

**106 年度政府科技發展計畫
績效報告書
(D006)**

計畫名稱：核能電廠安全管制法規與技術研究(2/4)

執行期間：

全程：自 105 年 1 月 1 日 至 108 年 12 月 31 日止

本期：自 106 年 1 月 1 日 至 106 年 12 月 31 日止

主管機關：行政院原子能委員會

執行單位：行政院原子能委員會核能研究所

中華民國 106 年 12 月 31 日

目 錄

| | |
|--|----|
| 【106 年度政府科技發展計畫績效報告基本資料表(D003)】 | 2 |
| 【分年階段性目標達成情形與重要成果摘要表】 | 4 |
| 第一部分 | 5 |
| 壹、 目標與架構 | 6 |
| 一、 目標與效益 | 6 |
| (一) 目標 | 6 |
| (二) 效益 | 6 |
| 二、 架構 | 9 |
| 三、 實際達成與原預期目標之差異說明 | 17 |
| 貳、 主要內容 | 18 |
| 一、 執行內容 | 18 |
| 二、 遭遇困難與因應對策 | 55 |
| 三、 實際執行與原規劃差異說明 | 55 |
| 參、 經費與人力執行情形 | 56 |
| 一、 經費執行情形 | 56 |
| (一) 經資門經費表 (E005) | 56 |
| (二) 經費支用說明 | 57 |
| (三) 經費實際支用與原規劃差異說明 | 58 |
| 二、 計畫人力運用情形 | 59 |
| (一) 計畫人力結構 (E004) | 59 |
| (二) 人力實際進用與原規劃差異說明 | 62 |
| 肆、 已獲得之主要成果與重大突破(含量化 output) (E003) | 63 |
| 第二部分 | 67 |
| 壹、 主要成就及成果之價值與貢獻度(outcome) | 68 |
| 一、 學術成就(科技基礎研究) | 68 |
| 二、 技術創新(科技技術創新) | 71 |
| 三、 經濟效益(經濟產業促進) | 73 |
| 四、 社會影響(社會福祉提升、環境保護安全) | 74 |
| 五、 其他效益(科技政策管理、人才培育、法規制度、國際合作、 推動輔導等) | 76 |
| 貳、 跨部會協調或與相關計畫之配合 | 78 |
| 參、 檢討與展望 | 78 |
| 附表、佐證資料表 | 79 |
| 附錄二、佐證圖表 | 85 |

【106 年度政府科技發展計畫績效報告基本資料表(D003)】

| | | | | | | |
|------------------|--|----------------|--------|---------|--------|--------|
| 審議編號 | 106-2001-02-05-01 | | | | | |
| 計畫名稱 | 核能電廠安全管制法規與技術研究(2/4) | | | | | |
| 主管機關 | 行政院原子能委員會 | | | | | |
| 執行單位 | 行政院原子能委員會核能研究所 | | | | | |
| 計畫主持人 | 姓名 | 廖俐毅 | 職稱 | 研究員 | | |
| | 服務機關 | 行政院原子能委員會核能管制處 | | | | |
| 計畫類別 | 延續型一般計畫 | | | | | |
| 計畫群組及比重 | 生命科技 0% 環境科技 100% 資通電子 0% 工程科技 0% 科技服務 0% 科技政策 0% 資通訊建設 0% | | | | | |
| 執行期間 | 106 年 01 月 01 日 至 106 年 12 月 31 日 | | | | | |
| 全程期間 | 105 年 01 月 01 日 至 108 年 12 月 31 日 | | | | | |
| 資源投入 | 年度 | 經費(千元) | | 人力(人/年) | | |
| | 106 | 60,581 | | 33.8 | | |
| | 合計 | 60,581 | | 33.8 | | |
| | 106 年度 | 經費項目 | | 預算數(千元) | 決算數 | 執行率(%) |
| | | 經常 門 | 人事費 | | | |
| | | | 材料費 | | | |
| | | | 其他經常支出 | | | |
| | | | 小計 | | 49,581 | 48,809 |
| | | 資本 門 | 土地建築 | | | |
| | | | 儀器設備 | | | |
| 其他資本支出 | | | | | | |
| 小計 | | 11,000 | 10,853 | | | |
| 經費合計 | | 60,581 | 59,662 | 99% | | |
| 本計畫在機關施政項目之定位及功能 | <p>本計畫其成立主要目的是因應政府組織再造後，原核能管制研發單位核能研究所將改隸屬於經濟及能源部，支援原子能委員會核能安全管制研發項目，必須經由成立本計畫延續原核研所及規劃成立之「核安管制研究中心」在核安管制累積之知識與經驗，並以計畫方式結合國內學術研究單位，強化核能安全管制效能。</p> | | | | | |

| | | | | |
|-------------------------|---|------------------------|-------------|------------------------------|
| <p>計畫重點描述</p> | <p>執行本計畫之主要目的為確保核安管制品質，增進民眾對核能應用之信心。研發項目主要來自核安管制事務之需求及因應日本福島核災新增安全要求事項，以及參考國際潮流及發展趨勢。本計畫重點簡述如下：</p> <ol style="list-style-type: none"> 1.蒐集、研析國際核安資訊，建立審查與查證技術能力，強化管制技術應用。 2.因應未來運轉中各機組的老化問題，針對運轉中機組進行管制技術研究。 3.加強核能安全之相關研究，吸取其他國家防範類福島事故之精進作為。 4.提升風險告知評估與管制技術。 5.加強研發核電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究。 | | | |
| <p>計畫效益與重大突破</p> | <ol style="list-style-type: none"> 1. 學術成就方面：國內外研討會、期刊發表發表 16 篇，有助於提昇學術成果，並貢獻核電相關安全分析技術並作為後續應用及管制重要參考與引用之依據。 2. 養成 3 個合作團隊，可機動地協助國內管制議題進行評估，以及提供管制所需專業安全審查或分析。 3. 培育 4 名博士及 5 名碩士，可培育未來需要的核能電廠系統安全分析領域高階研發管制人力，有助於提升國內核能安全研發及管制能力。 4. 完成研究報告 28 篇、技術報告 8 篇，內容包含嚴重事故處理與緩解、管制法規比較研究分析、組件老劣化管理評估、地震安全管制等等，可提升核安管制相關技術能力。 | | | |
| <p>遭遇困難與因應對策</p> | <p>無</p> | | | |
| <p>後續精進措施</p> | <ol style="list-style-type: none"> 1. 針對超音波檢測能力部份，計畫可持續針對探頭之頻率分佈型態進行分析，以釐清是否係因探頭劣化或是因頻帶寬度過大致使音束能量不集中。 2. 將持續建立核三廠嚴重事故分析與 MAAP 程式輸入更新，模擬核三廠嚴重事故應變策略，並用 MAAP 程式模擬救援成效。 3. 參考核電廠實際發生事件，提供不同肇始事件的作法及數據設定。 4. 規劃辦理熱水流安全分析程式(TRACE)訓練課程。 5. 持續追蹤有關 CAV(cumulative absolute velocity) 門檻值的訂定，並重新檢視比對，作為精進參考。 | | | |
| <p>計畫連絡人</p> | <p>姓名</p> | <p>黃智麟</p> | <p>職稱</p> | <p>助理研究員</p> |
| | <p>服務機關</p> | <p>行政院原子能委員會核能研究所</p> | | |
| | <p>電話</p> | <p>03-4711400#2569</p> | <p>電子郵件</p> | <p>c.l.huang@iner.gov.tw</p> |

【分年階段性目標達成情形與重要成果摘要表】

| 年度 | 階段性目標達成情形 | 重要成果摘要說明 |
|-----|---|---|
| 106 | <p>本年度為為四年期程計畫(105～108 年度)之第二年,績效目標達成情況與原訂相符。</p> | <ol style="list-style-type: none"> 1. 學術成就方面：國內外研討會、期刊發表發表 16 篇，有助於提昇學術成果，並貢獻核電相關安全分析技術並作為後續應用及管制重要參考與引用之依據。 2. 養成 3 個合作團隊，可機動地協助國內管制議題進行評估，以及提供管制所需專業安全審查或分析。 3. 培育 4 名博士及 5 名碩士，可培育未來需要的核能電廠系統安全分析領域高階研發管制人力，有助於提升國內核能安全研發及管制能力。 4. 完成研究報告 28 篇，內容包含嚴重事故處理與緩解、管制法規比較研究分析、組件老劣化管理評估、地震安全管制等，可提升核安管制相關技術能力。 |

第一部分

註：第一部分及第二部分（不含佐證資料）合計頁數建議以不超過 200 頁為原則，相關有助審查之詳細資料宜以附件方式呈現。

壹、目標與架構

一、目標與效益

(一) 目標

執行本計畫之主要目的為確保核安管制品質，增進民眾對核能之信心。研發項目主要來自核安管制事務之需求及因應日本福島核災新增安全要求事項，以及參考國際潮流及發展趨勢。本計畫重點簡述如下：

1. 蒐集、研析國際核安資訊，建立審查與查證技術能力，強化管制技術應用。
2. 因應未來運轉中各機組的老化問題，針對運轉中機組進行管制技術研究。
3. 加強核能安全之相關研究，吸取其他國家防範類福島事故之精進作為。
4. 提升風險告知評估與管制技術。
5. 加強研發核電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究。

(二) 效益

1. 蒐集、研析國際核安資訊，編寫核安資訊報告，提供管制建議；技術支援核能電廠特定核管案件審查與查證；建立非破壞檢測技術能力，協助執行核能電廠現場非破壞檢驗查證作業。
2. 藉由此計畫之資源，可參與美國核管會 CAMP (Code Applications and Maintenance Program)、CSARP(Cooperative Severe Accident Research Program)國際合作計畫，得到國際上最新版的 TRACE (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine) / SNAP(Symbolic

Nuclear Analysis Program)與 MELCOR 程式，精進國內核能電廠之熱水流與嚴重事故安全分析與模式，並藉以培育人才養成分析技術團隊，強化核能安全分析的能力。

3. 參與經濟合作暨發展組織核能署(OECD/NEA) CODAP(Component Operational Experience, Degradation and Ageing Programme)國際合作計畫，系統性蒐集與評估分析金屬管件與非管件類被動組件的劣化運轉經驗，合作建立核能組件老劣化資料庫，分享國際合作計畫所提供的劣化資料。
4. 模擬核能電廠假想嚴重事故，檢討壓力槽與圍阻體注水、排氣等救援措施之時機，與檢視事故過程中，運轉員執行因應措施的效能，強化事故救援決策管制技術。
5. 研析國際上後福島核安管制法規沿革與改善實施現況；考慮天災及人為因素多重影響，驗證核能電廠緊急應變程序及斷然處置措施成效，並且提出改進建議。
6. 提供風險告知管制所需之工具，協助執行核安管制紅綠燈制度，落實風險告知視察、審查與評估作業。
7. 彙整歷年之數位儀控系統研發成果，進行系統性分類並摘要重點，以利我國電廠儀控系統發展經驗傳承及核能管制之審查技術建立。
8. 探討壓力邊界材料老劣化機制及發展相關防治技術，建立管制技術科學基準。
9. 參考世界各國對核能組件環境效應老劣化管理經驗，建立國內 BWR 和 PWR 電廠環境疲勞評估技術，達到即時預警功能。
10. 整理國外先進國家重要核能組件老化管理法規與老化評估規範，提供相關資訊與擬定組件老化管理要點，強化國內核安管制技術。

11. 建立機率式地震危害度分析(PSHA SSHAC) level 3 審查技術能力，落實評估核一、二、三廠防海嘯牆設計，汲取日本/美國核能電廠經歷超過設計地震後重啟動之地震安全分析經驗，對如果我國發生核能電廠經歷超過設計地震，重啟動所需具備之分析技術預先建立評估能力。
12. 建立國內各核能電廠反應器廠房土壤結構互制分析模型與技術，評估核能電廠地震反應。

二、架構

| 細部計畫 | | 子項計畫 | | 主持人 | 執行機關 | 計畫原訂目標 | 計畫效益與目標達成情形 (請扼要說明，每項建議不超過 100 字，可明確呈現個別計畫之效益) |
|-------------------|-----------------------|------|-----------------------|-----|------------------------|---|---|
| 名稱 | 預算數/ (決算數) (千元) | 名稱 | 預算數/ (決算數) (千元) | | | | |
| 核能電廠安全管理法規與技術研究計畫 | 60,581/ (59,662) | | | 廖俐毅 | 行政院 原子能委員會 核能研究所 | 本計畫之總目標為確保政府組改過程達到核安管制技術的「無縫接軌」，持續提昇核能安全管理能力，並因應核安管制新進與未來議題與趨勢，及早完成管制所需技術之開發。 | <ol style="list-style-type: none"> 1. 學術成就方面：國內外研討會、期刊發表發表 16 篇，有助於提昇學術成果，並貢獻核電相關安全分析技術並作為後續應用及管制重要參考與引用之依據。 2. 養成 3 個合作團隊，可機動地提供管制所需專業安全審查或分析。 3. 培育 9 名博碩士，可培育未來需要的核能電廠系統安全分析領域高階研發管制人力。 4. 完成研究報告 28 篇，內容包含嚴重事故處理與緩解、管制法規比較研究分析、組件老劣化管理評 |

| | | | | | | | |
|--|--|------------------------------|-------|-----|--------------------------------|--|--|
| | | | | | | | <p>估、地震安全管理制等等，可提升核安管制相關技術能力。</p> <p>5. 完成相關軟體及手冊 3 件。</p> <p>6. 完成技術報告 8 本。</p> <p>7. 所達成量化指標及質化效益與原計畫預期效益相符，各子項之產出詳見佐證資料附表</p> |
| | | 1.1 核電廠管制技術與核能組件非破壞檢測技術應用與研究 | 7,536 | 高家揚 | 行政院 原子能 委員會 核能研 究所 | <p>1. 完成年度內安全相關報告之審查。</p> <p>2. 核安資訊資料之增錄與更新。</p> <p>3. 接續 105 年完成原能會審定之英文版「國際核能安全公約中華民國國家報告」、完成報告中文化及中文精簡版。</p> <p>4. 蒐集與研析 ASME BPVC Section XI Appendix VIII 超音波能力驗證技術規範與電廠相關檢測作業程序書。</p> <p>5. 蒐集與研析應用於核能電</p> | <p>1. 完成年度內安全相關報告之審查與電廠作業之相關管制技術支援，做為管制作業之參考。</p> <p>2. 完成編修「國際核能安全公約中華民國國家報告」中文版。</p> <p>3. 培育非破壞性檢測查證及檢測審查人力與協助或支援管制機關執行相關視察審查工作。</p> <p>4. 精進核能電廠重要組件非破壞性檢測查證及檢測結果管制能力。</p> <p>所達成量化指標及質化效益</p> |

| | | | | | | | |
|--|--|---------------------------|-------|-----|----------------|--|--|
| | | | | | | 廠組件諸如相位陣列超音波、地下管線(buried pipe)等非破壞檢測技術、方法與發展趨勢。 | 與原計畫預期效益相符，各子項之產出詳見佐證資料附表 |
| | | 1.2 核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證 | 6,260 | 陳勝裕 | 行政院原子能委員會核能研究所 | <ol style="list-style-type: none"> 1. 蒐集彙整 CAMP 計畫之相關資訊，TRACE 安全分析技術精進與 NUREG-IA 報告撰寫。 2. 蒐集彙整冷熱水混合現象、熱流及應力分析模式應用相關之論文、學術論著及研究報告，並建立 T 型管之物理模式與計算分析模式。 | <ol style="list-style-type: none"> 1. 精進國內核能電廠之 TRACE 熱水流安全分析模式，加強國內核能電廠之安全分析的能力。 2. 研究 T 型管因冷熱水混合所造成的熱疲勞損壞機制，建立 T 型管熱疲勞損壞分析能力。 <p>所達成量化指標及質化效益與原計畫預期效益相符，各子項之產出詳見佐證資料附表</p> |
| | | 1.3 MAAP 程式模擬核能電廠嚴重事故應變策略 | 7,638 | 范勝淵 | 行政院原子能委員會核能研究所 | <ol style="list-style-type: none"> 1. 蒐集國內外 BWR MARK III 有關嚴重事故救援策略、以及救援程序書，分析嚴重事故救援策略。 2. 分析核二廠嚴重事故救援策略，並以 MAAP 模擬救援成效。 3. 核二廠嚴重事故分析建立與 MAAP 5 程式模擬。 | <ol style="list-style-type: none"> 1. 建立 MAAP 分析救援成效之能力。 2. 建立分析嚴重事故救援措施時機與策略能力。 3. 建立分析嚴重事故下 RPV 與圍阻體洩壓、注水等救援時機之能力。 <p>所達成量化指標及質化效益</p> |

| | | | | | | | |
|--|--|----------------------|-------|-----|--------------------------------|--|---|
| | | | | | | 4. 分析嚴重事故下RPV與圍阻體洩壓、注水救援時機。 | 與原計畫預期效益相符，各子項之產出詳見佐證資料附表 |
| | | 1.4 國際核能管制法規與後福島改善研究 | 9,162 | 黃志中 | 行政院 原子能 委員會 核能研 究所 | <ol style="list-style-type: none"> 1. 國際相關核能安全管制法規與管制議題的蒐集與研析，並進行適用性評估。 2. 建立國內電廠嚴重事故分析模式，依據電廠現行緊急應變程序模擬事故期間之應變措施，並參考福島事故之經驗，分析事故後果及其可能產生之放射性物質外釋。 3. 針對核三廠SBO事故序列進行CDF、LERF、CPET、及輻射源項等評估，其中輻射源項係以MELCOR進行SBO事故序列之嚴重事故分析；另外，並評估核三廠URG/FLEX措施對LERF之改善成效。 4. 蒐集及研析日本電廠在重新啟動審查之項目與做法，針對海嘯、火山安全評估審查導則與國際原子能總署(IAEA)做比較研析，提出差異比對及因應作法。 | <ol style="list-style-type: none"> 1. 參考國際核能管制法規之要求，協助管制機關針對福島事故之缺失，檢視國內核能電廠因應能力之改善成效。 2. 參考福島改進事項，提供關於核安管制相關的參考資料，並針對國內核能電廠面對地震和海嘯的補強設備更新提出建議。 3. 檢視現行嚴重事故處理程序並提出改善建議。 4. 協助管制機關發展獨立驗證之能力，強化核能管制技術能力。 5. 更新核三廠電廠全黑事故序列及其爐心受損頻率，評估URG之安全提升效益。 <p>所達成量化指標及質化效益與原計畫預期效益相符，各子項之產出詳見佐證資料附表</p> |
| | | 1.5 風險告知視察工具暨導 | 4,584 | 邱楊鏞 | 行政院 原子能 | 因應國際風險告知管制潮流以及國內外新進核能議題之 | 1. 協助國內管制單位執行核安管制紅綠燈制度，藉由核 |

| | | | | | | | |
|--|--|--|-------|-----|------------------------|---|--|
| | | 引開發與維護 | | | 委員會 核能研究所 | 需要，制訂國內風險告知管制所需之工具。 | 能電廠對安全相關系統及設備之表現績效，調整其管制措施。 2. 提供風險告知管制所需之工具，落實風險告知視察、審查與評估作業。 3. 提昇核能機組運轉安全，並將管制資源作最有效之運用，確保民眾安全。 所達成量化指標及質化效益與原計畫預期效益相符，各子項之產出詳見佐證資料附表 |
| | | 1.6 應用數位儀控技術進行電氣組件絕緣與轉機設備之預防性監視與預警技術研究 | 3,000 | 蔣文得 | 行政院 原子能委員會 核能研究所 | 1. 彙整歷年數位儀控研究成果。 2. 建立核電廠大型電氣絕緣與迴轉設備之預防性監視與預警技術，以確保關鍵組件可維持其預期功能，有助於我國核電廠安全運轉及管制技術之提升。 3. 完成美國核管會在數位儀控方面之整體管制架構現代化相關資料研究，以充分掌握美國數位儀控管制法規之發展與相關導則更新之現況。 | 1. 彙整歷年之數位儀控系統研發成果，系統分類並重點摘要，以利我國電廠儀控系統發展經驗傳承，並可做為核能管制之參考。 2. 執行對核電廠大型電氣絕緣與迴轉設備之預防性監視與預警技術研究，以精進我國核電廠運轉安全防護體系，可作為管制單位對核電廠關鍵組件管理計畫審查及電廠現場視察工作計畫之參考。 3. 研究美國核管會有關數位儀控方面之相關資料與後續發展，以提升國內電廠儀 |

| | | | | | | |
|--|--|---------------------------|-------|-----|--------------------------------|---|
| | | | | | | 控系統管制能力。 所達成量化指標及質化效益與原計畫預期效益相符，各子項之產出詳見佐證資料附表 |
| | | 2.1 核能系統壓力邊界組件材料劣化與防治技術開發 | 9,392 | 黃俊源 | 行政院 原子能 委員會 核能研 究所 | <ol style="list-style-type: none"> 1. 探討核能電廠SS304L/SS308L不銹鋼鉚件之劣化機制及防治技術，評估電廠鉚接維修製程中鉚道結構對應力腐蝕劣化之影響，回饋鉚接製程之改善。 2. 研究模擬BWR水化學抑制冷作Alloy 600鎳基合金劣化之效應評估，釐清劣化機制作為管制與審查評估水化學等電廠改善措施有效性之依據。 3. 評估不銹鋼管路塩霧間隙腐蝕劣化起始情形，並探討間隙腐蝕對後續應力腐蝕試件之影響。 4. 研究鑄造不銹鋼長時間在高溫高壓水環境運轉，熱時效及熱時效+冷作加工對水媒環境促進鑄造不銹鋼裂縫生長之影響，同時開發鑄造不銹鋼熱時效脆化非破壞檢測與評估技術，作為管 <ol style="list-style-type: none"> 1. 提供電廠老化管理劣化機制審查之技術依據及受損組件殘餘壽限評估。 2. 建立爐心組件、管路及鉚道抑制環境效應劣化之評估準則。 3. 建立Alloy 600鎳基合金冷作加工加速環境效應劣化數據，作為管制電廠維修施工之技術資訊。 4. 研究不銹鋼管路間隙腐蝕，探討間隙腐蝕發生後對後續發生應力腐蝕之影響，作為壽限評估之基礎參數。 5. 研究熱時效，熱時效+冷作加工，熱時效+鉚接熱對鑄造不銹鋼水媒環境劣化之影響，開發鑄造不銹鋼熱時效脆化非破壞檢測與評估技術，作為核安管制之參考。 <p>所達成量化指標及質化效益</p> |

| | | | | | | | |
|--|--|-----------------------|-------|-----|------------------------|--|--|
| | | | | | | 制鑄造不銹鋼脆化程度之技術資訊。 | 與原計畫預期效益相符，各子項之產出詳見佐證資料附表 |
| | | 2.2 核能電廠老化管理評估及相關法規研究 | 4,884 | 林書睿 | 行政院 原子能委員會 核能研究所 | <ol style="list-style-type: none"> 1. 精進組件設備老化管理及相關法規研究，強化核安管制技術能力。 2. 建立並精進核能電廠各項安全系統、組件及設備老化管制技術。 3. 建置核安管制相關技術資訊與評估平台。 4. 擬訂國內核能電廠老化管理評估方式。 | <ol style="list-style-type: none"> 1. 蒐集研讀國外核能電廠老化管理評估法規、管制導則、和其他國際組織機構之報告，參與國際合作研究計畫，瞭解重要組件、管路之安全相關議題，並蒐集美國核管會近期審查核能電廠老化管理所發行之各廠安全評估報告，進行議題整理，落實國內核能電廠老化管理評估技術。 2. 建立老化管理評估資訊平台架構，可快速查詢核能組件所可能發生之老化，及相關規範所要求之預防措施、檢測參數、檢測方式、檢測之接受標準和相關之改正行動等，加強國內核能電廠之運轉安全性。 <p>所達成量化指標及質化效益與原計畫預期效益相符，各子項之產出詳見佐證資料附表</p> |

| | | | | | | | |
|--|--|--------------------------|-------|-----|--------------------------------|---|---|
| | | 3.1 核電廠超越設計地震之地震安全管理技術研究 | 4,320 | 周鼎 | 行政院 原子能 委員會 核能研 究所 | 本計畫目標為配合福島一廠核災後一連串有關運轉中核一、二、三廠的地震安全管理項目之審查技術，以進一步確保核能電廠的地震安全。 | <ol style="list-style-type: none"> 1. 建立 PSHA SSHAC level 3 審查技術支援，並應用於目前 RLE(評估基準地震力)的工程改善餘裕及核一、二、三廠地震風險評估的地震量化指標，以確保核能電廠地震安全。 2. 建立不同海嘯源之模擬分析管制驗證技術，以評估核一、二、三廠的防海嘯牆設計。 3. 參考日本/美國核能電廠經歷超過設計地震後重啟動之地震安全分析經驗，提供我國核能電廠經歷超過設計地震重啟動所需之技術支援，及掌握重啟動所需結構完整性之分析技術。 <p>所達成量化指標及質化效益與原計畫預期效益相符，各子項之產出詳見佐證資料附表</p> |
| | | 3.2 核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究 | 3,805 | 曾盈達 | 行政院 原子能 委員會 核能研 究所 | 1. 建構各核能電廠反應器廠房之結構分析模型作為預備，並建立結構地震安全分析流程，作為核安管制機關審查地震安全分析報告依據與及時評估強震後 | <ol style="list-style-type: none"> 1. 建立之分析模型與技術可迅速提供核能電廠地震反應安全評估結果，作為核安管制之參考。 2. 探討國際上目前關切之核能電廠結構地震反應安全 |

| | | | | | | |
|--|--|--|--|--|--|--|
| | | | | | <p>核能電廠是否能安全繼續運轉之參考。</p> <p>2. 建立核二廠反應器廠房結構全有限元素分析模型，並與 104 年度建立之圍阻體模型整合成同一基礎的完整模型並執行地震反應安全分析，另以此模型進行非同步設計地震之反應分析研究(Incoherence 效應)。</p> | <p>分析議題，深化國內核能電廠地震安全評估技術與經驗，並可與其他國家核安管制機關分享及交流。</p> <p>所達成量化指標及質化效益與原計畫預期效益相符，各子項之產出詳見佐證資料附表</p> |
|--|--|--|--|--|--|--|

