

出國報告（出國類別：開會）

參加 2025 年 OECD/NEA 核電廠組件
運轉經驗、劣化與老化研究計畫
（CODAP）第 30 次會議與研討會暨
參訪日本電力中央研究所(CRIEPI)
與日本發電設備技術檢查協會
（JAPEIC）

服 務 機 關 ： 核能安全委員會
姓 名 職 稱 ： 郭獻棠科長
派赴國家/地區： 日本/東京
出 國 期 間 ： 114 年 9 月 15 日至 9 月 19 日
報 告 日 期 ： 114 年 11 月 14 日

摘要

本次赴日本東京參加經濟合作暨發展組織/核能署（OECD/NEA）電廠組件運轉經驗、劣化與老化研究計畫 (Component Operational experience, Degradation & Aging Program, 以下簡稱 CODAP) 第 30 次會議，並於會後參加 CODAP-30 研討會及參訪日本電力中央研究所(CRIEPI)與日本發電設備技術檢查協會(JAPEIC)非破壞檢驗中心，過程紀要與心得詳如報告內容所述，並建議如下：

1. 持續參與 CODAP 計畫及相關會議，蒐集核電廠維護經驗及相關研究資訊，提升我國核安管制技術能力。
2. 對於 CODAP 研討會議題，涉及核電廠維護管理部分，進一步蒐集相關資訊，掌握維護管制要項。
3. 持續提供 CODAP 資料庫案例及我國核電廠維護經驗回饋，積極參與國際核能合作，提高我國能見度。

目錄

摘要.....	i
壹、目的.....	1
貳、出國行程.....	2
參、過程紀要.....	3
一、CODAP 計畫第 30 次會議紀要.....	3
1. 會議開幕.....	3
2. 確認本(第 30)次會議議程及前(第 29)次會議紀錄.....	3
3. CODAP 計畫秘書單位報告.....	4
4. 資料庫提交現況.....	4
5. CODAP 計畫第 29 次會議行動項目執行現況.....	6
6. CODAP 外部活動.....	6
7. CODAP 2025 工作計畫以及 OA 工作.....	7
8. CODAP 第五期規劃.....	8
9. CODAP 第五期規劃專題報告討論.....	8
10. 與日本核電業者經驗交流研討會規劃.....	8
11. 其他事項.....	9
12. 核能電廠運轉經驗交流.....	9
13. 決議之行動項目.....	9
14. CODAP 會議排程.....	9
15. 會議閉幕.....	10
二、CODAP-30 研討會紀要.....	10
1. 研討會開幕.....	10
2. CODAP 介紹.....	11
3. 核電廠應力腐蝕龜裂.....	11
4. 核電廠機組長期停機及重啟作業.....	14
5. 老化的複雜性：核設施一生中所遇到的障礙.....	17
6. CODAP 資料庫應用.....	19
7. 研討會閉幕.....	20
三、日本電力中央研究所參訪紀要.....	20
四、日本發電設備技術檢查協會非破壞檢驗中心參訪紀要.....	22
肆、心得與建議.....	24
伍、附件.....	25
附件一、CODAP 計畫第 30 次會議出席人員名冊.....	25
附件二、CODAP 計畫第 30 次會議議程.....	27
附件三、CODAP-30 研討會議程.....	29

壹、目的

CODAP 計畫為經濟合作暨發展組織/核能署(OECD/NEA)設立之國際合作計畫，旨在蒐集核電廠安全重要系統管路及被動金屬組件劣化與失效相關資訊，亦包括潛在且足以顯著衝擊電廠運作之非安全相關組件。並將所蒐集之重要組件故障事件資料，納入專屬事件案例資料庫，以供 CODAP 會員國掌握組件故障原因、材料劣化機制及對核設施運作安全之影響，透過經驗回饋與交流，儘早發現組件劣化，防範類似故障發生，提升核設施運作安全。此計畫每年召開管理會議，進行會務討論及經驗交流，並蒐集彙整會員國提供之資料，定期發表專題報告。

CODAP 計畫採分階段逐年推動，第一階段(2011-2014)計有 13 個國家（加拿大、捷克、芬蘭、法國、德國、日本、韓國、斯洛伐克、西班牙、瑞典、瑞士、美國及台灣）參與；第二階段(2015-2017)，除芬蘭、瑞典外，其餘 11 國仍繼續參與；第三階段(2018-2020)，有 13 個國家（加拿大、捷克、芬蘭、法國、德國、日本、韓國、荷蘭、斯洛伐克、西班牙、瑞士、美國及台灣）參與；第四階段(2021-2023)，除上述 13 國外，2022 年新增阿拉伯聯合大公國(United Arab Emirates)；第五階段自 2024 年開始，目前已加入之國家共 14 國(加拿大、捷克、芬蘭、法國、德國、日本、韓國、荷蘭、斯洛伐克、西班牙、瑞士、阿拉伯聯合大公國、美國與台灣)。

透過持續參與 CODAP 國際合作計畫及相關會議，保持與其他國家核能管制單位及研究單位之技術交流，可提高我國能見度；另可持續蒐集各國核電廠安全重要管路與被動金屬組件維護管制相關技術資訊，掌握材料劣化最新資訊及研究現況，與國際接軌，強化核安管制技術能力及經驗回饋成效，有助於提升我國核能安全。

貳、出國行程

本次出國公差自 2025 年 9 月 15 日起至 2025 年 9 月 19 日止，共計 5 天。行程包括出席 CODAP 計畫第 30 次會議、CODAP-30 研討會以及參訪日本電力中央研究所(CRIEPI)與日本發電設備技術檢查協會(JAPEIC)非破壞檢驗中心(NDE Center)，行程列表如下：

日 期	工作內容	地 點
9 月 15 日 (一)	去程	台北-東京
9 月 16 日 (二)	出席 CODAP 計畫 第 30 次會議	東京
9 月 17 日 (三)	出席 CODAP 計畫 第 30 次會議 及參加 CODAP-30 研討會	東京
9 月 18 日 (四)	參訪日本電力中央研究所	橫須賀市
9 月 19 日 (五)	參訪日本發電設備技術檢查協會 非破壞檢驗中心 回程	橫濱市 東京-台北

參、過程紀要

本次出國公差參加 CODAP 計畫第 30 次會議相關行程與結果紀要分述如下：

一、CODAP 計畫第 30 次會議紀要

1. 會議開幕

- (1) 本次會議於日本東京舉辦，由日本原子力規制委員會 (Nuclear Regulation Authority, 以下簡稱 NRA) 主辦會議相關事宜，會議實體出席人員包含美國、德國、荷蘭、西班牙、日本、韓國、阿拉伯聯合大公國 (阿聯) 及台灣等 8 國代表，遠端視訊出席人員包含法國、加拿大、瑞士、捷克等 4 國代表，芬蘭、斯洛伐克等 2 國則未派員出席。
- (2) 首先由 CODAP 計畫主席 Eric Focht 先生宣布會議開幕，並對所有與會人員表示歡迎後，由與會人員逐一自我介紹。接著邀請本次會議主辦單位 NRA 「管制標準與研究處」 (Regulatory Standard and Research Department) 之「反應器系統安全研究組」 (Division of Research for Reactor System Safety) 組長北野浩二 (Koji Kitano) 先生致詞，北野組長除歡迎與會人員來到日本外，並指出老化管理對於核電廠機組長期運轉之重要性，強調分享和學習核電廠運作經驗之必要性。
- (3) 此外，北野組長並表示，由於日本核電廠機組為符合新管制標準，而經歷長期停機，具有長期停機管理經驗，可提供相關見解 (insights) 供他國參考。之後，拍攝團體照，各國出席人員名冊如附件一。

