

九十三年度一千萬元以上政府科技計畫績效
評估報告書

計畫名稱：

核設施運轉安全技術提昇研究
(原子能領域)

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

電子檔名：93-2001-14-01-02-35.doc

科技計畫成果效益報告

(93 年度科技計畫經費一千萬元以上)

(請由計畫主持人、執行人填寫)

壹、基本資料：

計畫名稱：核設施運轉安全技術提昇研究

主 持 人：徐鴻發

審議編號：93-2001-14-01-02-35

計畫期間(全程)：92 年 01 月至 95 年 12 月

年度經費：40,871 千元 全程經費規劃：125,891 千元

執行單位：核能研究所核子燃料及材料組

貳、計畫目的、計畫架構與主要內容

計畫目的：

本計畫之主要目標在於達成核子反應器設施(核能電廠)之運轉安全，以確保其多重屏壁的完整性和深度防禦的功能性為研究策略，並整合核能安全與核能工程相關技術之研究，包括提昇核能安全技術，以確實貫徹核能安全管制之任務；加強核能工程技術，以提昇核電廠營運績效及可靠度，且更進一步作為安全審查管制的技術後盾。在確保多重屏壁的完整性方面，本計畫著重於控制棒與燃料束、冷卻水及壓力邊界以及圍阻體之保健技術研究。

計畫架構：

- 一、控制棒完整性及燃料護套氫化與腐蝕特性研究(92-96)
- 二、核設施水環境行為分析與水質改善技術研究(91-94)
- 三、核設施重要組件老化管理安全分析技術研究(90-94)
 - (一)反應爐內部組件檢測與管路安全評估研究(90-93)
 - (二)壓力槽鋼材環境效應疲勞劣化行為研究(91-94)
 - (三)核設施混凝土結構體安全評估技術研究(91-94)

主要內容：

- 一、沸水式反應器(Boiling Water Reactor, BWR)控制棒破損肇因及機制分析，提出改正措施，評估 BWR 控制棒完整性及壽命；建立測量鉛管破

壞韌性之技術；探討銦管氫化物之排列與分佈對燃料護套機械強度與腐蝕性質之影響；評估爐心水化學對燃料護套腐蝕之影響，提出有效的對應策略及安全管理要求，如燃耗值及腐蝕限值等，以確保電廠運轉的安全性及核燃料延長燃耗的可靠性。

二、因應沸水式核能設施的加氫水化學發展趨勢，建立各項水化學相關安全評估能力及準則，以供原能會作為制訂相關政策及管制措施之參考。

三、核設施重要組件老化管理安全分析技術

(一) 建立反應爐內部組件檢測評估技術

研擬反應爐內部重要組件檢測程序與安全評估準則，建立自主之遙控檢測技術與相關輔助設備，協助管制單位執行內部組件檢測之獨立審查與驗證。

(二) 建立壓力槽鋼材環境效應疲勞劣化行為評估技術

建立於各種反應器水化學環境下，壓力槽鋼材腐蝕疲勞劣化行為之評估技術，及鋼材腐蝕疲勞劣化後之剩餘壽限評估技術。

(三) 建立混凝土結構安全評估技術

整合非破壞檢測與電腦數值模擬技術以建立核設施等特殊混凝土結構體全面性安全分析評估之能力，藉以提昇核設施之管制技術，確保核設施安全。

參、計畫經費與人力

計畫經費：

經費項目	預定（仟元）	實際（仟元）	差異分析
經常門	16,416	16,416	
資本門	24,455	22,623	
總計	40,871	39,039	達成率：95.52%

人 力：

投入計畫人力	研究人員學歷分布	研究人員職務分布
研究人員 人數： 38 人 人月： 203.66 人月	博士 人數： 17 人 人月： 113 人月	研究員 人數： 4 人 人月： 21 人月
技術人員 人數： 44 人 人月： 264.84 人月	碩士 人數： 12 人 人月： 87 人月	副研究員 人數： 15 人 人月： 130 人月
支援人員 人數： 3 人	學士 人數： 7 人	助理研究員 人數： 14 人