三、實際達成與原預期目標之差異說明

實際執行成果與原訂規劃相符。

貳、主要內容

一、執行內容

本計畫「核能安全管制技術發展研究」包括三個分項計畫，共 10 個子項計畫，分別是「運轉中核能電廠安全管制技術與後福島核安管制法規研究」、「核能電廠機械材料安全管制技術及老化管理評估與相關法規研究」與「核能電廠地震反應與土木結構安全分析管制技術研究」，各分項計畫下又包括若干子項計畫，分別闡述如下：

分項計畫 1：運轉中核能電廠安全管制技術與後福島核安管制法規研究

子項計畫 1-1：核能電廠管制技術與核能組件非破壞檢測技術應用與研究

● 成立計畫之必要性

- (1) 為執行核能電廠運轉安全之管制業務，管制機關對業者提出之各類安全相關專題報告與分析報告須作審慎與詳實之審查，因此需相關領域專業人才參與才能達到全方位的安全管制目標。
- (2) 現行核安管制，是以求取事先對核能電廠異常事件之預防與解決，不再重複發生為目標，因此對國內外核安相關資料的彙集與研議有其重要性。
- (3) 核能電廠運轉或建造期間，重要與安全組件之非破壞性檢查，能確保結構、系統及組件運轉安全，亦是核安管制技術不可或缺之一環，且為組件完整性品質保證之手段，非破壞檢測技術之正確性與可靠性影響運轉安全甚巨。鑒於行政院組織改造後，核能研究所非破壞性檢測技術之管制支援人力將歸經濟及能源部，因此在原子能委員會部分有建立相關非破壞檢測技術視察與檢測結果審查等技術之研究與相關人力資源培育之需要。且

鑒於非破壞檢測技術與管制技術精進植基於材料、銲接、製程及力學等多面向技術累積，相關技術能力建立亦不可忽略。

● 計畫目標

- (1) 技術建立並精進核能安全相關報告審查所需技術。
- (2) 精進核能電廠建廠與運轉期間現場重要安全系統、組件維護作業之管制技術。
- (3) 強化核安管制相關技術資訊與資料。
- (4) 執行增補編修「國際核能安全公約中華民國國家報告」
- (5) 精進非破壞檢測技術專業人力、建立相關非破壞檢測技術視察與檢測結果審查之能力。
- (6) 應用於核能電廠重要組件非破壞檢測技術及管制與國際同步。

● 預定工作項目

- (1) 執行安全相關報告與分析報告審查技術支援。
- (2) 執行核能電廠現場重要安全系統、組件維護作業資訊之蒐集、評估，必要時進行現場查證。
- (3) 蒐集彙整國外電廠運轉安全相關事件資訊與因應之道，強化核安資料。
- (4) 編修中文版與英文版「國際核能安全公約中華民國國家報告」。
- (5) 整理非破壞檢測技術規範與電廠相關檢測作業程序書，必要時進行現場查證。
- (6) 蒐集應用於核能電廠重要組件非破壞檢測技術與發展趨勢。
- (7) 結合國內機構進行非破壞檢測技術或相關材料性質研究。

● 預期績效

- (1) 完成年度安全相關報告審查技術支援與電廠作業之相關管制技術協助。

- (2) 完成「國際核能安全公約中華民國國家報告」。
- (3) 培育非破壞性檢測查證及檢測審查人力與技術應用於相關視察審查工作。
- (4) 精進核能電廠重要組件非破壞性檢測查證及檢測結果管制能力。

● 國內外發展概況

- (1) 美國核能電廠依據聯辦法規、導則、標準審查計畫與 ASME(American Society of Mechanical Engineers)工業規範進行核能電廠整體安全評估。日本福島核災之後，我國亦積極執行核能電廠的整體安全評估，需加速相關審查技術的建立，以做好國內核能電廠的整體安全評估審查作業。
- (2) 國內核一、二及三廠與資產維護中之核四廠(龍門核能電廠)各類重要與安全相關組件之停機檢測與新組件品質檢測，譬如核反應器壓力槽(RPV)、主蒸汽管路、沸水式反應器再循環管路、壓水式反應器調壓槽(Pressurizer)、壓水式反應器蒸汽產生器等銲道檢查，與美國核能電廠之安全要求相同，主要皆依照美國核管會與 ASME 相關規範及建立相關檢測計畫與作業程序書執行必要與選定項目之檢驗，期能確保核能電廠重要組件之結構完整性，增進核能電廠運轉安全。

● 106 年度工作項目

- (1) 完成安全相關報告之審查協助。
- (2) 核安資訊資料之增錄與更新。
- (3) 完成英文版「國際核能安全公約中華民國國家報告」、報告中文化及中文精簡版。

- (4) 蒐集與研析 ASME BPVC (Boiler and Pressure Vessel Code) Section XI Appendix VIII 超音波能力驗證技術規範與電廠相關檢測作業程序書。
- (5) 蒐集與研析應用於核能電廠組件諸如相位陣列超音波、地下管線(buried pipe)等非破壞檢測技術、方法與發展趨勢。
- (6) 進行核能電廠反應器冷卻水壓力邊界異質銲接件覆銲後之相關特性研究。
- (7) 蒐集國外核能電廠反應器永久停止運轉後，爐心仍有燃料之運轉經驗案例，包含期間長短、需運轉之重要系統、豁免管制與其安全評估方法。

子項計畫 1-2：核能電廠熱水流安全分析程式應用與驗證

1. 成立計畫之必要性

我國與美國於 2004 年簽訂 CAMP 協定相互交流核能電廠熱水流安全分析程式研究與應用，合約中所針對的程式為 RELAP5 及 TRACE，而真正的重心實為 TRACE 與其相關程式的發展。經由實際運用 TRACE 進行模式建立與校驗工作並獲得經驗，有機會瞭解程式發展階段之可能問題與錯誤，同時藉由校驗工作來驗證程式計算之準確度。

由世界各國核能電廠的運轉經驗顯示，管路系統因組件老化所造成的冷熱端管路隔離不全，以及冷熱流體混合所造成的 T 型管路熱疲勞龜裂事件會導致流體外洩並影響原有電廠的設計性能。全球運轉中核能電廠隨著運轉時間的增加，管路熱疲勞損壞發生機率更有逐年增加的趨勢，因此，熱疲勞龜裂事件是核能電廠邁入老化後需要加以防範的議題。熱疲勞的複雜現象涵蓋了熱流、破壞力學、材料及電廠運轉等多方面技術。因此，需要發展相關

熱流分析、熱應力分析及建立適當的安全評估技術。計畫執行時對目前國內外核能電廠對於熱疲勞的案例進行分析研究，並藉由計畫的執行，提供初步研究結果，增進管制技術能力，以防範電廠組件此類損壞事件發生，確保核能電廠運轉安全。

2. 計畫目標

- (1) 完成國內核能電廠 TRACE 分析模式之精進，提升國內核能電廠的安全分析能力及完成 NUREG-IA 報告，以展現我國參與美國核管會國際合作 CAMP 計畫中之成果。
- (2) 蒐集與彙整核能安全相關規範、熱流與應力分析模式之方法論建立及適用性評估，並進行熱疲勞(thermal fatigue)之計算分析研究，作為核安管制參考。

3. 預定工作項目

1-2A 核能電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證

- (1) 蒐集與研析 CAMP 國際會議之相關資料，並摘要會議之重點內容。
- (2) 配合美國核管會 TRACE 或 SNAP 程式的改版，結合國內核能電廠最新之系統與運轉資料，精進國內核能電廠之 TRACE 熱水流安全分析模式。
- (3) 建立 TRACE/DAKOTA 不準度分析方法論，並應用於國內核能電廠安全評估。
- (4) 將相關研究結果，撰寫成美國核管會的 NUREG-IA 報告，展現我國參與美國核管會國際合作 CAMP 計畫中之成果。

1-2B 核能電廠冷熱水混合 T 型管路熱疲勞安全評估及管制研究

- (1) 蒐集國際冷熱水混和現象之重要文獻與相關學術論著。

(2) 建立熱流與應力分析模式及方法論，並針對國際上重要應用之組件進行分析研究。

(3) 應用國內核能電廠之案例分析，對國內核能電廠實際應用之組件及其幾何尺寸進行分析探討。

2. 預期績效

1-2A 核能電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證

(1) 精進國內核能電廠之 TRACE 熱水流安全分析模式，加強國內核能電廠之安全分析的能力。

(2) 完成 NRC 的 NUREG-IA 報告，展現我國參與美國核管會國際合作 CAMP 計畫中之成果。

(3) 建立國內使用此新一代熱水流系統分析程式 TRACE 及其相關程式之技術，參與工作人員，將獲得使用 TRACE 與相關程式及運用程式對電廠作安全分析之經驗與能力。

1-2B 核能電廠冷熱水混合 T 型管路熱疲勞安全評估及管制研究

(1) 研究 T 型管因冷熱水混合所造成的熱疲勞損壞機制。

(2) 建立 T 型管熱疲勞損壞分析能力，並建置相關評估程序。

(3) 建立安全評估導則及管制技術，作為相關組件老化損壞之管制參考。

3. 國內外發展概況

美國核管會(NRC)過去依靠四種不同的熱水流系統分析程式作為審查工具，分別是應用在壓水式電廠的 RELAP5 與 TRAC-P 以及應用在沸水式電廠的 RAMONA 與 TRAC-B，這些都是在 1970 年代開始發展的程式，時至今日，硬體設備已有長足進步，作業平台亦已多樣化，老舊程式語言不容易擷取今日硬體發展之優勢，

且四個程式在其演變過程中在功能上彼此產生交集。考慮分別發展四個程式，人力與資源被分散之缺點，數年前美國核管會決定集中力量整合四個程式的功能發展一個新的程式 TRACE，新程式使用福傳 90 (Fortran 90)作為程式語言，具有可讀性、可修補性、可擴充性與可攜性(在不同平台運作)等特色。TRACE 發展之初，經過考量，選擇 TRAC-P 為基礎，再參酌其他三個程式特性而增強其功能，使 TRACE 成為可以普遍運用在所有輕水式核能電廠的熱水流分析程式。TRACE 特色之一為具備使用三維幾何模式模擬核反應器壓力槽之能力，對於核能電廠安全分析會具有更強的能力與更細部的模擬結果。在程式使用方面，計畫發展出一套圖形化使用者介面程式 SNAP (Symbolic Nuclear Analysis Program)，使程式運用簡單化，使用者更容易上手。這個發展計畫顯示 TRACE 將成為美國核管會未來主要的熱水流系統分析程式，實際上其他舊有的四個程式已經不再進行新的發展，而 TRACE 的發展是全面的、新穎的、功能強大的，經過數年的研發，美國核管會不久前已經開始應用 TRACE 作為審查工具，預期未來會取代其他熱水流安全分析程式。

核能電廠內之反應器壓力槽(RPV)是核能安全之核心防護設備，其具有密封放射性、防止分裂產物逸散功能。過去研究指出引起 RPV 材料老化之機制包含有輻照脆化、熱老化、回火脆化、熱疲勞、腐蝕及磨損等。當緊急事故發生使得爐心水位降低時，電廠設計之緊急爐心冷卻系統會立刻進行補水操作，補充足夠冷卻水，以保護反應器內燃料避免產生過熱現象。電廠設備及管路系統在使用年久後，可能因閥體在關閉狀態下無法完全密實，進而讓熱水端之熱水滲入到冷水端，由於冷熱水溫度的不同，會在

管路內部造成熱分層(thermal stratification)現象，使得管壁受到額外的應力，在週而復始的操作之下，逐漸導致管路熱疲勞損壞，造成洩漏發生；另外，在 T 型管區域，有可能產生冷熱水劇烈混合且循環式的擾流，該區域管壁內緣會受到相當大的溫度梯度變化，讓 T 型管接合處產生很大的熱循環應力，進而讓管路材料逐漸產生裂紋並造成洩漏情事發生。自 1980 年來，世界各國核能電廠已有多起因管路隔離不全與冷熱流體混合所造成的管路熱疲勞龜裂事件。例如，NRC Information Notice 92-50 中指出，美國的 Nine Mile Point 電廠因冷水從緊急冷凝系統的冷凝回管內滲到再循環水系統，導致主冷卻水迴路因熱疲勞而發生洩漏事件。從事熱疲勞相關研究，將有助於管路熱疲勞龜裂事件的減少，並提升核能電廠的運轉安全。

本計畫將進行包含「核能電廠冷熱水混合 T 型管路熱疲勞安全評估及管制研究」及「核能電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證」，內容以應用 TRACE 進行熱水流安全分析，並提供程式使用經驗與程式改進建議；進行案例分析，以期發展相關熱流分析、熱應力分析，以增進安全評估能力，確保核能電廠運轉安全。

● 106 年度工作項目

1-2A 核能電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證

- (1) 蒐集與研析 CAMP 國際會議之相關資料，摘要會議重點內容。
- (2) 根據美國核管會釋出之 TRACE 程式新版本，持續精進國內核能電廠之 TRACE 熱水流安全分析模式。
- (3) 利用 TRACE 分析模式進行國內電廠相關暫態模擬，並彙整分析結果。

(4) 建立 TRACE/DAKOTA 不準度分析方法論，並應用於國內核能電廠安全評估。

(5) 完成相關暫態之分析報告及 NUREG-IA 報告。

1-2B 核能電廠冷熱水混合 T 型管路熱疲勞安全評估及管制研究

(1) 蒐集彙整冷熱水混和現象、熱流及應力分析模式應用相關之論文、學術論著及研究報告。

(2) 建立 T 型管之物理模式與計算分析模式。

(3) 針對國內核能電廠實際幾何尺寸進行案例分析。

(4) 撰寫相關報告、期刊或國際會議論文。

子項計畫 1-3：MAAP 程式模擬核能電廠嚴重事故應變策略

● 成立計畫之必要性

(1) 日本福島事故後，各國投入心力支援重新檢討處理嚴重事故之設備與策略。國際沸水式與壓水式反應器業主組織(BWROG 與 PWROG)也提出新版緊急/嚴重事故處理指引(EPG/SAG)。我國核能電廠也根據新版 EPG/SAG 對現行之緊急事故處理程序書(EOP)與嚴重事故處理指引程序書(SAMG)進行改版，台灣電力公司也在福島後加入斷然處置程序指引(URG)，期能將核能電廠事故之危害降至最低。而核能電廠每年之核安演習也將斷然處置程序指引與新版 EOP/SAMG 納入演習。

(2) MAAP5 程式模擬核能電廠嚴重事故應變策略，檢討壓力槽與圍阻體注水、排氣等救援措施之時機，使決策執行更為精確。

(3) 模擬輕水式反應器發生嚴重事故時的演進過程，包含了反應器冷卻水系統和圍阻體的反應；檢視事故過程中，運轉員執行因應措施的效能。

● 預定工作項目

參考 BWROG 與 PWROG 緊急/嚴重事故處理指引(EPG/SAG)，依國內各電廠特性修訂之緊急事故處理程序書(EOP)、嚴重事故處理指引程序書(SAMG)以及斷然處置程序書(URG)，建立核子事故處理分析背景。使用輕水式反應器電廠嚴重事故分析工具 MAAP5，分析核能電廠發生嚴重事故現象的能力。

- 預期績效

- (1) 建立 MAAP 分析救援成效之能力。
- (2) 建立分析嚴重事故救援措施時機與策略能力。
- (3) 建立分析嚴重事故下反應器壓力槽(RPV)與圍阻體洩壓、注水等救援時機之能力。

- 國內外發展概況

為了維持核能電廠運作的安全，我國各核能電廠制定有 (1) 異常運轉程序書；(2) 緊急運轉程序書；(3) 嚴重事故管理程序指引；(4) 大範圍廠區受損救援指引；以及 (5) 機組斷然處置程序指引等，做為電廠發生非正常事件或事故時，人員進行處置的依據。在核能電廠發生非正常事件或事故時，電廠人員依據事態演變的情況，執行適切的程序書(指引)，以排除(緩和)非正常事件(事故)所造成的影響。

2011 年 3 月 11 日，日本因遭受強震及海嘯的侵襲，發生福島 1 廠核子事故。福島核子事故係長時間電廠全黑事件(SBO)處置不當所造成的結果，而長時間電廠全黑事件已是超過核能電廠設計基準所考量及涵蓋的事件。因此壓水式反應器業主組織(PWROG)、沸水式反應器業主組織(BWROG)以及相關單位針對緊急運轉程序書、嚴重事故管理程序指引、大範圍廠區受損救援指引正進行改版與整合期能訂定出一套可因應類似福島

事件之策略。

● 106 年度工作項目

- (1) 蒐集國內外沸水式電廠 MARK III 有關嚴重事故救援策略、以及救援程序書，分析嚴重事故救援策略。
- (2) 蒐集核二廠嚴重事故救援設施之能量、運轉限制等相關資料。
- (3) 分析核二廠嚴重事故救援策略，並以 MAAP 模擬救援成效。
- (4) 核二廠嚴重事故演習劇本建立與 MAAP 5 程式模擬。
- (5) 分析嚴重事故下反應器壓力槽(RPV)與圍阻體洩壓、注水救援時機。

子項計畫 1-4：國際核能管制法規與後福島改善研究

● 成立計畫之必要性

- (1) 福島事故後，鑒於此等超過設計基準之天然災害所造成的潛在威脅，世界各國之管制機關與研究機構紛紛提升其核安管制作為。為使國內核能管制作業能與時俱進以消彌民眾對核能電廠安全運轉之疑慮，需持續進行國際核能安全管制法規與管制議題的蒐集與研議，以因應福島事故後之管制需求。
- (2) 為強化電廠因應超過設計基準嚴重事故之能力，原能會已要求台電公司依據福島事故經驗，以及國際最新管制要求，深入檢視作業程序，並針對可能出現之弱點進行改善。目前相關改善措施陸續落實完成，包括沸水式反應器業主組織所提出之 EPG/SAG Rev.3，美國核管會所提出之 FLEX (Diverse and Flexible Coping. Strategies)，以及台電公司所提出之 URG 等，國內各核能電廠已據以更新作業程序並建置相關設備，同時於各項訓練及演習中進行人員操作之驗證。針對無法實際驗證之情境，基於管制業務之需求，使用安全分析軟體進行獨立驗證，

過程將納入各項變數進行模擬，以確認電廠改善措施成效符合管制目標，並提出後續之改善建議，以確保嚴重事故下民眾之健康財產安全。

(3) 台電公司既有之核三廠 PRA(Probabilistic Risk Assessment)模式係將 SBO(station black out)事故序列之特質合併顯現於 LOOP(loss of offsite power)序列群組中，必須經繁複程序後才能精確銜接二階 PRA 分析，本計畫與美國核管會合作，引進最新二階 PRA 分析技術，以進行核三廠 SBO 事故序列 CDF(Core Damage Frequency)、LERF(Large Early Release Frequency)、CPET(Containment Phenomenological Event Tree)、及輻射源項等分析，重新評估核三廠 SBO 事故序列之 CDF、LERF，供審查核三廠風險告知相關事項時之參考。

(4) 有鑒於福島核災，國內各界對核能電廠的安全要求日益升高，需進一步瞭解日本對於核能電廠重新啟動的相關規定及內容。藉由深入分析其法規的內容及技術重點，除了有利於國內核能電廠在法規應用的瞭解，亦可提供管制作業上之技術參考。

● 計畫目標

- (1) 蒐集並彙整先進國家重要核能安全精進管制法規、安全管制資訊、與因應福島核子事故的作法，提升核安管制技術與能力。
- (2) 建立國內電廠嚴重事故分析模式，依據電廠現行緊急應變程序模擬事故期間之應變措施，並參考福島事故之經驗，分析事故後果及其可能產生之放射性物質外釋。
- (3) 針對核三廠 SBO 事故序列進行 CDF、LERF、CPET、及輻射源項等評估，其中輻射源項係以 MELCOR 進行 SBO 事故序列之

嚴重事故分析；另外，並評估核三廠 URG/FLEX 措施對 LERF 之改善成效。

- (4) 蒐集及研析日本電廠在重新啟動審查之項目與作法，針對海嘯、火山安全評估審查導則與 IAEA 做比較研析，提出差異比對及因應作法。

● 預定工作項目

- (1) 蒐集評估國際上針對福島事件，各國核能管制機構最新之管制作為，評估其適用性。
- (2) 使用嚴重事故模擬程式 MELCOR 進行分析。
- (3) 蒐集並整理國內核能電廠系統與運轉資料、程序書、功率提升、嚴重事故指引之相關資料，以及世界各國有關福島事故之相關研究及改善措施。
- (4) 針對重要議題或管制業務之需求，進行相關模擬與計算以強化國內核能電廠之嚴重事故分析能力。
- (5) 與國際上 MELCOR 程式及嚴重事故分析技術知名團隊(如美國 Sandia 國家實驗)進行技術交流。
- (6) 針對日本核能電廠中申請重新啟動之沸水式電廠(BWR)，分析其設置變更許可申請書與工事計畫認可申請書，深入瞭解其在各階段所提出的申請內容，以及日本管制機關在整個審查核准過程的技術討論等相關文件。

● 預期績效

- (1) 參考國際核能管制法規之要求，協助管制機關針對福島事故之缺失，檢視國內核能電廠因應能力之改善成效。
- (2) 參考福島改進事項，提供關於核安管制相關的參考資料，並對國內核能電廠面對地震和海嘯的補強提出建議。

- (3) 檢視現行嚴重事故處理程序並提出改善建議。
- (4) 技術應用於發展獨立驗證之能力，強化核能管制技術能力。
- (5) 更新核三廠電廠全黑事故序列及其爐心受損頻率，評估 URG 之安全提升效益。

● 國內外發展概況

- (1) 日本原子力規制委員會(NRA)研擬更周延的管制法規，並要求各核能電廠必須針對複合式的天然災害，重新設計並施作補強硬體設備與訂定應變策略，經過管制機關以新規制基準審查認可後始可重新啟動。日本原子力規制委員會於 2015 年 4 月 8 日例行會議中，決定對已獲得原子爐設置變更許可之核能電廠，在重啟運轉前需就假設之重大事故進行演訓，主要目的係就核電業者在保安規定內所記載的內容，直接確認其實際上之對應能力。
- (2) MELCOR 程式於 1982 年由美國 Sandia 國家實驗室發展的嚴重事故分析程式，可用以模擬輕水式反應器在嚴重事故的過程及現象，也可應用於用過燃料池的模擬，是美國核管會(NRC)認可的第二代電廠風險評估工具及輻射源項之計算程式，其模擬結果可用以作審查依據。經過約 30 年發展，MELCOR 透過各種驗證並經歷多次改版精進，目前最新版本為 2.1 版。日本福島事故後，嚴重事故的重要性開始受到重視，相關的實驗及模擬亦開始進行。歐洲和美國管制研究單位 NRC-RES 近年進行的嚴重事故研究主題包含碘在圍阻體內的行為分析、熔融物冷卻、熔融物與混凝土作用、以嚴重事故程式 MELCOR 2.1 在 SNAP 界面模擬各式機種的嚴重事故現象並精進模型、嚴重事故廠外後果分析程式(MELCOR Consequence Code System,

