

2	序
3	核能研究所之任務
4	各功能組研究動態與展望
10	核能工程技術研究發展
26	核能安全研究發展
34	輻射防護與環境監測
46	放射性廢料處理研究發展
54	原子能民生應用研究發展
74	其他技術與服務
82	附 錄



序

核能研究所隸屬於行政院原子能委員會，是國內唯一擁有原子能技術及設施之研究單位，成立迄今已歷三十餘年，擁有核安、核醫、環境與能源等專業領域之研發與實務人才。

歷年來，本所除配合政府政策，致力於核能科技之研究發展外，並以卓越的人力、技術和精密設施等資源，協助解決國內醫、農、工各界所面臨的問題。不但在核醫藥物、資源再利用、環境保護、公共安全與輻射防護、檢測技術、化學分析、光電科技等前瞻性技術之研發上有卓著的成果，而且在支援核能電廠營運之安全管制及放射性廢料處理上亦有重大的貢獻。為求達成提升國內工業水準及造福社會大眾，本所並積極接受所外委託研究業務及推動技術移轉於產業應用上。

九十年年報摘錄了七十三項主要研究成果，包括年度研究計畫，以及本所接受原能會、經濟部、台電公司及國內外公民營機構等，以委託或合作方式進行之專案研究計畫。本所同仁一年來辛勤努力的研究成果，獲得各委託單位一致的好評與肯定。

未來配合政府組織改造之政策，本所也積極推動轉型再造工程，利用國家原子能科技的獨特資源創新研發，厚植知識經濟競爭力，並以發展成為世界級研究機構為願景。展望未來，本所將繼續致力於核能安全、輻射防護、放射醫學、環境能源、核廢料處理及核電廠除役等相關領域的研發應用，配合知識經濟時代的潮流，達成「落實產業、紮根本土」之轉型目標。



行政院原子能委員會
政務副主任委員

陳國誠



核能研究所
代理所長

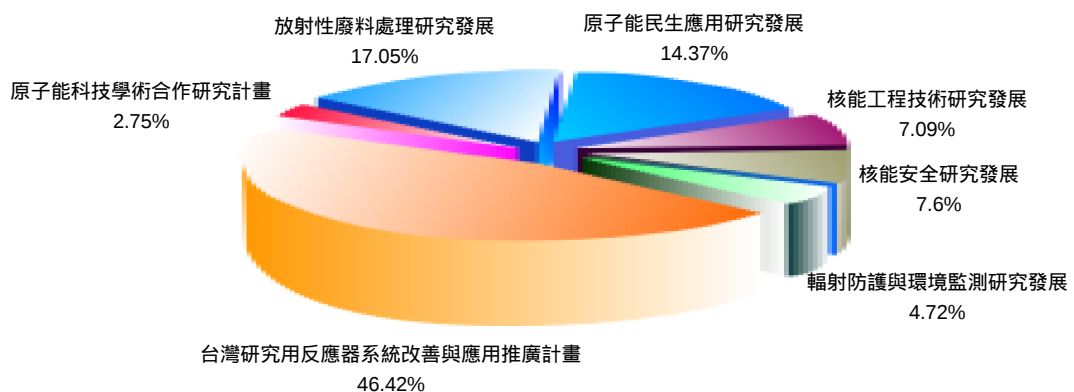
楊昭義

核能研究所之任務

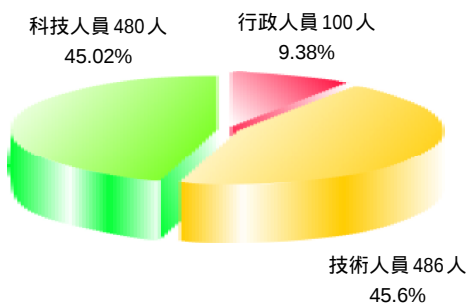
核能研究所（以下簡稱本所）坐落於桃園縣龍潭鄉，近鄰石門水庫，環境優美；正式成立於民國五十七年七月，民國七十七年十月一日歸建於行政院原子能委員會。目前組織編組有二個委員會，十一個功能組、一個中心及四個業務支援單位；全所設備齊全，在研究人員中具博士、碩士學位者約佔三分之二；以應用核能科技、增進民生福祉及確保核能安全為目標，致力於核能工程技術、核能安全、輻射防護與偵測、放射性廢料處理、原子能民生應用等五大領域相關研發工作。

本所除針對核能科技進行研究發展外，亦對理論科學及前瞻性技術進行研發，均具相當水準；為求達成提升國內工業水準及造福社會大眾，本所正積極接受所外委託工作及推廣技術移轉與服務；此外於醫療保健、資源回收、環境保護、公共安全與防災、檢測技術、化學分析、光電科技等多項核能周邊相關領域科技之研發與應用，亦有相當水準與豐碩成果，期望全國人民都能分享，並向廿一世紀「科技島」的目標邁進。

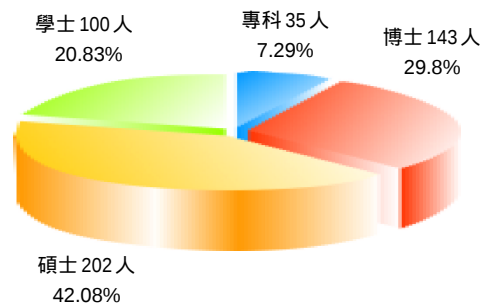
研究預算分配



全所人員



研究人員學歷



各功能組研究動態與展望

- 核子工程組
- 核子燃料及材料組
- 同位素應用組
- 物理組
- 化學組
- 核能儀器組
- 化學工程組
- 工程技術及設施運轉組
- 保健物理組
- 分析組

2001



核子工程組

核子工程組主要任務為從事核子反應器及相關科技之研究工作，並致力於提昇國內核能電廠之運轉安全與績效。研究領域包括：核反應器物理分析與應用、核能電廠熱流分析與實驗、核能電廠可靠度與安全度評估與應用、嚴重事故分析、核能電廠系統模擬與控制、核能電廠營運相關軟體系統之開發與應用等。目前現有人員共122人，正式編制人員佔70名，其中有22位博士、30位碩士。

在過去的一年(民國九十年)中，本組參與了七個中央計畫、二十九個委託計畫以及三個國際合作計畫。這些計畫總經費約達一億一千萬新台幣。展望未來，本組工作重點包含有：

- (1)導入並遵循 ISO 9001 制度於精神，確實控

- 管人力、經費及計畫作業，落實技術傳承，
- (2)建立認證級爐心營運相關中子物理分析技術、爐心設計技術、安全分析技術及跨越核能領域之熱流相關分析技術，
- (3)協助核能電廠提昇運轉與維修方面的安全，並精進肇因分析、組件壽限評估及維修策略維護等技術能力，
- (4)開發各種合適軟體工具，協助核能電廠提昇工作效率並減少人為失誤的機會，
- (5)建立核能電廠早期大量外釋頻率分析能力及風險告知應用技術，
- (6)推廣風險評估技術於非核能工業領域，
- (7)協助核能電廠建立嚴重核子事故之處理指引，並精進緊急計畫劇本之編撰能力，
- (8)配合市場需求，建立本土化之模擬器相關維護與更新技術。

核子燃料及材料組

核子燃料及材料組燃料技術發展重點為高燃耗燃料特性研究，工作包含完成BWR 9x9及10x10燃料池邊拆裝及檢驗工具，進行核一、二廠新型高燃耗燃料GE12及ATRIUM10的監測檢驗，並完成核二廠受損燃料池邊檢驗。另外燃料束彎曲量測系統也已完成，將用在核三廠新型ZIRLO燃料的監測檢驗。由於近年來檢驗成果豐碩，GE公司今年委託本所進行受損控制棒熱室檢驗，而FANP公司則與本所簽約進行核一、二廠加氫水化學下之燃料監測檢驗。此外，因應美國電力研究所之NFIR委託計畫，本所亦成功開發非均勻氫化銦析出物分佈之銦合金護套樣品氫化製備技術，包括氣體氫化技術及氫化銦再分佈技術。另以三次元有限元素分析法分析平面應變拉伸樣品應力分佈與彎曲現象，驗證不同平面應變拉伸測試，樣品彎曲程度與特性。燃料方面另

一項新發展的工作為用過燃料最終處置技術之建立，包含建立安全分析工具及廢料罐研究。另配合核一廠壓力槽監測計畫之執行，並考量未來該廠測試樣品之充足性，台電公司委由本所執行照射過樣品及測試罐檢驗後之重組與回填至反應器壓力槽。

在非破壞檢測方面，則自行組裝一套敲擊回波檢測系統，所開發的軟體可以更快速地分析所蒐集的信號，是混凝土檢測的利器。另為提昇蒸汽產生器管渦電流瑕疵深度評估的準確度，亦開發應力腐蝕裂縫(SCC)製備技術，已成功地在蒸汽產生器所使用的英高鎳管上製作出SCC，利用這些裂縫建立新的渦電流深度評估曲線，可大幅提昇裂縫深度評估的準確度。台電公司也已委託，將從明年起執行核四廠建造期間授權核能監查作業(ANI)，為期五年，將派遣兩位具監查員資格之資深工程師進



駐工地執行監查工作，確保組件、系統以及安裝工程的品質，以增進核能安全。

展望未來，將以既有之技術為基礎，持續研究發展，並配合發展知識經濟，落實科技產業化之指導原則，積極努力於下列領域：

(一)核燃料及控制棒安全研究與應用；(二)重要核能組件之完整性研究；(三)非破壞檢測及監查技術開發與應用；(四)核廢料管理及除役技術之研發與應用；(五)能源及奈米材料之研究發展。

同位素應用組

同位素應用組本年度之重要成果包括有：(一)醫用同位素與核醫藥物產品：繼續例行生產供應腫瘤造影劑 DMS kit、腦造影劑 HMPAO kit、腎功能造影劑 MAG3、心臟造影劑 Tl-201、淋巴癌造影劑 Ga-67、碳-13 驗菌劑、氟-18 去氧葡萄糖等核醫藥物，提供各大醫院作臨床使用；配合第一階段 CGMP 進度，完成 Tl-201、Ga-67 兩項產品之製程確效、分析確效及全廠之支援系統確效工作，並主動向衛生署提出第一階段 CGMP 查核申請；鈷-60 輻射照射廠對外照射服務，包括醫學、農業、工業及研究；另外，九十年亦通過 ISO-9001：2000 國際品質認證。(二)研發成果：核醫藥物臨床前設施之建立及技術有效整

合；首度開發以治療為目的之貝他同位素並應用於血管再狹症；發展腦中樞神經多巴胺轉運體新核醫造影劑(Tc-99m-TRODAT)、磁共振造影新對比劑(Gd-DTPA-BMA)及體抑素 peptide 化合物(Octreotide)新製程技術，本技術在獲得國內二件專利權。年度內舉行各項研討會，包括主辦「2001 年電子加速器在材料與環保產業應用現況與展望研討會」、「2001 年肝癌危險因子檢測現況與展望研討會」、「血管再狹窄放射治療新醫療技術研究與發展研討會」。

未來同位素應用組將依專業分工與計畫整合，加強製藥品質與技術精進，並完成 CGMP 第二與第三階段確效要求，以能真正落實原子能民生應用，造福全民福祉。

物理組

物理組於九十年度內執行四項年度施政計畫，參與兩項專案計畫，所外委託合作工作有十項，另外，其他交辦、先期與支援工作則有九項。首先，在電漿熔融方面，放射性電漿焚化熔融爐已進入試車階段，火炬性能測試已完成，正進行烘爐加熱中，經冷熱試熔融處理廢料，獲得系統最佳運轉條件與運轉執照後將可正式宣告完成。為降低處理成本，以助推廣應用，廢棄物經電漿處理成為熔漿後再經水淬成為可再利用之資源係一途徑，相關之系統與程序已完成初步試驗並獲得預期效果。半導體

廠之氣體排放於本年度開始成為電漿放電處理之新應用領域，在外界合作委託下，全氟化物與氫氣均獲得九成九以上之去除率，揮發性有機化合物則為下一對象。電漿被覆方面，航太零組件之離子鍍鋁、壓克力之類鑽碳膜被覆以及浸沒式離子佈植均朝實用方向獲得技術提昇。在鈦鍍金離子被覆技轉案中，三件通過實際生產運轉考驗於年度內結案，包括世界級之超大型建材被覆機在內。光學鍍膜正密集推動中，連續生產線型鍍膜系統在規劃中，將作為生產程序發展與展示平臺之用。固定式正子放