人月： <u>36</u> 人月	人月： <u>38</u> 人月 其他 人數： <u>49</u> 人 人月： <u>253.6</u> 人月	人月： <u>56</u> 人月 研究助理 人數： <u>51</u> 人 人月： <u>285</u> 人月
------------------	---	---

肆、計畫已獲得之主要成就與成果(output) (如論文篇數、技術移轉經費/項數、技術創新項數、技術服務項數、專利項數、著作權項數等)

項次	主要成就與成果	數量	備 攷
1	技術創新	12	產品創新 6 項, 軟體創新 3 項, 製程創新 3 項。
2	專利(申請)	4	1. 折射式管線內部監測方法。 2. 鋳合金護套熱循環充氬技術。 3. 放射性燃料罐氣體抽充密封及測漏裝置。 4. 鋳合金護套氫化鋳析出物分析與機械特性評估。
	專利(獲得)	1	沸水式核電廠爐心側板水下焊道檢測掃描裝置。
3	技術服務	23	技術服務 23 項次, 服務對象 10 家。
4	技術推廣	12	已推廣 6 項, 推廣中 6 項。
5	業界合作	4	1. 與美商法瑪通公司(FANP)合作進行台電加氫水化學核燃料監測檢驗計畫。 2. 與西班牙 ENSA 公司合作進行核二廠用過燃料池中子毒素衰減能力測試計畫。 3. 與磊登公司合作將核三廠 PWR 燃料啜吸設備元件更新, 並以國內研製之產品替代, 完成 PWR 燃料啜吸設備精進並確保日後元件供應無虞。 4. 與長庚大學楊哲化教授合作開發 NDT 測量鋳氫化技術, 研究鋳管機械性質劣化與破壞韌性關係。
6	技術提昇	5	1. 開發 TOFD 檢測技術; 由於 TOFD 技術只須沿鐸道作週向值線掃描, 在工件表面只須較小區域滿足平整度要求即可正確操作, 亦可提高檢

			測速度，改善傳統之 Pulse Echo 鐳道掃描技術。 2. 改善焊道掃描機之水下傳動機構平穩度之超音波探頭移動距離。 3. 國內 BWR 電廠銹垢輸送模型由 0 版提昇至第 11 版，提昇方式採用現場水質驗證來修改模型中參數，目前以實際應用在核二廠燃料表面積垢沈積量之估計。 4. 建構後紫外光線離子上層析儀量測出核電廠離子交換樹脂及水質總有機碳所帶來的爐水硫酸離子濃度，作為核安管制之重要依據。 5. 建立各型劣化混凝土材料應力波傳速度資料庫(資料已達 700 多筆)，並進行比對，未來具備開發價值。
7	技術引進	3	1. 引進日本東京電力，東芝技術及針對 EPRI BWR 水化學指引，完成後紫外光線上離子層析儀。 2. 引進高溫高壓水媒效應材料機械特性劣化測試系統，深層探討各種鋼材於水媒中之劣化情形。 3. 引進俄國 Moscow Scientific Industrial Association 旗下 Acoustic Control Systems, Inc. 及“SPECTRUM”計畫開發之「乾點式低頻超音波探頭」，配合在國內大學混凝土力學實驗室及現場工地進行應用實驗，建立適用於我國土木工程材料之乾點式低頻超音波檢測技術。
8	研究報告	11	技術報告產出 11 篇。
9	論文	22	期刊論文 8 篇，會議論文 12 篇，論文摘要 2 篇。
10	SCI 論文	10	SCI 申請論文 3 篇，SCI 接受之論文 7 篇。

伍、評估主要成就及成果之價值與貢獻度(outcome)

1. 控制棒完整性及燃料護套氫化與腐蝕特性研究

(1) 完成部分 316SS 焊件殘留應力特性研究，獲致成果：

- a. 316SS 焊件母材(base metal)、焊道(weld metal)及熱影響區(heat affected-zone, HAZ)金相。
- b. 焊接 HAZ 硬化分佈(Micro-hardness Test)。