MACCS2)的發展等。中國大陸近年來亦進行上述嚴重事故現象的實驗及模擬，包含發展可模擬嚴重事故範疇的模擬機台。

- (3) 自福島事件後，美國核管會針對核能電廠管制較新的管制作為主要為 NTTF (Near Term Task Force)所要求之對地震/火災/水災等天然災害超過原始設計(BDBE)之要求，歐盟則是全面快速地執行並完成各核能電廠的壓力測試，以找出各電廠在可能超過設計基準之天然災害的瀕危效應(cliff edge)，並據以改善/強化各電廠。
- (4) 我國核能電廠於福島事件後進行一連串的檢討與改善：包括耐震能力提升、海嘯設計高度重新評估及防海嘯牆的設置、後備急救援電源、後備及救援水源、用過燃料池救援、與機組斷然處置措施等，且因應山腳/恆春斷層之地震設計之重新評估、依核能電廠壓力測試後之 action items 進行相關改善，以因應 BDBE 外在事故對電廠的威脅。

● 106 年度工作項目：

- (1) 國際相關核能安全管制法規與管制議題的蒐集與研析，並進行適用性評估。
- (2) 進行核一廠 MELCOR 2.1 版本升級，以符合國際泛用的版本之規範。
- (3) 進行核能電廠嚴重事故處理指引(SAMG)模擬驗證，並就特定議題進行嚴重事故情節模擬。
- (4) 參照相關計算書及電廠資料校正核二廠 MELCOR 最新版本輸入檔
- (5) 建立 PRA 方面之管制技術，並進行核三廠電廠全黑事件之早期輻射大量外釋評估及源項分析研究。

- (6) 進行日本核能電廠重啟動作法及審查法規整理，以及海嘯與火山安全之審查導則研究，並與 IAEA 相關導則做比較，比對其差異性。

子項計畫 1-5：風險告知視察工具暨導引開發與維護

- 成立計畫之必要性

- (1) 原能會自 95 年起實施「核安管制紅綠燈制度」，採用 PRiSE 進行核能電廠功率運轉期之視察發現風險顯著性評估 (Significance Determination Process, SDP)。為加強視察評估範圍，持續開發大修停機期與廠外事件等 SDP 視察工具，供視察員應用於相關視察評估業務。
- (2) 行政院組織改造後，在精簡後的組織與有限的人力資源之下，需以更合理的方式規劃管制資源，而風險告知管制各項技術正可提供管制決策支援，可掌握安全又可符合管制資源運用上的需求。
- (3) 因應國內核能電廠安全度評估模式與運轉數據資料持續進行升級與更新，更新現有核安管制紅綠燈作業所使用的視察風險評估工具 PRiSE，符合最新模式現況與運轉數據，以維持評估結果的時效性與作業的一致性。

- 計畫目標

因應國際風險告知管制潮流以及國內外核能議題之需要，制訂國內風險告知管制所需之工具。

- 預定工作項目

- (1) 運用新一代頂端邏輯模式求解引擎 INERISKEN，快速執行風險分析及顯示風險結果。

- (2) 配合核一、二、三廠安全度評估模式與運轉數據資料持續進行精進，更新相關電廠視察風險評估工具 PRiSE 程式之計算模式與資料庫，以符合模式與運轉數據現況。

- 預期績效

- (1) 技術應用於執行核安管制紅綠燈制度，藉由核能電廠對安全相關系統及設備之表現績效，調整管制措施。
- (2) 提供風險告知管制所需之工具，落實風險告知視察、審查與評估作業。
- (3) 提昇核能機組運轉安全，並將管制資源作最有效之運用，確保民眾安全。

- 國內外發展概況

- (1) 美國自 2000 年開始實施反應器監督程序(Reactor Oversight Process, ROP)，核管會視察員均使用相關視察評估手冊，進行視察發現之風險評估，範圍涵蓋功率運轉與大修停機期之廠內、廠外事件，實施成效良好，使核能電廠績效評估作業更為一致、合理與可預測性，也間接提昇管制機關於民眾間之良好形象。
- (2) 國內於 2004 年參考採用美國核管會反應器監管方案，建構了核安管制紅綠燈機制。本制度包括績效指標與視察指標二大部份，前者係核能電廠各項安全系統之表現，由電廠每季統計一次；後者係管制機關視察員至現場視察驗證績效指標之統計結果及安全表現，其結果皆上網公告，使核能電廠運轉安全狀況更透明化。

- 106 年度工作項目：

- (1) 核一廠視察工具 PRiSE 廠外事件-地震、颱風模式更新。

- (2) 核二廠視察工具 PRiSE 廠外事件-地震、颱風模式更新。
- (3) 核三廠視察工具 PRiSE 廠外事件-地震、颱風模式更新。
- (4) 強化現有視察風險評估工具 PRiSE 功能，新增核一、二、三廠肇始事件評估導引。

子項計畫 1-6: 應用數位儀控技術進行電氣組件絕緣與轉機設備之預防性監視與預警技術研究

● 成立計畫之必要性

依據美國核管會法規指引 RG 1.60 R3-2012，維護保養對於核能電廠是一確保安全相關結構、系統、組件維持其功能的重要手段，然而維護保養未檢測到的大型電氣組件絕緣劣化或損壞，仍然具有通過系統功能測試(RG 1.218-2012)的可能性。由歷年來電廠運轉經驗可知，大型電氣組件及迴轉設備(如渦輪機)之故障都是瞬間發生，譬如 2015 年 4 月 27 日核三廠二號機發生輔助變壓器火災，以及 2016 年 5 月 16 日核二廠避雷器事件造成核二廠停機。為了於事件發生前，主動掌控大型電氣組件及迴轉設備之運轉狀態，提供可信度高之預警訊號，供運轉人員採取必要措施，以及維護人員採取預防性檢修，以減少組件故障對電廠安全之衝擊，使管制更能掌握關鍵因素，計畫研究重點為「大型電氣組件絕緣與迴轉設備之預防性監視與預警技術」。

此外考量核研所在核能電廠儀控之安全相關研究於軟硬體設計與規劃、建置和維護，均累積相當經驗，計畫中將核研所歷年的成果(含審查導則、指引、學術論文、研究報告、說明書、程序書等)彙整，除可作為核能電廠管制、視察與審查業務之參考外，也有利於我國核能電廠數位儀控經驗傳承。

- 計畫目標

- (1) 將核研所有關數位儀控之相關研究成果，進行有系統的分類，除可作為核能電廠管制、視察與審查業務之參考外，也有助於我國核能電廠數位儀控經驗傳承。
- (2) 建立核能電廠大型電氣絕緣與迴轉設備之預防性監視與預警技術，以確保關鍵組件可維持其預期功能，有助於我國核能電廠安全運轉及管制技術之提升。
- (3) 完成美國核管會在數位儀控方面之整體管制架構現代化相關資料研究，以充分掌握美國數位儀控管制法規之發展與相關導則更新之現況。

- 預定工作項目

- (1) 蒐集核研所歷年於核一、二、三廠及龍門電廠累積數位儀控之研發成果及經驗，依時間、系統、安全等特性分類彙編。
- (2) 蒐集及彙整國內核能電廠關鍵大型電氣組件與迴轉設備，包括主要變壓器及發電機之異常及老劣化事件歷史資料。
- (3) 蒐集及彙整國外核能電廠大型電氣絕緣與迴轉設備之預防性監視與預警相關法規、評估技術、工業標準或應用案例。
- (4) 依據主要變壓器、發電機、以及相關附屬設備之時域與頻域特徵，建立整合型之早期預警及故障診斷機制，根據運轉經驗審查之回饋，針對主要變壓器及發電機之老劣化情形，進行早期預警及故障診斷評估，提供即時及中長期之維護管理資訊，以確保關鍵組件可維持其預期功能。
- (5) 藉由蒐集美國核管會有關儀控管制架構現代化之相關資料，探討核能電廠數位化管制與審查等相關技術，提升我國核能電廠數位儀控管制作業之能力

- 預期績效

- (1) 彙整核研所歷年之數位儀控系統研發成果，系統分類並重點摘要，以利我國電廠儀控系統發展經驗傳承，並可做為核能管制之參考。
- (2) 執行對核能電廠大型電氣絕緣與迴轉設備之預防性監視與預警技術研究，以精進我國核能電廠運轉安全防護體系，可作為管制機關對核能電廠關鍵組件管理計畫審查及電廠現場視察工作計畫之參考。
- (3) 研究美國核管會有關 Integrated Action Plan to Modernize Digital Instrumentation and Controls Regulatory Infrastructure(SECY-16-0070)之相關資料與後續發展，以充分掌握美國數位儀控管制法規之進展與導則更新之實務，提升國內電廠儀控系統管制能力。

- 國內外發展概況

- (1) 國外電廠為建立「大型電氣組件絕緣與迴轉設備之預防性監視與預警技術」，現已知 Partial Discharge (PD)為一可用之方法，以預警大型電氣設備之異常，另外，迴轉設備可利用較高頻訊號之特徵，同樣用以預警迴轉設備之異常。NUREG CR-6895 提供線上監測之基本方法，IEC 60270/62478 為 PD 量測(有線/無線)方式，都可當作參考文獻。
- (2) 除上所述，數位儀控技術現已有 Advanced Pattern Recognition(APR)技術，利用電廠已有之先前運轉數據，依統計方式，建立模型，產生趨勢圖形，在其相對關係發生變化時，提出警示(Alert)。另外，數位儀控技術也依先前之趨勢可做預估(Prediction)，估算未來(數小時或數日後)之組件運轉情

形。結合上述方法，核能電廠可利用此預警系統，減少組件故障對電廠安全之衝擊。

- (3) 美國聯合愛迪生 (Consolidated Edison) ConEd 電力公司進行 APR 示範計畫，其主要目的在探討 APR 應用於早期鑑別變壓器問題之技術、APR 如何由數據中獲取更有價值之資訊、找出 APR 應用於其他輸配電設備之構想等議題，以便及早發現設備劣化，進而採取因應措施，以降低發生人員傷亡及或財產損失等災難性事故的可能性。
- (4) 美國電力研究所(EPRI)在 Progress Energy 核能電廠的油浸式變壓器裝設先進之監視設備，將新診斷數據(CO, CO₂, H₂, CH₄, C₂H₂, C₂H₆, C₂H₄, O₂, 套管電容與功因)與原來傳統數據(高、低壓及三次繞組溫度，油溫，頂部油溫，最熱點溫度，周溫及箱壓)彙總整合於歷史資料庫，做為變壓器狀態趨勢判斷，此示範計畫將應用影像辨識程式建立三個單相變壓器模型，作為早期發現不正常現象與故障型態之分析工具。
- (5) 近幾年來，國內民營電廠已開始應用上述 APR 技術作為預警系統，除減少組件故障對電廠安全之衝擊外，並應用於節能減碳與降低營運成本之研究。
- (6) 美國目前運轉中之核電廠皆為 1980 年代以前所核准興建的類比式儀控電廠，近年來由於電腦化數位技術的快速發展，以及類比式控制系統逐漸淘汰，電腦化數位技術之應用已成為趨勢。Oconee 為美國第一個反應器保護系統儀控設備之更新案，該案進行數位儀控更新案執照變更申請審查期共歷時 5 年，美國核管會經過多次之標準修改與暫行導則之發行，但

迄今尚無統整性規範。有鑑於此，美國自 2016 年起出現數位儀控法規進行統整之構想，並逐步實施中。我國電廠採用美國法規進行管制，在管制技術與美發展所考量之議題應予高度重視。

● 106 年度工作項目：

- (1) 彙整歷年核研所數位儀控研究成果。
- (2) 蒐集及彙整國內外核能電廠有關早期預警及故障診斷之相關法規、評估技術、工業標準及應用案例。
- (3) 依據主要變壓器、發電機、以及相關附屬設備之時域與頻域特徵，建立整合型之早期預警及故障診斷機制。
- (4) 蒐集研析美國核管會有關 Integrated Action Plan to Modernize Digital Instrumentation and Controls Regulatory Infrastructure 之相關資料。

分項計畫 2：核能電廠機械材料安全管制技術及老化管理評估與相關法規研究

子項計畫 2-1：核能系統壓力邊界組件材料劣化與防治技術開發

● 成立計畫之必要性

核能材料環境效應劣化與診斷技術開發為核能電廠老化評估及殘餘壽限之重要研究，因應國內核電廠現況，研究老化機制，將能提供防治策略。本計畫研究成果可提供電廠老化管理、電廠組件修補銲接之參考，並可作為運轉安全管制之技術評估資訊。

核能系統壓力邊界組件材料以不銹鋼及鎳基合金為主，主要劣化因子為冷作加工或鐸道及其熱影響區，伴隨不同製程(材料因子)，不同水質(環境)，受力狀態(應力)，即產生不同劣化行為，故需長期研究並注意國際研究現況，隨時提升研發能力，提供管制機關技術支援，根據 2014 年美國核管會出版 NUREG/CR-7153 (Expanded Materials Degradation Assessment 縮寫為 EMDA)，篩選敏感度高但知識度低之議題深入研究。

因應美國核管會 IN 2012-20: Potential chloride-induced stress corrosion cracking of austenitic stainless steel and maintenance of dry cask storage system canisters，報導 San Onofre Nuclear Generating Station (SONGS)，St. Lucie Nuclear Power Plan，Turkey Point Nuclear Generating Station，Koeberg Nuclear Power Station，不銹鋼管路或桶槽經長期運轉，發生氯鹽腐蝕穿孔議題，核能電廠設置地點位於濱海地區，長期受空氣中高含量氯離子之侵蝕，加上高溫高濕環境，對鐸道區域及受彎曲變形冷加工之不銹鋼材常構成威脅。國外運轉經驗顯示，管路支撐拖盤處常因間隙腐蝕而穿孔，需瞭解其劣化機制。

核能電廠冷卻水壓力邊界使用大量鑄造不銹鋼組件，如：Fuel support pieces、Control rod guide tube base、Recirculation pump casing、安全閥、Jet pump casing 及熱端/冷端管路及肘管等。經長時間熱時效與中子照射，導致鑄造不銹鋼材脆化、強度增加、破壞韌性及延展性下降。隨電廠運轉時間增長，維修鐸接程序或不當冷作加工對長時間熱時效鑄造不銹鋼之影響亟需進行研究。本研究亦將針對鑄造不銹鋼長時間在高溫高壓水環境運轉，探討熱時效(thermal aging)及熱時效後+冷作加工對鑄造不銹鋼水媒環境

劣化之影響，另外，開發鑄造不銹鋼熱時效脆化非破壞檢測與評估技術俾利管制機關參考。

美國 PNNL 實驗室自 10 年前 Bettis 實驗室發現鎳基合金 690 裂縫生長速率較快後即長期研究其微觀組織變化。中到高(medium to high)SCC(應力腐蝕劣化)裂縫生長速率發生於 S-L/S-T 方位之試片，材料組成、微觀結構不均、單方向 Rolling 可能是促使裂縫加速的原因，目前加工量的數據較缺乏，值得研究。SCC 速率與冷作加工量有關，以 12% 為分界，以下 SCC 生長速率為較低的斜率，以上則較高，但低加工量之數據較少，仍須進一步研究。經冷加工後發現在析出物處發現裂縫與孔洞。我國核能電廠多數使用 Alloy 600 合金，冷作加工後之 SCC 劣化性質更值得深入研究。

● 計畫目標

- (1) 探討核能電廠 SS304L/SS308L 不銹鋼銲件之劣化機制及防治技術，評估電廠銲接維修製程中銲道結構對應力腐蝕劣化之影響，回饋銲接製程之改善，作為管制及審查相關組件劣化時之參考。
- (2) 研究模擬 BWR 水化學抑制冷作 Alloy 600 鎳基合金劣化之效應評估，釐清劣化機制作為管制與審查評估水化學等電廠改善措施有效性之參考。
- (3) 評估不銹鋼管路塩霧間隙腐蝕劣化起始情形，並探討間隙腐蝕對後續應力腐蝕試件之影響。
- (4) 研究鑄造不銹鋼長時間在高溫高壓水環境運轉，熱時效及熱時效+冷作加工對水媒環境促進鑄造不銹鋼裂縫生長之影響，同時開發鑄造不銹鋼熱時效脆化非破壞檢測與評估技術，作為管制鑄造不銹鋼脆化程度之技術資訊。

● 預定工作項目

- (1) SS304L/SS308L 不銹鋼銲件經微觀組織分析、微硬度量測及模擬 BWR 水質之環境效應劣化研究，藉由材料破壞力學、差排動力學、SEM/TEM/EBSD/Xray 微觀組織分析等探討銲接製程改善對不銹鋼銲件抑制環境效應劣化之影響。
- (2) 不銹鋼管路塩霧腐蝕劣化及塩霧環境之應力腐蝕劣化，藉由塩霧間隙腐蝕量測不同冷加工程度之 SS304L 間隙腐蝕劣化起始。並評估間隙腐蝕劣化對應力腐蝕劣化之影響，作為電廠管路檢查之技術參考。
- (3) 煉製不同肥粒鐵含量靜態鑄造不銹鋼及離心鑄造不銹鋼於 385°C ~ 450°C 進行加速熱時效，藉由微觀組織觀察及肥粒鐵含量之量測建立時效關係圖。時效鑄造不銹鋼及銲後時效鑄造不銹鋼與時效+冷作加工藉由 SSRT/CT 試片量測模擬 BWR/HWC 水環境之應力腐蝕劣化速率，藉以評估鑄造不銹鋼之劣化速率。
- (4) Alloy 600 鎳基合金經不同冷作加工，以 SEM/EBSD/TEM 觀察顯微結構並評估顯微結構變化對材料環境效應劣化之影響。

● 預期績效

- (1) 提供電廠老化管理劣化機制審查之技術參考及受損組件殘餘壽限評估。
- (2) 建立爐心組件、管路及銲道抑制環境效應劣化之評估準則。
- (3) 建立 Alloy 600 鎳基合金冷作加工加速環境效應劣化數據，作為管制電廠維修施工之技術資訊。

- (4) 研究不銹鋼管路間隙腐蝕，探討間隙腐蝕發生後對後續發生應力腐蝕之影響，作為壽限評估之參數。
- (5) 研究熱時效，熱時效+冷作加工，熱時效+銲接熱對鑄造不銹鋼水媒環境劣化之影響，開發鑄造不銹鋼熱時效脆化非破壞檢測與評估技術，作核安管制之參考。

● 國內外發展概況

- (1) SS304L 不銹鋼是爐心組件/管路使用最大量之材料，經冷作加工(冷滾軋或彎曲)或銲接殘留應變，於爐心運轉，有可能加速材料發生應力腐蝕。冷作加工產生之高密度差排、滑移帶(Slip Band)與塑性變形誘發之麻鐵散鐵相是影響沃斯田不銹鋼發生 SCC 之重要因素。銲接熱影響區附近之塑性應變與材料敏化、冷作加工，銲道枝晶結構方向與受力方向等因子合成的效應對爐心不銹鋼組件之影響，雖被廣泛研究，但由於因子眾多，發表的數據差異極大，至今仍尚無定論。材料劣化研究也從上游的材料製程開始改善，如能控制材料生產參數，將可延長材料使用壽命。
- (2) GE Global Research Center, Peter Andressen 於 2015 年環境效應材料劣化會議發表近半世紀材料劣化的演進，1970 年代發生 PWR Steam Generators, BWR Pipe Weld, 1980 年代 Erosion-Corrosion 與 PWR Heater Sleeves and Instrument Nozzles, 1990 年代 PWR RPV Head Penetrations 與 BWR Internals, 2000 年 PWR DM Weld 與 PWR Internals, 由於 ASME 未注意 SCC 的複雜性及重要性，所以常有意料之外核能材料異常損害發生。強調核能電廠、廠家、管制機關、及研究單位共同持續研發，才能符合安全提升的效能。

- (3) 瑞典 ABB 原子能公司(ABB Atom)進行不同磷硫含量之 Alloy 600 合金及 Alloy 182 鉸道於 NWC、HWC 環境及添加硫酸根離子中進行定負荷應力腐蝕測試，發現添加硫酸根離子加速裂縫生長速率。Alloy 600 合金及 Alloy 182 鉸道磷硫含量高者亦如同水中添加硫酸根離子效應，加速裂縫生長速率，即使 HWC 環境亦不能減緩裂縫生長速率。可見磷硫含量對 Alloy 600 合金及 Alloy 182 鉸道之影響。Alloy 690 及 Alloy 152/52 鉸道是否亦受磷硫含量影響，目前數據有限，值得進一步研究。
- (4) 氯化物導致不銹鋼發生應力腐蝕(Chloride Induce Stress Corrosion Cracking, CISCC)，國外有相當多案例。IN 2012-20 報導 San Onofre Nuclear Generating Station(SONGS)、St. Lucie Nuclear Power Plant、Koeberg Nuclear Power Station 與 Turkey Point Nuclear Generating Station 四個電廠均於不同管線發生 CISCC。在印度，以 SS304L 做成的集管器(tube header)，置於海岸邊，兩年後發現穿晶應力腐蝕 (transgranular SCC, TGSCC)。SS304 熱交換器殼 (heat exchanger shell)，鉸道熱影響區於室溫發生裂縫，可能原因為殘留應力與 SS304 不銹鋼之敏化。另外，SS304L 板材，置於海岸邊兩年，發現 TGSCC 現象，原因為冷作加工造成殘留應力與海邊大氣氯含量較高所致。另外，太陽曝曬所造成的日夜溫差，也可能是影響原因之一。PNNL 國家實驗室蒐集國際 14 個管路或穿越管 CISCC 案例，顯示此機制可能是電廠共通現象。

● 106 年度工作項目

- (1) Alloy 600 鎳基合金於不同冷作加工程度下(10% , 20% , 30%)之顯微結構分析，並進行模擬 BWR 及加氫水化學水環境之環境效應劣化測試。
- (2) SS304L/SS308L 不銹鋼銲件之樹枝狀與 SCC 裂縫生長關係探討，評估電廠銲接維修製程中銲道結構對應力腐蝕劣化之影響，回饋銲接製程之改善。
- (3) 研究 SS304L 不銹鋼間隙腐蝕，探討間隙腐蝕發生後對後續發生應力腐蝕之影響，作為壽限評估之參考。
- (4) 探討熱時效併同冷作加工、以及熱時效併同銲接熱，對鑄造不銹鋼水媒環境劣化之影響，開發鑄造不銹鋼熱時效脆化非破壞檢測與評估技術，做為核安管制之參考。
- (5) 彙整歷年核研所研發成果作為核安管制之參考。

子項計畫 2-2：核能電廠老化管理評估及相關法規研究

● 成立計畫之必要性

隨著核能電廠之持續運轉，各項安全系統、組件及設備在受到各種外在負荷、地震力負荷以及系統操作溫度作用下，根據國外研究文獻，組件可能會產生微小裂紋及損傷，使其結構強度折減，危及組件後續之服役壽命，衝擊到核能電廠之整體安全性。為了確保核能組件能繼續發揮其預期功能，維持其足夠之結構強度，必須針對使用較長年限之組件設備進行適當管理。近年來，美國、法國、德國和日本等先進國家，均對核能電廠之重要組件設備，進行一系列老化管理研究，投入人力並開發結構安全及組件壽命等監控技術，訂定出相對應之評估方法。目前我國已運轉中之三座核能電廠，均已服役超過 30 年以上，國內應持續研議相關老化管理評估方法，進行核能電廠整

體安全評估，強化核安管制作業。

●計畫目標

- (1) 精進組件設備老化管理及相關法規研究，強化核安管制技術能力。
- (2) 建立並精進核能電廠各項安全系統、組件及設備老化管制技術。
- (3) 建置核安管制相關技術資訊與評估平台。
- (4) 擬訂國內核能電廠老化管理評估方式。