2. 確認本(第 30)次會議議程及前(第 29)次會議紀錄

- (1) 本次會議議程，循例包括各國核能電廠組件運轉經驗分享、CODAP 資料庫維護更新狀態說明、各成員國使用狀況統計分析、本年度迄今 CODAP 計畫工作進度說明、計畫經費運用與財務狀況揭露、未來工作規劃與會議舉辦地點等相關事宜。秘書 Keiko Chitose 女士已於會議前寄送初稿給各會員國代表，會議主席 Eric Focht 先生詢問與會人員對於本次會議議程意見，與會各成員國代表均無異議，同意照既訂議程進行，議程參見附件二。
- (2) CODAP 計畫第 29 次會議於今(2025)年 4 月 1-2 日於法國巴黎 OECD 會議中

心召開。會議主席 Eric Focht 先生詢問與會人員對於第 29 次會議紀錄之意見，各成員國均無異議，同意定稿。

3. CODAP 計畫秘書單位報告

- (1) NEA 秘書 Keiko Chitose 女士首先說明 CODAP 第五期協定規範，以及法國代表單位申請由法國輻射防護暨核能安全研究所(IRSN)改為核安全和輻射防護局 (Autorité de Sûreté Nucléaire et de Radioprotection, 以下簡稱 ASNR)，業經 CODAP 會員國全體同意(Unanimous Approval)在案。[註：ASNR 係根據 2024 年 5 月 21 日通過的法國法律設立的，該法律於 2025 年 1 月 1 日正式生效，將原有的核安全局(ASN)和核安全技術支援機構 IRSN 合併之]
- (2) 其次說明透過文宣資料，宣傳並吸引新成員國加入，可能邀請入會之會員國包含瑞典、比利時、保加利亞、匈牙利、羅馬尼亞及英國等國；並希望各會員國對所擬之文宣，能提供意見或入會經驗/心得分享，以吸引其他潛在會員國入會。
- (3) 接著說明核設施安全委員會(Committee on the Safety of Nuclear Installations, 以下簡稱 CSNI)今年 6 月召開第 77 次會議審核通過之技術報告數量、未來規劃召開會議之排程、CODAP 計畫第四期(2021-2023)總結報告與第 8 份專題報告送審規劃、CSNI 委員更新狀況及 NEA 技術報告加速發行提案討論結果，並表示將配合 CSNI 規範辦理 CODAP 技術報告發行作業。
- (4) Keiko Chitose 女士並就 CODAP 計畫第五期之財務收支狀況，進行簡要報告；有關今年我國需繳交之年費，NEA 已於 2025 年 5 月 5 日收訖。

4. 資料庫提交現況

- (1) 本部分由 CODAP 計畫執行室(Operating Agent, 以下簡稱 OA)-Bengt Lydell 先生，向與會人員報告 CODAP 資料庫之案例事件資料提交狀態及使用流量統計結果，並說明統計數據蒐集和分析方式；統計分析結果並已併同原始統計數據檔案，放置於 CODAP 資料網站工作區中，供各會員國參考。
- (2) 按本次 OA 簡報所提供資料，截至本次會議前 CODAP 資料庫收錄之案例，

統計 CODAP 計畫第五期會員國 14 國案例，共計 4,871 筆。

- (3)有關 CODAP 資料庫維護議題，OA 針對「及時完成案例資料上載送 OA 審查 (How do we resolve “unfinished business”?)」、「讓案例資料輸入更簡易(Can data entry be made easier?)」、「需文字敘述之欄位可否以各國母語輸入(Would it help to enter narratives in native language ?)」、「收錄案例資料之代表性(How do we ensure that database content reflect current material degradation challenges)」等項議題提出說明，以供各會員國參考。
- (4)為協助各會員國能及時完成 CODAP 案例事件資料上載送 OA 審查，OA 於本次會上說明資料提供者可藉由所提供之 EXCEL 範本檔案，填具事件相關欄位資訊，經各會員國內部審查確認後，再登入 CODAP 網頁版資料庫，將相關資訊複製貼於所對應之欄位。
- (5)OA 除說明 CODAP 案例事件資料主要蒐集來源與管道外，並說明 CODAP 資料庫案例事件屬於「代表性篩選事件」(Selected Representative Events, SREs)，主要用於提供各會員國，增進對材料劣化現象之瞭解，可作為建立材料劣化緩解策略(mitigation strategy)之技術基礎。
- (6)OA 另就所蒐集提供之近期關切事件資料，向各會員國出席代表簡要說明，指出 2025 年發生之「法國弗拉曼維爾(Flamanville)核電廠 1 號 EPR 機組一次側管路洩漏」、「瑞典奧斯卡港(Oskarshamn)核電廠 3 號 BWR 機組反應爐連接管路銲道龜裂」、「美國 Fermi 核電廠 2 號 BWR 機組反應爐水淨化系統(Reactor Water Cleanup System, RWCU) 因流體加速腐蝕(Flow Accelerated Corrosion, FAC)導致管路故障而造成反應器廠房淹水」等 3 次事件，屬於顯著材料劣化事件，應被登錄於 CODAP 資料庫。
- (7)對於 CODAP 資料庫結構更新狀況，OA 表示自前次會議後，僅進行微調，於「材料名稱(material designations)」欄位下拉式選單項目增列「高密度聚乙烯」(High-Density Polyethylene, HDPE)。
- (8)最後，OA 並針對 2025 年 4 月至 9 月間 CODAP 資料庫使用狀況，說明如何進行行為分類及統計分析，指出並無發現法國、加拿大、斯洛伐克等國有

登入資料庫使用紀錄；另按使用率觀之，大多為登入資料庫查詢特定案例事件資訊。整體觀之，CODAP 資料庫使用率仍屬偏低。OA 並以西班牙為例（幾乎每日登入資料庫），希望各會員國能多登入使用資料庫，蒐尋類似案例事件，瞭解事件發生原因，以加強經驗回饋成效。

5. CODAP 計畫第 29 次會議行動項目執行現況

- (1) OA 說明上次會議行動項目的狀態，並鼓勵各會員國代表多登入 CODAP 網站網頁資料區，查閱 OA 提供更新之技術資訊；另特別就美國北安娜核電廠 (North Anna Power Station, 以下簡稱 NAPS) 廠用海水管路發生之「微生物腐蝕」(Microbiologically Influenced Corrosion, 以下簡稱 MIC) 問題進行簡要說明，指出 NAPS 廠用海水管路(碳鋼管路)早期因 MIC 導致管路劣化洩漏，後於 1990 年代更換為不銹鋼管路；並執行水化學管控、管路修補或更換等改善措施。
- (2) 有關荷蘭提案 CODAP 資料庫加列研究用反應器，經本次會議討論，與會者同意擴大 CODAP 資料庫案例事件範圍，於 CODAP 資料庫加列研究用反應器屬性類別，以利研究用反應器系統管路或被動件老劣化經驗回饋。

6. CODAP 外部活動

- (1) 對於荷蘭核能安全暨輻射防護局 (Authority for Nuclear Safety and Radiation Protection, 以下簡稱 ANVS) 申請其指定檢驗機構 (designated inspection body) - LRQA 檢驗服務公司 (LRQA Inspections Services, 以下簡稱 LRQA)，以 CODAP 協議所稱之第三方 (the third party) 使用者身分，簽署保密協議 (Non-Disclosure Agreement, 以下簡稱 NDA)，使用 CODAP 資料庫案例事件資訊一案，由於 ANVS 已於會前向所有會員國，提供該 NDA 必要資訊，說明 LRQA 申請使用 CODAP 資料庫之目的與方式，ANVS 代表並於本次會議口頭補充說明，將規劃於後續召開之 CODAP 會議，提出 LRQA 執行其委辦計畫之成果報告；經本次會議審議一致同意，其 NDA 並於 2025 年 10 月 1 日生效。
- (2) 有關 NEA 「組件與結構完整性暨老化工作小組」 (Working Group on Integrity and Aging of Components and Structures, 以下簡稱 WGIAGE)，