射剖層造影儀已完成系統組裝，正克服各種困難偵錯調試中。旋轉式正子放射剖層造影儀則已用於四十餘次動物造影試驗，包括心、腦、骨骼、腫瘤、全身等之平面投影或三維剖層影

像清楚顯示了它的功能，與外界合作之論文實驗正依排程陸續進行中，預期將對國內蓬勃發展之生物科技作出貢獻。

化學組

化學組之研究領域廣泛，舉凡核能相關化學之前瞻性及應用性研究皆為化學組之研究範圍，研究之項目較為細瑣。化學組依其職掌與任務，配合原能會政策方針及核研所研發方向擬定研發計畫，從具備之專長性質可區分為核能設施水化學、廢料處理化學、合成化學、放射化學與接受原能會、台電公司、台北市政府或台苯公司等委託，提供技術支援服務之化學相關研究等。九十年年度之施政計畫共八項，同時執行台電及其他機構八個委辦計畫。

核能設施水化學之研究方面，積極參與國內核電廠核能技術發展之相關工作，著重於水質改進、輻射場控制、防止材質腐蝕等之研究與偵測技術之發展並將是項技術提供原能會

作為運轉維護之管制依據與標準。廢料處理程序方面則配合電漿焚化爐運轉之需求，開發抑低放射性銫元素揮發之技術，建立安裝磁性過濾裝置，並積極執行016館放射實驗室整建工程與核化學實驗室之正常運轉維護。合成化學研究則以設計發展核醫藥劑如多巴胺受體造影劑、血清素傳送體造影劑及核磁共振造影對比劑用之有機配位子，探討其構造與藥劑藥效之相關性並期能推廣應用為目標。放射化學研究主要針對迴旋加速器製備放射性同位素及核種發生器，並製備密封射源提供應用研究；研製L-6[¹⁸F]Fluorodopa合成盒自動控制系統，拓展同位素在核醫應用之領域。另外，亦戮力推廣污泥資源化技術，為國內環境保護貢獻心力。

核能儀器組

“營造互相激勵成長之學習型工作環境，五年內建立關懷社會且具市場競爭力之儀控研發創新團隊”是核儀組的願景，除了“提昇績效”同時重視“強化體質”希望(1)立足核儀，放眼儀控相關產業；(2)來自業界委託計畫經費逐年成長，並擴大與業界之聯繫。九十年年度推展下列關鍵技術：(1)核能零組件檢證與驗證技術，(2)半導體製程與元件技術，(3)輻射防護系統軟硬體技術，(4)核電廠數位儀控技術，和(5)機電整合設計技術。顯著績效如下：(一)核三廠喪失外電事故中，因核儀組之檢證作業，使緊急電源匯流排開箱得以迅速復舊，恢復供電，降低停電損失；

(二)在核四儀控工程方面，相關單位均主動與核儀組合作，顯示核儀組之核電廠數位儀控技術已深受肯定；(三)第二代收視率統計系統(調查器)雛型參加廣告展，委託研製之廠商非常滿意；(四)配合本所推動轉型，進行能源與環保之研發，延伸已有之半導體製程技術，提出太陽能電池及白光二極體之研發計畫。

在強化體質方面，核儀組繼續執行 ISO-9001，並積極E化，協助同仁建立E化觀念與工作環境，包括教育訓練、鼓勵使用E-mail、硬體採購與軟體安裝解答，重新建立本組首頁與檔案伺服器。未來將繼續努力提昇領導與管理品質，推動團隊學習與溝通，使組織更健全。



化學工程組

化學工程組除了在放射性廢棄物處理技術研究上，擔負著全國最重要的角色，並積極進行環境與能源相關技術之研究與推廣。在減廢技術方面，進行處理能量為200 L/hr先導型薄膜處理系統之試車及功能驗證；在固化技術方面，進行核三廠高效率固化系統擴大固化廢料項目之研究；在除污技術方面，進行清洗除役金屬廢棄物之化學除污劑發展研究；在處置技術方面，進行用過核燃料最終處置場安全審

查技術發展—建立核種遷移實驗室與用過核燃料最終處置初步功能/安全評估模式之發展；在廢棄物處理貯存技術方面，進行較高活度低放射性廢棄物處理貯存設施之規劃設計，以及低放射性廢棄物電漿焚化熔融設施測試等。

未來，將配合我國相關環保能源發展計畫，建立本土自主化之放射性廢棄物管理技術，提昇我國廢棄物營運效率及確保核能安全。

工程技術及設施運轉組

本年度研發工作重點為執行 TRR-II 專案計畫，參與系統改善工程、拆除工程與實驗設施，執行 TRR 舊爐拆除及 TRR-II 新爐改建工作；完成冷中子源實驗設施氫環路緩速劑腔體及傳輸管之設計製作與矽晶植磷模擬設備之研製，以及中子導管與水送設備之分裝槽設計等多項成果；在核能安全與管制技術研究方面，完成反應爐內部組件管內壓力產生之二次應力及支撐結構對於裂縫行為影響，以及懸臂式遙控自動升降裝置之研製；在除役及放射性廢料管理方面，完成 TRR 用過燃料池處理運送罐模擬操作測試及多軸機械臂切割遙控系統之研製；在推廣應用方面，完成大型電氣組件之耐

震分析及冷凝器管束流沖振動與支撐評估技術推廣，同時年度內進行 ZPRL 及 WSB 核設施改善工作。在支援所內各組室方面，配合研究需求，執行相關的工程設計及履約管理，系統及組件的設計製作；同時支援全所的營繕維修、水電供應及負責核能設施的正常運轉。

未來工程組工作重點包括建立核設施除役技術，負責統籌 TRR 舊爐拆除工程相關工作，以及除役取樣與組件拆除研發與應用，在核能安與管制技術方面，繼續執行反應爐內部組件檢測與管路安全評估及修補技術之研究，並加強拓展對外技術服務。

保健物理組

保健物理組之職掌，包括輻射安全管制、輻射度量及劑量評估、環境輻射監測安全評估等之研發、輻射防護訓練及輻射儀具校正等。

本年度完成九項研發工作，另配合相關研發成果，提供所內同仁與所外民眾各項有關服務；包括人員劑量佩章、輻射儀具和射源校

正、環境樣品分析、全身計測、空氣濾層檢測、染色體變異分析等。保健物理組並對全所各輻射作業場所提供管制作業，負責所內、外環境之監測，以確保全所輻射安全。為了提昇國內之輻射度量技術，更與標準檢驗局繼續合作，發展輻射防護與醫療應用之校正技術，以

建立我國之游離輻射國家標準。國家游離輻射標準實驗室更於今年通過中華民國實驗室認證體系(CNLA)之認證。由於國內目前對輻射安全問題日益重視，本年度除了支援原能會，協助解決有關輻射鋼筋建物之偵測、屏蔽改善與核種分析等各項技術問題外，更利用多年研究所建立的能力，與台電公司、全國核子事故處

理委員會合作執行多項計畫。

保健物理組將秉持研發與服務並重的傳統精神，配合職掌，對未來的發展提出下列四個努力的方向願景：(一)健全的輻射安全管理制，(二)領先的保健物理技術，(三)開發精確的國家量測標準，(四)優質的技術應用服務。

分析組

分析組本年度計畫工作執行成果為：(一)放射性廢料管理次領域之放射性廢料高溫處理廢氣之偵測與分析應用方面，已完成對環保署管制之九十項揮發性有機污染物(VOC)鑑定分析檢測技術之建立，並已建立連續監測設備之作業技術及能力，確證能符合環保署空氣品質監測站之要求，已應用於所內相關設施之廢氣排放之檢測分析；而在小產源低放射性廢料核種及相關資料庫建立先期作業之工作，已執行完成自行設計製作鑽孔取樣機械設備及整桶計測系統，並針對不同廢料源水泥固化體廢料進行取樣放化分析，已建立比例因數及整桶加馬核種資料庫，以作為未來履行分類法規計算基本資料之依據。(二)原子能民生應用次領域之同位素原料藥分析技術與規範建立方面，積極派員參訪國內外研究機構，蒐集醫用同位素相關資料及法規，年度內已完成採購與建立高壓液體層析儀暨流動式放射閃爍偵檢器等核心實驗室設備；而在中子活化分析技術在環保、中藥及食品應用之工作，已完成計畫報告及發表相關論文多篇，並已將建立之微量分析技術，推廣應用於港香蘭、高雄市立中醫醫院及製藥工業技術發展中心，目前正進一步洽商合作事宜。(三)輻射防護與偵測次領域之可忽略微量放射性固體廢料取樣及核種分析方法之建立方

面，已建立核設施產生可忽略微量廢料中 H-3、C-14、Fe-55、I-63、I-129、Sr-89、Sr-90 及 Tc-99 等貝他核種分析技術及各類型樣品取樣與前處理方法之確認；並申請增加 Sr-89/90 與 Fe-55/59 項目，參與 CNLA 變更評鑑認證工作。並繼續參與中華民國認證體系(CNLA)及美國國家標準與技術研究所分別主辦之各項核種放射性強度偵測比較計畫，核種分析比試成績，已有 NIST 追溯報告，所有量測結果皆符合 ANSI N142.22 之規範要求，足資佐證此項技術已獲國際認同，未來應伺機與國外相關單位進行推廣應用及資訊之交流。

回顧過往一年，分析組同仁均能同心協力、努力以赴，進行各項研發及其相關之工作，使各項計畫工作得以如期如質順利達成目標，並對所外相關單位的分析需求，均能積極提供快速又正確的服務而普獲好評。展望未來，分析組將充分發揮基於多年經營及建立之核心分析技術能力及儀器設備，配合放射化學、微量分析、粉體鑑定及實驗室品質認證各項專長技術領域，加強對外界的宣導及積極開源與爭取商機，提供所內外各單位快速、精確及有效率的分析服務；並積極顯現計畫工作之研發成果。

核能工程技術研究發展

- 核一廠整體發電效率監測與重要組件診斷分析系統開發
- 非均質循環對稱結構體之振動分析
- 二次應力對於裂縫行為影響
- 軟體可靠度量化評估技術建立
- 用過核燃料後端處置機率式安全分析模式的發展
- 銦合金護套破壞韌性量測技術
- 銦合金護套氫化銦析出物重分佈研究
- 壓力槽鋼材疲勞行為研究
- TT Inconel 600 在模擬隙縫水質下的二次側腐蝕劣化
- 應力腐蝕裂縫深度評估之渦電流檢測技術改進
- 音射檢測技術在金屬疲勞損傷評估之應用
- 大型電氣設備之耐震分析及測試
- 核設施電纜劣化測試技術建立
- 台電核三廠一號機 4.16kV A 串緊急電源匯流排開關箱檢證
- 龍門計畫用 Non-class 1E 電纜評鑑案執行
- 龍門電廠全尺寸模擬器儀控系統建置工程技術服務
- 台電協和電廠 DCDAS 更新工程技術服務
- 核一廠正規水化學條件下冷凝水除礦器移除銹垢效率之研究

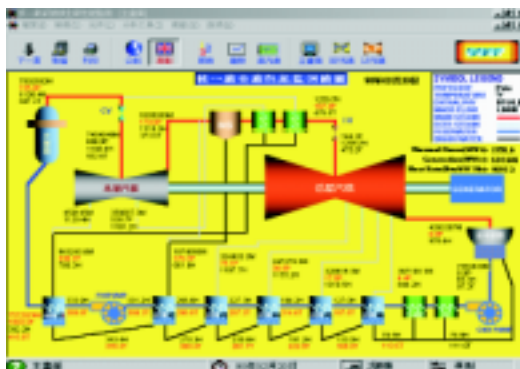


核能工程技術發展之目標在於藉由健全核子反應器設施設備、組件、儀控等運轉安全與保健相關技術能力，以發展本土化之安全分析與審查技術，確保核能安全。研究圍包括核燃料、壓力槽及內部組件、蒸汽產生器、管路、水化學、圍阻體、儀控系統、電纜、零組件驗證、控制棒等。

核一廠整體發電效率監測與重要組件診斷分析系統開發

掌握並維持最佳之電廠發電熱效率，對於國內面臨電力資源有限而開發困難的情況，是一件極具效益的投資。本計畫配合核一廠換裝低壓汽機轉子後，為持續掌握電廠運轉性能變化情況之需求，進行整廠發電效率監測與重要組件診斷分析系統開發，並建立執执行程序書，協助電廠工程師進行運轉熱效率評鑑分析

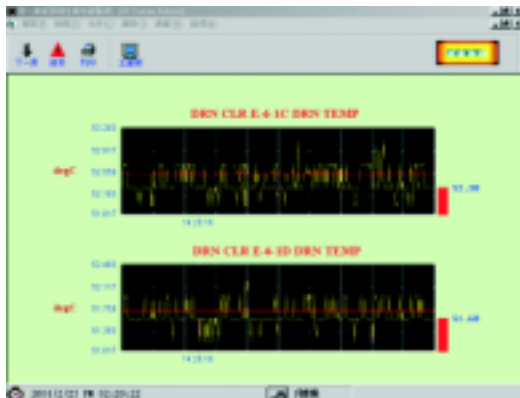
與組件性能異常衰退之研判。整套系統在個人電腦上開發，以具親和力之人機界面，透過電廠 PPCRS 系統運轉數據之連線蒐錄，進行線上即時顯示，趨勢分析，熱功性能計算等功能。計畫研究成果可建立國內電廠運轉熱效率監測與分析技術能力，有助於爾後類似研發工作之參考應用。