●預定工作項目

- (1) 蒐集國外先進國家有關核能電廠各項安全設備之老化管理資訊、法規以及案例審查紀錄，整理美國核管會(NRC)及國際原子能總署(IAEA)近期對核能電廠重要組件設備之管制要項，另藉由參與美國貝泰紀念研究院(Battelle Memorial Institute)之國際合作研究計畫(PARATRIDGE, Probabilistic Analysis as a Regulatory Tool for Risk Informed Decision Guidance)，參考美國核管會在整合有關管路、蒸汽產生器及反應器壓力槽等重要組件在結構完整性評估上相關之議題及規劃。
- (2) 依國內核能電廠實務特性，對各項重要安全系統、組件及設備進行老化管理評估，及檢視電廠程序書之完備性。
- (3) 整理國內核能電廠組件設備設計製造資訊，配合第(1)、(2)項彙整成果，建置核能電廠老化管理評估平台。
- (4) 核能電廠重要組件、管路老劣化機制之評估方式建立。

●預期績效

- (1) 參考國外先進國家核能電廠老化管制法規及技術，同時參與國際合作計畫，獲取國際上最新關注之相關資訊，落實國內核能電廠老化管理評估技術。
- (2) 建立核能電廠老化管理評估平台，掌握組件設備老化資訊，加強國內核能電廠之運轉安全性。
- (3) 完成國內核能電廠老化管理評估平台，提昇組件設備老化管理評估時效性及強化核安管制品質。
- (4) 提供核能重要組件、管路老劣化機制之評估，作為核安管制之參考。

● 國內外發展概況

國內自 2005 年由核一廠開始，進行各項組件設備相關評估工作，當時所引用之評估規範係依據美國聯邦法規、導則和標準，雖評估細節並非針對組件實質之老劣化特性進行評估，但對於組件在服役長時間下之壽命已有探討。自 2000 年起，世界各國針對核能組件之材料特性、結構安全、老劣化進行大規範研究，已有大量研究文獻及數據可供參考，對核能組件老劣化特性及疲勞壽命已逐漸了解並掌握。對於組件老化管理，美國制定發佈多項管制法規和評估規範，且逐年進行資料更新。國際原子能總署(IAEA)亦對老舊核能電廠安全性進行相關之研究工作和發佈管制措施，並頒佈了 IGALL 報告。日本國內也頒佈相關之管制法規。國外先進國家之相關研究和技術，可供國內作為精進國內管制技術並確保核安管制品質之參考。

● 106 年度工作項目

- (1) 蒐集研讀國外核能電廠老化管理評估法規、Regulatory Guide、EPRI、NUREG 和 IAEA 等報告，參與國際合作研究計畫

(PARATRIDGE-2)，瞭解重要組件、管路之安全相關議題，並蒐集美國核管會近期審查核能電廠老化管理所發行之各廠安全評估報告，進行議題整理。分類要項如下：

- 甲、 反應器冷卻水系統相關議題；
- 乙、 特殊安全設施相關議題；
- 丙、 輔助系統相關議題；
- 丁、 發電系統相關議題；
- 戊、 反應器壓力槽壓力溫度限度考慮延伸腹帶區 (Beltline region) 議題；
- 己、 圍阻體相關議題；
- 庚、 結構支撐相關議題。

(2) 建立老化管理評估資訊平台架構，可快速查詢核能組件所可能發生之老化，及相關規範所要求之預防措施、檢測參數、檢測方式、檢測之接受標準和相關之改正行動等。對於壓水式核能電廠之反應器冷卻水系統及特殊安全設施等兩大類機械系統進行資料架構建置，其要項如下：

- 甲、 平台架構建立。
- 乙、 組件材質老化資料彙整。
- 丙、 老化對策彙整。
- 丁、 老化管理資訊整合。

(3) 蒐集國外核能電廠對於安全級設備之環境驗證相關工業標準及指引，結合國內核能電廠實務特性，擬訂電廠老化管理評估應用研究報告。

(4) 電廠重要組件、管路老劣化機制(如疲勞效應)之影響研究。

分項計畫 3：核能電廠地震反應與土木結構安全分析管制技術研究

子項計畫 3-1：核能電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究

● 成立計畫之必要性

2011 年福島核災顯示核能電廠對於天然災害的設計基準地震可能仍需檢討；反之，2007 年日本中越沖(NCO)地震對鄰近的柏崎刈羽核能電廠(KKNPP)也經歷了比 KKNPP 設計基準地震還強烈之地震，2011 年美國 North Anna NPP(NAPS)也有同樣狀況，但卻都能維持電廠的安全。主要差異在於地震引起的海嘯超過了福島第一核能電廠海嘯的瀕危效應(cliff edge)，而福島第一核能電廠、KKNPP、NAPS 等雖已面對超越設計地震但因未達到瀕危效應(cliff edge)仍能符合安全。因此，核能電廠的設計地震是否足夠，超過地震之餘裕量，以及海嘯源的可能最大海嘯高度以及海嘯牆強度的設計是否足夠都攸關核能電廠的安全，是重要並值得持續研究的管制研究議題。

● 計畫目標

本計畫目標為因應福島一廠核災後有關國內運轉中核一、二、三廠的地震安全管制項目之審查所需技術，以進一步確保核能電廠的地震安全。

● 預定工作項目

- (1) 參與原能會要求台電執行中的核能電廠機率式地震危害度分析(PSHA SSHAC level 3)計畫，藉由參與該計畫的 Work Meetings 及 WorkShops，提供參與管制審查重點和原則之建議。

- (2) 研析核能電廠核能電廠結構/系統/組件(SSCs)的耐震度(fragility)計算，完成核能電廠地震危害度評估(SPRA)以及FA(Fragility Analysis)及CSPRADFM(Conservative Deterministic Fragility Method)計算 fragility 的差異比較。
- (3) 蒐集美/日最新有關海嘯牆設計規範，完成美國最新防海嘯牆規範(如美國土木工程協會 ASCE 7 規範及緊急事務管理署 FEMA P646 規範)及與日本 NRA 的比較分析。
- (4) 探討歷史上台灣西南外海災害性海嘯的真實度與海嘯源，完成非地震引發(如海底山崩引發)之海嘯的精進模擬方式。
- (5) 基於海底地震海嘯源之不同海嘯模型，陸續評估核一、二、三廠設計海嘯高度加 6 公尺的防海嘯牆設計，建立防海嘯牆設計審查技術。
- (6) 完成日/美核能電廠超過設計地震後，重啟動所需之地震反應評估與管制技術之深入剖析，並比較兩國評估導則之異同。
- (7) 參考目前國內核能電廠中小度地震之地震報告，評估傳統集中質量模型之適用性和精進模型之正確性。

● 預期績效

- (1) 建立 PSHA SSHAC level 3 審查技術支援並將進一步應用於目前 RLE 的工程改善餘裕再檢討及核一、二、三廠 SPRA 的地震量化指標，以確保核能電廠地震安全。
- (2) 建立不同海嘯源，模擬分析管制驗證技術將用來評估核一、二、三廠設計海嘯高度加 6m 的防海嘯牆設計。
- (3) 參考日本/美國核能電廠經歷超過設計地震後重啟動之地震安全分析經驗，提供如果我國發生核能電廠經歷超過設計地震

重啟動所需之技術支援，及掌握重啟動所需結構完整性之分析技術。

● 國內外發展概況

- (1) 國外：在 PSHA SSHAC level 3 方面，美國已具備完整之相關法規與技術並成功應用在加州強震帶的 Diablo Canyon 核能電廠。在海嘯波傳模擬分析及海嘯牆的耐海嘯力及地震力之考量上，在 2011 年日本東北外海大海嘯後，ASCE 7 規範整合進新版，並新增海嘯力計算章節，另外 FEMA P646 也已經整合進新版。在核能電廠經歷超過設計地震然後獲得管制機關同意成功重新啟動的經驗主要有日本的 KKNPP 及美國的 NAPS。
- (2) 國內：在 PSHA SSHAC level 3 方面，台電已委託國家地震中心參考美國 DCPD 的執行經驗於 106 年開始進行為期 3.5 年的此一大型計畫。在核能電廠防海嘯方面台電也於 106 年起依據 101 年 11 月原能會之後福島管制案先行將核一、二、三廠防海嘯能力提升至現行標準海嘯設計水位高度(run-up height) 加 6m，因此需要新增防海嘯牆設計基準。

● 106 年度工作項目

- (1) 持續進行執行中 PSHA SSHAC level 3 的參與性審查 (participatory review) 及相關 SPRA 的管制審查，建立地震或然率的審查技術能力。
- (2) 探討歷史上台灣西南外海災害性海嘯的真實度與海嘯源，完成非地震引發(如海底山崩引發)之海嘯的精進模擬方式。

- (3) 深入剖析日本與美國核能電廠超過設計地震後，重啟動所需之地震反應評估與管制技術，並比較兩國評估導則之異同。

子項計畫 3-2：核能電廠結構地震反應安全分析管制技術研究

● 成立計畫之必要性

核能電廠適切評估強震來襲後核能電廠結構與設備所受衝擊是否造成安全顧慮，在核能安全管制上有其需要。目前國內核能電廠結構地震安全分析技術能力已具基礎，本計畫將建構各核能電廠安全廠房之結構分析模型，深化土壤結構互制分析技術能力，研究影響分析結果準確度之參數，未來可即時評估強震後上述結構與其內安全設備地震反應之加速度、應力是否仍在其設計之安全範圍內，提供核能電廠地震安全管制之參考。

● 計畫目標

- (1) 建構各核能電廠反應器廠房之結構分析模型，並建立結構地震安全分析流程，作為核安管制機關審查地震安全分析報告與及時評估強震後核能電廠是否能安全繼續運轉之參考。
- (2) 建立核二廠反應器廠房結構全有限元素分析模型，並與 104 年度建立之圍阻體模型整合成同一基礎(foundation)的完整模型並執行地震反應安全分析，另以此模型進行非同步設計地震之反應分析研究(Incoherence 效應)。
- (3) 配合執行建模及分析過程加強土壤結構互制分析訓練/研習，將技術經驗傳承至參與人員。

● 預定工作項目

- (1) 蒐集建構分析模型與分析輸入參數所需資料
- (2) 以 Shake 程式分析廠址土壤地震應變參數及輸入地震加速度歷時轉換

- (3) 使用客製化 SASSI 程式建構廠房結構之網格化 Detailed Model 分析模型。
- (4) SASSI 執行分析，分析結果與最終安全分析報告(FSAR)反應譜比較及輸入電廠收錄地震資料。驗證模型正確性，評估各項差異原因與分析結果之保守度。
- (5) 進行「核二廠反應器廠房在非同步設計地震下之反應分析」相關核能電廠土壤結構互制分析重要之非同步地震效應研究。

● 預期績效

- (1) 建立之分析模型與技術可迅速提供核能電廠地震反應安全評估結果，作為核安管制之參考。
- (2) 探討國際上目前關切之核能電廠結構地震反應安全分析議題，深化國內核能電廠地震安全評估技術與經驗，並可與其他國家核安管制機關分享及交流。

● 國內外發展概況

- (1) 有關核能電廠結構地震反應安全分析，我國核能電廠建廠時係由外國 AE 公司執行。核一廠為 Ebasco，核二、三廠為 Bechtel，核四廠為 Shimizu。此分析技術須執行土壤結構互制分析，早期受限於分析程式能力與電腦運算速度，其模型均為 Stick Model 且在時域分析，分析結果即為 FSAR 中之樓板反應譜。目前台電公司相關核能電廠結構地震安全分析均委託工程顧問公司執行。2011 年台電委由顧問公司執行核一廠設計地震 0.3g 提昇至 0.4g 安全分析與補強設計，惟反應器廠房部分仍外包國外公司執行，所建為 Stick Model 應用 SASSI 程式分析；另國內顧問公司曾於 1987 年重作核三廠結構地震安全分析，

因其分析模型係由早期 SAP 程式建立已無法再運用，2013 年台電續委託國內顧問公司重建圍阻體分析模型及應用恆春地震資料驗證模型，其分析方法大部分仍沿襲以前時域分析技術。

- (2) 核能研究所於 104 年度完成核二廠圍阻體分析模型建立及分析工作，當時僅完成圍阻體分析模型，與圍阻體在同一基礎 (foundation)，圍繞其外之反應器廠房模型並未建立，分析結果之準確度受影響，需將分析模型繼續建構完整並重行分析。
- (3) 目前國外廣泛應用 SASSI 在頻率域執行 SSI 之分析或研究，應用 SAP 僅能在時域上分析，處理地震波散射問題程序上較為複雜。
- (4) 美國核管會 2007 年開始要求核能電廠設計應考慮非同步地震效應，此效應是否影響舊有同步地震之假設及分析結果，值得探討研究。

● 106 年度工作項目

- (1) 建立核二廠反應器廠房結構全有限元素分析模型與 104 年度建立之圍阻體模型整合成同一基礎的完整模型並執行地震反應安全分析。
- (2) 進行核二廠反應器廠房在非同步設計地震下之反應分析相關研究，探討非同步地震效應對分析結果之影響(Incoherence 效應為美國核管會自 2007 年起關切之核能電廠設計重要項目)。
- (3) 持續客製化 SASSI 分析程式之年度維護，增進分析計算速度。並提供應用 SASSI 執行 SSI 之技術諮詢，進行核二廠反應器

廠房之建模與分析，推展核能電廠土壤結構互制分析技術之研習/訓練，傳承其技術經驗。

二、 遭遇困難與因應對策

無

三、 實際執行與原規劃差異說明

子項計畫 3-2：核能電廠結構地震反應安全分析管制技術研究，原 106 年度綱要計畫書規劃目標為進行核三廠相鄰機組效應對土壤結構互制分析結果影響研究，本年度期初步評估 incoherence 效應(非同步地震)在較大基礎之模型上其效應較明顯，以擴增可改進之核二廠 104 年度圍阻體模型作為分析模型較佳，故進行工作修訂。

參、經費與人力執行情形

一、經費執行情形

(一) 經資門經費表 (E005)

| | 106 年度 | | | | | 備註 |
|-----------|------------|------------|------------|---------------|--------------|----|
| | 預算數 (a) | 初編決算數 | | | 執行率 (d/a) | |
| | | 實支數 (b) | 保留數 (c) | 合計 (d=b+c) | | |
| 總計 | 60,581,000 | 59,662,438 | 0 | 59,662,438 | 98% | |
| 一、經常門小計 | 49,581,000 | 48,809,041 | 0 | 48,809,041 | 98% | |
| (1)人事費 | 0 | 0 | 0 | 0 | | |
| (2)材料費 | 0 | 0 | 0 | 0 | | |
| (3)其他經常支出 | 49,581,000 | 48,809,041 | 0 | 48,809,041 | 98% | |
| 二、資本門小計 | 11,000,000 | 10,853,397 | 0 | 10,853,397 | 99% | |
| (1)土地建築 | 0 | 0 | 0 | 0 | | |
| (2)儀器設備 | 11,000,000 | 10,853,397 | 0 | 10,853,397 | 99% | |
| (3)其他資本支出 | 0 | 0 | 0 | 0 | | |

(二) 經費支用說明

(請簡扼說明各項經費支用用途，例如有高額其他經費支出，宜說明其用途；或就資本門說明所採購項目及目的等。)

| 項目名稱 | 用途 | 金額(千元) |
|------|--|--------|
| 經常門 | <p>教育訓練費；水電費；通訊費；資訊服務費(網路、資訊設備維護)；其他業務租金(影印機、傳真機)；臨時人員酬金(替代役、專支人力)；按日按件計酬(顧問、講座鐘點、專家諮詢、出席、稿費)；研討會報名或註冊費；相關專業服務技術支援、特定專業資訊蒐集費、論文發表費、問卷調查費；國際組織會費(PARTRIDGE 國際合作研究計畫)；CAMP、CSARP 及 RAMP 國際合作研究年費；物品(消耗品：文具、紙張、耗材、材料、電子、五金、專業期刊、實驗管件、閥件、鋼材、電熱棒、熱電偶、高溫導線、淨水濾心、流通槽、實驗室工具、加工器材、維修材料、溫度量測電子零件、壓力量測電子零件、絕熱膠帶、管路絕熱材料、不銹鋼螺栓組、斷路器、保護控制電驛、配電電路線材、訊號轉接盒、實驗支架平台；非消耗品：桌、椅、公文櫃、壓克力等)；一般事務費(印刷、廣告、清潔、工安衛生、雜支)；房屋建築養護(房屋及實驗室養護)；辦公器具養護(辦公器具等養護)；設施及機械設備養護費(實驗室儀器、機械養護費)；國內旅費(赴電廠及相關學術單位相關業務出差費)；運費(載運儀器貨品費)；短期車資(短程洽公車資)；資料儲存、雜支費；委託研究費(鑄造不銹鋼其熱模擬組織於高溫水化學環境下之劣化行為研究；核能電廠冷熱水混合 T 型管路熱疲勞安全評估及管制研究；核能電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證；地震或然率評估審查技術研究；不同海嘯源威脅評估審查技術研究；核能電廠超過設計地震重啟動之地震安全分析審查技術研究；核能電廠反應器冷卻水系統壓力邊界異質銲接件覆銲後之特性研究；核二廠反應器廠房在非同步設計地震下之反應分析暨客製化 SASSI 年度維護與 SSI 技術諮詢；日本核能電廠新規制基準與 IAEA 有關火山及海嘯安全審查之比較研析；核三廠電廠全黑事件之早期輻射大量外釋評估及源項分析)；勞務採購(舉辦緊急應變、設計基準事故、或輻射防護等議題相關之研討會；2016 中華民國核能安全公約國家報告英文版審查修訂與中文版及中文精簡版國家報告編撰技術服務；A508 異材銲接之機械性質與疲勞性質測試)；套裝軟體維護(客製化 SASSI 分析軟體維護；ANSYS、ABAQUS 分析軟體維護)。</p> | 54,072 |

| | | |
|-----|--|--------|
| 資本門 | 機械設備費(非破壞檢測系統相關附屬設備)；資訊軟硬體設備費(硬體設備、軟體購置、系統開發費)、雜項設備費(遵照政府節能減碳政策，汰換更新老舊耗能設施、小型機械、工安衛生等雜項設備)；工作站動態記憶體擴充；採購軟體(儀控系統軟體驗證工具；計算型工作站；網路儲存設備；數值運算程式化軟體(Matlab、ANSYS 套件模組)；SYSWELD 分析軟體輔助套件) | 11,209 |
| 小計 | | 65,281 |

(三) 經費實際支用與原規劃差異說明

經費實際支用與原訂規劃符合。

。

二、計畫人力運用情形

(一) 計畫人力結構 (E004)

| 計畫名稱 | 執行情形 | 106 年度 | | | | | | | 107 年度 總人力 (預算數) | 108 年度 總人力 (申請數) |
|----------------------------------|------|----------|-----------|------------|-----|----------|------|-------------|------------------------|------------------------|
| | | 研究員 級 | 副研究 員級 | 助理研究員 級 | 助理級 | 技術 人員 | 其他 | 總人力 (人年) | | |
| 細部計畫 核能電廠安全管制法規與技術研究計畫 | 原訂 | 3.8 | 10.4 | 8.6 | 1.5 | 3 | 6.5 | 33.8 | | |
| | 實際 | 3.8 | 10.5 | 8.1 | 1.5 | 3 | 6.4 | 33.3 | — | — |
| | 差異 | 0 | 0.1 | -0.5 | 0 | 0 | -0.1 | -0.5 | — | — |
| 子項計畫 核電廠管制技術與核能組件非破壞檢測技術應用與研究 | 原訂 | 0.7 | 2.6 | 1 | 0 | 0.4 | 0.4 | 5.1 | | |
| | 實際 | 0.7 | 2.6 | 1 | 0 | 0.4 | 0.4 | 5.1 | — | — |
| | 差異 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | — | — |
| 子項計畫 核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證 | 原訂 | 0.5 | 1.4 | 0.7 | 0.2 | 0 | 0.6 | 3.4 | — | — |
| | 實際 | 0.5 | 1.4 | 0.7 | 0.2 | 0 | 0.5 | 3.3 | — | — |
| | 差異 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | -0.1 | -0.1 | — | — |
| 子項計畫 | 原訂 | 0 | 0.6 | 0.7 | 0 | 0.4 | 1 | 2.7 | — | — |

| | | | | | | | | | | |
|--|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|---|---|
| MAAP 程式 模擬核能電 廠嚴重事故 應變策略 | 實際 | 0 | 0.6 | 0.7 | 0 | 0.4 | 1 | 2.7 | — | — |
| | 差異 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | — | — |
| 子項計畫 國際核能管 制法規與後 福島改善研 究 | 原訂 | 0.5 | 1 | 0.8 | 0 | 0 | 0.6 | 2.9 | | |
| | 實際 | 0.5 | 1 | 0.8 | 0 | 0 | 0.6 | 2.9 | — | — |
| | 差異 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | — | — |
| 子項計畫 風險告知視 察工具暨導 引開發與維 護 | 原訂 | 0 | 0.8 | 0 | 0 | 0 | 2.4 | 3.2 | | |
| | 實際 | 0 | 0.8 | 0 | 0 | 0 | 2.4 | 3.2 | — | — |
| | 差異 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | — | — |
| 子項計畫 應用數位儀 控技術進行 電氣組件絕 緣與轉機設 備之預防性 監視與預警 技術研究 | 原訂 | 0 | 0.5 | 0.5 | 0.2 | 0 | 0.3 | 1.5 | | |
| | 實際 | 0 | 0.5 | 0.5 | 0.2 | 0 | 0.3 | 1.5 | — | — |
| | 差異 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | — | — |
| 子項計畫 核能系統壓 力邊界組件 材料劣化與 防治技術開 | 原訂 | 0.8 | 1.2 | 2.8 | 0 | 1.9 | 0 | 6.7 | | |
| | 實際 | 0.8 | 1.2 | 2.8 | 0 | 1.9 | 0 | 6.7 | — | — |
| | 差異 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | — | — |

| | | | | | | | | | | |
|----------------------|----|-----|-----|------|-----|-----|---|------|---|---|
| 發 | | | | | | | | | | |
| 子項計畫 | 原訂 | 0.8 | 1.2 | 2.8 | 0 | 1.9 | 0 | 6.7 | | |
| 核能電廠老化管理評估及相關法規研究 | 實際 | 0.8 | 1.2 | 2.4 | 0 | 1.9 | 0 | 6.3 | — | — |
| | 差異 | 0 | 0 | -0.4 | 0 | 0 | 0 | -0.4 | — | — |
| 子項計畫 | 原訂 | 1.2 | 0.8 | 0.6 | 0.2 | 0 | 0 | 2.8 | | |
| 核電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究 | 實際 | 1.2 | 0.8 | 0.6 | 0.2 | 0 | 0 | 2.8 | — | — |
| | 差異 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | — | — |
| 子項計畫 | 原訂 | 0.1 | 0.6 | 1.1 | 0 | 0.3 | 0 | 2.1 | | |
| 核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究 | 實際 | 0.1 | 0.7 | 1.0 | 0 | 0.3 | 0 | 2.1 | — | — |
| | 差異 | 0 | 0.1 | -0.1 | 0 | 0 | 0 | 0 | — | — |

- 研究員級：研究員、教授、主治醫師、簡任技正等，若非以上職稱則相當於博士滿3年、或碩士滿6年、或學士滿9年以上之研究經驗者。
- 副研究員級：副研究員、副教授、助理教授、總醫師、薦任技正，若非以上職稱則相當於博士、或碩士滿3年、或學士滿6年以上之研究經驗者。
- 助理研究員：助理研究員、講師、住院醫師、技士，若非以上職稱則相當於碩士、或學士滿3年以上之研究經驗者。
- 助理級：研究助理、助教、實習醫師，若非以上職稱則相當於學士、或專科滿3年以上之研究經驗者。
- 技術人員：指目前在研究人員之監督下從事與研究發展有關之技術性工作。
- 其他：指在研究發展執行部門參與研究發展有關之事務性及雜項工作者，如人事、會計、秘書、事務人員及維修、機電人員等。

(二) 人力實際進用與原規劃差異說明

1. 子項計畫-核能電廠老化管理評估及相關法規研究因人員職務異動(1 員調至能源局及 1 員替代役退伍)，比原訂規劃略減 0.4 人年，尚不致影響計畫工作之執行。
2. 子項計畫-核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證因人員職務異動略減 0.1 人年，尚不致影響計畫工作之執行。
3. 子項計畫-核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究因計畫第 4 季人員離職，助研員人力比原訂規劃略減 0.1 人年，由副研員增加人力補足未影響工作執行。

肆、已獲得之主要成果與重大突破(含量化 output) (E003)