對於「應力腐蝕龜裂模式與運轉經驗」(SCC Models & OPEX)，所提出之核設施安全委員會活動提案單(Committee on the Safety of Nuclear Installations Activity Proposal Sheet，以下簡稱 CAPS)-「應力腐蝕龜裂：裂紋成長與洩漏流量模型的衡量及與運轉經驗比較(Stress Corrosion Cracking: Benchmark of Crack Growth and Leak Flow Rates Models & Comparison with Operating Experience)」，已於 2023 年獲 CSNI 核准立案；德國聯邦政府諮詢/技術支援之非營利組織-核電廠及反應器安全協會 (Gesellschaft für Anlagen-und Reaktorsicherheit，以下簡稱 GRS) 出席代表 Stephan Faust 先生並於本次會議中說明 CAPS 現況。

(3)Stephan Faust 先生說明前述 CAPS 之標的事件類型為 SCC 表面裂紋及 SCC 洩漏，並以異質金屬銲道及奧斯田不銹鋼(Austenitic stainless steel)作為材料劣化探討之範圍，目標為以運轉經驗資料衡量 SCC 模型，提升裂紋長度及裂紋深度預測之可靠性；所需之工作項目包含建模、模擬及運轉經驗數據等三區塊，分由 3 個小組執行及協調整合，目前正就所蒐集之實際運轉資料與模擬結果數據進行比對審核，預期明年提出成果報告。

(4)此外，WGIAGE 所提出之 CAPS-「OECD/NEA 資料庫運轉經驗應用於安全度評估研討會(Workshop on Applicability and Applications of Operating Experience from the OECD/NEA Database Projects to Probabilistic Risk Assessment (PSA))」，已於 2024 年獲 CSNI 核准並於本次會議中由 GRS 出席代表 Stephan Faust 先生說明 CAPS 現況。

(5)Stephan Faust 先生說明前述 CAPS 規劃辦理單位-風險評估工作小組(Working Group on Risk. Assessment，以下簡稱 WGRISK)提案辦理此研討會目的、研討範圍、預期成果、時程規劃、會前問卷調查重點與現況等，並表示此研討會規劃於 2026 年 5 月於德國 GRS 辦理，2026 年 12 月完成工作報告(經 CSNI 核定)。

7.CODAP 2025 工作計畫以及 OA 工作

(1)OA 說明今(2025)年度規劃執行之工作，共計 11 項，其中資料庫維護與用戶支援、微軟 Access 版本資料庫更新、專案管制文件定期檢視更新、專

題報告彙編等 4 項為主要之工作項目。

(2)OA 說明年度經費執行情況，目前執行率約 7 成。OA 後續將依據額度調整第 4 季工作計畫執行方式。

(3)OA 並說明因受邀參加 2026 年美國機械工程壓力容器與管線研討會(ASME Pressure Vessels and Piping Conference, 以下簡稱 ASME PVP 研討會)，將準備發表論文。

8.CODAP 第五期規劃

有關西班牙核能安全委員會(The Consejo de Seguridad Nuclear, 以下簡稱 CSN)提案建議，應用西班牙 Kampal Data Solutions 公司所開發之人工智慧語義蒐尋技術 (semantic search technology) 於 CODAP 資料庫，經本次會議討論，建議最簡單合適的途徑是 CSN 先和 Kampal 公司建立合作架構，簽署 NDA 後，送請所有會員國同意使用 CODAP 資料庫，進行可行性研究。

9.CODAP 第五期規劃專題報告討論

(1)首先由 OA 報告目前振動疲勞專題報告稿彙編狀況，說明報告架構、金屬疲勞議題、運轉經驗案例統計分析及未完成事項；本專題報告探討之振動疲勞，為金屬疲勞之高週期疲勞(High-Cycle Fatigue, HCF)議題，包含高頻聲能誘發振動(Acoustically Induced Vibration, AIF)、流體誘發振動(Flow-Induced Vibration, FIV)、機械誘發振動(Mechanically-Induced Vibration, MIF)等；OA 並指出有於本專題報告稿，納入所蒐集之近 20 年來國際核電廠管路振動疲勞失效案例統計分析結果與趨勢。

(2)有關目前所蒐集之未來規劃專題報告題目，包括生水冷卻管路完整性、管路劣化失效對運轉與安全之影響、管路破口或龜裂大小與流量之關聯性、核電廠商轉 5 年內設備材料劣化案例探討等，於本次會議進行意見交換，會議主席並歡迎各會員國再提出其他題目，以一併列入下次會議討論。

10.與日本核電業者經驗交流研討會規劃

與會代表審查確認 9 月 17 日下午研討會的定案計畫並為討論做好準備。

11.其他事項

會議主席回顧概括第一天的討論結果。

12.核能電廠運轉經驗交流

(1)荷蘭代表 H       van Ostaay 女士，以荷蘭博爾瑟勒(Borssele)核電廠反應爐控制棒驅動機構(Control Rod Drive Mechanism, 以下簡稱 CRDM)為題，提出運轉經驗分享；指出 2024 年發現 CRDM Cano 密封洩漏偵測管，有洩漏情形；2025 年已完成修理更換並進行肇因調查中。荷蘭代表 H       van Ostaay 女士並希望如果其他會員國有類似案例經驗，能提供荷蘭參考；NRC 代表並表示，將再洽詢有關部門人員，如有類似經驗案例，將會另行提供。

(2)我國出席人員(郭獻棠)，以「核三廠 2 號機大修期間反應爐蓋螺椿無法順利旋出事件之管制經驗」題，提出運轉經驗分享。報告內容包括我國核電廠狀態、事件簡介、事件原因與改正措施、核安會管制作為等。捷克出席代表 Miroslav Zamboch，表示該國核電廠亦有類似裝有反應爐蓋螺椿螺孔牙套，美國出席代表 Eric Focht 先生(本次會議主席)則對此表示，應先確認螺孔與牙套是否為異質金屬，並感謝我國提出之經驗分享報告。

13.決議之行動項目

針對本(第 30)次會議行動項目，包括「請各會員國對 CODAP 入會文宣草案提供意見」、「OA 草擬研究用反應器屬性類別供各會員國審核加列 CODAP 資料庫」、「CODAP 秘書將 OA 填寫之 WGRISK 問卷意見提供各會員國參考」、「各會員國完成 WGRISK 問卷填寫送 CODAP 秘書」、「各會員國完成審查振動疲勞專題報告稿」、「OA 彙整各會員國意見完成振動疲勞專題報告稿並送 CSNI 審查小組審核」、「各會員國審視第 10 期 CODAP 專題報告題目提案並於第 31 次 CODAP 會議討論定案」等，經會議討論結果均同意立案追蹤。

14.CODAP 會議排程

(1)捷克出席代表 Miroslav Zamboch 說明第 31 次會議事宜，預定於 2026 年 4 月召開，地點於捷克布拉格(Prague)，由捷克 UJV Rez 公司主辦。

(2)第 32 次會議則預定於 2025 年 9 月 9~10 召開，地點於 OECD/NEA 總部。

15. 會議閉幕

主席 Eric Focht 先生宣布會議結束，並向所有與會者表示感謝。

二、CODAP-30 研討會紀要

1. 研討會開幕

(1)首先由 CODAP 計畫主席 Eric Focht 先生開幕致詞，對前來參與研討會之日本核能相關單位表示歡迎並說明本次研討會議程，接著邀請日本原子能協會(Atomic Energy Association, 以下簡稱 ATENA)理事佐藤拓(Taku SATO)致詞後，由與會人員逐一自我介紹。

(2)本次研討會參與單位，除 CODAP 第 30 次會議與會單位外，並包含 ATENA、中國電力公司(The Chugoku Electric Power Co. Inc., 以下簡稱中電)、關西電力公司(The Kansai Electric Power Co. Inc., 以下簡稱關電)等單位。

(3)ATENA 佐藤理事於本次研討會致詞表示，日本原子能協會的使命主要為提升日本核電廠安全，並擔任代表業者與管制機關溝通之角色。佐藤理事並提及日本政府於 2025 年 2 月更新的第七版能源戰略計畫(the 7th Strategic Energy Plan)，表示日本針對未來 2040 年之能源政策方向，將著重發展對能源安全及顯著去碳效果有貢獻之電力來源，包含核能，以滿足日漸提升之電力需求。