■ 熱功性能分析系統主畫面



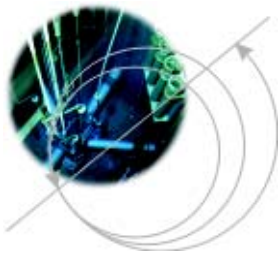
■ 飼水加熱器子畫面



■ 電廠各組件之量測數據之即時趨勢顯示



■ 電廠各組件性能之長短期監測及趨勢分析



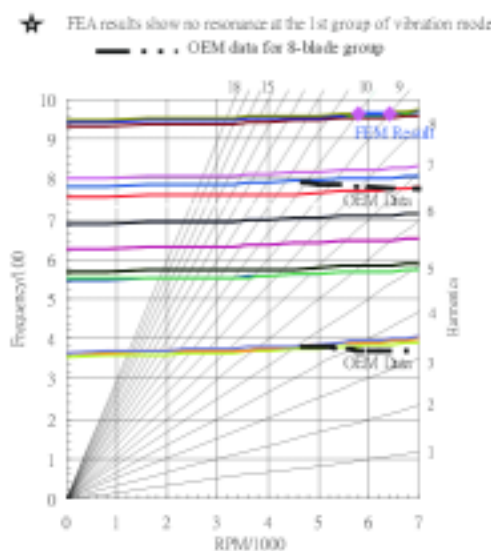
非均質循環對稱結構體之振動分析

利用有限元素方法執行覆環片在不同之配置方式下相關之模態分析工作，探討其振動特性，以尋求避免破壞發生之改善方案。本案之模態分析係利用剛體元素(Rigid-Element) 結合原本由覆環片所組成之八片一組之葉片，形成五群十六片一組之整圈輪盤含葉片的結構體；其結果並與十六片一組之實體模式(Full model)相互比較，獲得合理之契合度。再利用不同覆環片組成四十片一組及八十片(整圈)之模式進行模態分析。其次，針對可能發生諧性共振之頻率進一步執行振動分析；因此發生共振之頻率亦隨之提高。十六片一組之整圈輪盤含葉片的結構體，可有效地使第一群模態可能發生共振的頻率消失；而四十片和八十片一組

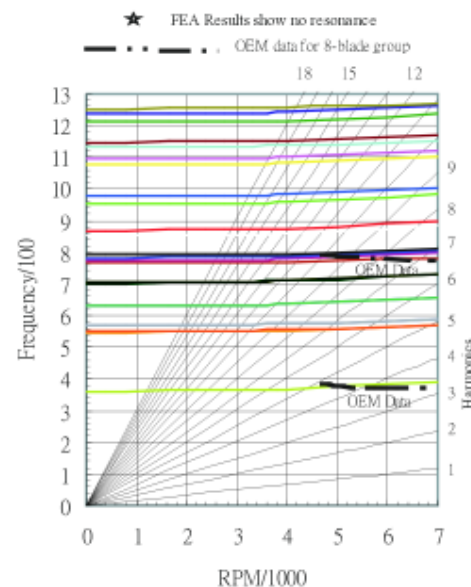
之整圈輪盤含葉片的結構體，原來在第一群模態與第二群模態中可能發生共振的頻率皆已消失。因此，利用不同覆環片之配置方式，可有效地避開使結構體產生破壞的共振頻率。



■ 含葉片輪盤之有限元素網格



■ 十六片一組的輪盤含葉片結構體之 Campbell 圖



■ 八十片一組的輪盤含葉片結構體之 Campbell 圖

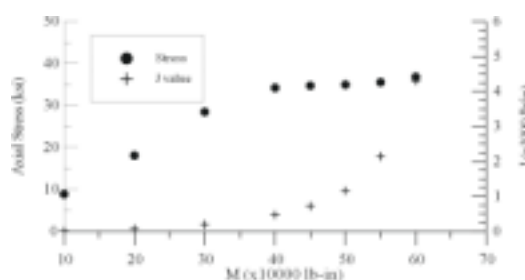
二次應力對於裂縫行為影響

二次應力是由變形負荷產生，具有自我限制(self-limit)特性，因此一般管線設計規範不考慮它對於管路破裂的影響。即使電廠運轉多年，分析龜裂管路安全性時，法規較重視主要應力的影響，而不重視或不考慮二次應力的影響。在此考慮一含龜裂斷面直管，裂縫貫穿管壁，直管一端固定，另一端分別承受力矩(M)及變位(Δ)負荷，以有限元素法分析不同負荷對於裂縫尖端J積分值的影響。假設貫穿裂縫在圓周方向涵蓋60°，分析結果顯示，應力代表直管固定端最低點之軸向應力。在力矩M作用下，當應力達到降伏應力後，J積分值隨著M增加而迅速成長。在變位 Δ 作用下，J積分值增加幅度緩和許多。換言之，力矩M產生之主應力對於J積分值的確有

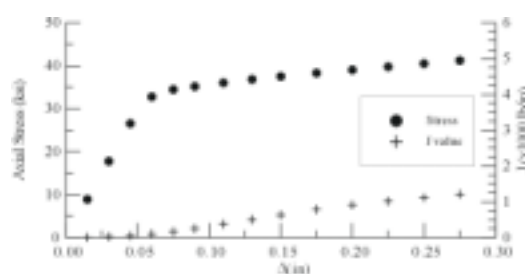


■ 含裂縫直管承受負荷示意圖

重要影響；而與主應力之影響力相比，變位 Δ 產生之二次應力影響是小許多，但是仍然有些許影響，不能完全忽視。



■ 不同力矩M產生之軸向應力與J積分值



■ 不同變位 Δ 產生之軸向應力與J積分值

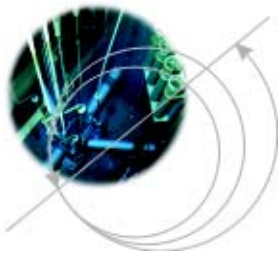
軟體可靠度量化評估技術建立

數位儀控系統功能主要由軟體驅動，儀控軟體品質之良窳，對數位儀控系統功能具關鍵性影響，因此在軟體發展及審照過程中，必須提出各種軟體品質相關數據，以證明軟體具有符合法規要求的品質水準。而在各種軟體品質數據中，量化的軟體可靠度數據是最具有說服效力的品質指標。

核儀組軟體V&V實驗室於90年初引進由德國發展之ToolSet_Certify軟體可靠度評估工具。本項工具以統計品質管(statistical quality

control)理論為基礎，應用馬可夫鏈模式技術建立軟體使用模型，以自動化方式產生測試個案，再在模擬環境下執行測試，根據測試結果評估其量化可靠度數據。

本項軟體已在Sun工作站上建置，並已完成下列案例之軟體可靠度評估：(一)ZPRL數位保護系統軟體可靠度評估；(二)含錯誤功能之零功率核能反應器數位保護系統軟體可靠度驗證；(三)數位儀控系統軟體可靠度驗證。

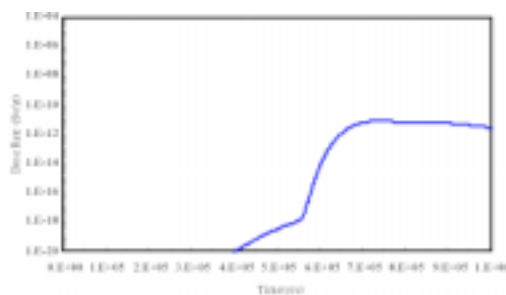


用過核燃料後端處置機率式安全分析模式的發展

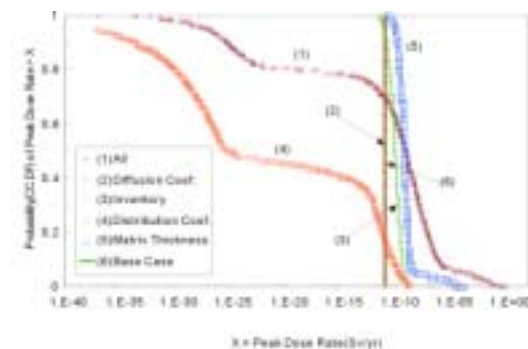
本研究的目的係以由上往下的模式分析原則，建立一個具有機率式分析能力的模組化全系統用過核燃料處置安全分析模式，本年度的分析工作乃基於核種經由受損的廢料罐釋出後，在工程障壁、開挖擾動帶、完整的母岩岩體、主要破裂帶及地表孔隙介質的傳輸，以及藉由人類攝食而造成的輻射效應。

研究工作已針對四個核種傳輸參數的不準確性，包括核種存量、分布係數、擴散係數及裂隙中母岩的擴散厚度，進行蒙地卡羅方法的機率式安全分析。與定率式分析結果比較，

考量參數不確定性的機率式分析結果，可減少因現今有限的科技知識所做的一些保守假設，並進一步反應用過核燃料處置之特性差異對人類的衝擊。研究顯示分布係數與裂隙中母岩的擴散厚度在處置場對生物圈的影響中扮演重要的角色。另外，在本分析的情景中，分布係數與裂隙中母岩的擴散厚度兩者的不準確性，分別是造成輻射生物劑量較低端與較高端分佈的主要原因。從百萬年的處置安全分析觀點，發現用過核燃料處置後大多需經過五十萬年以上才會發生尖峰劑量。



■ 定率式安全分析結果



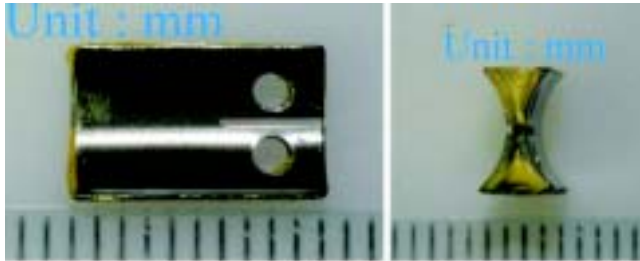
■ 機率式安全分析結果

鋁合金護套破壞韌性量測技術

本研究主要目的是針對鋁合金護套破壞韌性進行討論及發展可行的量測技術。由於本研究的材料是屬於薄壁管材料，不符合美國試驗材料學會提供標準測試破壞力學實驗的標準樣品幾何形狀和負載狀態。因此本文提出一個新的X-試片破壞韌性量測技術，依據彎曲CT試片測試為基礎，評估鋁合金護套的破壞韌性。在研究過程中，先行以有限元素分析評估測試樣品的可行性，並模擬計算其應力強度因子和裂縫生長之間的關係。接著以MTS液壓動態機械試驗機，對材料進行破壞和疲勞試

驗。利用試驗中的結果：負載、負載垂直線上的位移和裂縫長度，估算出鋁合金護套的J積分值。

同時利用回溯法(backtracking method)，計算出應力強度因子和裂縫生長之間的關係，並與有限元素分析做交互驗證。對於鋁合金護套的破壞韌性，其值大約等於82 kN/m。與國外相關學者的研究文獻做比較，可以顯示X-試片測試方法，對薄壁管材料的破壞韌性量測，皆有一定的可行性及正確性。

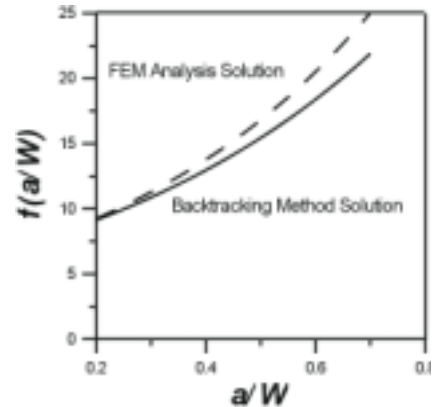


■X- 試片樣式圖

Fracture Toughness of Zircaloy	X-Specimen Tests (Zr-Cladding)	Grigoriev et al., (Zr-Cladding)	Simpson, Chew, Wallace, (Pressure Tube)
Unit: kN/m	82	100	40~70