(2) 爭取 NFIR-V 委託計畫，赴指導委員會報告。

(3) 規劃核二廠照射過燃料束之水棒運送至熱室之作業。

(4) 使用 UT 技術找到核三廠二號機受損燃料棒。

(5) 進行氫化銦析出物分佈對銦合金護套延展性效應分析。

(6) 完成爐心水化學對核燃料及相關組件之影響研究報告。

(7) 完成核二廠燃料積垢取樣 ICP 及 SEM 成份分析。

(8) 赴 NFIR 指導委員會議報告銦管破壞韌性測量方法，由於 NFIR-V 參加會員尚未定案，EPRI 仍未決定由那一個單位執行，目前正努力爭取中。

(9) 進行不均勻充氫試片 NDE 測試，初步結果良好。

(10) 完成充氫試片機械測試，及 NFIR 總結報告。

2. 核設施水環境行為分析與水質改善技術研究

(1) 建構完成國內可利用的 BWR 電廠鏽垢輸送精進模型，發表於核研所對內報告[INER-2893]。

(2) 建立完成後紫外光線上離子層析儀設備及系統，監測水中總有機碳(TOC)、導電度及離子濃度(偵測下限 ≤ 0.03 ppb)。

(3) 建立國內 BWR 冷凝水儲存槽(CST)之 TOC 管制值，正常運轉期間以 ≤ 30 ppb 為目標。CST 上游的廢液取樣槽(RWST)之 TOC 以 ≤ 150 ppb 為宜。

(4) 核一及核二廠飼水鐵(可溶及不可溶)，目前仍在 NWC 或 HWC 運轉，因此宜用 EPRI 2000 版的水化學指引(Guidelines)，控制在 0.5~3.0 ppb 之範圍中。

(5) 廢液系統的廢液取樣槽總有機碳含量管制於 ≤ 150 ppb，則可達成 Cl^- 、 SO_4^{2-} 管制值 ≤ 10 ppb。爐水 Cl^- 、 SO_4^{2-} 管制值，初步仍以化學指標值 $\text{Cl}^- \leq 1.0$ ppb， SO_4^{2-} 管制值 ≤ 2.0 ppb 為標準。共發表會議論文兩篇。

3. 核設施重要組件老化管理安全分析技術研究

(1) 反應爐內部組件檢測與管路安全評估

- a. 完成新形式之超音波探頭及夾具設計製作及掃描系統功能改善，原

有 Pulse Echo 方式之檢測技術因掃描方式複雜(鋸齒狀掃描)而容易發生定位誤差的缺點, 本年度改用 TOFD (Time of Flight Diffraction) 檢測只須沿鐸道作直線掃描, 即可完成整個焊道之檢測目前系統各部份已順利完成測試。

- b. 建立核三廠壓水式反應爐頂蓋 1 號控制棒穿越管分析模型, 模擬穿越管在冷縮負荷、焊接熱負荷、以及運轉內壓負荷下之應力分布情形, 完成應力分析報告”壓水式反應爐頂蓋穿越管應力分析”。
- c. 完成焊道掃描機之軟體及硬體維護更新, 包括氣壓缸剛性及精密度提昇、水壓系統改善及零件強化耐壓、控制軟體加入相關控制接點、傳動系統改善。
- d. 完成含裂縫管路之彈塑性破壞分析技術研究, 並以工程評估法為基礎的 SQUIRT 程式完成 46 個測試案例, 針對各種尺寸的管子與不同破裂情形執行彈塑性破壞力學分析。
- e. 建立含圓周向裂縫直管在彎曲力矩負荷下之 J 積分值分析模型, 並與文獻比較確定模型準確性。建立之模型將進一步用於不同外徑、壁厚直管, 在不同材料性質以及不同裂縫大小下之 J 值計算, 以建立 J 積分值資料庫。