(4)佐藤理事並指出，由於新建大型新型核電廠需長期時間，若能延長現行核電廠機組運轉期間，將有助於符合日本對於能源之需求。並期望透過各種管道，例如參與國際會議或研討會，蒐集及交換核電廠運轉經驗及長期運轉相關議題資訊，例如金屬材料劣化相關資訊，強化國際合作，提升管制知識與經驗。

(3)本次研討會簡報議題包含 CODAP 簡介與資料庫應用、核電廠應力腐蝕龜裂經驗回饋、長期停機及重啟作業管理(包含美國 Palisades 重啟 ISI 作業及日本島根核電廠長期停機機組維護管理)等，並摘要分述如下。

2. CODAP 介紹

(1) CODAP OA-Bengt Lydell 先生先以「Origin, Evolution & Current Status of CODAP」為題，向研討會參與人員，介紹 CODAP 歷史與現況。Bengt Lydell 先從 1992 年發生瑞典巴爾塞貝克(Barsebäck)核電廠主蒸汽管路安全洩壓閥意外開啟，因高溫蒸汽噴入抑壓池，造成管路纖維絕緣物剝離而導致圍阻體噴灑系統進水口濾網堵塞事件說起；並指出自該事件後，核能界展開積極之回應作為，例如 1994 年 OECD/NEA 對該事件召開研討會及 GSI-191 相關議題研究、評估與改善，並認知有需掌握材料劣化機制及相關運轉經驗。

(2) Bengt Lydell 接著說明此事件後，瑞典核電檢查署 (Swedish Nuclear Power Inspectorate, 以下簡稱 SKI) 於 1994~1998 年間執行核電廠反應爐水喪失事故頻率(LOCA Frequency)相關研究，其間於 1997 年召開管路可靠性國際研討會；1998~2002 年間為建置國際核電廠管路失效經驗資料庫，IAEA 或 NEA 召開數場次會議或研討會，2011 年 5 月 NEA 並召開 CODAP 啟動會議(kickoff meeting)。

(3) Bengt Lydell 指出「應力腐蝕龜裂與纜線老化研究計畫」(Stress Corrosion Cracking and Cable Aging Project, 以下簡稱 SCAP) 始於 2006 年，至 2010 年圓滿結束；「經濟合作暨發展組織核電廠管路失效資料交換研究計畫(OECD Piping Failure Data Exchange Project, 以下簡稱 OPDE)」計畫始於 2002 年，迄至 2011 年圓滿結束。2011 年並結合兩研究計畫，於 5 月 18 日召開 CODAP 第 1 次會議。

(4) Bengt Lydell 並介紹 OPDE 及 SCAP 主要之計畫成果；OPDE 部分，包含建立關聯式資料庫(Relational Database)、辦理資料庫應用研討會等；SCAP 部分，包含建立 SCAP-SCC 資料庫。

3. 核電廠應力腐蝕龜裂

(1) 日本大飯核電廠 3 號機組沿晶龜裂研究計畫最新進展(Recent progress of a research project regarding intergranular cracking of Ohi Unit 3)

- a. 本項議題由日本關電公司歐瑪雅徹(Toru OUMAYA)先生提出簡報，主要介紹本研究計畫所探討之大飯核電廠 3 號機組(PWR)沿晶應力腐蝕龜裂(Intergranular Stress Corrosion Cracking, 以下簡稱 IGSCC)案例、龜裂檢測結果與原因調查、4 號機組平行調查結果、日本 PWR 機組額外超音波檢測方案等。
- b. 2020 年 8 月大飯核電廠 3 號機組於執行例行之營運期間檢查(In-Service Inspection, 以下簡稱 ISI)作業時，於調壓槽噴灑管路銲道邊檢測到 4.4 毫米深之周向裂縫(circumferential crack)。此裂縫於熱影響區中沿晶界擴展，但未擴展到銲道，裂縫口周圍無表面加工痕跡。
- c. 後經執行裂縫區硬度量測，發現鄰近銲道熱影響區有非常高之硬度值(維式硬度值)，硬化原因疑是銲接過程過高熱量及強約束(constraint)所致。
- d. 透過掃描式電子顯微鏡(Scanning Electron Microscope, 以下簡稱 SEM)/能量散射光譜儀(Energy Dispersive Spectrometer, 以下簡稱 EDS)(以下簡稱 SEM/EDS)，對前述沿晶裂縫側面(crack flank)及裂縫口(crack mouth)進行檢驗分析，並發現沿晶裂縫內部有氧化層。
- e. 另針對沿晶裂縫尖端(crack tip)執行 SEM/EDS 及掃描穿透式電子顯微鏡(Scanning Transmission Electron Microscope, 以下簡稱 STEM)/EDS(以下簡稱 STEM/EDS)分析，發現此沿晶裂縫可能具有擴展的潛力。並對前述管路銲道執行銲接殘餘應力分析，發現內表面軸向應力高於正常熱輸入的情況，顯示熱輸入量過大可能導致高殘餘應力。
- f. 基於以上檢驗分析結果，推斷前述沿晶裂縫起始與擴展過程；首先，運轉期間 PWR 一次側水化學流體環境，造成管路內表面氧化；接著，選擇性氧化可能造成晶界(Grain Boundary, 以下簡稱 GB)結合強度減弱，導致形成微裂縫(micro-crack)；微裂縫可能在高度硬化區擴展，穿過多個晶界區，此時由於較高的銲接殘餘應力，引發沿晶裂縫；並在銲接殘餘應力的驅動下，造成沿晶裂縫沿著硬化區向內擴展。

- g. 另透過所製作之銲接模型，確定高硬度的原因確為前述銲接過程過高熱量所致。並平行更換大飯核電廠 4 號機組相對應 3 號機組位置之調壓槽噴灑管路，進行破壞性檢驗，調查結果顯示，有發現晶界氧化現象，但無微裂縫或沿晶裂縫；銲道鄰近熱影響區之硬度檢測結果，亦顯示 3 號機組較 4 號機組為高，4 號機組相對應 3 號機組位置之調壓槽噴灑管路銲道鄰近熱影響區並無過高硬度之異常現象；因此，前述造成 3 號機組沿晶裂縫的銲接方式，應非屬典型之作業方式。
- h. 前述事件發生後，日本核電廠 PWR 機組針對所有執行 ISI 之銲道，進行評估；截至 2025 年 8 月，日本核電廠 PWR 機組共有 1036 個銲道執行檢測，檢測結果並無發現有龜裂現象。
- i. 本次簡報最後以依 EPRI MRP-458 計算之應力腐蝕裂縫增長率，說明前述額外超音波檢測方案之有效性，並指出經過此檢測，日本 PWR 機組不銹鋼管路不太可能出現應力腐蝕龜裂事件。

(2)韓國應力腐蝕龜裂研究計畫最新進展(Recent progress of a research project regarding SCC in Korea)

- a. 本項議題由韓國核能安全研究所 (Korea Institute of Nuclear Safety, 以下簡稱 KINS) Sung-Sik Kang 先生提出簡報，主要介紹韓光(Hanbit)核電廠PWR機組一次側冷卻水應力腐蝕龜裂(Primary Water Stress-Corrosion Cracking, 以下簡稱 PWSCC)事件經驗回饋，以及韓國原子能研究所(Korean Atomic Energy Research Institute, 以下簡稱 KAERI)所執行腐蝕相關研究之概況。
- b. 韓光核電廠 PWR 機組自 2010 年起發生之 PWSCC 事件，包含 2010 年 2 月 3 號機組大修期間發現反應爐爐頂穿越管洩水管嘴硼酸結晶(龜裂型式：IGSCC)、2013 年 4 號機組反應爐爐頂 CRDM 穿越管執行飛行時間繞射法(Time of Flight Diffraction, 以下簡稱 TOFD)超音波檢測發現 6 根 CRDM 管嘴有 6 處軸向 IGSCC 龜裂。其中 4 號機組反應爐爐頂 CRDM 管嘴龜裂，並採瑕疵埋入修理(Embedded Flaw Repair, 以下簡稱 EFR)-鎳基 52M 合金覆銲方式。