X 試片與文獻丁積分值

■X 試片與文獻丁積分值



■回溯法與有限元素分析法計算鋳合金護套 X 試片幾何修正因子

鋳合金護套氫化鋯析出物重分佈研究

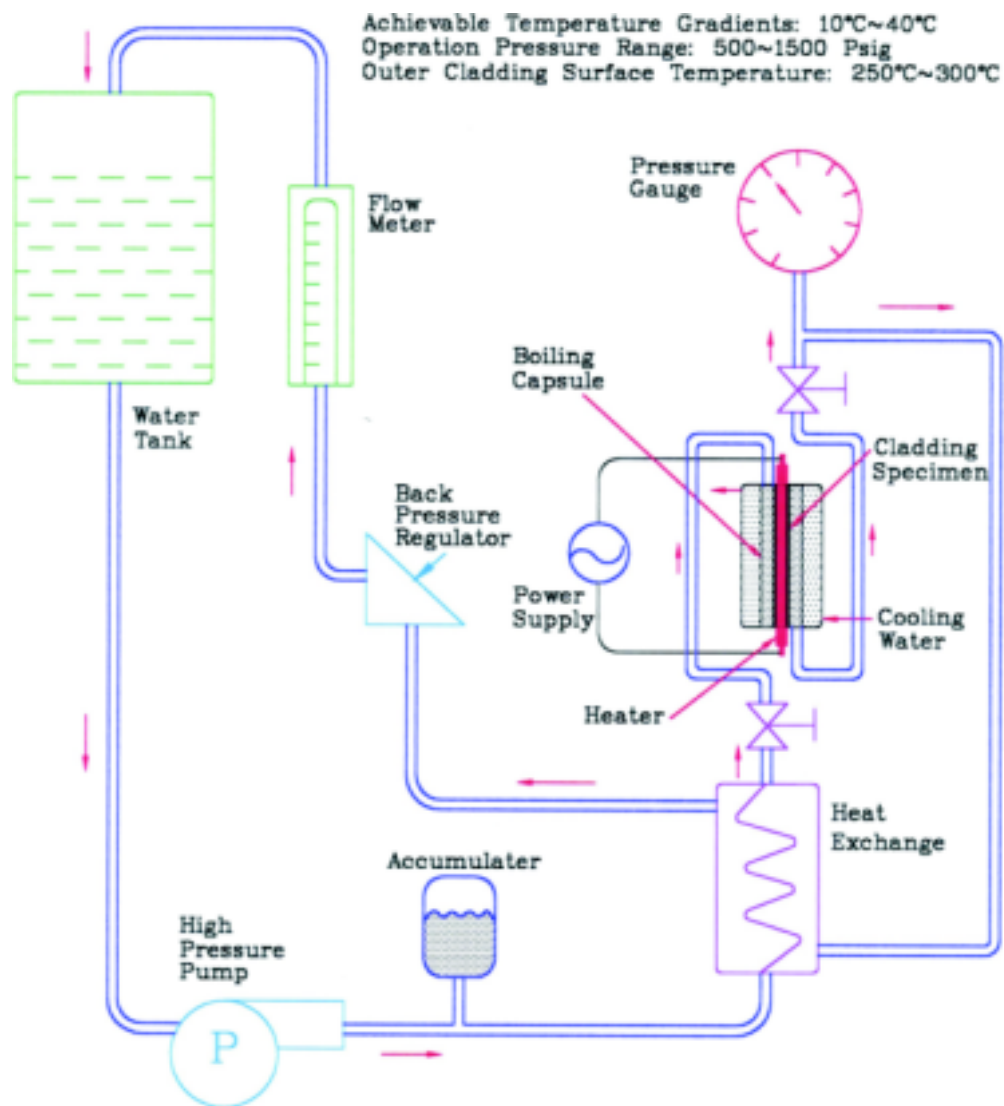
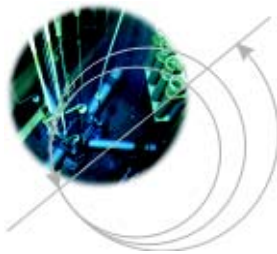
本研究旨在建立一套迷你沸水罐環路系統，模擬鋳合金護套於反應爐中遭受溫度梯度之環境，以進行氫化鋯析出物之重新分佈，獲得類似照射過鋳合金護套內氫化鋯析出物呈徑向不均勻分佈狀態之試片，用於探討其對護套機械性質之效應。

迷你沸水罐環路係將電熱棒插入鋳合金護套內提供熱源於內表面，護套外表面則以高壓水進行冷卻，同時電熱棒與護套內表面之間隙以合金屬銀之導熱膠填充，以增進熱傳導作用。

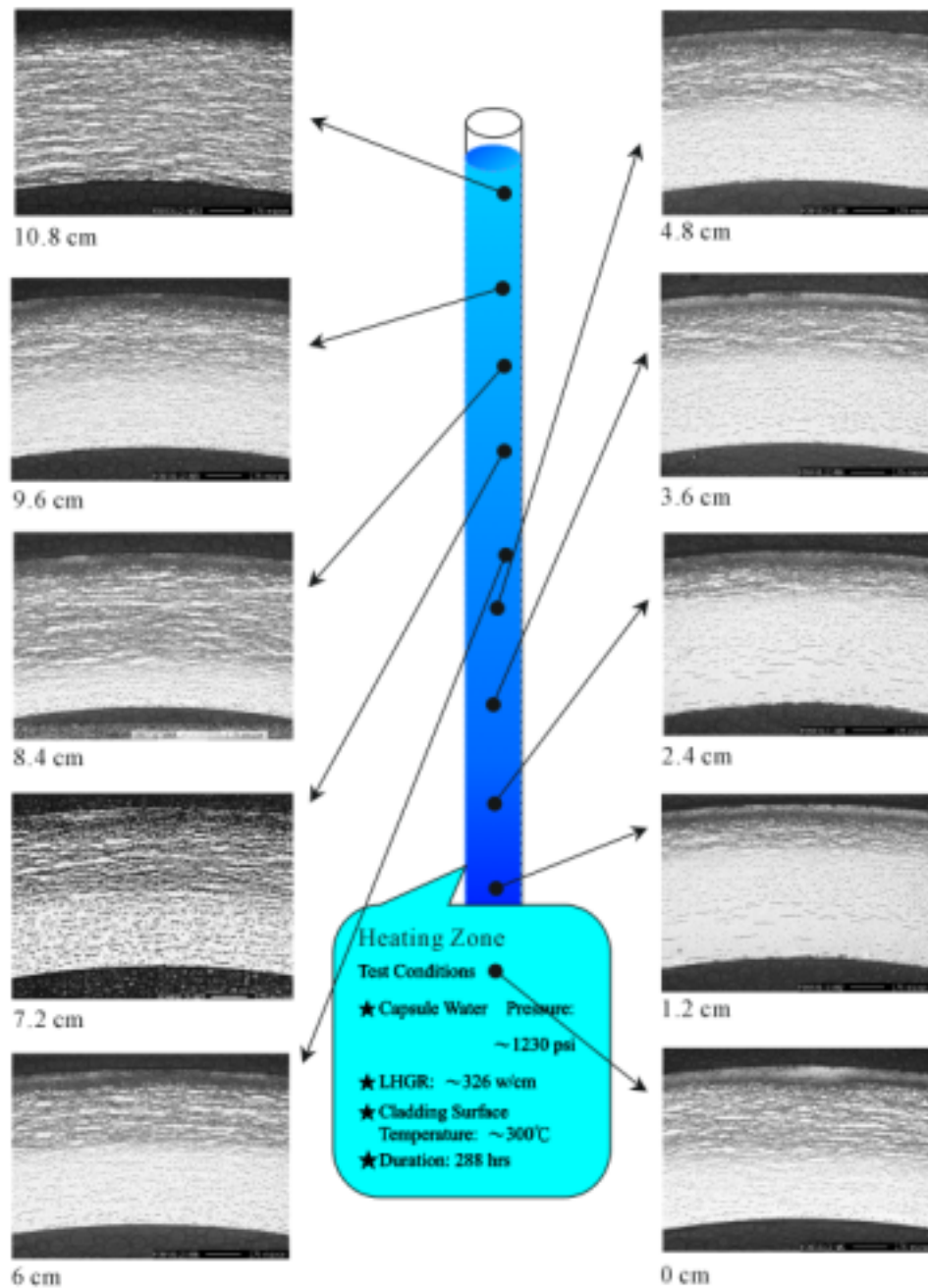
經由控制過飽和冷卻水壓在 $\sim 1230\text{psi}$ 及電熱棒功率 $\sim 3200\text{W}$ 的條件下，鋳合金護套外表面可維持約 300°C 以及管壁由內到外有約 40°C 至 50°C 的溫度梯度。此溫度梯度的存在促使氫原子向外表面處擴散移動，造成氫化鋯重新分佈之效果。

將均勻氫化處理之護套試片置入迷你沸水罐環路中，進行氫化鋯重新分佈試驗。結果在受熱區域的氫化物呈現明顯徑向梯度分佈，

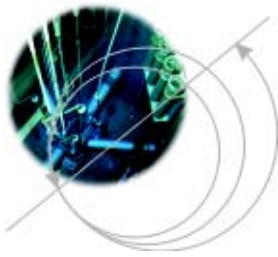
由護套內表面處疏散細小的析出物逐漸增加密度至外表面處，但在上端 10.8cm 遠離受熱區處，看到仍為均勻分佈的結果，可視為重新分佈試驗前之氫化鋯析出物分佈狀態。比較試驗前後結果，證實鋳合金護套內氫化鋯析出物，可藉由迷你沸水罐環路系統進行重新分佈之作用。



■ 迷你沸水罐環路系統示意圖



■ 鉛四護套經迷你沸水罐進行氙化鉛析出物重分佈試驗後各位置之氙化鉛分佈微組織照片(× 30)

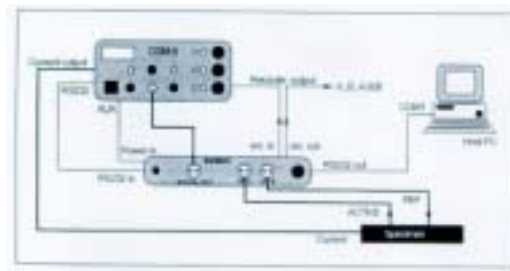


壓力槽鋼材疲勞行為研究

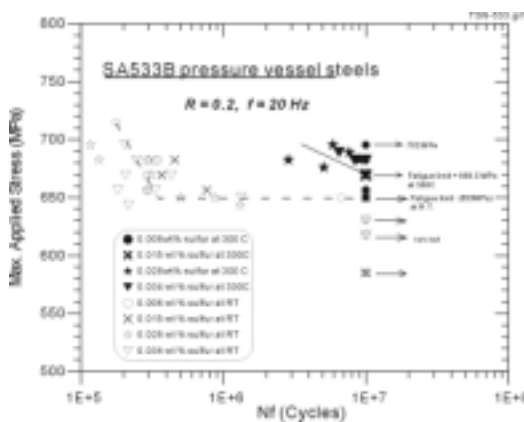
本研究委託中國鋼鐵公司煉製四種不同硫含量(0.006 wt%~0.035 wt%)之RPV鋼材，以探討硫含量對RPV鋼材疲勞特性之影響。研究成果摘要如下：(一)高溫空氣中SA533B1鋼材拉伸測試結果顯示，鋼材拉伸特性與其硫含量高低無明顯關係，但深受測試溫度影響。150°C之鋼材拉伸強度(Ultimate Tensile Strength, UTS)及延伸率均較室溫者略降；300°C拉伸強度因析出物成長略為上升，降伏強度(Yield Stress, YS)隨溫度上升而下降；(二)室溫SA533B1鋼材高週疲勞限與硫含量高低無明顯關係，疲勞限約為650MPa；高溫(300°C)高週疲勞限較室溫略高，且硫含量高者疲勞限略為降低；(三)室溫低週疲勞測試結果顯示，鋼材

疲勞特性與硫含量高低無明顯關係，藉Coffin-Manson經驗式及SWT關係式可預估平滑試片疲勞壽限。

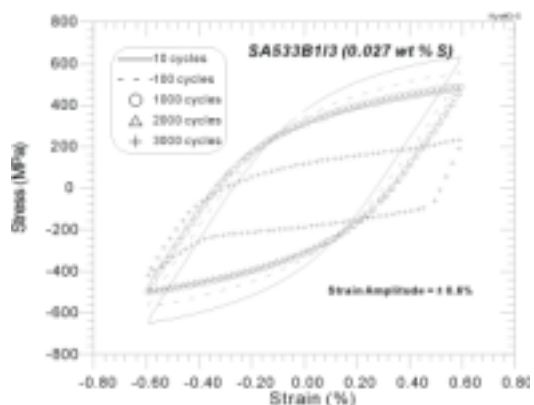
藉交流電位降量測法(Alternating Current Potential Drop, ACPD)可準確量測高溫疲勞裂縫長度，研究結果發現，疲勞裂縫生長速率和SA533B1鋼材硫含量及測試溫度(室溫及300°C)無明顯關係；(四)穿透式電子顯微鏡分析結果，證明疲勞累積傷害與次晶粒間之方位差(Mis-orientation)無明確關聯性；(五)根據線彈簧元素與薄殼元素模型建構疲勞壽限預估模型，可模擬分析壓力槽內壁因水流及內壁溫度變化誘發應力，對壓力槽內壁表面裂縫成長之影響。