(2) 壓力槽鋼材環境效應疲勞劣化行為研究

- a. 完成 10 MPa 高壓循環流動水媒中 SA533B 壓力槽鋼材低週疲勞行為之水媒溫度(150°C、245°C及 300°C)效應研究、斷面觀察分析及 X-光繞射量測分析腐蝕生成物因水媒中溶氧量與水媒溫度之不同而變化之成分與結構相。
- b. 建立高溫高壓水媒中腐蝕疲勞之低週疲勞限與腐蝕疲勞壽限數據庫, 並進行腐蝕疲勞剩餘壽限評估技術雛形之開發與建立中。
- c. 參加 93 年 10 月底於溪頭實驗林舉行之中華民國防蝕工程學會年會, 並發表論文乙篇, 題目為 SA533B 壓力槽鋼材水媒環境效應低週疲勞行為研究。
- d. 本計畫使用之腐蝕疲勞試驗機, 其 Pull Rod (含 Inner Load Cell)於 12 月中旬送往日本原供應商進行例行之校正測試, 待鑑定檢查中。

(3) 核設施混凝土結構體安全評估技術研究

- a. 建立應力波音射陣列探頭擷取系統; 引入俄國 Moscow Scientific Industrial Association 旗下 Acoustic Control Systems, Inc. 及 "SPECTRUM" 計畫開發之「乾點式低頻超音波探頭」, 配合在國內大學混凝土力學實驗室及現場工地進行應用實驗, 建立適用於我國土木工程材料之乾點式低頻超音波檢測技術。完成乾點式低頻超音波陣

列探頭檢測應用工法及軟體整合。

- b. 建立劣化混凝土材料應力波傳速度基本資料 700 餘筆，並完成相關數據之比對工作。
- c. 建立計算用 Mesh Generator 前後數據處理系統 Modlex3D，同時並聯原有叢集電腦 Linux 系統平行應用環境程式。
- d. 根據核四廠常用混凝土配比，建立 240 個 $\phi 10 \times 20$ cm 圓柱試體及 144 個小樑試體，實驗獲得之劣化混凝土材料應力波傳速度基本資料已達 700 筆以上。完成之數據已進行比對，未來具備在 SCI 期刊發表之價值。

4. 其他貢獻(舉例如下)

(1) 支援核能電廠安全管制之貢獻度

- a. 參與核四廠新燃料審查。
- b. 支援原能會執行「核四廠燃料設計及安全分析相關文件審查」，完成燃料機械設計與結構安全審查。
- c. 支援原能會「台電公司核二廠二號機再循環水系統噴射泵結構完整性」審查，對 Diffuser 焊道裂紋的安全性提出審查意見。
- d. 協助原能會之核一廠底板滲水案審查工作。
- e. 完成原能會委託之核三廠用過燃料池混凝土結構裂縫檢測評估工作。
- f. 支援原能會審查核四廠一號機反應爐壓力容器之文件。
- g. 支援原能會審查核三廠一號機第二次換照有關老化管理之部份。
- h. 支援大修視察，包括 IVVI、IGSCC UT、RPV Head、S/G Tube ET 水質查證等。

(2) 其它

- a. 完成本所管線開挖前透地雷達檢測工作。
- b. 完成本所 060 館地下室裂縫檢測工作。

陸、與相關計畫之配合

- 1. 建立有實際應用價值的審查工具和分析技術，其主要的限制條件是核能電廠特定組件之設計、材料規範、製程、運轉及破損經驗等相關資料之取得；除協調原能會、台電公司協助外，尚須尋求適當管道，如 EPRI 及 BWRVIP 相關之國際會議，向國外蒐集並積極加入國際合作組織、進行合作研究或共享研究成果。
- 2. 本計畫的研究成果，希望能提供原能會做為核子反應器設施運轉安全所需的管制工具與技術基準，不但須以安全為首要考量，也要兼顧可行性。要突破此項限制條件，未來計畫執行時應特別注意，除須積極走訪核子

反應器設施，實際瞭解掌握現場的問題與困難，避免紙上談兵外，更須定時邀集管制單位、核子反應器設施經營者及學者專家等座談研討，凝聚共識，俾使所研擬的策略、導則、指引均能真正反映現階段科技的進展，落實安全管制。