填寫說明：

1. 績效指標之「原訂目標值」應與原綱要計畫書一致，惟因 105 年度績效指標項目修正，部分績效項目整併或分列，機關得依績效項目之調整配合修正原訂指標項目與原訂目標值，惟整體而言，不得調降原訂目標值。
2. 得因計畫實際執行增列指標項目以呈現計畫成果。
3. 如該績效指標類別之各項績效指標項目之目標值、達成值均為 0，請刪除該績效指標類別，以利閱讀。
4. 如績效指標有填列實際達成情形，均須附佐證資料，佐證資料另以附表上傳。

| 屬性 | 績效指標類別 | 績效指標項目 | | 106 年度 | | 效益說明 (每項以 500 字為限) | 重大突破 |
|------------------|--------------|-----------------|-------|--------|-------|--|--|
| | | | | 原訂目標值 | 實際達成值 | | |
| 學術成就 (科技基礎研究) | A.論文 | 期刊論文 | 國內(篇) | 12 | 1 | 有助於提昇學術成果，並貢獻核電相關安全分析技術並作為後續應用及管制重要參考與引用之依據。 | 完成 16 篇國內外期刊及研討會論文，有助於提昇學術成果，其中參加 CAMP 國際合作計畫累積論文產出名列前茅。 |
| | | | 國外(篇) | | 4 | | |
| | | 研討會論文 | 國內(篇) | | 3 | | |
| | | | 國外(篇) | | 8 | | |
| | | 專書論文 | 國內(篇) | | 0 | | |
| | | | 國外(篇) | | 0 | | |
| | B.合作團隊(計畫)養成 | 機構內跨領域合作團隊(計畫)數 | | 0 | 0 | 所養成之團隊可配合國內管制議題或管制機關之要求，協助進行國內核能電廠運轉管制所需之專業安全審查或分析，以確保民眾之健康財產安全。 | |
| | | 跨機構合作團隊(計畫)數 | | 3 | 3 | | |
| | | 跨國合作團隊(計畫)數 | | 0 | 0 | | |

| 屬性 | 績效指標類別 | 績效指標項目 | 106 年度 | | 效益說明 (每項以 500 字為限) | 重大突破 |
|------------------|-----------|----------|--------|---|---|------|
| | | | 原訂目標值 | 實際達成值 | | |
| 學術成就 (科技基礎研究) | C.培育及延攬人才 | 博士培育/訓人數 | 8 | 4 | 可培育出未來國內需要的核能電廠系統安全分析領域所需高階研發人力，有助於提升核能安全。 | |
| | | 碩士培育/訓人數 | | 5 | | |
| | D1.研究報告 | 研究報告篇數 | 21 | 28 | <ol style="list-style-type: none"> 1. 研究發現、應用要點等研究成果之記載，內容將做為嚴重事故處理與緩解之參考。 2. 管制法規比較研究分析，程式開發、材料試驗等研究成果之記載，內容將做為組件劣化管理評估參考。 3. 分析模型及方法步驟等研究成果之內容記載，將做為地震安全管理之參考。 4. 完成核電廠之 TRACE 不準度分析模式建立，並且應用於電廠暫態模擬與分析。與傳統的保守假設方法相比，最佳估算加上不準度分析提供了更大的安全餘裕。 | |
| F.形成課程/教材/手冊/軟體 | 製作手冊件數 | 3 | 3 | 以最新版本 PRA 模式更新現有視察評估工具，以符合模式現況與數據，並供各廠駐廠視察員引用，持 | | |

| 屬性 | 績效指標類別 | 績效指標項目 | 106 年度 | | 效益說明 (每項以 500 字為限) | 重大突破 |
|------------------|-------------|---------------------|--------|-------|---|------|
| | | | 原訂目標值 | 實際達成值 | | |
| | | 自由軟體授權釋出教材件數 | 3 | 3 | 續落實核安管制紅綠燈作業。以計算案例，說明結構物及設備在進行耐震能力分析時，評估各項安全因子的方法，作為分析者執行耐震能力評估時之參考。 | |
| 技術創新 (科技技術創新) | H.技術報告及檢驗方法 | 新技術開發或技術升級開發之技術報告篇數 | 7 | 8 | 建立相關專業技能能量，提昇核安管制水準，並提供相關單位參考。 | |
| | 其他 | 其他核能電廠安全管制技術發展成果 | 6 | 7 | <p>其他有益於提升核安管制措施之研發成果，包含：</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 完成「核能安全公約國家報告」。 2. 核二廠嚴重事故分析與 MAAP5 程式模擬。 3. 福島事件各國核能管制作為資訊更新。 4. 核能電廠視察工具 PRiSE 廠外事件-地震、颱風模式更新。 5. 參與 OECD/NEA CODAP 國際合作計畫，合作建立核能組件老劣化資料庫，分享會員所提供的劣化資料。 6. 建立不同海嘯源模擬分析管制驗證技術。 7. 延續上年度工作，研擬「核能電廠關鍵數位資產資通安全事件通報作業導則(建議草案)」。 | |

| 屬性 | 績效指標 類別 | 績效指標 項目 | 106 年度 | | 效益說明 (每項以 500 字為限) | 重大突破 |
|----|------------|------------|-----------|-----------|-----------------------|------|
| | | | 原訂 目標值 | 實際 達成值 | | |

106 年度計畫績效指標實際達成與原訂目標差異說明：

本年度計畫績效指標皆已達成原訂目標。

第二部分

註：第一部分及第二部分（不含佐證資料）合計頁數建議以不超過 200 頁為原則，相關有助審查之詳細資料宜以附件方式呈現。

壹、主要成就及成果之價值與貢獻度(outcome)

一、學術成就(科技基礎研究)

1. 核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證

- (1) 參與國際合作 CAMP (Code Applications and Maintenance Program) 計畫，完成 NUREG-IA 技術報告 1 篇，目前我國累積論文產出在計畫參與會員中名列前茅，展現我國在國際核能安全分析領域成效。

2. 核能系統壓力邊界組件材料劣化與防治技術開發

- (1) 經探討鑄造不銹鋼經熱時效後之應力腐蝕劣化及裂縫生長之路徑，與時效後之成分偏析有極大關係。另外，依研究成果顯示，肥粒鐵相含量高者($\geq 20\%$)，尤須注意，對裂縫生長之影響，遠大於時效所造成之影響，但使用加氫水化學均可有效抑制 SCC(應力腐蝕劣化)裂縫生長，故水質溶氧量及肥粒鐵相含量應為管制之重點。並已投稿期刊論文 1 篇。
- (2) 交流電位降量測裂縫方式雖已商業化，但裂縫尖端之電流密度分布及 CCT 試片最佳電位量測距離仍影響裂縫量測之準確度，本計畫以有限元素法及 unfolding 理論證明最佳之電位量測距離，並投稿期刊論文 1 篇。
- (3) 探討不鏽鋼 SS308L 焊道裂縫生長速率於高溫冷卻水中常有極大之差異，以微觀組織及力學分力概念證明當裂縫成長方向與樹枝狀組織平行時，裂縫生長最快，而垂直時，裂縫可能停止生長。並投稿期刊論文 1 篇。
- (4) 完成”不同加工表面對 304L 不銹鋼間隙腐蝕速率的影響”並於本年度防蝕年會發表。本文探討間隙腐蝕之發生與試片表面之關係，實驗結

果顯示越細緻之表面如壓上覆蓋物可能造成保護效果；反之粗糙表面，覆蓋物與事件間自然形成間隙，會促進間隙腐蝕。

3. 應用數位儀控技術進行電氣組件絕緣與轉機設備之預防性監視與預警技術研究

- (1) 以數位儀控技術建立電氣組件絕緣與轉機設備之預防性監視與預警技術，可提高關鍵組件之可靠度(Reliability)與可用度(Availability)，透過適當的「監測組合」可以讓系統產生預期的健康狀態，對大型電氣及迴轉組件之故障，預測其劣化的趨勢，確定其劣化及磨損的程度等，可降低故障發生時，所造成的嚴重損失和影響正常供電。

4. 核能電廠老化管理評估及相關法規研究

- (1) 彙整並參考美國核管會所出版之 Power reactor transition from operations to decommissioning lessons learned report, ML 16085A029，以及美國電廠 Vermont Yankee 除役經驗之相關文獻，已於本年度投稿國際會議論文“Research on decommissioning planning of nuclear power plants during spent fuel wet storage phase” 1 篇，預計於 107 年 4 月在亞洲(台日韓)核能結構完整性論壇發表。
- (2) 在環境驗證議題方面，參考美國核管會導則指引(Regulatory Guide 1.209) 及研究報告 NUREG/ CR-6479 內容，對於微處理器電子設備(用於監控量測)在溫和環境下的驗證及物理失效機制的探討，應用數值模擬的方法對核心元件進行假設性製程缺陷案例的疲勞分析評估，投稿國際期刊 1 篇，完成研究報告 2 篇。
- (3) 在電廠安全評估方面，對於反應器壓力槽的延伸附帶區議題，主要依據 ASME B&PV Code, Sec. XI - Appendix G 以及美國橡樹嶺家實驗室

(ORNL)之方法，完成建立核能電廠反應器壓力槽腹帶區與延伸腹帶區的壓力-溫度限值之分析計算並產出研究報告 1 篇。

- (4) 同樣在電廠安全評估方面，對於管路隔離不全造成之熱疲勞效應議題，主要參考美國電力研究院出版之 MRP-146 第二版報告的內容，同時參考國內電廠狀況亦加以分析驗證，相關結果已發表於國內機械工程學會舉辦之會議論文 1 篇。
- (5) 在電廠組件熱脆化老化機制的議題，對於停機過渡階段仍須留用之設備，本計畫針對管路或泵殼及閥體上，材質為鑄造奧斯田不銹鋼者，參考 NUREG-1801 Rev.2 及 NUREG-2191 Vol.2 之 XI.M12 老化管理方案內容，彙整完成研究報告 1 篇。
- (6) 另外同樣在電廠廠房結構老化評估方面，因應停機過渡階段可能仍需留用之設備廠房結構，本計畫亦依據美國 NRC 出版之 NUREG-1800、1801 以及國際原子能總署 IAEA 的 IGALL 報告，彙整相關老化管理評估的方法及方案要項，並比較其差異處而完成研究報告 1 篇。

5. 核電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究

- (1) 分析和檢定 SSHAC-3 計畫中地震目錄中餘震濾除與否對地震時間系列、震源深度、震央位置等涉及地震特徵時空分佈的影響。
- (2) 研究海底山崩造成的海嘯，使用三維紊流 Navier-Stokes 平均模式模擬海底山崩引發的海嘯波傳現象，以探討核一廠與核二廠針對底山崩造成海嘯威脅時，設計海嘯高度加 6 米的防海嘯牆設計適切性。
- (3) 同時使用二維淺水波模式以及三維耦合模式模擬核三廠於地震造成的海嘯侵襲水體運動，探討設計海嘯高度加 6 米所對應之馬尼拉海溝震源之地震規模及所造成的溢淹情形，以及預計建置的防海嘯牆之水動力載重計算。

(4) 參考目前國內核電廠中小程度地震之地震報告，評估分析各核電廠安全分析報告(FSAR)中地震分析之結構體模型適切性，再評估核電廠相關參數與數值模擬分析之假設，以滿足我國核電廠於未來遭遇地震時的因應行為及其地震安全預估。

6. 核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究

本子項計畫建立了核二廠反應器及輔機廠房結構全有限元素分析模型，以此進行非同步設計地震之反應分析研究(Incoherence 效應)，並比較 Direct Method、Subtraction Method 兩種模擬分析法之差異，以了解美國核管會(NRC) 之 SRP 3.7.2 中相關管制要求的重點，係國內首度以核二廠廠址土壤及反應器、輔機廠房結構之土壤結構互制分析實例研究，分析結果顯示此兩項因素影響不大，惟這兩種效應之影響會依據個案情況而不同，仍待未來更多實例研究，以充實國內核安管制或地震安全評估之能力。

二、技術創新(科技技術創新)

1. 核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證

(1) 利用 TRACE 程式結合 DAKOTA 程式的進行國內核電廠暫態不準度分析，此技術發展將大為減少研究人力成本與時間成本，並提升國內核電廠安全分析能力與技術。

(2) 發展計算流體力學與有限元素應力分析耦合計算能力技術，建立混合三通管熱疲勞分析模型，並建置可應用於核電廠管路熱疲勞的評估程序。

2. 國際核能管制法規與後福島改善研究

(1) 引進國際原子能總署(IAEA)在 2007 年出版之有關火山及海嘯相關導

則「Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. SSG-18」及 2012 年出版之相關導則「Volcanic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. SSG-21」相關導則，並與日本 NRA2013 年新規制基準「基準海嘯及耐海嘯設計方針之相關審查導則」、「耐海嘯設計相關工事認可審查導則」、「核電廠火山影響評估導則」相關審查技術資料進行比較研析，提出差異比對及因應作法，提升管制技術能力。

- (2) 目前核三廠 PRA 模式係將 SBO 事故序列之特質合併顯現於 LOOP 序列群組中，需要較繁複程序才能精確銜接二階 PRA 分析。本計畫則就核三廠 SBO 事故序列進行 CDF、LERF、CPET、及輻射源項等評估，其中輻射源項係以 MELCOR 進行 SBO 事故序列之嚴重事故分析；另外，並評估核三廠 URG 措施對 LERF 之改善成效，其成果可供管制單位審查台電公司核三廠風險告知相關應用之參考。
3. 應用數位儀控技術進行電氣組件絕緣與轉機設備之預防性監視與預警技術研究
 - (1) 透過監測與診斷相關技術之「監測組合」，包括線上、離線、或兩者組合之方式，在早期預警階段確定問題，並提供相關訊息，來提高生產的可靠性，確保關鍵組件可維持其預期功能，可提升核電廠大型電氣與迴轉設備及早診斷故障之效益。
4. 核能電廠老化管理評估及相關法規研究
 - (1) 本計畫參考國外先進國家(美國、日本)電廠除役經驗，對於在除役期間停機過渡階段適用之相關規範及研究報告仍持續蒐集及彙整中；並依國內核電廠現況，提出仍需留用設備適用之老化管理評估方案以提

供管制之參考。

5. 核能系統壓力邊界組件材料劣化與防治技術開發

- (1) 以沉積海鹽於 SS304L 不銹鋼並外加間隙及外力，模擬電廠管路發生 CISCC(氯鹽誘發應力腐蝕)之情形。
- (2) SS304L 焊件之焊道組織方向與發生 SCC 裂縫成長速率有關，藉由微觀組織分析及力學之應力-分力理論證實。

三、經濟效益(經濟產業促進)

1. 核能電廠管制技術與核能組件非破壞檢測技術應用與研究

國外核電廠曾發生反應器冷卻系統壓力邊界組件檢測失效與地下管線洩漏案例，本計畫研究反應器冷卻系統壓力邊界組件異質銲道檢測特性與覆銲修理之材料行為與應力變化、及探討國內外地下管線洩漏及檢測相關資訊蒐集與分析等，研究成果可提供核能組件相關製程與劣化資訊，尋求最有效率檢測方法，防止相同案例再發生，並增加檢測技術可靠與正確性，確保核能機組安全，期能降低跳機檢修成本，減少電廠停機機會，提升經濟效益。

2. 核能電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究

核能電廠停機對國家整體經濟效益影響甚鉅，本計畫以 2011 年日本 311 超過設計之地震造成海嘯之重大核災，檢討目前台電執行中的 SSHAC-3 大型地震危害度評估計畫及探討台灣周遭海嘯源的海嘯威脅潛能，以及過去美國及日本核能電廠遭受地震侵襲後重啟動的案例，以及相關的規範與導則，有助於日後對類似事件之處理，節省重啟動所需之時程，確保核能在安全的前提下即時回復電力。

3. 應用數位儀控技術進行電氣組件絕緣與轉機設備之預防性監視與預警技術研究

監測與診斷相關技術可推廣於國內重大產業，降低大型電氣與迴轉機件的故障所造成的營運成本，維護人員只要處理這些偏離正常行為並引起警報的組件，大幅縮短維護與保養的時間。

4. 核能系統壓力邊界組件材料劣化與防治技術開發

藉由核材料老劣化機制研究可釐清電廠組件劣化肇因，提供管制技術基準，減少電廠意外事故發生，提升經濟效益。

四、社會影響(社會福祉提升、環境保護安全)

1. 核能電廠管制技術與核能組件非破壞檢測技術應用與研究

藉著核能組件材料行為如殘留應力、異材銲接特性及超音波非破壞檢測技術的研究結果，可找出核能組件於製程與使用中劣化及可能檢測失效之原因，期以及早發現重要組件於運轉中之缺陷與劣化存在，進而防止其不預期破管或洩漏，確保核能電廠機組運轉安全、公眾安全與環境保護。

2. 核能電廠熱水流安全分析程式應用與驗證

核電廠管路熱疲勞及暫態不準度分析的研究成果可供核安管制所需之安全分析做為參考，以加強核電廠運轉之安全，提升國人對核電廠安全之信心。

3. MAAP 程式模擬核能電廠嚴重事故應變策略

收集分析福島事故後各國對核子嚴重事故救援策略，如美國 NRC 發布之 SECY-15-0065、EA-12-049 等報告以及 NEI 14-01、13-06 等報告，並利用 MAAP 程式可快速運算之特性分析救援策略執行時機，同時建立核二廠演習狀況評估，以基礎事故模擬救援策略執行時機，建立核子事故或核安演習時之分析評估能力。

4. 國際核能管制法規與後福島改善研究

有鑒於福島核災，國內各界對核能電廠的安全設計要求日益升高。藉由比較日本 2013 年新規制基準(「基準海嘯及耐海嘯設計方針之相關審查導則」、「耐海嘯設計相關工事認可審查導則」、「核電廠火山影響評估導則」)與 IAEA 對海嘯及火山安全審查之作法(如 2007 年「Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. SSG-18」及 2012 年「Volcanic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. SSG-21」)，提出差異比對及因應作法，以供國內相關法規制定之參考，提升核能安全與增進民眾信心。

5. 風險告知視察工具暨導引開發與維護

因應國際風險告知管制潮流以及國內核能電廠安全度評估模式持續升級之需要，更新現有核安管制紅綠燈作業所使用的視察風險顯著性評估工具 PRiSE，維持評估結果的時效性與作業的一致性，以利核安管制紅綠燈制度之執行，增加核安管制透明度，減少民眾相關的疑慮。

6. 應用數位儀控技術進行電氣組件絕緣與轉機設備之預防性監視與預警技術研究

建立早期預警及故障診斷機制，於事故發生前，主動掌控大型電氣組件及迴轉設備之運轉狀態，提供可信度高之預警訊號，供運轉人員採取必要措施，以及維護人員採取預防性檢修，以減少組件故障對電廠安全之衝擊，使管制單位更能掌握核電廠運轉維護之關鍵因素。

7. 核能電廠老化管理評估及相關法規研究

對於除役停機過渡階段爐心仍有燃料的狀況提出因應之道，研析歐美等先進國家之既有案例，藉以提供國內相關的技術資料以作為管制之

參考，並可強化審查之專業能力，提昇國人對核能電廠除役安全的信心。

8. 核能電廠結構地震反應安全分析管制技術研究

計畫以現有較新之技術方法對國內運轉之核電廠重新執行地震安全分析，舊有之 stick model 地震安全分析執行於 1970 年代，新的 finite element model 分析結果顯示原始分析結果並無安全疑慮，確認目前運轉電廠符合當初設計之地震安全性，可減少社會對核電地震安全之疑慮。

9. 核能系統壓力邊界組件材料劣化與防治技術開發

藉由核材料老劣化機制研究可釐清電廠組件劣化肇因，提供管制技術基準，減少電廠意外事故發生，提升經濟效益。

五、其他效益(科技政策管理、人才培育、法規制度、國際合作、推動輔導等)

1. 核能電廠管制技術與核能組件非破壞檢測技術應用與研究

本計畫透過與國內知名大學進行研究計畫合作，在反應器壓力邊界核能組件之材料性質、銲接製程及非破壞檢測技術等研究過程與成果，培育跨材料、銲接及非破壞檢測不同領域人才。

2. 核能電廠熱水流安全分析程式應用與驗證

(1) 配合我國與美國簽訂之 CAMP (Code Applications and Maintenance Program) 協定並參與此國際合作計畫，引進最新之 TRACE 程式以精進國內核能安全評估相關技術，並發表 NUREG/IA 技術報告，展現了我國在 TRACE 程式上的研究分析成果。

(2) 培育國內核能電廠系統安全分析領域專業人員，有助於提升國內核能安全分析評估能力。

3. 核能電廠老化管理評估及相關法規研究

藉由參加美國貝泰(Battelle)國家實驗室所舉辦之 PARTRIDGE-II 國際合作研究計畫，了解國際間對管路裂紋安全評估議題之發展，對於除役前期之停機過渡階段仍需留用的餘熱移除及消防設備的管路維護，具有參考價值。

4. 核能電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究

培育國內核安管制及地震安全分析所需人才。本計畫對核能電廠重啟動相關的規範和導則之分析，有助於日後對核能電廠相關之科技政策管理。

貳、跨部會協調或與相關計畫之配合

本計畫研發內容的擬定過程已併同科技部「原子能科技學術合作研究計畫」，及本會所屬相關科技計畫的需求進行整體考量。

本計畫執行研發工作係交由原能會核能研究所辦理。本計畫協調機制及運作情形良好。

參、檢討與展望

1. 核電廠管制技術與核能組件非破壞檢測技術應用與研究

針對超音波檢測能力問題，規劃計畫可持續針對探頭之頻率分佈型態進行分析，以釐清是否係因探頭劣化或是因頻帶寬度過大致使音束能量不集中所導致。

2. MAAP 程式模擬核能電廠嚴重事故應變策略

將於後續計畫建立核一廠嚴重事故 MELCOR 與 MAAP 程式比對，分析核一廠嚴重事故應變策略，並用 MAAP 程式評估救援成效。

3. 風險告知視察工具暨導引開發與維護

規劃未來執行後續計畫時，將參考電廠實際發生事件，提供不同肇始事件的作法及數據設定，供管制參考。

4. 核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證：

規劃進行相關訓練課程。

5. 核電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究

規劃於後續計畫持續追蹤有關 CAV 門檻值的訂定，倘後續有新的相關資料，將重新檢視比對，作為管制參考。

附表、佐證資料表

【A 論文表】

| 題 名 | 第一作者 | 發表年(西元年) | 文獻類別 |
|--|----------------|----------|------|
| Using TRACE, MELCOR, CFD, and FRAPTRAN to Establish the Analysis Methodology for Chinshan Nuclear Power Plant Spent Fuel Pool | Jong-Rong Wang | 2017 | F |
| The Analysis of Kuosheng Nuclear Power Plant Spent Fuel Pool by Using FRAPTRAN-2.0 | Wan-Yun Li | 2017 | F |
| Analysis of A Postulated ELAP Event in Maanshan NPP Using TRACE Code | Chun-Fu Huang | 2017 | F |
| The Study of Ultimate Response Guideline of Kuosheng BWR/6 Nuclear Power Plant by Using TRACE and SNAP Code | J. R. Wang | 2017 | F |
| Fuel Rod Behavior Analysis Using FRAPTRAN/TRACE code for Maanshan NPP under Fukushima-like Conditions | Shang-Yu LI | 2017 | F |
| The Mitigation Strategy Analysis of Maanshan Nuclear Power Plant Spent Fuel Pool Using TRACE/FRAPTRAN/SNAP | Y. Chiang | 2017 | F |
| 關鍵基礎設施數位儀控系統之資通安全防护與資安事件通報 | 蔣文得 | 2017 | E |
| 不同加工表面對 304L 不銹鋼間隙腐蝕速率的影響 | 蔡坤釗 | 2017 | E |
| Effects of δ -Ferrite Content and Long-Term Thermal Aging on the Stress Corrosion Cracking Behavior of Cast Austenitic Stainless Steel CF8A in a High-Temperature Water Environment | W. F. Lu | 2017 | D |
| Numerical Simulations of Electric Potential Field for Alternating Current Potential Drop associated with Surface Cracks in Low-Alloy Steel Nuclear Material | C. P. Yeh | 2017 | D |
| Effect of dendrite axes on stress corrosion cracking of 308L/304L welds in a | W. F. Lu | 2017 | F |

| | | | |
|---|-------------|------|---|
| high-temperature water environment | | | |
| Numerical Simulation for Random Voids Existing in Lead Free Solder Joints of Wafer-Level Chip-Scale Packaging under Accelerated Environmental Testing | 林書睿 | 2017 | C |
| PWR 電廠 UH 型管路隔離不全造成熱疲勞之管理導則評估 | 林家吉 | 2017 | E |
| Research on Decommission Plan to Spent Fuel Pool Cooling and Cleanup System of Nuclear Power Plants | 楊佩穎 | 2018 | F |
| Generation of 3D Water Waves Using Mass Source Wavemaker Applied to Navier-Stokes Model | Chen, Y. L. | 2016 | D |
| 防海嘯牆之作用力分析研究 | 陳彥龍 | 2017 | E |