■ 交流電位差儀器示意圖，用於量測CT樣品疲勞裂縫成長



■ 應力比0.2情況下，不同硫含量之SA533鋼材應力—疲勞壽命曲線



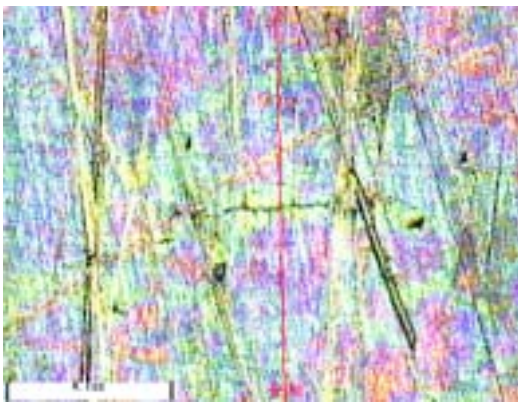
■ 硫含量0.027 wt%之SA533鋼材遲滯應力—應變曲線

TT Inconel 600 在模擬隙縫水質下的二次側腐蝕劣化

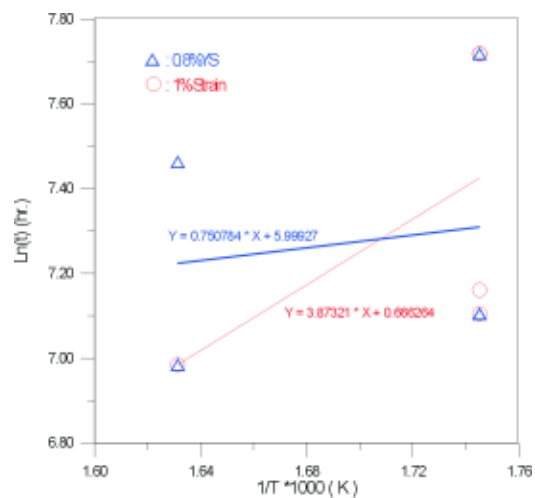
在此實驗中，從蒸汽產生器 TT Inconel 600 管件車製的 C 型環作為測試的試樣，並在模擬的隙縫水質下進行相關的測試。此水質的化學成份是根據電廠停機大修時從隱匿回釋物取樣的分析結果，再以 MULTIQ 分析軟體分析計算所得。唯目前的濃縮度 104 是依據日本一些壓水式蒸汽產生器電廠，所進行實際檢測分析統計的平均結果。

在此實驗中間歇性地，以顯微目視觀察置放於模擬隙縫水質下的 C 型環，在不同的時間下相關的腐蝕情形。此時劣化起始時間

和溫度可依據觀察結果建立相互的關係，以求得劣化起始的活化能。在此探討中顯示此隙縫水質，會使 TT Inconel 600 合金產生沿晶侵蝕而非應力腐蝕龜裂。絕對溫度倒數和劣化起始時間的關係圖，可以推算出其劣化活化能為 6~32KJ/mole 範圍。然而此數值小於 MA Inconel 600 合金在一次側應力腐蝕龜裂的活化能，顯示溫度在此模擬隙縫水質下，使 TT Inconel 600 合金產生沿晶侵蝕的現象上，並非扮演最重要的角色。



■ C 型環試片於模擬隙縫環境下產生的表面裂痕

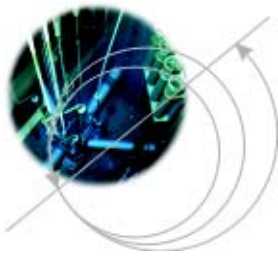


■ 裂縫起始時間與溫度之關係

應力腐蝕裂縫深度評估之渦電流檢測技術改進

蒸汽產生器為壓水式核能電廠的重要組件之一，其中的蒸汽產生器管在使用一段時間後會發生劣化現象，必須定期地在大修期間以渦電流法檢測管束之瑕疵。國外有些核能電廠曾經發現蒸汽產生器管有應力腐蝕龜裂(SCC)的劣化機制，因此以渦電流法檢測蒸汽產生器管束的應力腐蝕龜裂時，裂縫深度評估的有效

性、精確性已經受到相當的重視。目前核能界大都採用 ASME 標準管作為瑕疵深度評估的校準標準，某些情況下會有相當大的誤差產生，導致深度評估的不準確性。運用學理及實驗結果證實，以渦電流法評估應力腐蝕裂縫或其他瑕疵的深度時，一定要用與其相似的人工或天然瑕疵作校準標準，才能提高評估之精確

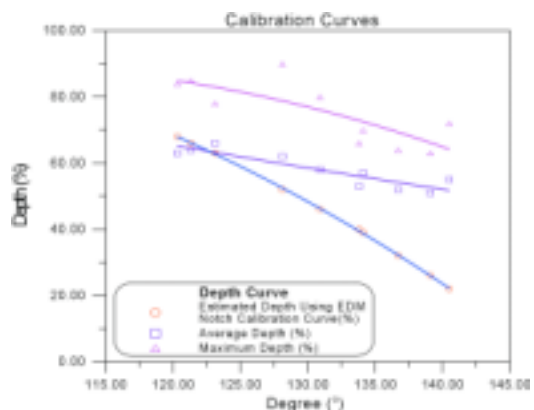


度。因此本所由材料實驗室製作人工近似天然應力腐蝕龜裂的試件，經由非破壞檢測實驗室以渦電流法檢出裂縫及信號角度，再以破壞性的金相試驗驗證裂縫實際深度，利用裂縫實際深度和渦電流檢測所得到的信號角度，建立評估裂縫的深度對角度之校準曲線，藉此改善評估應力腐蝕龜裂深度的精確度。實驗結果顯示，裂縫深度評估的精確度已有明顯改善，然而裂縫長度差異太大、幾何形狀不同與多條裂

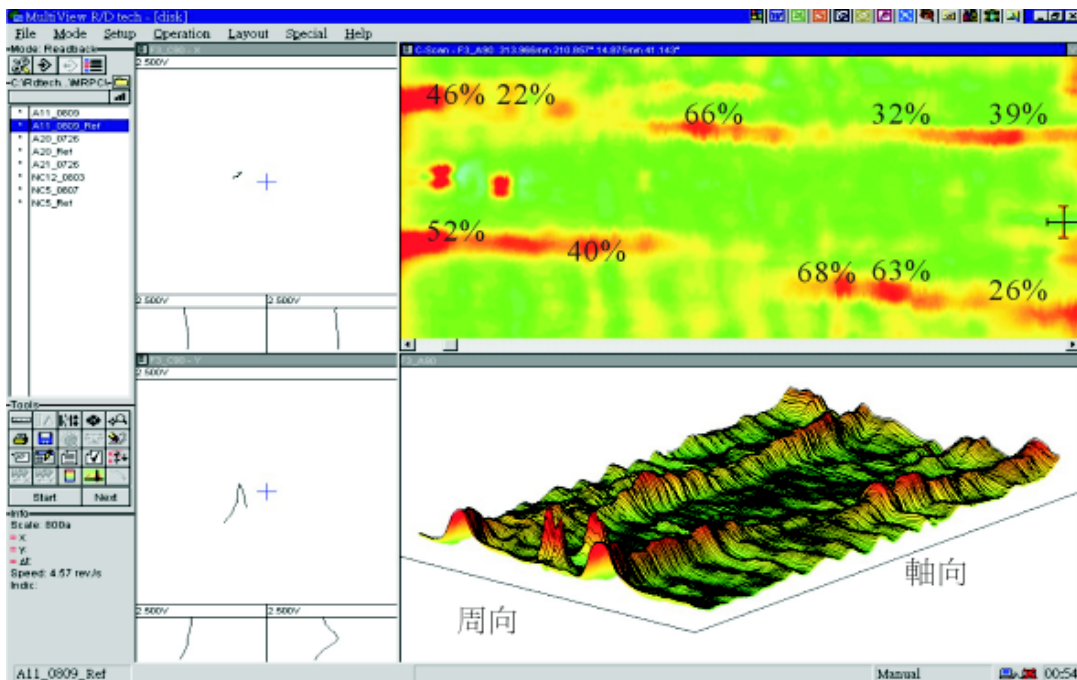
縫平行且密集同時存在同一圓周等因素，均是影響裂縫深度評估誤差的原因。由於裂縫幾何形態或長度上的差異會導致信號角度不同的現象已由實驗獲得證實，因此必須針對裂縫個別形態上的差異，藉由實驗不斷修正校準曲線或建立不同的校準曲線以提高評估的精確度。



■ 蒸汽產生器管表面之應力腐蝕裂縫



■ 應力腐蝕裂縫深度之校正曲線

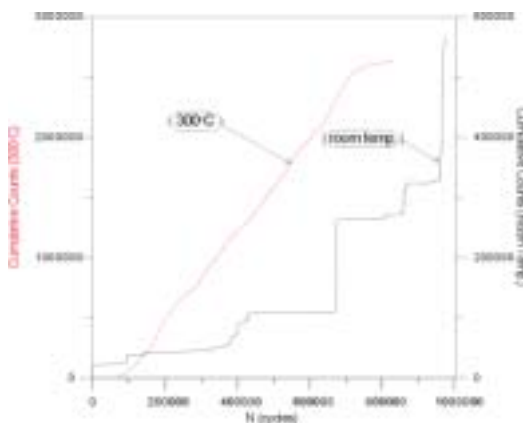


■ 應力腐蝕裂縫之渦電流檢測訊號

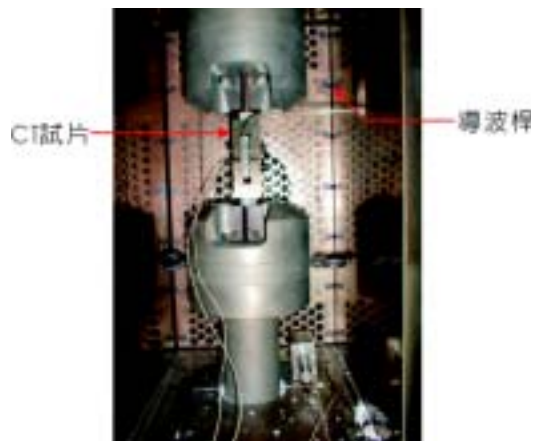
音射檢測技術在金屬疲勞損傷評估之應用

核反應器壓力槽及其內部組件在運轉期間，除了會遭受輻射的照射之外，也必須承受溫度及壓力的動態變化，其變化的頻率及幅度與反應器的設計及操控歷程有關。長期運轉之後，槽壁及組件金屬材料會因部位的差異逐漸呈現各類型的退化(Degradation)現象，例如中子脆化(Neutron Embrittlement)、疲勞(Fatigue)、應力腐蝕龜裂等。其中金屬疲勞現象，在輕水式核反應器(不管是 PWR 或 BWR)的老化(Aging)均扮演相當重要的角色，基於核電安全的立場必須加以重視。針對上述結構及問題，

本所於年度中以SA533B級第一類低合金鋼與SS316L型不銹鋼材料為對象進行高週疲勞試驗，探討溫度變化對這兩類材料疲勞特性及裂縫成長行為之影響。疲勞試驗過程中並嘗試利用音射量測技術(Acoustic Emission Technology)以監測疲勞裂縫之成長歷程。本年度完成室溫及300°C高溫環境下的測試，結果顯示音射檢測技術可用於疲勞裂縫行為的探討做為有益的輔助工具。未來計畫將朝高溫水環境下的金屬疲勞行為做更進一步的研究以便能真實瞭解核反應器金屬疲勞之真相。



■ 以音射法監測SA533B1低合金鋼之疲勞裂縫生長結果



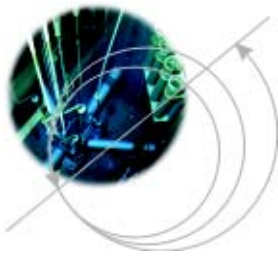
■ 以導波桿輔助音射法以量測高溫時之疲勞裂縫生長情形

大型電氣設備之耐震分析及測試

345KV GIS大型電氣管線之耐震驗證係以SAP2000為分析工具，執行模態分析及地震反應分析。在地震反應分析方面為了與日本分析結果比較，另加採用日本JAEG 5003「變電所等電氣設備之耐震對策指針」所用之共振正弦波輸入，執行地震反應分析。經過此次工作之執行，顯示在場址地震頻率特性不知而無法定出設計反應譜時，利用共振正弦二波為地

