyond design basis accidents** ($1200 \text{ }^\circ\text{C} < T < 2300 \text{ }^\circ\text{C}$)
 - **Dry storage** ($T < 450 \text{ }^\circ\text{C}$ for many months)
- **Providing high quality reference data and advancing understanding of physics to the international community**

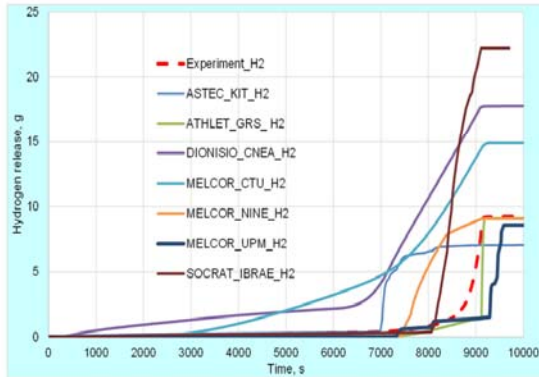


3 CSARP/MCAP Meeting, Bethesda, MD, USA, June 2-6, 2025

F. Gabrielli | RPD

圖 3-76、QUENCH/LICAS 實驗設施

IAEA CRP ATF-TS: Validation against QUENCH-19



- Good prediction for the total mass of released hydrogen
- Deviations due to either:
 - increased calculated temperatures (overprediction of hydrogen)
 - or individual modification of the Fe oxidation correlation

圖 3-77、氫氣釋放量預測與實驗比對

Main outcomes of the IAEA ATF-TS Benchmarks



- Good flexibility of the codes in adapting new materials
- Oxidation modules modified to take into account the correlations of FeCrAl and Cr oxidation
- Temperatures are mostly overestimated (before the escalation cases), whereas the hydrogen release values are widely scattered
- The oxidation of FeCrAl included the entire operating temperature range
- The behavior of the Cr coating was described for temperatures below the point of formation of the Cr/Zr eutectic melt
- Further research is needed to take into account processes above the eutectic points

圖 3-78、ATF 研究成果綜整

3.3 小結與管制建議

綜整 2025 年 CAMP 與 CSARP 會議研究成果，現行 TRACE 和 MELCOR 等分析程式皆配合 SMR 與新型反應器發展趨勢，透過程式多物理耦合、數值穩定性改善與使用者介面改良等方式，精進被動冷卻、自然循環、多相流、氫氣行為及嚴重事故進程等關鍵現象模擬能力，確保程式分析工具能合理反映 SMR 及新型反應器的運轉機制與安全特性。

現行國際間大型合作計畫包括歐盟 SASPAM-SA、McSAFER 與 DENOPI 等，其合作模式多採現象識別與排序方法(PIRT)識別關鍵現象，再據以規劃分離效應實驗(SET)與整體效應實驗(IET)，並結合多程式比對及實驗驗證，確保程式在不同設計與事故條件下的準確性與可靠性，以作為現行運轉中電廠、SMR 及新型反應器安全分析與法規審查的重要技術參考。

<管制建議>

1. 管制單位與研究單位應持續參與 CAMP 與 CSARP 等國際會議，以掌握全球核能安全分析領域最新發展。
2. 可支持研究機構持續蒐集縮尺與整體效應實驗相關熱流數據資料庫，以支援程式驗證及跨程式比對，確保分析結果的保守性與合理性。
3. 可持續關注國際間 SMR 及新型反應器的分析導則與審查基準訂定，有助於未來我國在 SMR 及新型反應器發展過程中，可與國際安全分析技術和評估方法保持同步。

4. 結論

本研究彙整 IAEA-TECDOC-1949 報告的重要成果，內容涵蓋 SFP 嚴重事故進程三個階段的重要現象。現行國際間針對用過燃料池安全所訂定的規範大多係針對 SFP 水位與 SFP 水溫作為補水等緩和策略及管制要求的參考依據，透過上述方式可有效避免事故進展到後續嚴重事故情況。以我國核三廠為例，依「核子事故分類通報及應變辦法」第三條規定，當 SFP 水位低於用過燃料頂端上方 3 公尺，或喪失維持池水溫度低於 80°C 之能力，即屬「緊急戒備事故」，明確將 SFP 池水位與池水溫度監測列為事故應變決策的重要依據，相關程序書包含「喪失冷卻能力或池水流失時之處置與恢復程序」及「緊急補水／噴灑策略」等，皆可確保在喪失冷卻或喪失冷卻水情況下，透過補水等緩和策略維持 SFP 完整性。由此可證，我國現行用過燃料池的安全管制與應變措施，皆符合國際安全準則並具備完善的防護與復原能力。

而透過綜整 2025 年 CAMP 與 CSARP 會議研究成果可知，現行國際間大型合作計畫包括歐盟 SASPAM-SA、McSAFER 與 DENOPI 等，皆係透過現象識別與排序方法(PIRT)首先鑑別關鍵現象，再據以規劃分離效應實驗 (SET) 與整體效應實驗 (IET)，並結合多程式比對及實驗驗證，確保程式在不同設計與事故條件下的準確性與可靠性，以作為現行運轉中電廠、SMR 及新型反應器安全分析與法規審查的重要技術參考。

參考當前國際發展趨勢，管制單位可支持研究機構持續蒐集縮尺與整體效應實驗相關熱流數據資料庫，以支援程式驗證及跨程式比對，確保分析結果的保守性與合理性，對核安管制應有相當助益。未來可持續關注國際間 SMR 及新型反應器的分析導則與審查基準訂定，有助於未來我國在 SMR 及新型反應器發展過程中，可與國際安全分析技術和評估方法保持同步。

參考文獻

- [1] International Atomic Energy Agency (IAEA), Phenomenology, Simulation and Modelling of Accidents in Spent Fuel Pools: Proceedings of a Technical Meeting, IAEA-TECDOC-1949, 2021.
- [2] 核能安全委員會,「核子事故分類通報及應變辦法」,民國 105 年 1 月。
- [3] 台灣電力公司,核三廠除役程序書 D597.1,用過燃料池喪失冷卻能力或池水流失時之處置與恢復程序,113 年 5 月 10 日。
- [4] 台灣電力公司,核三廠除役程序書 D1451.5,用過燃料池緊急補水/噴灑策略,113 年 4 月 24 日。
- [5] NuScale Power, LLC, NuScale Design Certification Application (DCA), Final Safety Analysis Report (FSAR), Revision 5, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2023.