註：文獻類別分成 A 國內一般期刊、B 國內重要期刊、C 國外一般期刊、D 國外重要期刊、E 國內研討會、F 國際研討會、G 國內專書論文、H 國際專書論文

【B 合作團隊(計畫)養成表】

| 團隊(計畫)名稱 | 合作對象 | 合作模式 | 團隊(計畫)性質 | 成立時間(西元年) |
|-------------|--------------------|------|----------|-----------|
| 核管技支中心 | 核能電廠安全分析研究室 | B | A | 2016 |
| 核管技支中心 | WinNuPRA 安全度評估研究團隊 | B | A | 2016 |
| 材料老劣化防治技術團隊 | ICGEAC 國際合作組織 | C | A | 2010 |

註：合作模式分成 A 機構內跨領域合作、B 跨機構合作、C 跨國合作；團隊(計畫)性質分成 A 形成合作團隊或合作計畫、B 形成研究中心、C 形成實驗室、D 簽訂協議

【C 培育及延攬人才表】

| 姓名 | 機構名稱 | 學歷 | 性質 |
|-----|----------|----|----|
| 梁煥昌 | 國立台灣科技大學 | A | B |
| 何愛玲 | 清華大學 | A | B |
| 李宛芸 | 清華大學 | A | B |
| 李尚諭 | 清華大學 | B | B |
| 楊鎧駿 | 清華大學 | B | B |
| 鄭惟遠 | 清華大學 | B | B |

| | | | |
|-----|--------|---|---|
| 沈宗逸 | 清華大學 | B | B |
| 吳信賢 | 國立成功大學 | B | B |
| 陳彥龍 | 國立成功大學 | A | B |

註：學歷分成 A 博士(含博士生)、B 碩士(含碩士生)、C 學士(含大學生)；性質分成 B 學程通過、C 培訓課程通過、D 國際學生/學者交換、E 延攬人才

【D1 研究報告表】

| 報告名稱 | 作者姓名 | 出版年(西元年) | 是否被採納 |
|--|-----------------|----------|-------|
| 核電廠反應器冷卻水壓力邊界異質銲接件之覆銲特性研究 | 王朝正、鄭偉鈞、程金保、黃育熙 | 2017 | C |
| 地下管線及容器完整性維護方案研析報告 Part 1 | 裴廣智 | 2017 | C |
| 地下管線及容器完整性維護方案研析報告 Part 2 | 裴廣智 | 2017 | C |
| 地下管線及容器完整性維護方案研析報告 Part 3 | 裴廣智 | 2017 | C |
| 傳統超音波與相位陣列超音波量測研究 | 林佑儒 | 2017 | C |
| 106 年核能安全管制及安全度評估技術能力建立-核電廠系統安全分析應用程式 TRACE 之模式建立與驗證 | 楊融華 | 2017 | C |
| 106 年核能安全管制及安全度評估技術能力建立-核能電廠冷熱水混合 T 型管路熱疲勞安全評估及管制研究 | 林志宏 | 2017 | C |
| 日本核能電廠新規制基準與 IAEA 有關火山及海嘯安全審查之比較研析 | 許文勝 | 2017 | C |
| 核三廠電廠全黑事件之早期輻射大量外釋評估及源項分析 | 陳詩奎 | 2017 | C |
| 核電廠數位儀控系統研發成果彙編 | 蔣文得 | 2017 | C |

| | | | |
|--|-----|------|---|
| 核電廠大型電氣與迴轉設備早期預警之管制經驗回饋與應用案例研究 | 陳昌國 | 2017 | C |
| NRC 數位儀控管制架構現代化之整體行動計畫研究 | 余冬帝 | 2017 | C |
| 核能電廠關鍵數位資產資通安全事件通報作業導則(建議草案) | 蔣文得 | 2017 | C |
| 高溫水環境下暫態氯化物對壓力槽低合金鋼材料應力腐蝕龜裂現象影響簡介 | 葉俊平 | 2017 | C |
| 裂縫與 304L/308L 鉚件夾角於高溫水環境下應力腐蝕龜裂效應 | 呂文豐 | 2017 | C |
| 滾壓對時效鑄造不銹鋼於模擬 BWR 水化學環境下之應力腐蝕性質研究 | 陳泰丞 | 2017 | C |
| 反應器壓力槽腹帶區與延伸腹帶區壓力溫度運轉限度建立 | 沈祐宇 | 2017 | C |
| 老化管理評估資料庫的建立 | 楊佩穎 | 2017 | C |
| 核能電廠結構類老化管制法規及技術彙整 | 林佳宏 | 2017 | C |
| 核電廠組件熱脆化之老化機制及相應管理 | 鍾君勵 | 2018 | C |
| 從安全重要電氣設備至安全相關數位電子設備環境驗證規範與指引－探討半導體電子構裝元件於加速環境下熱疲勞分析評估 | 林書睿 | 2017 | C |
| 含製程引致隨機孔洞晶圓級電子構裝加速環境試驗之數值模擬 | 林書睿 | 2017 | C |

| | | | |
|--|--|------|---|
| 106 年核電廠超越設計地震之 地震安全管制技術研究(106 年 度總報告) | 洪李陵、盧煉元、蕭士 俊、方中、侯琮欽、王雲 哲、洪崇展、朱世禹、鍾 興陽 | 2017 | C |
| 地震危害度高階分析(PSHA SSHAC-3)審查技術研究(106 年 度分項報告 1) | 洪李陵、盧煉元 | 2017 | C |
| 不同海嘯源模擬分析管制驗證 模式建立(106 年度分項報告 2) | 蕭士俊、方中、侯琮欽 | 2017 | C |
| 核電廠超過設計地震重啟動之 地震安全分析技術研究(106 年 度分項報告 3) | 王雲哲、洪崇展、朱世 禹、鍾興陽 | 2017 | C |
| 核二廠輔機廠房土壤結構互制 分析- DIRECT 及 SUBTRACTION 分析法比較 | 曾盈達、高雍超 | 2017 | C |
| 核二廠反應器廠房在 Incoherency 設計地震下之反 應分析 | 廖克弘 | 2017 | C |

註：是否被採納分成 A 院級採納、B 部會署級採納、C 單位內採納、D 存參

【F 形成課程教材手冊軟體表】

| 名稱 | 性質 | 類別 | 發表年度 (西元年) | 出版單位 | 是否為自由 軟體 |
|---|----|----|---------------|-------|-------------|
| 核一廠風險顯著性評估使用手 冊 4.2 版與 PRiSE V 4.2 版軟 體 | C | C | 2017 | 核能研究所 | 否 |
| 核二廠風險顯著性評估使用手 冊 4.2 版與 PRiSE V 4.2 版軟 體 | C | C | 2017 | 核能研究所 | 否 |
| 核三廠風險顯著性評估使用手 冊 4.2 版與 PRiSE V 4.2 版軟 體 | C | C | 2017 | 核能研究所 | 否 |

註：性質分成 A 課程、B 教材、C 手冊；類別分成 A 文件式、B 多媒體、C 軟體(含 APP)、D 其他(請序明)

【H 技術報告檢驗方法表】

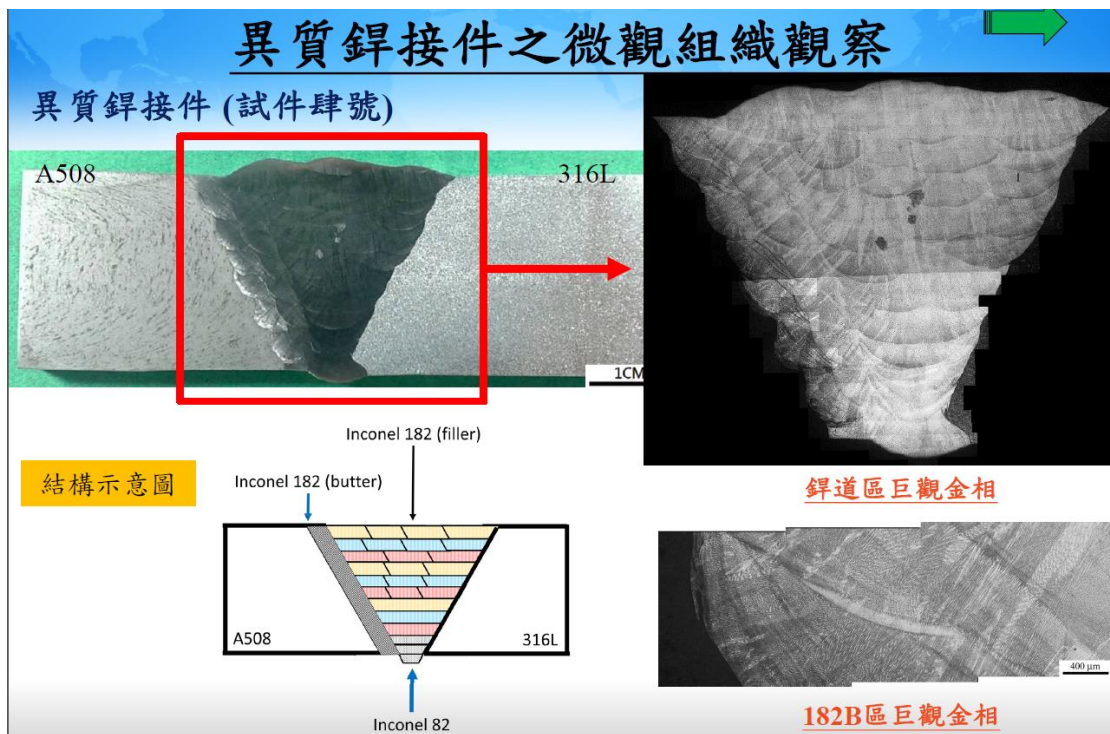
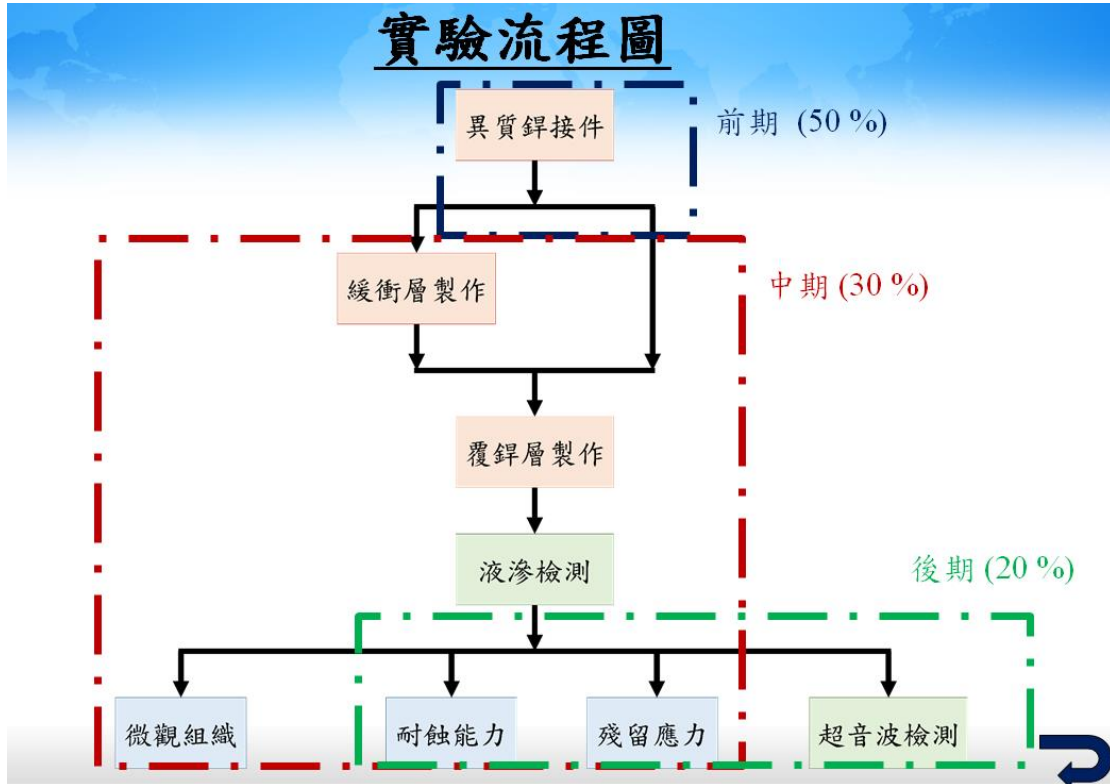
| 技術或檢驗方法名稱 | 性質 | 作者姓名 | 出版年(西元年) | 出版單位 |
|---|----|---------|----------|-------|
| Vermont Yankee 核能電廠地下管路洩漏事件 | A | 陳勝裕 | 2017 | 核能研究所 |
| ASME BPVC Sec XI Appendix VIII 超音波檢測能力驗證 2001/2007&2008a/2015 年版差異比較 | A | 陳仲衡 | 2017 | 核能研究所 |
| 海嘯災害評估：最佳模式作法與最先進的技術 | A | 史名揚 | 2017 | 核能研究所 |
| 核子設施安全文化之管制監督 | A | 黃智麟 | 2017 | 核能研究所 |
| 核能電廠與研究用反應器處置前放射性廢棄物管理 | A | 黃智麟、紀立民 | 2017 | 核能研究所 |
| 核能電廠管路系統之熱疲勞損壞 | A | 徐康耀 | 2017 | 核能研究所 |
| 深層地質處置場安全論證之溝通 | A | 黃智麟、紀立民 | 2017 | 核能研究所 |
| MAAP 程式模擬核二廠嚴重事故應變策略 | A | 范勝淵 | 2017 | 核能研究所 |

註：性質分成 A 技術報告、B 檢驗方法

附錄二、佐證圖表

106 年度：

核電廠管制技術與核能組件非破壞檢測技術應用與研究：

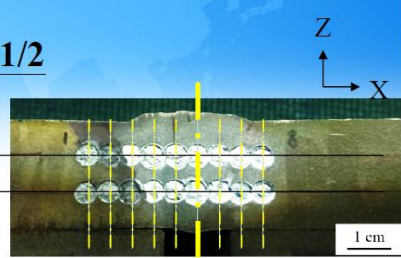


殘留應力量測 1/2

PULSTEC u-X360n →

含固定板放電線切割加工、電解拋光

(S8)
(S16)

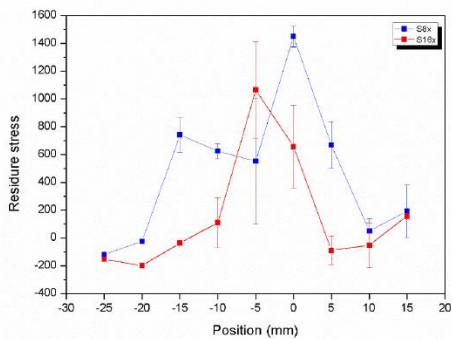


| 代測點編號 | | S8 ₋₂₅ | S8 ₋₂₀ | S8 ₋₁₅ | S8 ₋₁₀ | S8 ₋₅ | S8 ₀ | S8 ₊₅ | S8 ₊₁₀ | S8 ₊₁₅ |
|-----------------|---------------|-------------------|-------------------|-------------------|-------------------|------------------|-----------------|------------------|-------------------|-------------------|
| 代測點區域 | | A508 | | | IN 182 | | | Interface | | SS 316L |
| X-dir. (MPa) | Normal | -119±17 | -25±14 | 741±126 | 625±55 | 552±454 | 1449±76 | 668±167 | 51±90 | 193±189 |
| | Shear (xz) | 155±11 | 161±15 | -876±103 | 1535±196 | -152±507 | 5273±98 | 24±126 | 149±71 | 256±191 |

| 代測點編號 | | S16 ₋₂₅ | S16 ₋₂₀ | S16 ₋₁₅ | S16 ₋₁₀ | S16 ₋₅ | S16 ₀ | S16 ₊₅ | S16 ₊₁₀ | S16 ₊₁₅ |
|-----------------|---------------|--------------------|--------------------|--------------------|--------------------|-------------------|------------------|-------------------|--------------------|--------------------|
| 代測點區域 | | A508 | | | IN 182 | | | Interface | | SS 316L |
| X-dir. (MPa) | Normal | -241±12 | -289±18 | -119±10 | 36±190 | 1039±365 | 610±313 | -174±110 | -136±170 | 87±22 |
| | Shear (xz) | 84±14 | 67±7 | 152±17 | 1269±73 | -497±95 | -265±533 | 127±112 | 399±169 | -148±26 |

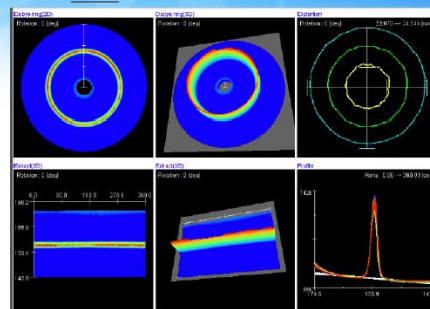
殘留應力量測 2/2

PULSTEC u-X360n → 銲道區偏異大

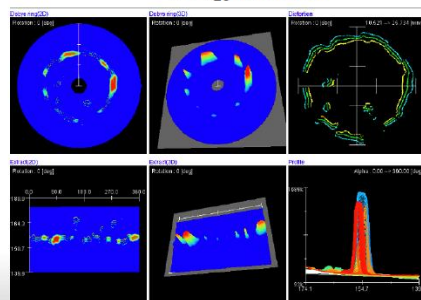


A508 IN 182 316L

S8、S16 X-dir.



S8₋₂₅ (A508)



S8₀ (IN 182)

核電廠熱水流安全分析程式應用與驗證：

ANALYSIS OF A POSTULATED ELAP EVENT IN MAANSHAN NPP USING TRACE CODE

CHUN-FU HUANG, JUNG-HUA YANG, SHAO-WEN CHEN

*Institute of Nuclear Engineering and Science, National Tsing Hua University,
No.101, Sec. 2, Kuang Fu Rd., Hsinchu, Taiwan 300, R.O.C.*

JONG-RONG WANG, CHUNKUAN SHIH

*Nuclear and New Energy Education and Research Foundation,
No.101, Sec. 2, Kuang Fu Rd., Hsinchu, Taiwan 300, R.O.C.*

ABSTRACT

In this study, the TRACE code was used to evaluate the postulated Extended Loss of AC Power(ELAP) accident in Maanshan nuclear power plant(NPP), determining whether RCS water level will drop down below Top of Active Fuel (TAF) while the 5th diesel generator and gas turbines are all disabled when the accident occurred. This research will run a base case without any mitigation strategy, and 4 cases with multiple mitigation strategy under different conditions. In addition, the scenario and assumptions of ELAP event in this study was referred to the WCAP-17601-P report. According to the results of simulation, it can be found that all 4 cases in this study can keep RCS water level above TAF, ensuring the safety function of reactor. Though the seal leakage rate of results can be very different in each cases under different condition.

This study successfully develops a method to analyze the mitigation capability of URG and FLEX strategy. The results can help the decision making of mitigation strategy during NPP severe accident.



2017 Water Reactor Fuel Performance Meeting
September 10 (Sun) ~ 14 (Thu), 2017
Ramada Plaza Jeju • Jeju Island, Korea

Fuel Rod Behavior Analysis Using FRAPTRAN/TRACE Code for Maanshan NPP under Fukushima-like Conditions

Shang-Yu LI¹, Jung-Hua YANG¹, Shao-Wen CHEN¹, Jong-Rong WANG², Chunkuan SHIH², Wan-Yun LI¹

¹ Institute of Nuclear Engineering and Science, National Tsing Hua University, No.101, Sec. 2, Kuang Fu Rd., Hsinchu, Taiwan 300, R.O.C.

² Nuclear and New Energy Education and Research Foundation, No.101, Sec. 2, Kuang Fu Rd., Hsinchu, Taiwan 300, R.O.C.

ABSTRACT: Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (NPP) occurred the disaster which caused by the earthquake and tsunami. This disaster caused no water cover the fuel rods. Hence, the fuel rods failed finally. To handle Fukushima-like conditions, Taiwan Power Company proposes the Ultimate Response Guideline (URG) to ensure the NPP safety. The purpose of this mitigation strategy is to cool the Reactor Pressure Vessel (RPV) as soon as possible under Fukushima-like conditions, to keep the fuels under water, and not to let Peak Cladding Temperature (PCT) higher than 1088.7 K (1500°F). In this study, the TRACE (V5.0 patch 4) and FRAPTRAN (V2.0) code were used to evaluate the thermal hydraulic and fuel rod transient behavior for Maanshan NPP under Fukushima-like conditions. Maanshan NPP is a three-loop PWR in Taiwan. The modeling and simulation works were done by using TRACE code. The detail mechanical properties of fuel rods were analyzed by FRAPTRAN code. There were two main steps in this research. The first step was the analysis for Maanshan NPP under Fukushima-like conditions using TRACE code. In the second step, the geometry data of the fuel rods and the results from TRACE analysis were input into FRAPTRAN to analyze the reliability of the fuel rod. The results of the case with URG can keep the fuels under water and maintain the plant in a safety condition.

KEYWORDS: TRACE, FRAPTRAN, URG, Fuel.

THE ANALYSIS OF KUOSHENG NUCLEAR POWER PLANT SPENT FUEL POOL BY USING FRAPTRAN-2.0

Wan-Yun Li¹, Yu Chiang¹, Jong-Rong Wang^{1,2}, Hao-Tzu Lin², Shao-Wen Chen¹ and Chunkuan Shih^{1,3}

¹: Institute of Nuclear Engineering and Science, National Tsing Hua University
Hsinchu City, Taiwan

²: Institute of Nuclear Energy Research, Atomic Energy Council
Taoyuan County, Taiwan

³: Nuclear and New Energy Education and Research Foundation, 101 Section 2, Kuang Fu Rd., Hsinchu, Taiwan, R.O.C.
Email addresses: fermyy@hotmail.com

In this study, the safety analysis of the Kuosheng NPP(nuclear power plant) spent fuel pool was performed by using TRACE and FRAPTRAN, which assumed the cooling system of the spent fuel pool failed. The sensitivity studies of initial time of fire water spray were analyzed by TRACE. There were three cases considered. The differences between this cases were the started point of water spray. The spray started while the water level reaching Top of Active Fuel (TAF) in case A. The spray starting point was 2/3 fuel rod length for case B and no water spray for case C. Use TRACE analysis result as boundary condition for FRAPTRAN-2.0 to calculate the fuel performance

The FRAPTRAN-2.0 results showed that the cladding performance remain in a safe region for case A and case B. However, the results indicate that cladding failure occurs in about 4 days for case C.

I. INTRODUCTION

The safety analysis of the NPP is essential. Due to the tsunami occurred in Japan's Fukushima NPP, the cooling system failed of the SFP has become an issue which has been highly concerned.

Kuosheng NPP is located on the northern coast of Taiwan. Its nuclear steam supply system is a type of BWR/6 designed and built by General Electric on a twin unit concept. Each unit includes two loops of recirculation piping and four main steam lines, with the thermal rated power of 2894MWt. After the project of MURPU (Measurement Uncertainty Recovery Power Uprate) for Kuosheng NPP, the operating power is 101.7% of the original designed rated power, which is 2943 MWt now. Unit 1 will start SPU (Stretch Power Uprate) from Cycle 24 and Unit 2 will start SPU from Cycle 23.

The operating power will be 104.7% of the OLTP (Original Licensed Thermal Power), which will be 3030 MWt. [1]

After Fukushima Daiichi event, the safety analysis of Spent Fuel Pool (SFP) became one of the safety concerns in Taiwan. In previous works, the SFP safety analyses of

Kuosheng NPP were done by TRACE. By the calculation of TRACE, the water level and cladding temperature can be shown in an accident transient of SFP. In this study, the thermal-hydraulic analyses of Kuosheng NPP SFP were done by TRACE [2] with some different mitigation strategies. In addition, the cladding performance analysis in the accident were done by FRAPTRAN-2.0. In the general design criteria of cladding, the cladding hoop strain should be less than 0.01, and the oxidation should be no more than 17%. However, the detailed information in the fuel rods could not be modelled by TRACE code. Therefore, this study uses FRAPTRAN/SNAP code to investigate the performance of cladding to discuss whether the parameter exceeds the criteria or not.