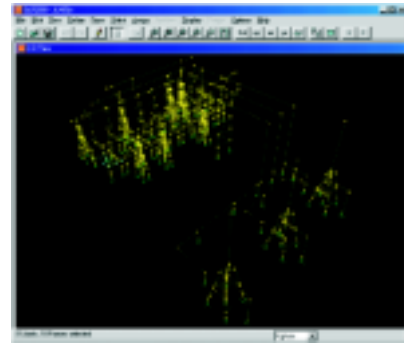
震之輸入來驗證結構，不失為一快速有效的分析方法。

由於此69KV GCB之重量及尺寸均超出本所地震平台之測試範圍，因此特別租用國家地震中心之地震平台並以IEEE-693之要求進行此項測試，其中由各應變規量測應變反算應力為重要的工作項目。本工作成功利用累積之地震平台測試經驗，租用國家地震中心地震平台



■ 中興電工 69 kV GCB 斷路開關耐震測試於國家地震中心地震平台

及附屬量測儀具主導此項測試工作，開創國內執行大型電氣設備耐震測試之先河。



■ 345 kV GIS 大型電氣管線之 SAP2000 分析模型

核設施電纜劣化測試技術建立

本計畫目的係先藉由對電纜劣化影響因素的探討，進行模擬老化測試，以瞭解電纜老化/劣化過程，並建立適用的電纜電性劣化檢測方法，以確立電纜老化程度，進而預測其剩餘壽命。

本年度完成電纜熱老化、耐輻射及其絕緣體長期物理老化性能等測試技術建立，並探

討以機械(伸長率、硬度)、電氣(絕緣電阻、介電損失及靜電容量)，以及化學等特性(傅立葉轉換紅外線光譜、氧化導引時間)，以評估電纜劣化之測試技術，初步確立伸長率、介電損失、傅立葉轉換紅外線光譜及氧化導引時間等測試方法，適用於偵測評估電纜劣化行為。



■ 電纜伸長率測試



■ 電纜介電損失及靜電容量測試

台電核三廠一號機 4.16kV A 串緊急電源匯流排開關箱檢證

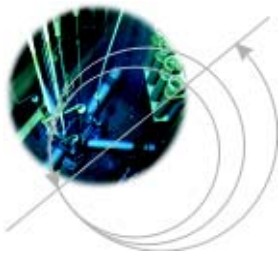
九十年三月十八日凌晨，台電核三廠由於一號機 4.16kV A 串緊急電源匯流排 17 號斷路器絕緣套管絕緣破壞，引發電弧，導致 345kV 輸入端 B 相套管燒熔，造成 17 號開關箱爆炸，進而引起 4.16kV A 串緊急電源匯流排失火。因 A 串 4.16kV 緊急電源匯流排故障，導致 161kV 輸入端之斷路器跳脫，使得 B 串 4.16kV 緊急電源匯流排亦隨之喪失廠外電力供應。

因為電源匯流排提供反應器餘熱移除及 LOCA 事故後所有安全相關設備正常運作之使用電源，屬於核安等級設備，需以檢證方式進

行其開關箱之修護或復舊。由於本檢證案時程緊迫，在五個星期的作業過程中，運用零組件對等更換之檢證方法，並將核三廠品保系統納入作業中。基本上，開關箱係由國內廠商依原設計及相關圖面製作。開關箱內之零組件均採用原設計規格，並備有 Q 級文件。開關箱支撐之結構亦經分析，符合原安全停機耐震驗證之基礎。



■ 更新前後開關箱內零組件



龍門計畫用 Non-class 1E 電纜評鑑案執行

本評鑑案係由台電國產會主辦，本所檢證中心負責電纜壽命驗證測試，以證實國產電纜依據 IEEE 383 標準執行驗證測試時，具有 40 年使用壽命，符合龍門計畫用 Non-class 1E 電纜技術規範要求。

檢證中心接受國內電纜廠家委託，將自行建立的驗證技術推廣應用於實際電纜驗證作

業，使得國內六家電纜廠商（華新麗華、大亞、華榮、大同、泰電、合機）具有資格，參與龍門計畫用 Non-class 1E 電纜案投標，而讓此等國內重大計畫的商機不被國外廠商獨占，在推動核能零組件國產化的工作上，具有重大意義。



■ 電纜熱老化測試



■ 電纜耐電壓測試

龍門電廠全尺寸模擬器儀控系統建置工程技術服務

龍門電廠數位儀控系統建置之部份工作，由福克斯波羅(Foxboro)台灣分公司負責整合執行。依據台灣福克斯波羅公司要求，本所參與之主要工作範圍包括下列五項，分成三階段進行：(一)模擬器非安全系統圖控界面及 AOS(Application Object Services)資料庫製作(82 個系統)；(二)模擬器安全系統圖控界面及 AOS 資料庫製作(24 個系統)；(三)參與模擬器系統 FAT 整合測試；(四)非安全系統控制邏輯資料庫製作(82 個系統)；(五)參與儀控系統 FAT 整合測試。

第一階段的工作內容包括靜態圖控界面(Graphic)繪製、動態圖控界面連結(Dynamic Link)、設備操控畫面(Control Overlay)、功能測

試與驗證等工作。透過合作計畫的實施掌握工程設計之細節，確實建立系統更新與維護之自主能力。



■ Foxboro DCS Implementation 工作區-Lungmen/TRR-II Project

台電協和電廠 DCDAS 更新工程技術服務

本專案之工作範圍包括鍋爐控制系統 (Automatic Boiler Control)、鍋爐燃燒管理系統 (Burner Management System)、數據擷取系統 (Data Acquisition System) 之設計、建置，及應用出廠測試(FAT)及現廠測試(SAT)等工程技術進行測試，以確認整個建置工程完全符合協和電廠需求。

協和電廠藉此昇級改善工程案已順利完成，由於此儀控系統含有多種控制模式功能，且靈敏度較高，對於機組負載變動之要求反應迅速，操控方便，有效提昇該廠機組之運轉效率，完全展現數位化儀控技術在燃油火力機組上之應用優勢。

而本所參與本計畫可以增進對於大型工廠之整廠儀控系統建置工程能力，深植分散式數位儀控系統整合設計技術，擴大參與其他工業界之儀控系統建置工程，提昇儀控系統設計及建造能力。



■ 鍋爐控制人機操作界面

核一廠正規水化學條件下冷凝水除礦器移除銹垢效率之研究

近兩年來，核一、二廠各機組之冷凝水除礦器移除鏽垢效率，一廠一號機、二號機，二廠二號機相當，約 80%；核二廠一號機約 88%。其差異主要原因歸於核二廠 #1 的冷凝水除礦器入口非定形鏽垢量較少，約占 20%；其他 3 個機組約占 40-50%。核一廠冷凝水除礦器入口中銹垢粒徑分佈

在 0.2-0.45 μm 、0.45-1 μm 、1-3 μm 、3-5 μm 、>5 μm ，5 個範圍中有近似之分佈各約占 20%，推測粒徑分佈對銹垢移除效率影響不大。化學指標(chemistry index)中的飼水不溶鐵，決定於冷凝水除礦器移除銹垢效率及其出口至飼水管線中的沈積量。

電廠	機組	CPD(ppb)	CDE(ppb)	FW(ppb)	Crud removal efficiency(%)
核一廠	#1	9.612	1.792	1.307	80.968
核一廠	#2	8.163	1.498	0.885	79.460
核二廠	#1	8.318	0.820	0.750	88.062
核二廠	#2	10.762	1.840	1.596	79.655

■ 88.07-90.08 核一、二廠各機組冷凝水除礦器銹垢移除效率

核能安全研究發展

- 爐心營運程式系統維護與運用
- 核二廠用過核燃料池儲存容量第二次擴充工程之臨界安全分析
- 核三廠三維暫態中子與熱水流安全分析技術提升與應用
- 核三廠冷凝器管束流沖振動與支撐評估
- 核能電廠大修管路薄化檢測評估及評估模式轉換技術服務
- 核三廠飼水加熱器熱交換管破裂與殼側管壁薄化研究
- 大破口冷卻水流失事故案例 LP-LB-1 驗證 RELAP5-3DK/INER





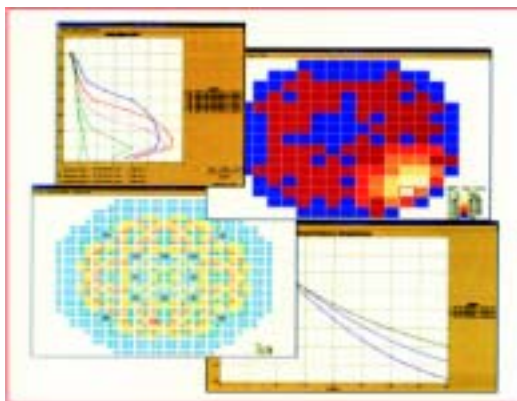
核能安全研究發展的主要目的在確保核能電廠營運之安全，本年度主要研究計畫可略分為下列四類：

- 一、爐心營運安全維護與分析
- 二、核能電廠暫態安全分析技術提昇與應用
- 三、冷凝器管束流沖振動與支撐評估
- 四、大破口冷卻水流失事故案例驗證

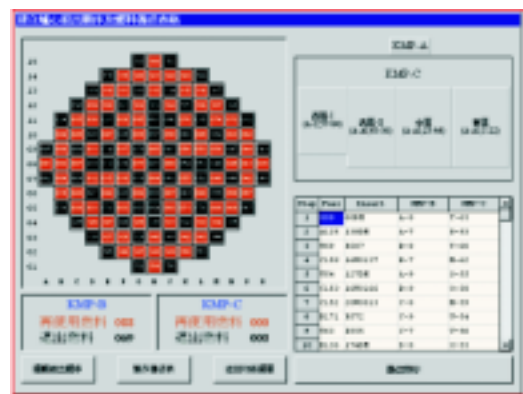
爐心營運程式系統維護與運用

本計畫延續過去台電和核研所合作進行的「爐心營運與安全分析計畫」，目標是建立我國完整的獨立自主之爐心營運及安全分析技術。藉由此計畫之執行，可以整合國內相關的人力和物力，本年度達成下列績效：(一)維護更新爐心營運系統電腦軟體程式集及相關之自行開發程式系統，(二)護並安裝安全計算相關熱限值關係式程式以及數據資料庫，(三)完

成與燃料廠家之間燃料束設計的驗證計算，(四)建立核一、二、三廠新型燃料爐心物理分析模式，(五)在緊急事件發生時，即時提供電廠營運所需支援，(六)提供台電公司對於電廠爐心追隨驗證計算和審查廠家新的週期設計所需之協助，(七)核三廠爐心燃料佈局平行設計及驗證。



■ 爐心安全分析



■ 燃料棒挪移系統

核二廠用過核燃料池儲存容量第二次擴充工程之臨界安全分析

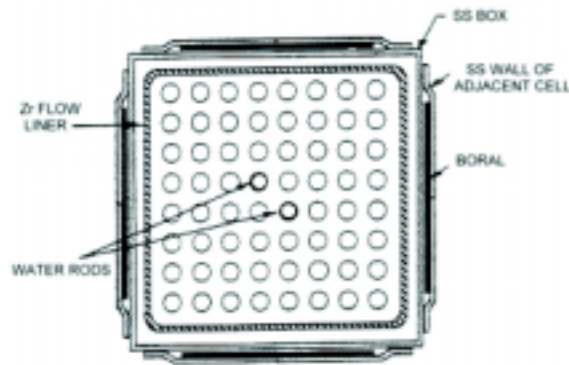
核二廠用過核燃料池貯存容量第二次擴充工程之臨界安全分析，係以二維多群遷移理論程式 CASMO-4 與三維 Monte Carlo 程式

MCNP 4B 為計算工具。其中，以 CASMO-4 程式為主，建立 SCCG (Standard Cold Core Geometry) 及設計基準貯存格架分析模式，並



以MCNP 4B程式來獨立驗證CASMO-4程式計算之結果。以8x8燃料型式的設計基準燃料元件放在燃料池之格架內，依照格架的設計參數，建立CASMO-4輸入模式，並採用了一些保守性的假設，以求計算值能高出量測值。由CASMO-4模式算出來的 K_{∞} 值為0.90731，而由MCNP 4B 程式算出之 K_{∞} 值為0.89831 (Single Lattice)及 0.89379 (2x2 Segment)，CASMO-4計算出來的值皆較由MCNP-4B所計算出來的保守；因此，可以證實此 CASMO-4

貯存格架設計基準模式之適用性。另外，並考慮到程式本身的偏差、工程製造上可能的誤差與異常及意外事件後，可以得到一個總 K_{∞} 值為 0.91834，如此可確保在任何情況發生時，在95%的自信度下有95%的機率，貯存格架的有效增殖因數會小於或等於法規上限0.95。最後再選擇 ATRIUM-10 所有晶格中最具活性的晶格來分析，分析結果顯示此類燃料可安全存放在燃料池貯存格架內。