3. 有些問題有廠別特性，因此由其他廠獲得之資料或數據並不一定可以直接應用於某特定電廠，造成許多實務上的困難，此方面尚須經由台電公司與原廠溝通取得。
4. 確實掌握核一、核二廠執行加氫水化學運轉之時程，有利本工作之順利達成預期目標。
5. 為建立核一、核二廠銹垢輸送模型及水質改善技術，以協助原能會建立管制導則，除於電廠大修期間配合原能會任務外，相關水質資料蒐集及彙整須隨時賴台電核電廠之配合更新，方能順利達成計畫目標。

柒、後續工作構想之重點

1. 控制棒完整性及燃料護套氫化與腐蝕特性研究
 - (1) BWR 控制棒完整性評估；提出對 BWR 控制棒受損之解救措施。
 - (2) 銼管破壞韌性測量技術建立；完成銼管環向平面應變拉伸實驗。
 - (3) 非破壞檢測燃料護套氫化程度之技術建立；均勻充氫試片氫含量測試。
 - (4) 探討銼管氫化物之排列與分佈對燃料護套機械強度與腐蝕性質之影響；進行不均勻充氫試片機械測試。
 - (5) 爐心水化學對燃料護套腐蝕之影響評估；測量高燃耗燃料氧化層厚度 (BWR 及 PWR)。
2. 核設施水環境行為分析與水質改善技術研究
 - (1) 建立爐內銹垢輸送模型；完成模擬系統之應用。
 - (2) 建立 Post-UV-line IC 設備；完成 Post-UV-line IC 設備測試及現場使用。
 - (3) 建立化學相關準則；訂出可行之管制與營運準則，含飼水鐵，爐水 Cl，SO₄，導電度，冷凝水 TOC，補水回收廢水 TOC。
3. 壓力槽鋼材環境效應疲勞劣化行為研究
 - (1) 水媒中壓力槽鋼材低週疲勞特性測試及裂縫生長速率量測；建立於各種反應器水化學環境下，壓力槽鋼材腐蝕疲勞劣化行為之評估技術。
 - (2) 水媒環境中疲勞壽限評估預測技術；建立腐蝕疲勞壽限預估技術。
 - (3) 防制/減緩鋼材腐蝕疲勞劣化技術；建立防制及/或減緩鋼材腐蝕疲勞劣化技術。
4. 核設施混凝土結構體安全評估技術研究
 - (1) 建立各型劣化混凝土材料應力波傳速度資料庫；完成應力波傳速率資

料庫建立。

- (2) 結構體安全分析用之整合型平台之應用；完成資料庫與模擬系統之整合。
- (3) 建立核四土建相關之「混凝土材料波傳速度」及「敲擊回波檢測背景頻譜」基準值；完成光學探傷技術建立及自動化載具設計及組立。
- (4) 建立核設施混凝土結構體安全管制之土木非破壞檢測技術導則；完成土木非破壞檢測技術導則，供管制單位參考。

捌、檢討與展望

一、計畫內容及工作項目與核電廠相關，應經常赴現場與工作人員討論及請教。水化學之研究目標物係核電廠，本年度計畫執行中因時間配合稍有缺失赴核電廠的次數及時機不足，有些問題需詳談已確定研究實驗之環境。未來在此方面當儘量配合現場，使研究成果能立即應用在現場。

二、放射性試片分析能力及精密儀具有待加強。

由於本研究在探討核電廠現場的爐內試片均有放射性，某些情形下輻射劑量很高，不但需要有專人負責。且計畫中現有的表面分析儀對高輻射試片有限制，未來將致力解決此方面的問題。國內隨著核能工業不景氣，國內的精密儀器大都用在非核環境，計畫執行成果若要能夠達到國外研發水準必需要具備專責在執行放射、輻射的貴重精密儀器中心。