Both TRACE and FRAPTRAN were combined with Symbolic Nuclear Analysis Package (SNAP). In this combination, TRACE and FRAPTRAN were used with a graphical user interface (GUT) that users can easily modify any detail of the model.

I. METHOD AND MODEL DESCRIPTION

The usage of FRAPTRAN[3][4] under SNAP interface combined with TRACE analysis results to analyze the fuel rod performance during the cooling system of the SFP failed is the main strategy in this paper

I.A. ANALYSIS TOOLS

TRACE is developed by U.S NRC which is an advanced thermal hydraulic code for NPP safety analysis. The development of TRACE is based on TRAC and integrating with RELAP5 and other programs. NRC has determined that TRACE will be the main code used in thermal hydraulic safety analysis in the future.

FRAPTRAN-2.0 is a FORTRAN language computer code which was developed by Pacific Northwest National Laboratory, PNNL. The main purpose of this code is to calculate the response of a single fuel rod transient performance in light water reactor (LWR) during operational transients or hypothetical accidents, such as reactivity accidents (RIA) or loss of coolant accidents (LOCA), up to the burnup level of 62 GWd/MTU.

The Mitigation Strategy Analysis of Maanshan Nuclear Power Plant Spent Fuel Pool Using TRACE/FRAPTRAN/SNAP[†]

Y. Chiang^{*}, W. Y. Li, J. H. Yang, S. W. Chen, R. J. Sheu, J. R. Wang, C. Shih[†]
Institute of Nuclear Engineering and Science, National Tsing-Hua University, Taiwan[†]
e-mail: s101013702@m101.nthu.edu.tw[†]

H. T. Lin[†]
Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan[†]

ABSTRACT[†]

After Fukushima Daiichi event, the safety analysis of Spent Fuel Pool (SFP) became one of the safety concerns in Taiwan. In previous works, the SFP safety analyses of Kuosheng and Chinshan Nuclear Power Plant (NPP) were done by TRACE and showed the ability of TRACE. TRACE is a thermal-hydraulic code developed by U.S.NRC. By the calculation of TRACE, the water level and cladding temperature can be shown in an accident transient of SFP. In this study, the thermal-hydraulic analyses of Maanshan NPP SFP were done by TRACE with some different mitigation strategies. In addition, the cladding performance analysis in the accident were done by FRAPTRAN-2.0. FRAPTRAN is a Fortran language computer code that calculates the transient performance of light-water reactor fuel rods during reactor transients and hypothetical accidents such as loss-of-coolant accidents, anticipated transients without scram, and reactivity-initiated accidents. Both TRACE and FRAPTRAN were combined with Symbolic Nuclear Analysis Package (SNAP). In this combination, TRACE and FRAPTRAN were used with a graphical user interface (GUI) that users can easily modify any detail of the model. It can also add some other applications like AptPlot for output drawing and DAKOTA for uncertainty analysis.[†]

There were four steps in this study. First one was the establishment of Maanshan NPP SFP TRACE model. The SFP pool was modelled by a "Vessel" component and the fuel rods and racks were modelled by "Channel" components. Second, an accident of losing all water injection was performed by TRACE. The results showed that the water level kept going down till the fuel rods uncover if there was no any mitigation strategy. Third, the mitigation strategy of fire water injection was simulated by TRACE. There were three cases considered. The differences between these cases were the started point of water spray. The spray started while the water level reaching Top of Active Fuel (TAF) in case A. The starting point of spray was 2/3 fuel rod length for case B and 1/2 fuel rod length for case C. The cladding temperatures were not reaching regularity criteria 1088.7K in all three cases by the TRACE calculations. Finally, the results of mitigation strategy simulation of TRACE were input to FRAPTRAN for fuel rod transient calculations. Unlike thermal-hydraulic code TRACE; FRAPTRAN can give the calculation of cladding oxidation thickness, hoop strain, hoop stress, etc. The FRAPTRAN results showed that the cladding performance remain in a safe region in all three cases. The oxidation thickness of case C was still lower than the regularity criteria 17% (0.1mm) although case C was the most severe case in this study.[†]

^{*} Corresponding author.

The Study of Ultimate Response Guideline of Kuosheng BWR/6 Nuclear Power Plant by Using TRACE and SNAP Code

J. R. Wang, J. H. Yang, Y. Chiang, H. C. Chen, C. Shah, S. W. Chen, S. C. Chiang, T. Y. Yu

Abstract—In this study of ultimate response guideline (URG), Kuosheng BWR/6 nuclear power plant (NPP) TRACE model was established. The reactor depressurization, low pressure water injection, and containment venting are the main actions of URG. This research focuses to evaluate the efficiency of URG under Fukushima-like conditions. The analysis results of TRACE present that URG can keep the PCT below 1088.7 K (the criteria) under Fukushima-like conditions. It implied that Kuosheng NPP was at the safe situation.

Keywords—BWR, TRACE, safety analysis, URG

I. INTRODUCTION

When the NPPs meet the transients or events, there are corresponded emergency operating procedures (EOPs) and severe accident management procedures (SAMPs) as the operating category. Fig. 1 presents the correspondent relationship for the NPP operating states and procedures. However, EOP or SAMP is generally based on events refers NPP parameters and status to mitigate the consequence of events. For the compound severe accidents, such as Fukushima accident, EOP and SAMP can't handle these accidents. Therefore, with regard to this fact, Taiwan Power Company developed an additional ultimate measure category, URG, to prevent NPPs from encountering core damage for events beyond design basis [1], [2]. The URG procedure was presented in Fig. 2.

The aim of this study is using TRACE and SNAP code to confirm the URG efficiency of Kuosheng NPP. Kuosheng NPP is located on the northern coast of Taiwan. Its nuclear steam supply system is a type of BWR/6 designed and built by General Electric on a twin unit concept. Each unit includes two loops of recirculation piping and four main steam lines, with the thermal rated power of 2894MWt. After the project of SFU (Stretch Power Uprate), the operating power is 3001 MWt now.

U. S. NRC developed the new code-TRACE for NPPs safety analysis [3]. This code development is based on TRAC, combining with the capabilities of other programs (TRAC-P,

TRAC-B, RAMONA, and RELAP5). To model the reactor vessel with 3-D geometry is one of the features of TRACE. It could support a more accurate and detailed safety analysis for NPPs. Additionally, SNAP (Symbolic Nuclear Analysis Program) is a graphic user interface program which processes inputs, outputs, and the animation model for TRACE and is also developed by U. S. NRC.

In this study, by using TRACE and SNAP, the model of Kuosheng NPP was established to confirm the URG efficiency. In addition, the sensitivity study of depressurization and low pressure water injection was also performed in this research.

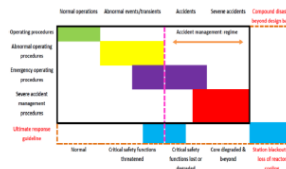


Fig. 1 Correspondent relation for the NPP operating procedures and states

J. R. Wang, J. H. Yang, Y. Chiang, H. C. Chen, C. Shah, S. W. Chen are with the Institute of Nuclear Engineering and Science, National Tsing Hua University, and Nuclear and New Energy Education and Research Foundation, R.O.C., Taiwan. (e-mail: jwang@neng.nthu.edu.tw, yanghs1984@gmail.com, ychiang1973@nml101.nthu.edu.tw, ksh38@gmail.com, chenw@neng.nthu.edu.tw, cshah@neng.nthu.edu.tw). S. C. Chiang and T. Y. Yu are with the Department of Nuclear Safety, Taiwan Power Company, R.O.C., Taiwan.



International Agreement Report

Using TRACE, MELCOR, CFD, and FRAPTRAN to Establish the Analysis Methodology for Chinshan Nuclear Power Plant Spent Fuel Pool

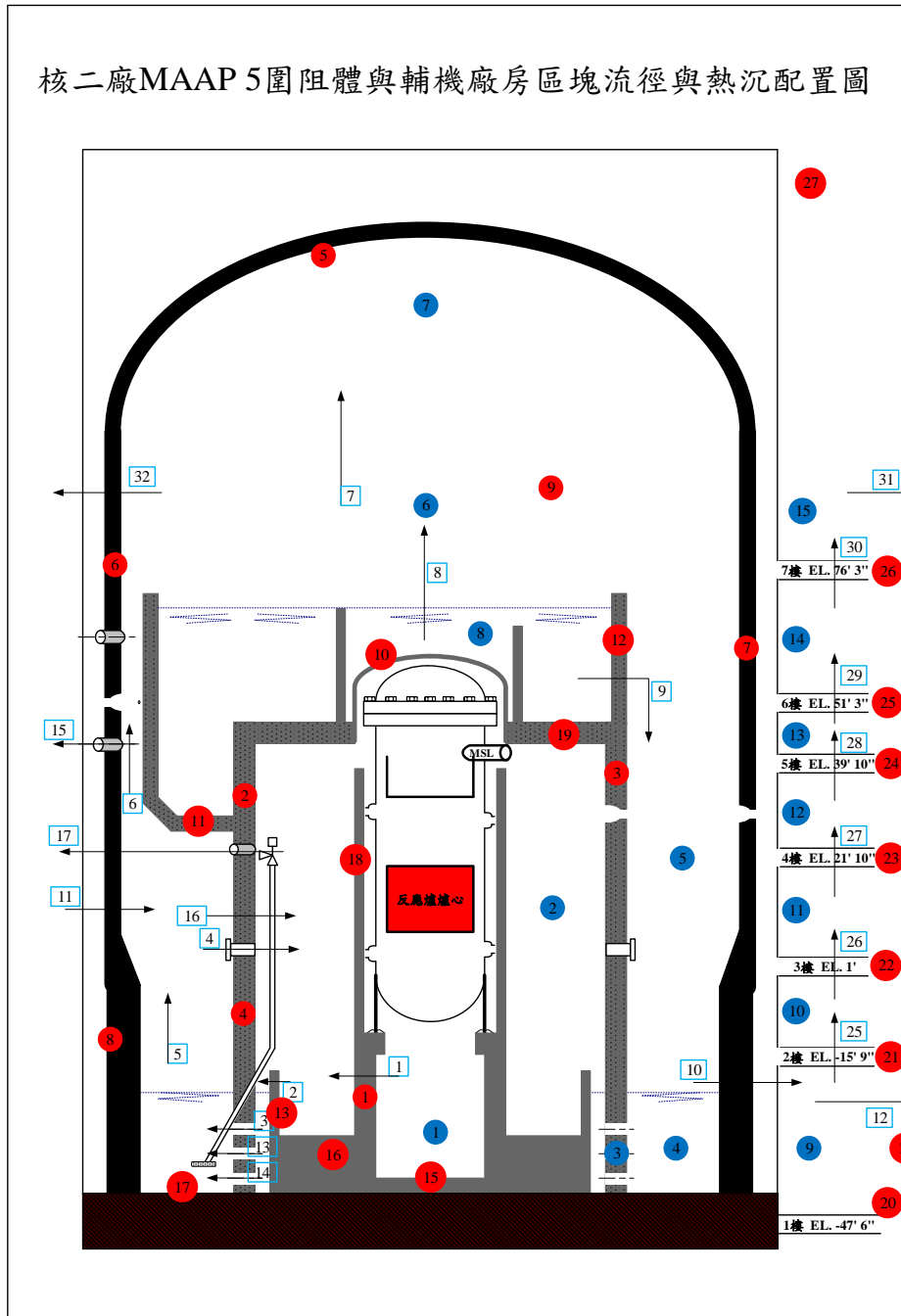
Prepared by:
 Jong-Rong Wang, Chungkuan Shih, Shao-Wen Chen, Yung-Shin Tseng, Yu Chiang, Wan-Yun Li, Jung-Hua Yang, Hsiung-Chih Chen, Show-Chyuan Chiang*, Tzu-Yao Yu*
 Nuclear and New Energy Education and Research Foundation; Institute of Nuclear Engineering and Science, National Tsing Hua University
 101 Section 2, Kuang Fu Rd., HsinChu, Taiwan
 *Department of Nuclear Safety, Taiwan Power Company
 242, Section 3, Roosevelt Rd., Zhongzheng District, Taipei, Taiwan
 K. Tien, NRC Project Manager
 Division of Systems Analysis
 Office of Nuclear Regulatory Research
 U.S. Nuclear Regulatory Commission
 Washington, DC 20555-0001

Manuscript Completed: April 2017
 Date Published:

Prepared as part of:
 The Agreement on Research Participation and Technical Exchange
 Under the Thermal-Hydraulic Code Applications and Maintenance Program (CAMP)
 Published by:
 U.S. Nuclear Regulatory Commission

MAAP 程式模擬核能電廠嚴重事故應變策略：

核二廠MAAP 5圍阻體與輔機廠房區塊流徑與熱沉配置圖



應用數位儀控技術進行大型電氣組件絕緣與迴轉設備之預防性監事與預警技術研究：

2017 台灣國際網路研討會
DOI: 10.6728/TANET.201710.0211

關鍵基礎設施數位儀控系統之資通安全防護與資安事件通報

副研究員 蔣文得、助理工程師 紀毓駿

核能研究所核能儀器組

wender@iner.gov.tw, cychin@iner.gov.tw

摘要

關鍵基礎設施之數位儀控系統與我國民生息息相關，由於其數位儀控系統之嵌入式、客製化等特性，以及特殊環境等因素，致使關鍵基礎設施數位儀控系統之資通安全防護，未如資訊科技之資安防護體系同樣完備。本文探討我國關鍵基礎設施之數位儀控系統資通安全管控措施，並提出資安事件通報方式建議，藉以健全我國數位儀控系統資通安全防護體系。

關鍵字：關鍵資訊基礎設施保護、數位儀控系統、安全管控措施、資安事件通報

英文摘要

In our country, critical infrastructure is closely related to people's livelihood. Nonetheless, the security of digital instrumentation and control system of the critical infrastructure is not well guaranteed. The fact is that the cyber security of the digital instrumentations and control systems is not as good as the complete protection of information technology is. It is due to some factors such as the embedded, customized features and being deployed in a special environment. In this paper, the proposed cyber security controls measures and event notification of the critical infrastructure's digital instrumentation and control system are addressed. All these endeavors are made to improve the cyber security protection of our digital instrumentation and control system.

Keyword: Critical Information Infrastructure Protection (CIIP), Digital Instrumentation and Control (DI&C), Security control, Cyber event notification

1. 前言

我國行政院資訊安全處(簡稱資安處)於 106 年正式成立，將關鍵基礎設施資通安全(Critical Infrastructure Information Protection; CIIP)正式納入其業務範疇。行政院所屬各相關主管機構亦都相應成立 CIIP 營運小組(如經濟部)。然而，由於關鍵基礎設施之特殊性，其相關數位儀控

系統包含大量監控及資料擷取系統(Supervisory Control And Data Acquisition, SCADA)、分散控制系統(Distributed Control System, DCS)、以及可程式邏輯控制器(Programmable Logic Controller, PLC)運作之數位儀控系統，不一而足。如何防護數位儀控系統之資通安全，進而使關鍵基礎設施獲得保障，成為國家安全的重要議題。

本文探討我國關鍵基礎設施資通安全防护作為，以及提出關鍵基礎設施數位儀控系統的資料庫建置，以及資安事件縱向與橫向通報效益。

2. 關鍵基礎設施

關鍵基礎設施(Critical Infrastructure, CI)為影響國家民生的重大基礎設施。我國依行政院國土安全辦公室定義之關鍵基礎設施，泛指一個國家為了維持民生、經濟與政府等相關運作而提供之基本設施與服務，包括實體以及以資訊電子為基礎之系統，為維護社會基本功能運作所需之基礎設施[1]。美國稱關鍵基礎設施為「系統中的系統(System of System)」。

各國的關鍵基礎設施分類不盡相同，如美國分為十五大類，德國、日本分為七大類，澳洲八大類。我國分為八大類，分別為能源、水資源、資通訊、交通、銀行與金融、緊急救援與醫院、中央政府、高科技園區。其中以能源最為重要，尤其是電力，當電力遭受破壞，將導致一切運作呈現停滯。

關鍵資訊基礎設施(Critical Information Infrastructure, CII)為支持關鍵基礎設施營運所需的資訊基礎設施。關鍵資訊基礎設施保護(Critical Information Infrastructure Protection, CIIP)，用以保護 CII 基礎設施之政策與作為，包含相關策略與行動方案。

CIIP 之資訊系統應分為兩類：第一類為一般的資訊電腦或伺服器，此類為中央監控系統或資料儲存分析系統，位於電腦機房等最佳保護環境中；第二類為數位儀控系統，此類資訊系統散佈於關鍵基礎設施所涵蓋之場域範圍，

核能系統壓力邊界組件材料劣化與防治技術開發：

Effect of dendrite axes on stress corrosion cracking of 308L/304L welds in a high-temperature water environment



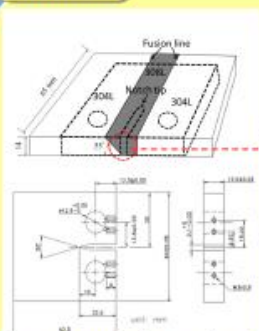
Wen-Feng Lu*, Jiunn-Yuan Huang, Jiunn-Shiung Huang and Kun-Chao Tsai

Nuclear Fuels and Materials Division, Institute of Nuclear Energy Research, Atomic Energy Council, Longtan District, Taoyuan City 32546, Taiwan (ROC)

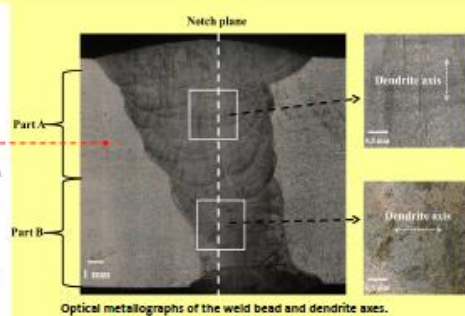
Abstract

The effect of dendrite axes on the stress corrosion cracking (SCC) growth rate and mechanism in welds was investigated. Compact tension (CT) specimens were sampled from the SS 308L weldment of joined SS 304L plates with a notch at the center of the weld. The specimens were tested in a simulated boiling water reactor environment, and the ferrite/austenite interfaces were more susceptible to SCC than austenite in the SS 308L welds. The angle between the applied load and the dendrite axis affected the SCC growth rate, and as this angle approached 90°, the SCC growth rate increased.

Experimental



Schematic of the location and configuration of the CT specimen.



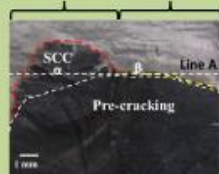
Optical metallographs of the weld bead and dendrite axes.

Crack growth

- | Notch 10 mm | Fatigue precracking 2.5 mm (air) | Fatigue precracking 0.5 mm (water) | SCC ACPD (alternating current potential drop) | Fatigue fracture in air |
|-------------|----------------------------------|------------------------------------|---|-------------------------|
|-------------|----------------------------------|------------------------------------|---|-------------------------|
- SS 304L plates were joined with ER 308L weld metal by a gas tungsten arc welding process.
 - The dendrite axis of the upper part (Part A) of the weld beads is roughly parallel to the notch plane, whereas that of the lower part (Part B) is approximately perpendicular to the notch plane.
 - The specimens were tested using a closed-loop servoelectric machine within an integrated water circulation system.
 - An oxygen level of 7 ppm was maintained for 6000 h in the circulated water during the SCC tests, which were conducted in the trapezoidal wave loading mode.
 - The initial and final K_{max} values for the SCC tests were approximately 20 and 25 $\text{MPa}\cdot\text{m}^{0.5}$, respectively.

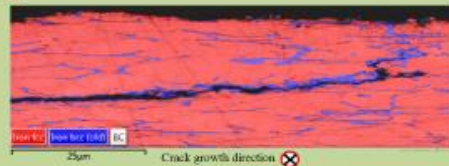
Results and discussion

Figure 1. (a) Part A Part B



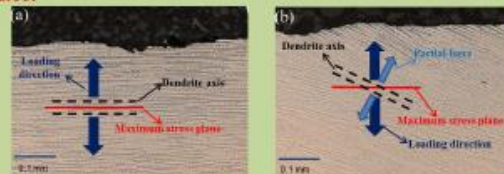
OM (a) and SEM (b) fractographs, revealing IDSCC with secondary cracks.

Figure 2.



Cross-sectional EBSD phase map near the SCC fracture surface. Red and blue areas respectively indicate austenite and ferrite.

Figure 3.



Cross-sectional OM images of the fracture surface at locations (a) α and (b) β on line A in Fig. 1(a).

- In Part A of the fracture surface, where the dendrite axis was perpendicular to the loading direction, the SCC crack propagated at a rate of 5.22×10^{-11} m/s. In Part B, where the dendrite axis was nearly parallel to the loading direction, the SCC crack nearly stopped (Fig. 1(a)).
- Cracks propagated along the interface between the dendrite ferrite and austenite phases and parallel to the main fracture surface (Fig. 2).
- The dendrite axis perpendicular to the loading direction was in the plane of the maximum stress, cracks easily developed along the dendrite axis (Fig. 3(a)).
- The dendrite axis was at an angle to the maximum stress plane, the vertical stress applied on the dendrite plane decreased, resulting in slower crack growth. Therefore, the cracks propagated in a direction vertical to the principal stress and were not aligned with the dendrite axis (Fig. 3(b)).

Conclusions

- The ferrite/austenite interface showed higher SCC susceptibility than austenite for 308L/304L welds in a simulated BWR environment.
- The dendrite axis affects the SCC growth rate; if the applied loading direction is nearly perpendicular to the dendrite axis, SCC growth rate increases.

Effects of δ -Ferrite Content and Long-Term Thermal Aging on the Stress Corrosion Cracking Behavior of Cast Austenitic Stainless Steel CF8A in a High-Temperature Water Environment^{4,†}

4,†

Abstract^{4,†}

This study focused on the combined effect of ferrite content and long-term thermal aging on the SCC of CF8A by using an alternating current potential drop (ACPD) technique to measure the SCC growth rates in a high-temperature water environment. The results show that thermal aging treatment and high δ -ferrite content increased the susceptibility to SCC. The degree of SCC enhancement for the factor of δ -ferrite content is greater than that for thermal aging treatment. Furthermore, the SCC mechanisms at the crack tip were investigated using a transmission electron microscopy (TEM). The formation of iron oxide ahead of the crack tip enhanced the crack propagation during the SCC crack propagated along γ / δ -ferrite interface. For the high δ -ferrite content specimens, the δ -ferrites are present as continuous networks, which provide continuous SCC-sensitive paths.^{4,†}

NONDESTRUCTIVE TESTING AND EVALUATION, 2017
<https://doi.org/10.1080/10589759.2017.1409747>



Check for updates

Numerical simulations of electric potential field for alternating current potential drop associated with surface cracks in low-alloy steel nuclear material

Chun-Ping Yeh and Jiunn-Yuan Huang

Institute of Nuclear Energy Research (INER), Taoyuan, Taiwan, R.O.C.

ABSTRACT

Low-alloy steels used as structural materials in nuclear power plants are subjected to cyclic stresses during power plant operations. As a result, cracks may develop and propagate through the material. The alternating current potential drop technique is used to measure the lengths of cracks in metallic components. The depth of the penetration of the alternating current is assumed to be small compared to the crack length. This assumption allows the adoption of the unfolding technique to simplify the problem to a surface Laplacian field. The numerical modelling of the electric potential and current density distribution prediction model for a compact tension specimen and the unfolded crack model are presented in this paper. The goal of this work is to conduct numerical simulations to reduce deviations occurring in the crack length measurements. Numerical simulations were conducted on AISI 4340 low-alloy steel with different crack lengths to evaluate the electric potential distribution. From the simulated results, an optimised position for voltage measurements in the crack region was proposed.

ARTICLE HISTORY

Received 24 July 2017
Accepted 22 November 2017

KEYWORDS

Alternating current potential drop; surface crack measurements; unfolding theorem; electric potential field; low-alloy steel

1. Introduction

Low-alloy steels are widely used for reactor pressure vessels (RPV), and their integrity governs the safety of nuclear power plants. AISI 4340 low-alloy steel is approved by the American Society of Mechanical Engineers (ASME) as a reactor stud bolting material. During power plant operations, low-alloy steels used as the structural materials in nuclear power plants are subjected to stresses, leading to the occurrence of cracks, such as stress corrosion cracking (SCC) and fatigue cracks [1–3]. Detection of these cracks is essential to the safety of nuclear power plants and is accomplished using non-destructive testing (NDT) techniques. The potential drop technique is popularly used for sizing surface cracks. Depending on the type of current source, potential drop techniques are classified as either alternating current potential drop (ACPD) or direct current potential drop (DCPD).