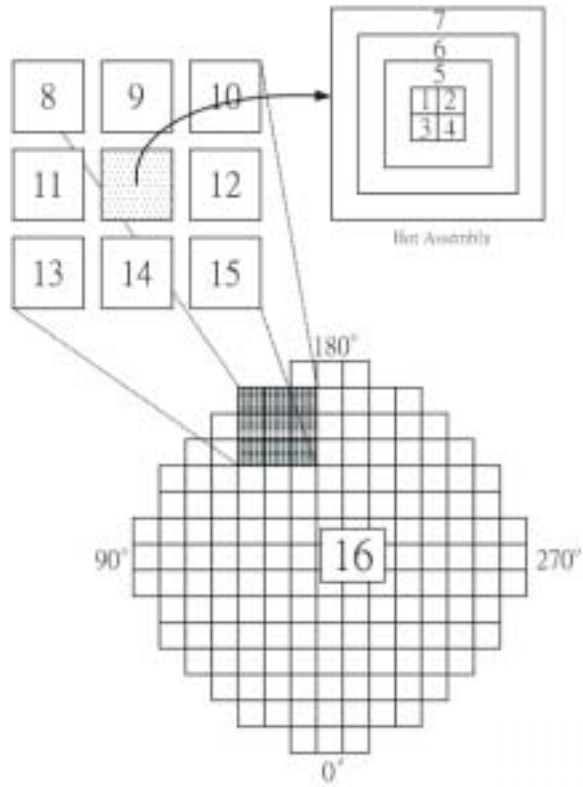


■ 設計基準貯存格架晶格之橫截面

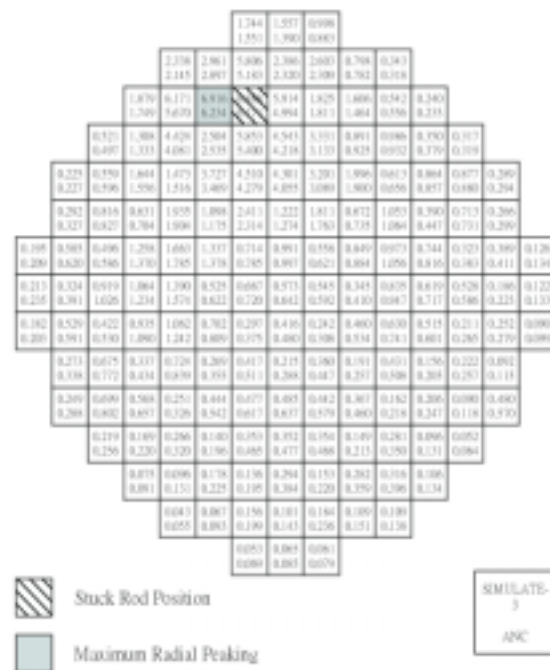
核三廠三維暫態中子與熱水流安全分析技術提升與應用

本計畫之目標是針對核三廠壓水式反應器安全分析技術提昇及擴大應用範圍而規畫。國內現有壓水式反應器安全分析技術是依據 CASMO3/SIMULATE3/IRETRAN02/COBRA III C，來進行核三廠各相關爐心中子穩態及熱水流事故暫態分析工作需求，而發展建立完成之工具。現今在技術提昇之具體計畫工作內容包括 RETRAN-3D 及 SIMULATE-3K 程式的引進，以及核三廠相關之分析模式建立工作。另為擴大應用範圍之目標，首先針對核三廠爐心反應度引動之事故建立分析能力，並對FSAR第十五章相關之分析技術認證請照作業完成準

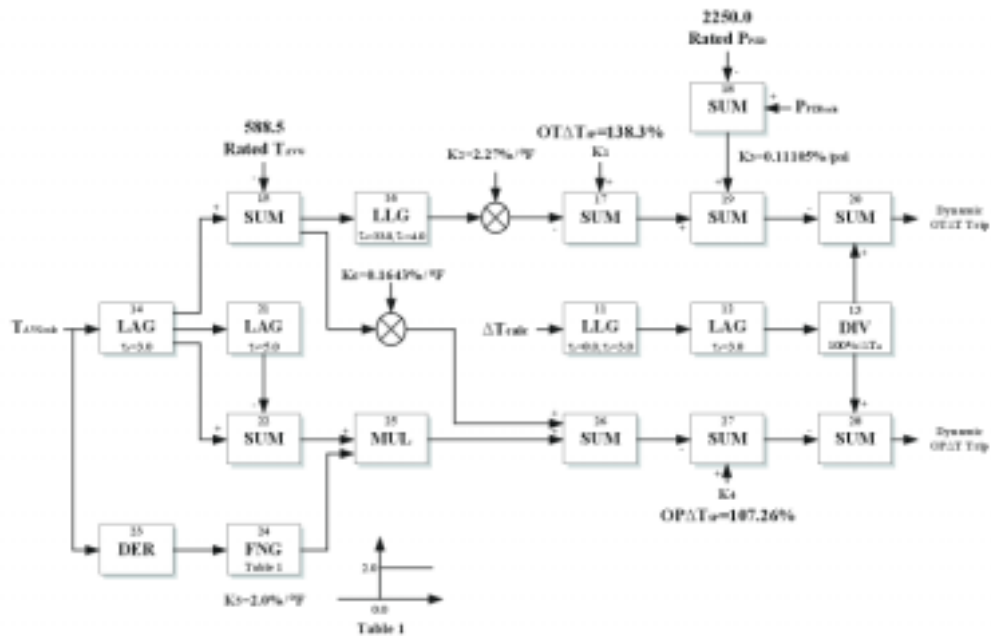
備工作，以符合未來實際應用之需要。為達成認證等級分析技術之建立，將於本計畫中建構完整之品保作業體系，進行計算模式建立之相關工作，包括符合品保規範要求的基本模式計算書之撰寫，基本分析模式校驗暫態分析程序書之訂定，中子熱水流介面程式及使用程序的建立，事故分析方法論的建立以及相關資料庫之建立等工作。



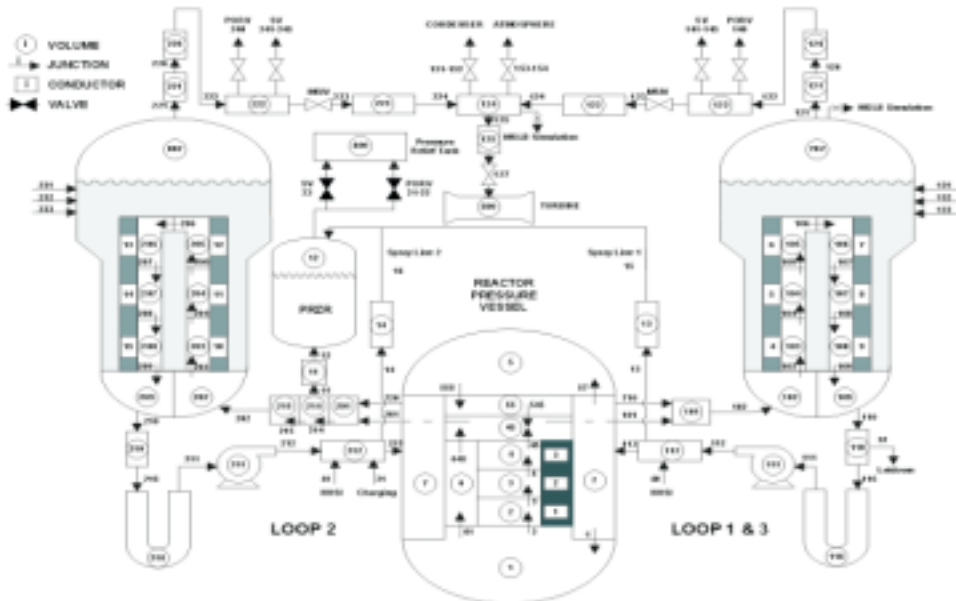
■ 馬鞍山全爐心 COBRA 分析模式



■ 馬鞍山主蒸汽管路斷裂爐心功率分佈



■ 馬鞍山 OTΔT/OPΔT 設計功能圖

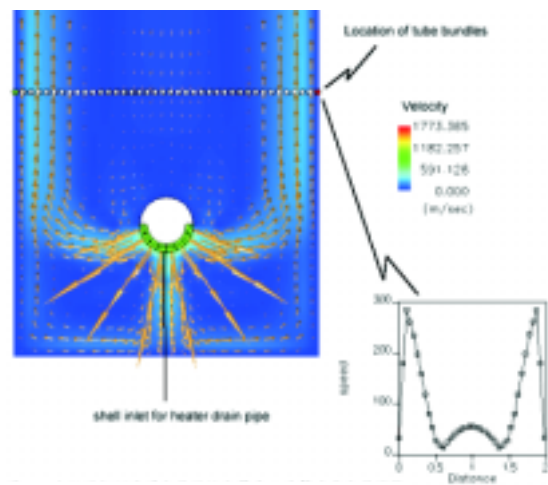


■ 馬鞍山雷傳基本分析模式

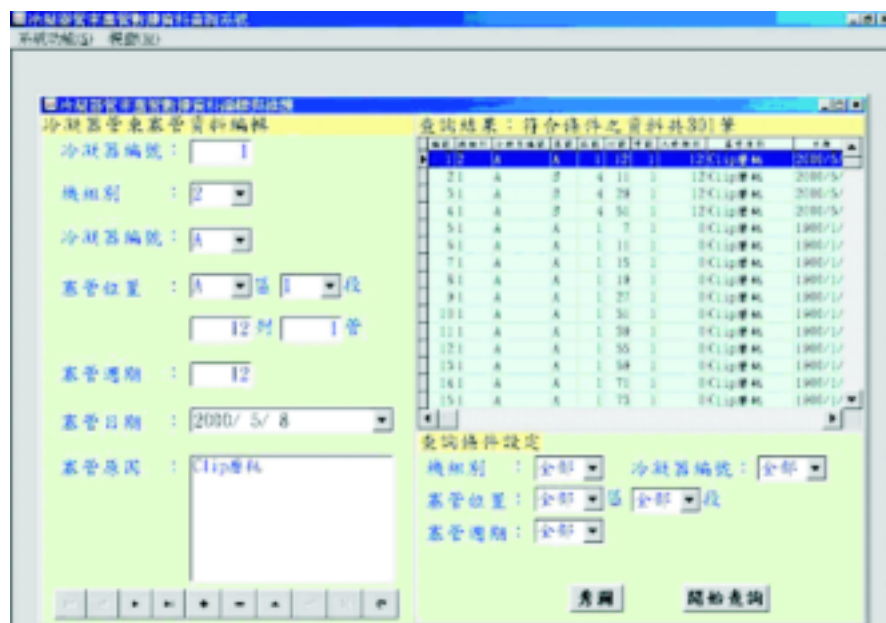
核三廠冷凝器管束流沖振動與支撐評估

本計畫將針對核三廠冷凝器管束，配合管束流動理論，檢討管束支撐跨距需求，並且以三維計算流體力學程式CFX-4考慮冷凝器內部局部流場特性，評估管束發生因雙相蒸汽流誘發流沖振動的條件。爲了核三冷凝器管束爾後維護及檢測的效率性，本計畫亦將整理冷凝器管束過去檢測資料及塞管記錄，並據以開發檢測數據資料查詢軟體程式，作爲後續冷凝器維護保修的參考。

本年度已完成加熱器洩水槽洩水管與冷凝水最小流量管兩口管路進入冷凝器殼側後之三維流場分佈特性，以保守觀點估算管束最大沖擊流速，並提供管束流沖振動與支撐評估之力源參考。同時，初步蒐集與建立塞管數據資料查詢系統，提供協助核三廠員工進行冷凝器管束維修與檢測之參考。