- c. 此外，韓光核電廠 5 號機組於 2023 年發生反應爐注水系統止回閥洩漏事件；1 號機組於 2024 年發現反應爐爐底儀用穿越管 (Bottom Mounted Instrumentation tube, 以下簡稱 BMI tube)有瑕疵指示(未洩漏)。
- d. 本簡報最後介紹韓國原子能研究所(Korean Atomic Energy Research Institute, 以下簡稱 KAERI)對於腐蝕相關研究之推展概況，指出 KAERI 正利用韓國除役核電廠-古里(Kori)核電廠 1 號機組(PWR)除役拆除物件採集材料(harvesting materials)，例如爐槽阻板-模型板螺栓(Baffle-Former Bolts)等材料，透過建置之輻射促進應力腐蝕龜裂(Irradiation-assisted Stress Corrosion Cracking, 以下簡稱 IASCC)測試實驗設施，執行老化驗證及壽命週期預測模式相關研究。由於目前所擁有之 IASCC 相關數據資料並不多，尤其是反應爐爐內組件，已再請業者蒐集提供，以作為核電廠長期運轉材料老化研究之用。
- e. 另指出 KAERI 所建立之 PWR IASCC 相關技術，可供抗腐蝕性(corrosion resistance)預測模式技術發展之用；目前 KAERI 正進行積垢引發局部腐蝕(CRUD Induced Localization Corrosion, 以下簡稱 CILC)相關研究工作，預期可應用於核電機組長期運轉反應爐爐內組件 CILC 及輻射促進劣化相關問題之減緩研究。

4.核電廠機組長期停機及重啟作業

(1)美國 Palisades 核電廠重啟 ISI 作業

- a. 本項議題由美國 NRC 核能管制研究署(Office of Nuclear Regulatory Research) Eric Focht 先生提出簡報，主要介紹美國 Palisades 核電廠因應重啟所執行之營運期間檢查(In-Service Inspection, 以下簡稱 ISI)作業，並聚焦於與「屏障完整(Barrier Integrity)」反應器安全基石(Reactor Safety Cornerstone)相關之 ISI 視察項目，包含反應爐爐內及內部組件、反應爐冷卻水系統 600 合金鋁道、反應爐蓋穿越管、蒸汽產生器熱交換管束等 ISI 作業視察。
- b. 有關 Palisades 核電廠針對反應爐爐內及內部組件所執行之非破壞檢

測作業，NRC 視察員係透過現場觀察進行查證，確認其非破壞檢測作業符合美國機械工程協會(ASME)規章第 11 部 ISI 10 年測試要求及 MRP-227 Revision 1-A「材料可靠度方案：壓水式反應器爐內組件檢驗與評估指引(Materials Reliability Program: Pressurized Water Reactor Internals Inspection and Evaluation Guidelines)」規範，業者已適當地監測反應爐內及內部組件老化狀況。

- c. NRC 視察員亦透過現場觀察確認，電廠針對反應爐冷卻水系統 600 合金鍍道所執行之非破壞檢測作業及修理/更換作業，符合美國機械工程協會(ASME)規章第 11 部要求。Eric Focht 先生並特別強調，並非所有執照修改/豁免申請都會被核准。
- d. 對於反應爐壓力槽爐蓋之非破壞檢測作業及修理/更換作業，NRC 視察員亦執行現場查證，確認符合美國機械工程協會(ASME)規章第 11 部要求。Eric Focht 先生並指出 NRC 正審查與修理技術相關之申請案，至於有缺陷之反應爐蓋穿越管，電廠係採用「半管嘴修復技術(half-nozzle repair technique)」進行修理。
- e. 針對 Palisades 核電廠於 1990 年更換之 2 台蒸汽產生器，NRC 視察員透過現場查證確認蒸汽產生器檢測作業確依運轉技術規範要求及美國電力研究院(Electric Power Research Institute, 以下簡稱 EPRI)「蒸汽產生器管理方案(Steam Generator Management Program)」指引執行。其 2 台蒸汽產生器有執行 100%之渦電流檢測，並依據 EPRI 現場壓力測試指引，執行洩漏驗證測試(Leak and proof testing)。
- f. Eric Focht 先生於簡報結論指出，Palisades 核電廠重啟專案計畫(restart project)從 2023 年 3 月開始，並於 2025 年 8 月獲 NRC 同意從除役轉換為運轉狀態，後續將依運轉技術規範要求，繼續執行重啟相關作業。

(2)日本島根核電廠長期停機維護管理

- a. 本項議題由日本中電公司多田雅彥(Masahiko Tada)先生提出簡報，主要介紹島根核電廠 2 號機長期停機維護管理經驗及 3 號機興建期間設

備維護作業。

- b. 多田先生首先介紹島根核電廠 3 部機組現況，其中 1 號機組(BWR-3)已於 2015 年 4 月停止商轉進入除役；2 號機組(BWR-5)為符合日本新管制標準，長期停機約 13 年(2012~2024)後，於 2024 年 12 月重啟商轉；3 號機組(ABWR)按舊管制標準於 2011 年幾乎完成興建相關作業，但為符合日本新管制標準，持續進行安全提升相關作業，尚未執行反應爐爐心燃料裝填。
- c. 其次，多田先生針對島根核電廠 2 號機組(BWR-5)於 2012 年至 2024 年長期停機期間，簡要說明重啟過程及機組設備維護管理與經驗回饋，茲摘要如下：
 - (a) 2012 年至 2024 年長期停機期間主要執行重啟再運轉相關工作，包含安全審查、安全提升相關施工、核子事故疏散計畫建置及獲取地方政府同意重啟等相關工作。
 - (b) 長期停機期間對於仍需維持功能要求之系統設備，例如維持用過核子燃料冷卻及放射性物質外釋圍阻等，按原運轉期間規定及週期進行維護；對於反應爐爐心燃料移出後不需維持功能要求之系統設備，雖不執行定期維護，但依 NRA 管制規定-「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」(Rules for the Installation and Operation of Commercial Nuclear Power Reactors)第81條第7款，按機組設施狀況，建置特別維護計畫，執行系統設備保存及健康狀況驗證措施，至各系統設備恢復運轉為止。
 - (c) 前述長期停機期間不需維持功能要求之系統設備，採乾式或濕式方式保存，主要考量是避免劣化，並需納入機組重啟前檢查計畫進行確認；對於有潛在風險造成跳機或機組停機之儀電設備組件，會進行功能測試及更換，以及調校測試，避免參數飄移造成設備故障。
 - (d) 有關納入機組重啟前檢查之設備及方式，對於高重要性或造成洩

漏之閥類設備，會執行拆解檢查；對於預期會隨時間或加壓狀況而劣化之電氣或儀控組件，會執行更換。

(e) 長期停機期間發生之設備故障事件，多田先生並列舉「循環水泵卡住」及「緊急爐心冷卻水泵進口管路污泥」等 2 例，作為經驗回饋說明。

(f) 有關機組長期停機後之再起動作業，在執行反應爐爐心燃料裝填時，會先將具有高燃耗之燃料置於靠近源階中子偵檢器處，以符合最低中子計數率要求；另由於分裂產物衰變及中子毒素產量較平常大修後再起動多，為補償所減少之反應度，會使用較高比例之新燃料及較低釷(Gadolinium, Gd)含量核燃料。

(g) 在執行反應爐起動作業時，由於停機期間長期洩水的設備組件，可能存有大量污泥，故會執行管路沖洗(Piping Flushing)；另會謹慎地執行飼水及冷凝水系統循環運轉，以及對主蒸汽及反應爐爐心隔離冷卻水(RCIC)系統，執行汽機旁通運轉。此外，亦會執行乾井巡視，確認是否有高壓高溫環境下造成設備組件劣化之議題。