三、水下焊道掃描機功能測試時發現：超音波探頭的無法貼緊探測面，編碼器產生雜訊，焊道掃描機垂直方向運轉不順暢，已針對上述缺點進行改善。

水下焊道掃描機功能測試時發現：被探測面高低起伏過大，超音波探頭無法貼緊探測面；編碼器旋轉以度量超音波探頭行走距離，但編碼器外殼會因漏水而發生短路，產生雜訊；焊道掃描機垂直方向運轉不順暢，因水中雜質易附著於螺桿上，螺桿與螺帽間填充雜質，使螺帽旋轉困難。

已針對上述缺點進行改善，改善方法為：超音波探頭背後加裝彈簧，使探頭可適度的伸縮；重新設計編碼器之防水外殼，並於殼內灌入高壓氣體；改善水質，修改螺帽增加其對雜質之容忍度。

填表人： 徐鴻發 聯絡電話： (03)471-1400 轉 6655 FAX NO： (03)471-1409

原子能委員會科技計畫成果績效評估報告

(93 年度科技計畫經費一千萬元以上)
(由部會署聘請五位以上專家委員評估彙總)

計畫名稱：核設施運轉安全技術提昇研究

主 持 人：徐鴻發

審議編號(檔號)：93-2001-14-01-02-35

執行單位：核能研究所核子燃料及材料組

壹、本計畫主要成就貢獻(評述計畫研發成果與執行績效)

- 一、本計畫積極爭取與國內外廠家合作機會；參加國際計畫，分享研發成果，進而拓展國外市場，目前與本計畫有合作研究計畫包括
 - (一) 美國電力研究所—銦合金護套氫化銦析出物分析與機械特性評估。
 - (二) 法瑪通公司—台電飼水加氫核燃料監測檢驗。
 - (三) 西班牙 ENSA 公司—核二廠用過燃料池格架中子毒素衰減能力測試。
 - (四) 長庚大學楊哲化教授合作開發 NDT 測量銦管氫化技術。
 - (五) 朝陽科大合作建立劣化混凝土試體及結構之檢測資料庫。
- 二、本計畫各項工作均能達成年度之預定目標，未來除應繼續提昇技術研發及推廣應用外，宜再加強學術研究績效產出，並著重於質的提昇。

貳、計畫經費與人力運用(評估計畫資源使用之效益性)

本計畫預算經費數為 40,871 千元，實際支用（含結報數、預付數、政策指示流用數）39,039 千元，支用比率為 95.52%。資本門編列經費計 24,455 千元，實際支用 22,623 千元，支用比率為 92.51%。另相關研究人員在職級分佈及學歷專長分配皆屬適當，在質與量的控制方面亦相當良好。

參、評估主要成就及成果之績效 (outcome)

(評估主要成就及成果之價值與貢獻度)

(分就學術或技術成就、經濟效益、社會效益以及其它效益；

並以五等第評量 5 為優 4 為良 3 為可 2 為稍差 1 為劣)

☒學術或技術成就；☒經濟效益；☒社會效益；☒其它效益

一、學術或技術成就：

依核研所自評報告書中學術或技術成就敘述，並經評審小組實地審查及討論結果，本項績效「優」。

二、經濟效益：

依核研所自評報告書中經濟效益敘述，並經評審小組實地審查及討論結果，本項績效「優」。

三、社會效益：

依核研所自評報告書中社會效益敘述，經評審小組實地審查及討論結果，本項績效「良」。

四、其它效益

依核研所自評報告書中其它敘述，經評審小組實地審查及討論結果，本項績效「良」。

肆、綜合意見：

一、老化管理對未來電廠延壽非常重要，建議繼續發展研究。

二、重要發明及技術成就，可加強國際宣傳及交流，提昇我國核能技術之國際知名度。

三、在控制棒、水化學及老化研究方面，都有年度具體成果，其經濟效益很大，且對於協助主管機關核設施運轉之安全管制極有助益。

伍、績效評量：☒優 ☐良 ☐可 ☐差 ☐劣

評估委員：施純寬、白寶實、徐懷瓊、陳條宗、易惠南、黃平輝、董傳中、洪志宏、江祥輝、葉偉文、劉仁賢、陳宜彬等 12 位

評估時間：94 年 01 月 31 日