CONTACT Chun-Ping Yeh cpyeh@iner.gov.tw

© 2017 Informa UK Limited, trading as Taylor & Francis Group

不同加工表面對 304L 不銹鋼間隙腐蝕速率的影響

蔡坤釗*¹、雍敦元¹、呂文豐¹、黃俊源¹

¹行政院原子能委員會核能研究所燃材組

Crevice Corrosion Susceptibility of 304L Stainless Steel under Various Surface Conditions

Kun-Chao Tsai*¹, T. Y. Yung¹, W. F. Lu¹, J. Y. Huang¹

¹ Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan

*通訊作者：tsaihjohn@hotmail.com

摘要

本研究比較不同表面狀況下不銹鋼的間隙腐蝕速率，不同加工表面的 304L 不銹鋼試片先於表面均勻噴上海鹽溶液並於攝氏 60 度的加熱板乾燥，之後試片鎖上綑接墊片，放置於設定為攝氏 50 度及相對溼度 50% 的環境溫濕度控制箱，時間分別是 100、400、700、及 1000 小時。取出的試片利用雷射共軛聚焦顯微鏡及掃描式電子顯微鏡來量測及觀察腐蝕面積，最大腐蝕深度。此外，量測試片的重量變化。在腐蝕起始階段，機械加工表面較拋光表面有較快的全面腐蝕速率與間隙腐蝕速率。以 EDS 分析表面的成分來看，推測此處的腐蝕起始機制類似於孔蝕的起始機制，於 MnS 與母材界面發生並形成較深之蝕孔，而在綑接墊片覆蓋下的蝕孔周圍表面，氧化產物的表面並存有氫與微量的硫，在硫與鹽的共同作用下，產生較大的腐蝕面積。

關鍵詞：304L、間隙腐蝕、腐蝕速率

核電廠老化管理評估相關法規：

中國機械工程師會第三十四屆全國學術研討會論文集
中華民國一百零六年十二月一日、二日

國立勤益科技大學 台中市
論文編號：11189

PWR電廠UH型管路隔離不全造成熱疲勞之管理導則評估

林家吉^{1*}、鍾君勵¹、林書豪¹

¹行政院原子能委員會核能研究所
*E-mail: olenge@gmail.com

摘要

熱疲勞為核電廠反應爐冷卻水系統管路中常見之問題，其中因管路隔離不全而造成之熱疲勞案例在國際上時有所聞。美國電力研究所(EPRI)針對此問題提出一系列評估與檢測之法規指引，供各電廠遵從以避免發生類似狀況，其中針對壓水式電廠之導則為2005年提出之MRP-146，然而後續國際上相關案例仍持續發生，MRP-146因應多年來累積之相關電廠經驗，於2016年底進行改版，擴增了管路的檢測範圍及方法。本研究基於此次改版，藉由CFD有限元素分析，針對國內電廠相關之UH支管進行探討，藉此評估改版後之MRP-146管理標準是否適切、理解UH支管之熱疲勞機制，以及探討對於較細較短之隔離不全UH支管，熱疲勞將更易發生於垂直管段，符合MRP-146的認知，但此情況對國內電廠幾無影響。

關鍵字：熱疲勞、管路隔離不全、壓水式反應爐、有限元素分析

1. 前言

在核電廠複雜的系統中，反應器冷卻水系統管路(Reactor Coolant System Piping, RCS Piping)是極重要的組件，由於運轉時會承受高溫、高壓、與高輻射作用，嚴苛的環境加上複雜的幾何構造，致使管路易因各種複雜的原因而發生熱疲勞，進而產生裂紋甚至破壞；其原因牽涉廣泛，包含電廠設計、管線配置、運轉方式、焊接方式...等均有影響[1]。

自1980年代起，國際上電廠開始傳出諸多因熱疲勞而發生管路龜裂之案例[1]。美國核管會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)亦在其管制經驗中發現，對於已長期運轉之核電廠，其管路因熱疲勞而發生龜裂之頻率相當高。隨後美國電力研究所(Electric Power Research Institute, EPRI)釋出出向種熱疲勞於發之管路型式：隔離不全管路，以及T型管路，並提出一系列評估與檢測之法規指引，供各電廠參考執行。

但依據EPRI近年調查，相關熱疲勞案例依然持續發生，自2013至2016年間，因隔離不全管路熱疲勞者有10例，T型管路熱疲勞者為3例，而其中超出法規指引範圍之龜裂，在隔離不全管路中有3例，T型管路有1例[2]。基於此理由，法規指引因而改版，將先前未考

慮到之熱疲勞範圍納入管理。

由於隔離不全管路發生熱疲勞之案例明顯T型管路為多，且對於超出法規指引範圍之UH型管路龜裂案例，其成因目前未有定論，故本研究針對隔離不全UH型管路作為分析標的。此外考量國內狀況，現行唯一有評估需求之機組僅有核三廠，屬壓水式反應器(Pressurized Water Reactor, PWR)，故評估案例選用核三廠相關管路。

EPRI針對PWR隔離不全管路所訂定的指引為MRP-146，初版為2005版[3]，並於2016年底進版至2版[4]。本研究經由兩版本間之差異比較來進行分析。隔離不全管路的熱疲勞問題一般牽涉到兩種主要機制：熱分層(Thermal Stratification)與紊流穿越(Turbulence Penetration)[1]。但過去針對隔離不全管路所進行的研究，有相當部分都只著重於熱分層，例如2008年Kim等人[5]以單向熱點熱合進行高壓注水(High Pressure Injection System, HPIS)等路之計算流體力學分析，並進行疲勞檢核。Boros等人[6]在同年也以HPIS進行分析，但採用層流分析以模擬熱分層，結果顯示熱分層對評估範圍不會有影響。2011年Kanga等人[7]針對調整調節管路以剪應力傳輸套流法(Stress Transport, SST)模擬熱分層，並著重於熱分層的邊過過程。但上述研究皆僅針對熱分層效應進行探討，無法涉及MRP-146改版之新增範圍。

至於探討紊流穿越之研究，如2013年Kim等人[8]針對安全注水(Safety Injection, SI)管路的SST法探討隔離不全之熱分層與紊流穿越效應造成的溫度與應力分佈；2016年Rajesh等人[9]亦針對SI管路，以k-ε法探討隔離不全之紊流穿越效應產生的溫度與應力分佈；惟兩者都僅針對隔離不全之問題本身進行分析，仍未能解釋MRP-146改版之新增範圍。

基於上述，本研究將以MRP-146提供之檢測標準為基礎，針對改版後新增之檢測範圍，透過建立兩組不同幾何型式的UH型管路模型，以CFD進行暫態分析，分析分別採用層流與SST紊流方法，效應上同時考慮熱分層與紊流穿越，藉此評估MRP-146改版後對於國內電廠管路檢測之影響。

2. 分析背景

2.1 管路隔離不全造成熱疲勞之機制

2.1.1 管路隔離不全

管路隔離不全(Non-Isolable)意指RCS管路的

Numerical Simulation for Random Voids Existing in Lead Free Solder Joints of Wafer-Level Chip-Scale Packaging under Accelerated Environmental Testing

Sue-Ray Lin

Department of Mechanical Engineering, National Taiwan University, Taiwan
Mechanical and System Engineering Program, Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan

Wen-Fang Wu*

*Department of Mechanical Engineering and Institute of Industrial Engineering, National Taiwan University, Taiwan

*Corresponding author: wfwu@ntu.edu.tw

Abstract

With the rapid development of electronic industry, the Wafer Level Packaging (WLP) technology with IC integration type trends to diversification and complexity. In order to ensure that the electronic assembly to achieve its desired performance and in the experience of industry practice, engineers always try to improve the reliability of electronic packaging with their sense about reliability of engineering technology, but most of the analyses often lack accuracy. Previous studies and simulation analysis having more emphasized on the complete and symmetric, the uncertainties caused by defects of the solder balls array are often ignored. This will cause the variation of the failure mode and the fatigue life without effectively discuss in the statistical probability distribution of the product.

In this paper, a simulated random void formula derived from numerical experiments of a single lead-free solder ball with process defects is applied to the equivalent cylinders. Then, a full domain model is constructed with such cylinders to simulate the Fan-Out Wafer Level Packaging (FO-WLP). In addition, the defective solder balls are randomly distributed in such electronic structures. It is to understand the possible life distribution of such defective electronic structures expecting to get a more accurate and reliable result for the thermal fatigue assessment.

Keywords: Void, Full Domain Analysis, Random Distribution, Fan-out Wafer Level Packaging Structure, Lifetime Distribution

Research on Decommissioning Planning of Nuclear Power Plants during Spent Fuel Wet Storage Phase

Pei-Ying Yang^a, Ru-Feng Liu^b, Sue-Ray Lin^{a, c}

^aMechanical and System Engineering Program, Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan

^bEngineering Technology and Facility Operation Division, Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan

^cDepartment of Mechanical Engineering, National Taiwan University, Taiwan

i18716668@iner.gov.tw

ABSTRACT

The main purpose of this paper is to introduce the system/equipment maintain experience of boiling water reactor (BWR) nuclear power plants during spent fuel wet storage phase, and also to provide a planning direction for future nuclear plants in Taiwan entering to decommissioning. In the early stage of reactor shut down transition period, the reactor must first enter a permanent shut down state, and all spent fuel would have been taken out of the reactor and transferred to the spent fuel pool. Before moving all spent fuel to the dry storage facility, active cooling of the spent fuel pool water is required for maintaining safety in order to prevent spread of radioactive contamination and ensure spent fuel storage safety. With decrease in decay heat and sources of radiation, industry experience shows total risks related to nuclear energy or radiation safety during decommissioning shall be significant lower than that during commercial operations. Therefore, the changes made to the spent fuel pool cooling and cleanup systems, the water makeup systems, and the backup electrical systems to comply with the regulatory requirements could further provide a simpler and more cost-effective operating characteristic. According to the renew version of licensing basis documents preparing by various nuclear utilities, this paper focuses on summarizing the practical activities of spent fuel management in detail during wet storage.

Keywords: Decommissioning planning, boiling water reactor, spent fuel wet storage.

核電廠超越設計地震之地震安全管制技術研究：

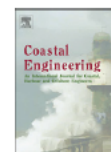
Coastal Engineering 109 (2016) 76–95



Contents lists available at ScienceDirect

Coastal Engineering

journal homepage: www.elsevier.com/locate/coastaleng



Generation of 3D water waves using mass source wavemaker applied to Navier–Stokes model



Yen-Lung Chen, Shih-Chun Hsiao*

Department of Hydraulic and Ocean Engineering, National Cheng Kung University, Tainan 701, Taiwan, ROC

ARTICLE INFO

Article history:

Received 31 May 2015

Received in revised form 21 October 2015

Accepted 30 November 2015

Available online 7 January 2016

Keywords:

Navier–Stokes model
Internal wavemaker
Cross-shaped source line
Numerical sponge layer
Mass source functions

ABSTRACT

In this study, a mass source wavemaker and a numerical sponge layer were embedded into a three-dimensional (3D) Navier–Stokes equations model to study wave–structure interaction problems. The capability of the numerical sponge layer was first examined and an optimal layout of the sponge layer was determined based on a series of two-dimensional (2D) numerical experiments. Then, the scheme was extended to 3D geometry. In addition, an approach for designing the mass source function for an internal wavemaker was developed. The proposed method was applied to directional wave cases. Regular, irregular, and solitary waves were examined. The numerical results were compared with the analytical solutions and some numerical results obtained using the momentum source method, with good agreements observed for a wide range of relative water depths. Finally, the proposed model was applied to simulate 2D and 3D wave–structure interaction problems. Model–data comparisons show that the proposed model is potentially useful and efficient for examining wave–structure interactions.

© 2015 Elsevier B.V. All rights reserved.

第 39 屆海洋工程研討會論文集 弘光科技大學 2017 年 11 月
Proceedings of the 39th Ocean Engineering Conference in Taiwan
Hungkang University, November 2017

防海嘯牆之作用力分析研究

陳彥龍¹ 蕭士俊² 曾紀翔¹ 周鼎³

¹ 成功大學水利及海洋工程學系
² 成功大學水利及海洋工程學系教授
³ 行政院原子能委員會核能研究所

摘要

本研究使用二維淺水波方程模式以及三維耦合模式模擬運轉中的第三核電廠於海溝型海嘯侵襲下的水體運動，探討設計海嘯+6 米所對應之震源條件造成的溢淹情形以及預計建置的防海嘯牆之水動力載重計算。為了得到更大的海嘯波，在不改變其他地震參數的情況下，利用增加滑移量之方式放大地震規模。本研究於相同地震規模條件下，探討摩擦係數對於防海嘯牆作用力計算的影響性。作用力分析的結果顯示，摩擦係數在近岸對海嘯波的影響較顯著。摩擦係數不只影響海嘯波作用力的大小，甚至造成最大作用力發生時間點的改變。

關鍵詞：海嘯、防海嘯牆、數值模式、耦合模式

Assessment of tsunami wave load on a onshore seawall

Yen-Lung Chen Shih-Chun Hsiao* Chi-Hsiang Tseng Ting Chow

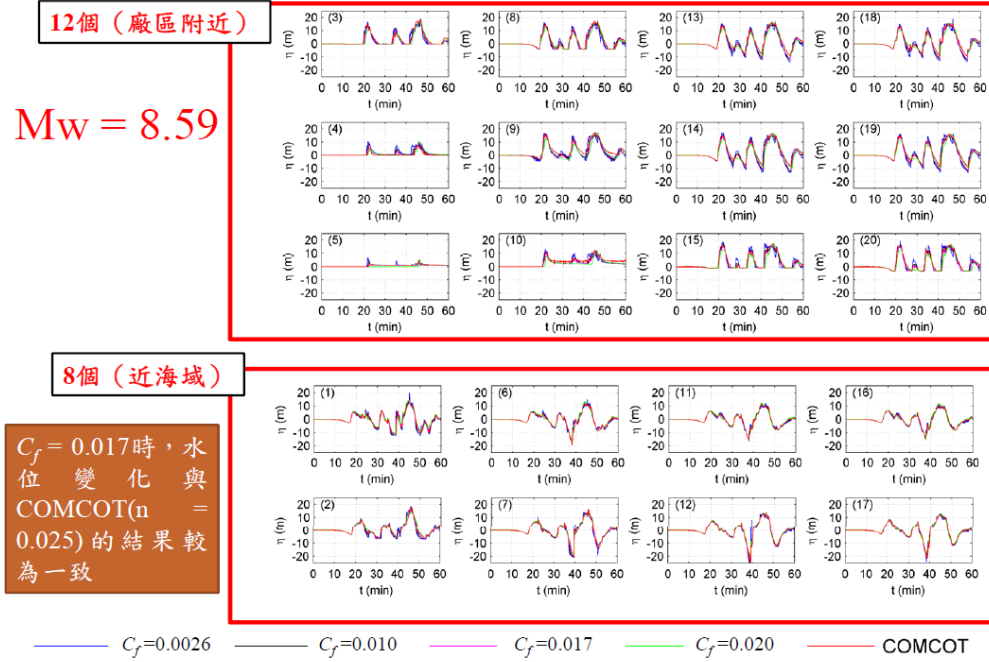
* Professor, Department of Hydraulic and Ocean Engineering, National Chung Kung University

ABSTRACT

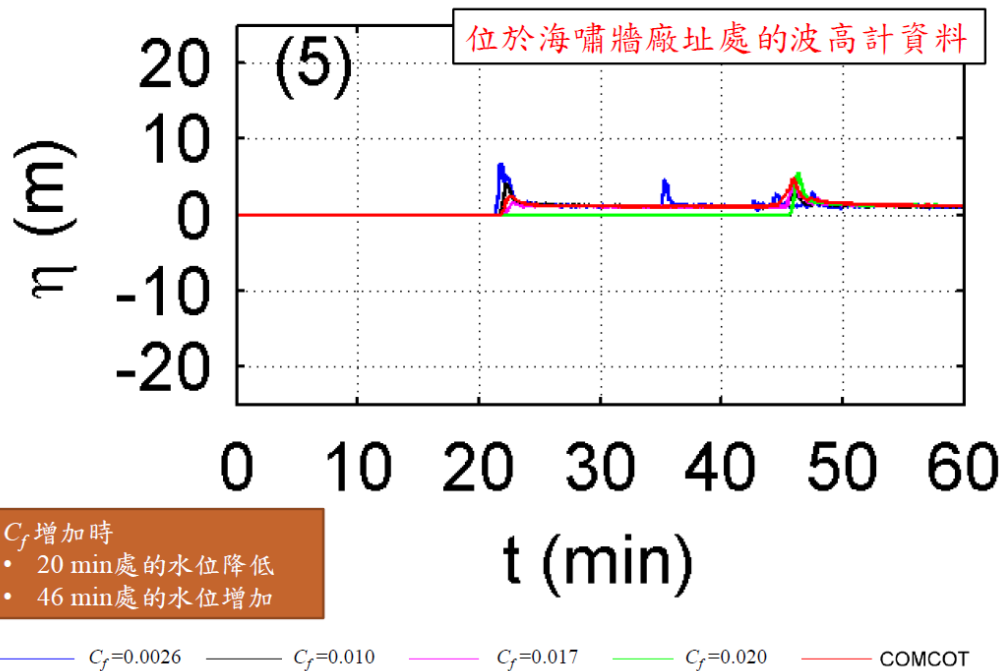
In this research, a two-dimensional shallow water equations model and a three-dimensional coupling model were used to simulate the tsunami induced by the rupture of the trench. The tsunami scenario is designed by which can cause the runup height up to the design value plus 6 meters for the Maanshan nuclear power plant in Taiwan. The inundation area and hydrodynamic loads on the tsunami wall which will be installed shortly are calculated. To generate a larger earthquake magnitude in the simulation, the slip increases with other parameters remain the same. The effect of the friction coefficient on the calculation of the anti-tsunami wall was studied under the same earthquake. The results of the force analysis show that the coefficient of friction has a significant effect on the tsunami waves in the nearshore region. The coefficient of friction not only affects the magnitude of the tsunami wave force but also the occurrence time of the maximum force.

Keywords: tsunami; anti-tsunami seawall; numerical model; coupling model

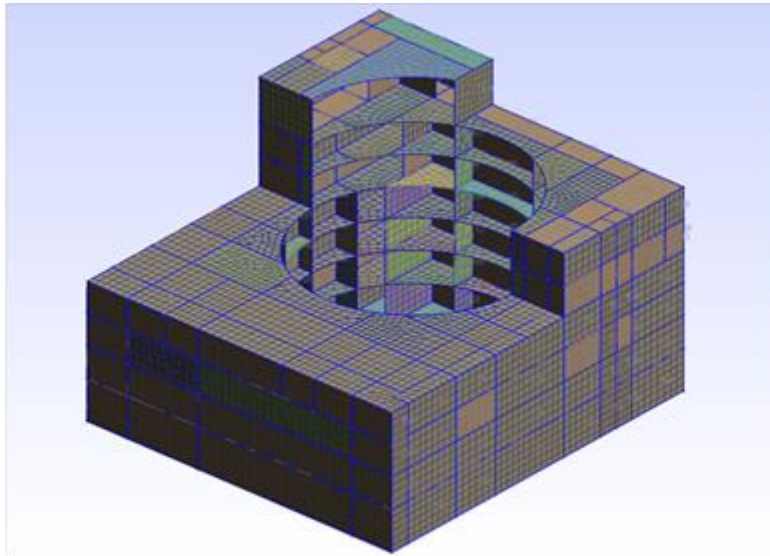
3. 三維耦合模式之模擬及分析



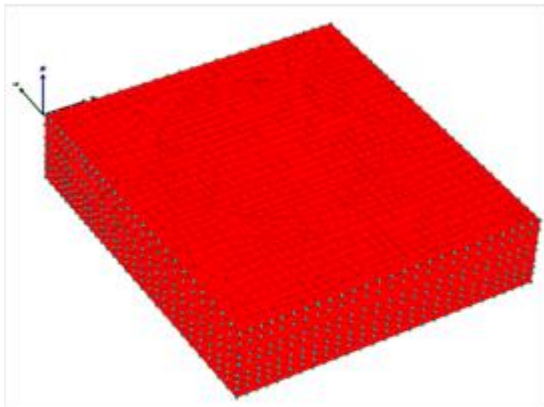
3. 三維耦合模式之模擬及分析



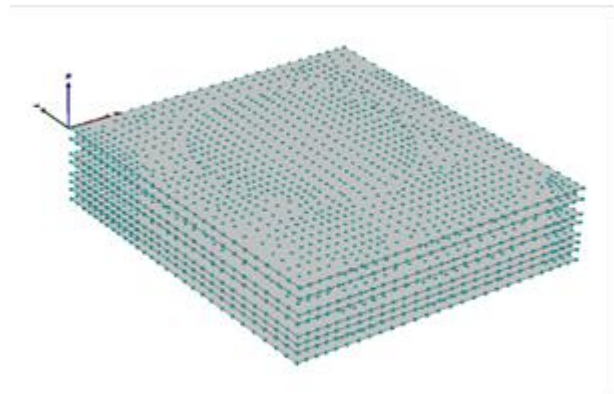
核電廠結構地震反應安全分析管制技術研究：



分析模型-核二廠輔助廠房

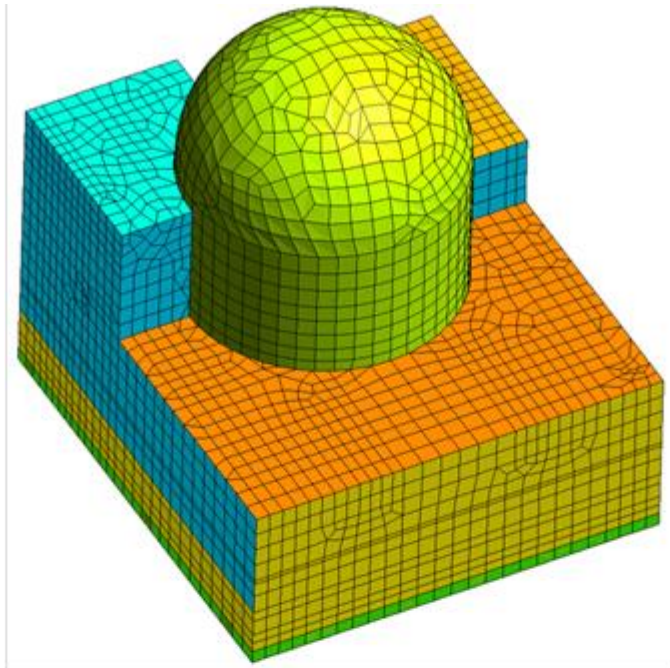


Direct 分析法互制點

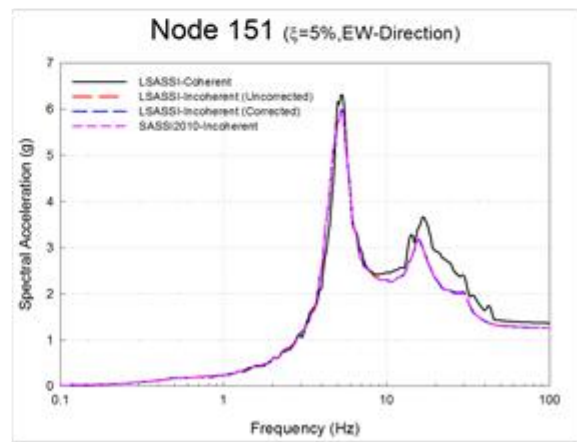
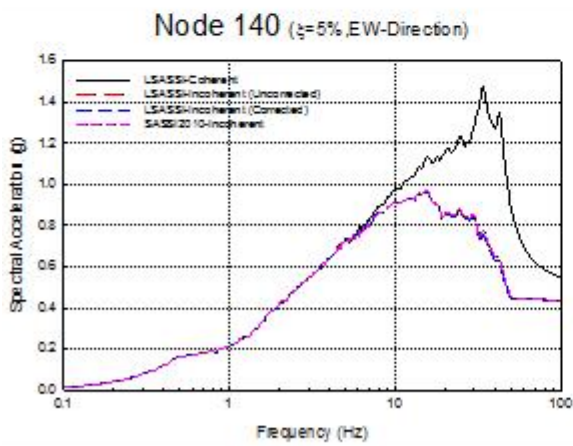


Subtraction 分析法互制點

SSI 分析方法比較



反應器廠房合併輔助廠房之非同步地震分析模型



非同步地震與同步地震分析結果比較 基礎及圍阻體頂加速度反應譜

非同步地震分析研究