(h) 此外，島根核電廠 2 號機組並於升載至 50%功率時，執行計畫性停機，執行主冷凝器熱井和蒸汽管路中的污泥回收作業。

d. 多田先生另對島根核電廠 3 號機組(ABWR)，簡介反應爐爐心燃料裝填前之系統設備維護管理作業，包含對不需運轉之設備，執行長期保存作業，以及對執行保存措施之設備，例如儀用或廠用空氣、廠房通風空調等系統設備，執行定期維護。

5.老化的複雜性：核設施一生中所遇到的障礙

(1) 本項議題由荷蘭 ANVS Hélène van Ostaay 女士提出簡報，主要介紹帕拉斯(Pallas)反應器興建、高中子通量反應器(High Flux Reactor, 以下簡稱 HFR)兩起經驗回饋事件、博爾瑟勒(Borssele)核電廠 PWR 機組第 2 次延長運轉等。

(2) Pallas 反應器係為取代 HFR，用於生產醫用同位素，目前正興建中。簡

報者認為，在興建過程即應將可維護性(maintainability)及可檢驗性(inspectability)納入考量，意即將老化管理作業納入管控。Pallas 研究用反應器所需符合之 IAEA 指引與標準 SSG-38 “Construction for Nuclear Installations” 及 SSG-10 “Aging Management for Research Reactors”，皆有考量老化管理議題。

- (3) HFR 為 45MW 熱功率之水池式(tank in pool)研究用反應器，自 1961 年開始運轉，採用荷蘭國家法規規範、IAEA 國際標準、姊妹型反應器運轉經驗及 IAEA 諮詢服務等，進行老化管理；所採用之 IAEA 標準，包含 SSR-3 “Specific Safety Requirements-Safety of Research Reactors”、SSG-10 “Specific Safety Guide-Aging Management for Research Reactors”、SSG-48 “Aging Management and Development of a program for Long Term Operation of Nuclear Power Plants”等，以及 IAEA NP-T-3.24 手冊 “Handbook on Aging Management for Nuclear Power Plants”。
- (4) 有關 HFR 埋入混凝土牆內之膨脹水箱管路(Expansion Tank Pipeline, 以下簡稱 ETP)變形問題，經營者雖已長期監視，然因於 2024 年目視檢測(Visual Test, 以下簡稱 VT)判定有表面破裂效應(surface breaking effect)，遂進行肇因分析及修理。肇因分析結果顯示，其埋入混凝土牆內之鋁管外表面，因處於高鹼性濕混凝土環境而氧化腐蝕，所累積之大量腐蝕產物向內壓迫管壁，導致管路變形。經營者雖有設置洩漏監測系統，卻無法預測掌握劣化趨勢，因而提出解決方案，在鋁管內再裝設特製管路，避免發生嚴重洩漏事件。
- (5) 有關 HFR 反應爐水池鋁襯鈹(aluminum liner)洩漏問題，經營者雖然長期監測洩漏率並判定不影響核安，但為瞭解洩漏原因，提出改正措施，遂執行大規模之肇因分析。肇因分析結果顯示，因迦凡尼保護(galvanic protection)劣化失效，造成缺陷區因高鹼性水環境與電位腐蝕機制而產生腐蝕物，因形成凸起而造成表面破裂龜裂(surface breaking crack)，導致反應爐水池鋁襯鈹洩漏。為降低腐蝕與洩漏率，經營者提出臨時封板(Temporary sealing plate)及冷噴塗技術(Cold spray technique)2

種特製解決方案，並正進行可行性研究。

(6) Borssele 核電廠第 2 次延長運轉：

- a. Borssele 核電廠僅有 1 部 PWR 機組，自 1973 年開始商轉，目前為第 1 次長期運轉(Long Term Operation, 以下簡稱 LTP)，並持續執行老化管理方案(AMP)，維持良好之水化學環境，其 2 台蒸汽產生器迄今並未更換。
- b. 雖然荷蘭核能法(Nuclear Energy Act)規定 2034 年境內核電廠必須永久停止運轉，但目前政府正進行修法作業中。目前有關預審作業(pre-licensing)討論正開始進行，LTP 審查標準為 IAEA 安全標準 SSR-2/2 (Rev.1) “Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation” 第 16 項要求 “Program for long term operation”。
- c. 業者除須提出定期安全評估(Periodic Safety Review, 以下簡稱 PSR)外，並須依 SSG-48 “Aging Management and Development of a Program for Long Term Operation of Nuclear Power Plants” 建置及執行整合性 LTO 方案(comprehensive program for long term operation)，以及基於 PSR 結果向管制機關提出 LTO 安全論述，確保第 2 次 LTO 運轉安全。

6. CODAP 資料庫應用

- (1) CODAP OA-Bengt Lydell 先生以「Re-examination of NUREG-1829 “Estimating Loss-of-Coolant Accident (LOCA) Frequencies Through the Elicitation Process”」為題提出報告，旨在向研討會參與人員，解釋利用電廠運轉經驗來建立管路故障機率指標的基本原理和流程及 CODAP 在支援機率分析中的角色等。
- (2) 有關執行管路失效機率分析之前提，Bengt Lydell 先生指出首先必須掌握管路基礎知識，例如材料性質、管路製造方法與銲接技術、設計施工相關規範與標準、管路應力、流體動力學、破壞力學等，才能藉助運轉經驗資料及實驗數據執行機率式破壞力學及統計分析，最後應用機率分析方法，得出機率式管路失效指標；機率分析方法包含建模、貝式可靠

度分析、專家判斷、靈敏度與不確定度分析等，Bengt Lydell 先生並推薦 IAEA 2023 年出版之編號 NR-T-2.16 技術報告 “Methodologies for Assessing Pipe Failure Rates in Advanced Water Cooled Reactors”，可作為研閱文獻。

(3) Bengt Lydell 先生接著介紹機率式結構完整性分析的基本要素、結構完整性風險組合(risk triplet)、基於實證數據建立之管路失效條件機率模型、管路失效模型、蒙地卡羅模擬管路結構完整性失效頻率、不確定度處理方法等。

(4) 最後，Bengt Lydell 先生於結論中指出，CODAP 是核電廠材料劣化研究極為寶貴的資訊來源，並可支持管路失效機率性評估。

7. 研討會閉幕

主席 Eric Focht 先生宣布研討會結束，並與所有與會者合照紀念。

三、日本電力中央研究所參訪紀要

1. 9 月 18 日上午，在日本 NRA 人員水田航平先生帶領下，一行人搭乘租車前往日本電力中央研究所(Central Research Institute of Electric Power Industry, 以下簡稱 CRIEPI)橫須賀區(Yokosuka Area)參訪；抵達 CRIEPI 橫須賀區後，由所內人員帶領前往會議室並先向參訪者介紹 CRIEPI 橫須賀區發展歷史後，再赴非破壞檢測、材料分析、管路薄化測試、流體洩漏實驗、應力腐蝕龜裂測試相關廠房參訪其實驗設施。以下就各實驗設施參訪紀要，依序說明。

2. 非破壞檢測實驗設施部分：

(1) CRIEPI 人員先介紹三維雷射都普勒振動測量系統(3D laser Doppler vibration measurement system)及虛擬超音波測試系統(virtual UT system)後，再補充說明如何在實驗室中，使用高功率發射器和接收器來測量超音波傳播特性，以及利用三維雷射都普勒振動測量系統量測並模擬超音波傳播；CRIEPI 並已開發出以超音波相陣列法(Phased array ultrasonics)為主的檢測技術，並將其應用於實際設備中。

- (2) 為提高超音波檢測人員的技能，CRIEPI 開發一種不使用實際測試樣品或缺陷檢測器的虛擬超音波測試系統，以建置高效率、低成本的缺陷檢測人員培訓方法。CRIEPI 人員並展示所開發之虛擬超音波測試系統，模擬管路缺陷超音波檢測作業。所建置之系統，包含模擬探頭(dummy UT probe)、模擬配管(dummy piping)等，並可與實際測試件量測結果進行比較驗證。

3.材料分析實驗設施部分：

- (1) 本次所參觀之實驗設施係為輻射作業管制區，因此參觀人員須配合規定穿著輻射防護衣、配戴電子式個人劑量計並將手機放入專櫃保管。CRIEPI 人員先介紹原子探針斷層掃描儀(Atom Probe Tomography，以下簡稱 APT)，指出為掌握輕水式反應器材料的老化機制，已研發於原子尺度上評估材料組成和結構的技術；研究人員可藉由三維原子探針，對尖端曲率小於等於 100 奈米的針狀樣品施加高壓脈衝，蒸發表面原子，透過高靈敏度之位置偵測器，確定樣本內原子的位置，以飛行時間法辨識從氫到鈾之原子種類。
- (2) CRIEPI 人員並說明為深入瞭解中子照射後反應爐金屬材料脆化行為，CRIEPI 已建置 APT 系統就材料奈米級微結構改變特性進行研究，並發展材料破壞預測模型，以提升核電廠安全重要組件材料完整性評估之可靠性。
- (3) CRIEPI 人員另介紹球面像差修正掃描穿透式電子顯微鏡(Spherical Aberration Corrected Scanning Transmission Electron Microscope，以下簡稱 Cs-corrected STEM)，並說明此儀器可應用於核電廠反應爐不銹鋼材料晶界偏析(grain boundary segregation)評估研究，而晶界評估技術未來可能因應核電廠長期運轉而成為所需執行之研究項目。
4. 管路薄化測試實驗設施部分，CRIEPI 人員說明透過所建置之雙相流實驗設施，在流量、水質和材料等不同條件下，針對流體加速腐蝕(Flow Accelerated Corrosion，以下簡稱 FAC)及液滴衝擊沖蝕(Liquid Droplet Impingement Erosion，以下簡稱 LDI)劣化機制進行研究，並透過實際實驗量測數據及

FALSET 軟體模擬分析，建立核電廠管路薄化預測和評估方法。

5. 流體洩漏實驗設施部分，CRIEPI 人員說明本實驗設施主要在研究管路失效洩漏對鄰近設備及人員安全之影響；透過不同條件（流體狀態、壓力、溫度、流速等）設定下進行實驗，利用溫度、壓力、流量計及雷射光學量測器等，測量相關參數，分析管路破損時流體洩漏行為，包含受影響區域、溫度分佈等，並建立存活機率模式，探討不同流體條件對人員安全之影響。
6. 應力腐蝕龜裂測試實驗設施部分，CRIEPI 人員說明本實驗設施係模擬核電廠高溫水環境下，探討 SCC 裂紋成長率(crack growth rate)，研究裂紋擴展特性，並展示 SCC 裂紋成長率與應力強度因子 (Stress Intensity Factor) 間之關係。
7. 其後由所內人員帶領前往員工餐廳用餐，用完餐後回至會議室，由本次 CODAP 會議主席及日本 NRA 代表致感謝詞後，大家互道珍重再見，搭車離去。CRIEPI 參訪行程於 9 月 18 日下午結束。

四、日本發電設備技術檢查協會非破壞檢驗中心參訪紀要

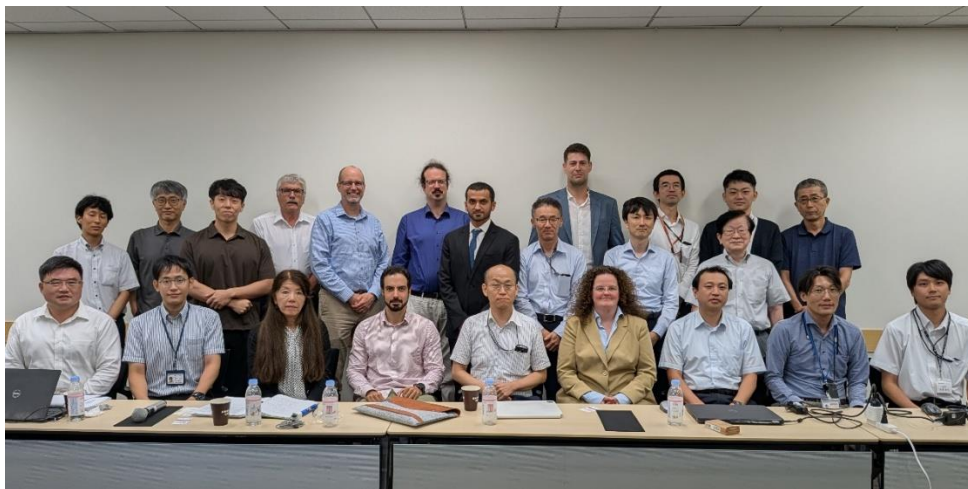
1. 9 月 19 日上午，在日本 NRA 人員水田航平先生帶領下，一行人搭乘電車前往日本發電設備技術檢查協會(Japan Power Engineering and Inspection Corporation, 以下簡稱 JAPEIC)非破壞檢驗中心(NDE Center)參訪。
2. JAPEIC 非破壞檢驗中心人員並以 “Experimental Visualization Methods for UT Simulation” 及 “Study on FEM simulation for Ultrasonic Testing” 為題，向參訪人員簡報。
3. 從 JAPEIC 非破壞檢驗中心人員簡報說明，可發現針對鎳基合金鉀道之 PWSCC，JAPEIC 自 2004 年至 2018 年間持續評估非破壞檢測技術並建置相關資料庫，2018 年至 2022 年則透過 PIONIC 國際合作計畫著眼於鎳基合金鉀道之沿枝晶間應力腐蝕龜裂(Interdendritic Stress Corrosion Cracking, 以下簡稱 IDSCC)研究及進行超音波檢測模擬方法之評估。
4. 接著 JAPEIC 非破壞檢驗中心人員帶領參訪人員參觀中心 2 棟建築物實驗設施，由於中心正進行改善工程，故許多實驗設備停用中；不過，中心人員仍有向參訪人員，示範說明如何使用濕式螢光磁粉及磁化檢測工件，執行

表面缺陷檢測。此磁粉檢測法（Magnetic Particle Inspection）係利用工件表面磁場，使微粒鐵粉堆積在磁漏處之裂縫上，而偵測出裂縫之位置及大小。

5. 其後各國代表互道珍重並期待下次會議再聚會，JAPEIC 非破壞檢驗中心參訪行程於 9 月 19 日中午結束。



CODAP 計畫第 30 次會議與會人員合照



CODAP-30 研討會與會人員合照

肆、心得與建議

本次參加 2025 年 OECD/NEA CODAP 第 30 次會議與研討會暨參訪日本 CRIEPI 與 JAPEIC 之心得及建議事項如下：

一、持續參與 CODAP 計畫及相關會議，蒐集核電廠維護經驗及相關研究資訊，提升我國核安管制技術能力：

(一)「OECD/NEA 資料庫運轉經驗應用於安全度評估研討會」成果報告目前主辦單位規劃於 2026 年 12 月完成，若有取得其報告，可進一步研析瞭解相關資料庫運轉經驗應用於安全度評估之狀況，並提供我國相關研究單位參考。

(二)俟 CODAP 有關振動疲勞議題之專題報告完成 CSNI 審查並公布後，可取得相關資訊進一步研析瞭解國際核電廠管路振動疲勞失效案例統計分析結果與趨勢，以及蒐集彙整研析金屬疲勞議題相關資訊，增進核電廠管路振動疲勞管制之技術能力。

(三)日本 CRIEPI 及 JAPEIC 對於核電廠安全重要組件非破壞檢測相關技術，已建置累積可觀之研發能量與成果，例如虛擬超音波測試系統、超音波檢測模擬技術等，可供我國核能研究相關單位參考，持續精進非破壞檢測技術研發能力。

二、對於 CODAP 研討會議題，涉及核電廠維護管理部分，進一步蒐集相關資訊，掌握維護管制要項：

(一)可透過各種管道，例如參與國際會議或研討會、電廠參訪等，蒐集及交換核電廠長期停機期間維護經驗及相關議題資訊，例如金屬材料劣化相關資訊，提升管制知識與經驗。

(二)有關美國 NRC 針對 Palisades 核電廠因應重啟所執行之 ISI 視察作業，可針對其視察報告進一步研析瞭解 Restart ISI 視察範圍、方式與結果；此外，針對本次 CODAP 會議所蒐集之日本島根核電廠 2 號機長期停機維護管理經驗資訊，可進一步研析作為日後本會人員參訪日本核電廠訪談問題研擬之參考。

三、持續提供 CODAP 資料庫案例及我國核電廠維護經驗回饋，積極參與國際核能合作，提高我國能見度：

- (一)適時向台電公司人員說明，可藉由 CODAP OA 所提供之 EXCEL 範本檔案，提供我國 CODAP 案例事件資料，以順遂 CODAP 案例事件資料提交作業；並鼓勵台電公司人員多登入 CODAP 案例事件資料庫，蒐尋與我國核電廠類似之案例事件，瞭解事件發生原因及改善措施，以加強經驗回饋成效。
- (二)我國核電廠雖皆進入除役期間，然對於除役期間發生之管路洩漏或被動金屬組件劣化事件，台電公司仍可主動積極提供相關資料交由本會人員，納入 CODAP 案例事件資料庫或於 CODAP 會議提出經驗分享報告，促進核電廠維護經驗交流與回饋，提高我國能見度。

伍、附件

附件一、CODAP 計畫第 30 次會議出席人員名冊

實體與會人員

德國	Stephan Faust	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS)
日本	Kohei Mizuta	Nuclear Regulation Authority (NRA)
韓國	Sung Sik Kang Seungchang YOO	Korea Institute of Nuclear Safety (KINS)
荷蘭	Helene van Ostaay Mitchel Karam	Authority for Nuclear Safety and Radiation Protection (ANVS)
西班牙	Alvaro Victoria Lopez	Consejo de Seguridad Nuclear(CSN)
阿拉伯聯合大公國	Mohamed Al Marar	Federal Authority for Nuclear Regulation (FANR)
美國	Eric Focht	Nuclear Regulatory Commission (NRC)

中華民國 (台灣)	郭獻棠	核能安全委員會(NSC)
--------------	-----	--------------

遠端視訊與會人員

成員國	出席代表	出席代表所屬單位
捷克	Miroslav Zamboch	UJV Rez
法國	Florence Crombez	L'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR)
瑞士	Daniel Reitz	Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI)
加拿大	Blair Carroll	Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC)

CODAP 計畫人員	姓 名	
計畫秘書	Keiko Chitose	OECD Nuclear Energy Agency
Operation Agent (OA)	Bengt Lydell	SIGMA-Phase Inc

附件二、CODAP 計畫第 30 次會議議程

Day 1 – Registration and welcome coffee (9:40-10:00)		
1.0	Opening and Introductory Remarks (10:00 - 10:25)	
1.1	Opening of meeting	Chair
1.2	Welcoming remarks from NRA	Mr. Koji Kitano
1.3	Group Photo	ALL
2.0	Adoption of the CODAP-30 Agenda and approval of summary records of the 29th meeting (10:25 – 10:30)	Chair
3.0	NEA Secretariat's Report (10:30 – 11:00)	
3.1	Financial report	NEA
3.2	CODAP Phase 5 agreement document (Act of Adhesion)	NEA
3.3	Activity update from the NEA committees	NEA
4.0	Database submission status (11:00 - 11:30)	
4.1	Overview of status of event reports in the database	
4.2	Database maintenance and updates	OA
4.3	Web traffic & users report	
4.4	Member activity reports – round table discussion	ALL
4.5	Resolution of unfinished/un-reviewed records	ALL
5.0	CODAP29 Action Items (Appendix 3) (11:30 – 12:30)	
5.1	Status of OA Action Items.	OA
5.2	Report on status of annual data submissions	OA/ALL
Lunch break (12:30 -13:30)		
6.0	CODAP Outreach (13:30 - 14:45)	
6.1	List of CODAP Users	NEA
6.2	Status of Dutch NDAs, and new users	NEA/ANVS
6.3	Status of WGIAGE CAPS on SCC Models & OPEX	OA/GRS (Stephan FAUST)
6.4	Status of WGRISK Database CAPS	GRS(Stephan FAUST)
6.5	Conference Participation: ICG-EAC, ASME PVP2025, SMiRT28, EnvDeg2025, Fontevraud-11 (September 14-16 2026)	ALL
Coffee break (14:45 - 15:30)		
7.0	CODAP work plan for 2025 & work of CODAP-OA (15:30 - 16:20)	
7.1	Report on the work during the second and third quarter of 2025	OA
7.2	Approval of OA work during the first half of 2025 and third quarter of 2025	MB
7.3	OA updated plan for 2024-2026	OA
7.4	Status of the collaborative space (SharePoint)	OA
8.0	Phase 5 planning (16:20-16:50)	
8.1	CODAP Plans for Phase 5 (Appendix 2)	ALL
8.2	Coordination with Kampal/CSN	ALL
9.0	Phase 5 Topical report Discussion (16:50-17:20)	
9.1	Status of the current topical report, and proposal of future report topics	OA
9.2	Discussion	ALL
10.0	Planning for the special session with Japanese Utilities (17:20-17:30)	

10.1	Final confirmation for the workshop	ALL
Day 2		
11.0	Any other business (10:00 - 10:30)	
11.1	Recap of Day 1	Chair
11.2	Any other business	ALL
12.0	Operating Experience Exchange (10:30-11:30) <u>Each country to share recent operating experience</u> Operating Experience Exchange	
12.1	Overview experiences from the Netherlands – Control rod drive mechanism (CRDM) (EPZ)	Helene van Ostaay
12.2	Regulatory experience on the event of not removing smoothly the reactor vessel closure head stud of MNPP 2 during refueling outage	Shian-Tang Guo, NSC
12.3	TBD	
12.4	TBD	
13.0	Meeting schedule (11:30– 11:45)	
13.1	CODAP-31-UJV, Czechia (21-23 April 2026)	Miloslav ZAMBOCH
13.2	CODAP-32-OECD/NEA Paris (9-10 September 2026)	NEA
14.0	Agreed Actions (11:45 - 12:00)	
14.1	Review of Actions	NEA
14.2	Discussion	ALL
15.0	Closure of meeting (12:00)	Chair

附件三、CODAP-30 研討會議程

Session No.	Title		Content	Duration (Minutes)	Developed By	Start
1	Opening of Workshop		Introductory Remarks - Practical Information	10	MB Chair & NEA	13:15
2	Introductory Remarks from ATENA		Brief introduction of ATENA and expectation for the workshop	10	Taku Sato Board of ATENA	13:25
3	Round table introductions		Each participant briefly introduces themselves (name, organization, role).	10	All	13:35
4	An Introduction to CODAP	Origin, Evolution & Current Status of CODAP	Early history – 1992-1998 – to the present day. Key milestones.	20	CODAP-OA	13:45
5	Stress Corrosion Cracking in Nuclear Power Plants	Recent progress of a research project regarding intergranular cracking of Ohi Unit 3		30	Toru Oumaya KANSAI EPC.	14:05
		Recent progress of a research project regarding intergranular cracking in Korea		25	Sung-Sik Kang KINS	14:35
	Coffee break			20		15:00
6	Extended Period of Shut-Down & Management of Restart Activities	Palisades Restart ISI Activities		20	Eric Focht USA	15:20
		Maintenance management for the long term shutdown of Shimane NPP		30	Masahiko Tada Chugoku EPC	15:40
7	The complexity of Ageing; the hurdles throughout the lifetime		Background, codes & standards, material degradation issues	30	ANVS Hélène van Ostaay	16:10
8	CODAP Database Application	APPLICATIONS OF CODAP DATABASE Re-examination of NUREG-1829 "Estimating Loss-of-Coolant Accident (LOCA) Frequencies Through the Elicitation Process"	Explaining the underlying principles & processes for how to use CODAP to develop probabilistic failure metrics of piping	20	CODAP-OA	16:40
9	Q&A Sessions		Questions from Audience - Q&A after each session	15	ALL	17:00
10	Closure of Meeting			--	MB Chair & NEA	17:15