■ 冷凝器殼側流場分佈特性與管束上沖擊速度分佈趨勢



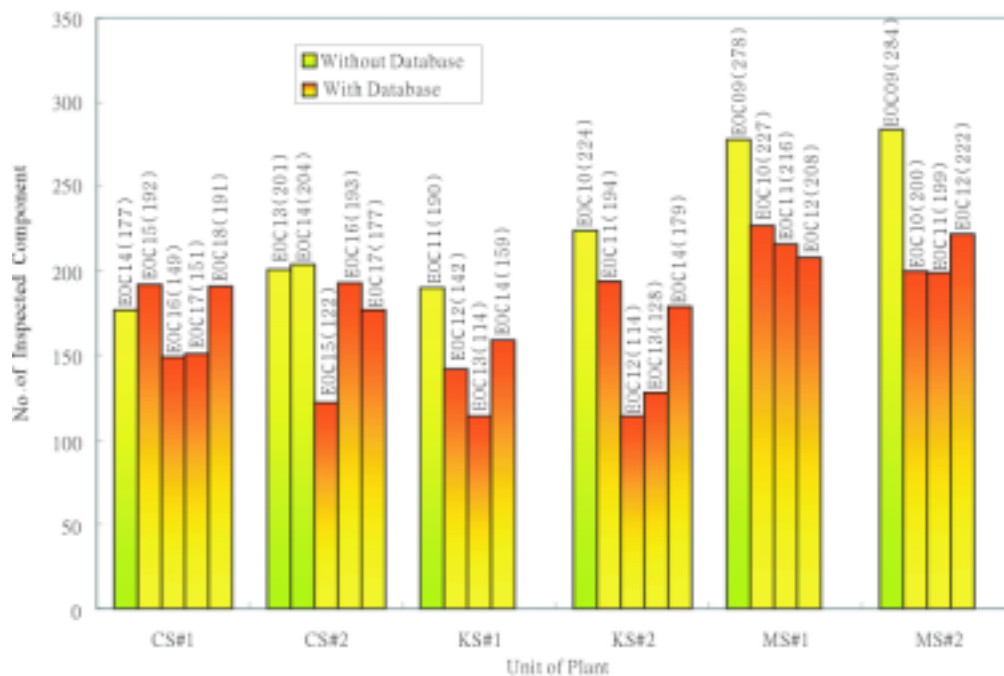
■ 冷凝器管束塞管數據查詢系統起始畫面



核能電廠大修管路薄化檢測評估及評估模式轉換技術服務

本計畫之目的在提供台電公司六部核能機組近三年來完整之碳鋼管路沖腐蝕薄化檢測評估技術服務，包括大修前適當及適量應測管件之篩選、大修中依據UT檢測結果評估受測管件之沖／腐蝕速率及剩餘壽命，並提供其他現場技術諮詢服務。在管件篩選方面，本計畫

以歷年檢測數據為主，配合CHEC程式之計算結果，綜合工程經驗達到有效篩選適當且適量管件列入檢測之目的。在以往五年中，共為六部機組20次大修篩選出3283件管件列入檢測及評估，其中125件已依據評估結果予以換管。

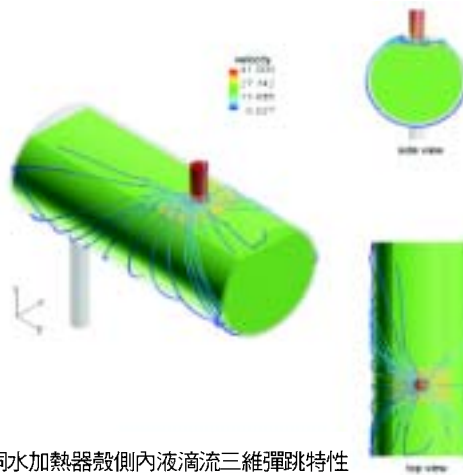


■ 歷屆大修檢測管件數量統計表

核三廠飼水加熱器熱交換管破裂與殼側管壁薄化研究

本計畫擬以計算流體力學(Computational Fluid Dynamics, CFD)程式CFX 4為工具，開發模擬飼水加熱器內雙相、紊流及熱傳流場之計算模式，以期能瞭解飼水加熱器內局部熱水流現象，包括雙相流場分布、液滴流內液滴碰撞分布、壓力分布、溫度場分布及水位分布等特性。藉著飼水加熱器內部熱水流現象的瞭解，提出飼水加熱器交換管破管之可能原因以及管

壁薄化之可能範圍。此外，本計畫亦會平行驗證飼水加熱器製造廠家提出熱交換管劣化現象改善建議之有效性，並協助核三廠建構一套飼水加熱器壁厚檢測計畫，以事先防範殼側破裂事件於未然。本計畫已完成飼水加熱器殼側內部液滴流分析模式，並針對飼水加熱器1A進行其殼側內部液滴流彈跳行為評估，奠定日後預估飼水加熱器管壁薄化可能範圍之基礎。

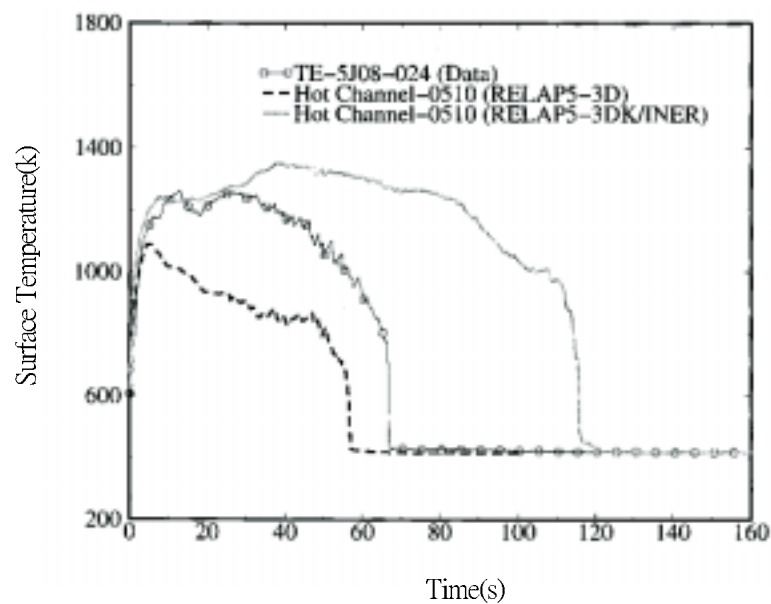


■ 飼水加熱器殼側內液滴流三維彈跳特性

大破口冷卻水流失事故案例 LP-LB-1 驗證 RELAP5-3DK/INER

依據美國聯邦法規 10CFR50.46 附錄 K 之要求，本所以美國愛達荷國家工程與環境實驗室(INEEL)所發展之熱流安全分析程式 RELAP5-3D 為基礎，修改其中相關的 10 個模式，建立符合保守性分析條件之反應器冷卻水流失事故(LOCA)之分析工具，稱為 RELAP5-3DK/INER。此分析工具可在個人電腦下執

行，並且具有親和性之使用者繪圖介面，可立即將計算結果以 3D 方式呈現。針對 INEEL LOFT 設施執行之整體效應大破口冷卻水流失事故實驗案例 LP-LB-1 之驗證，結果顯示 RELAP5-3DK/INER 對於最熱通道上表面溫度之預測，和法規燃料限制溫度 1477 K 相比，仍有足夠之保守度。



■ 熱通道表面溫度計算值與實驗數據之比較

輻射防護與環境監測

- 全國輻射工作人員劑量資料之調查與統計分析
- 建立污染偵檢器及指環劑量計之認證校正技術
- 建立 ^{18}F 放射源活度的原級標準量測技術
- 建立 ^{60}Co 水吸收劑量之原級標準量測技術
- 中子輻射對核能設施環境劑量分析模式之研究
- 粒子遷移角分格點計算法用於人員劑量評估技術上之精進
- 數值化人體模型及其體內外輻射劑量評估模式研究
- 參加美國能源部環測實驗室環境試樣放射性核種分析比對
- 核一、二廠廢料庫等設施輻防系統工程建置
- 輻射監測中心建置
- 協力執行鋇 -89/90、鐵 -55 能力試驗
- 壓水式反應器水質控制與輻射劑量抑低經驗評估
- 放射核種量測追溯至國際標準



輻射防護與環境監測之研究之發展係本所主要工作項目之一，除積極進行輻射劑量與度量技術、核子事故緊急應變技術等研發工作，同時更將各項成果推廣應用，以提供環境偵測、劑量評估、輻射建物改善分析、環境輻射影響評估、度量儀具校驗等專業技術之服務，以確保民眾的輻射安全。

全國輻射工作人員劑量資料之調查與統計分析

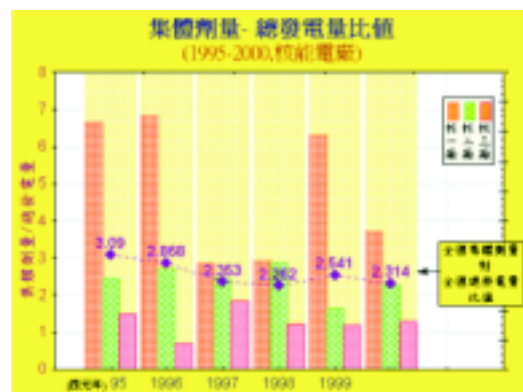
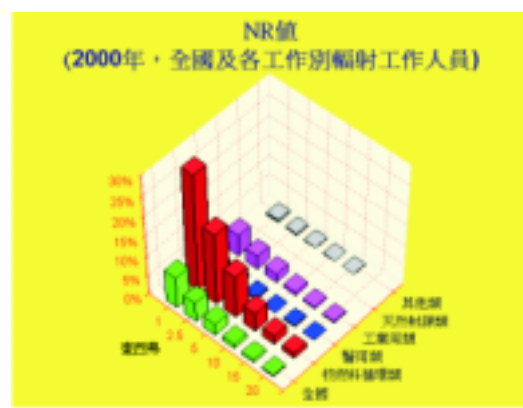
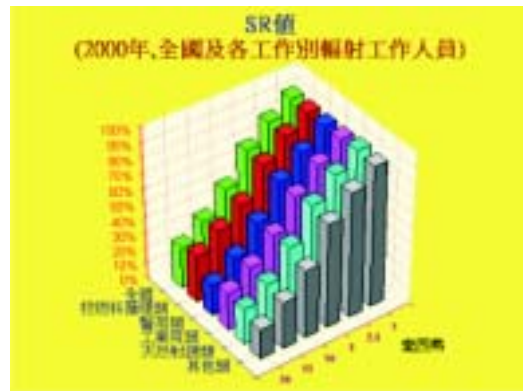
依據聯合國原子能輻射效應科學委員會(UNSCEAR)工作人員輻射曝露工作別分類：核燃料循環、醫用、工業用、天然射源與其他等5項類別進行民國89年統計分析，各劑量區間之偵測人數統計結果顯示，接近80%的工作人員之劑量值是在最低可測值以下，年平均劑量為0.49 毫西弗，年集體劑量為14.119 人-西弗。

在此僅列出民國89 年全國及各個工作別之人數、佩章使用數量、集體劑量、平均劑量、SR 值、NR 值及核能電廠類集體劑量與總發電量比值等之統計圖。

劑量區間(毫西弗)	全國		核燃料循環		醫用		工業用		天然射源		其他	
	人數	百分比	人數	百分比	人數	百分比	人數	百分比	人數	百分比	人數	百分比
可測劑量(含)以下	25293	80.73	1971	34.40	7813	91.74	8142	90.89	48	94.12	5590	94.47
劑量區間	3208	11.43	2085	36.39	623	7.32	338	3.77	3	5.88	289	4.88
1~2.5	891	3.09	654	11.41	44	0.52	180	2.01	0	0.00	19	0.32
2.5~5	549	1.90	416	7.26	17	0.20	108	1.21	0	0.00	11	0.19
5~7.5	272	0.94	205	3.58	6	0.07	58	0.65	0	0.00	3	0.05
7.5~10	191	0.66	134	2.34	5	0.06	40	0.55	0	0.00	3	0.05
10~15	109	0.39	129	2.25	4	0.05	34	0.38	0	0.00	1	0.02
15~20	90	0.31	60	1.05	3	0.04	27	0.30	0	0.00	1	0.02
20~25	47	0.16	38	0.66	2	0.02	7	0.08	0	0.00	0	0.00
25~30	26	0.09	23	0.40	0	0.00	3	0.03	0	0.00	0	0.00
30~35	15	0.05	9	0.16	0	0.00	6	0.07	0	0.00	0	0.00
35~40	8	0.03	5	0.09	0	0.00	5	0.05	0	0.00	0	0.00
40~45	3	0.01	1	0.02	1	0.01	1	0.01	0	0.00	0	0.00
45~50	0	0.00	0	0.00	0	0.00	0	0.00	0	0.00	0	0.00
50~100	2	0.01	0	0.00	0	0.00	2	0.02	0	0.00	0	0.00
>100	0	0.00	0	0.00	0	0.00	0	0.00	0	0.00	0	0.00
總偵測人數	28954		5739		8586		8958		51		5917	
有劑量值人數	5541	19.27	3789	65.80	783	9.20	816	9.11	3	5.88	327	5.53
總集體劑量(人西弗)	14.119		10.252		0.504		3.159		0.000		0.204	
平均劑量(毫西弗)	0.49		1.79		0.86		0.35		0.01		0.83	
(有劑量值人數)	2.64		2.73		0.72		3.87		0.25		0.62	

*「劑量區間」定義：大於最小可測值，小於等於最大可測值。例如：「1」~「2.5」表示劑量值大於1毫西弗，小於等於2.5毫西弗。
(註) 劑量值已扣除部分使用核子儀器之劑量。

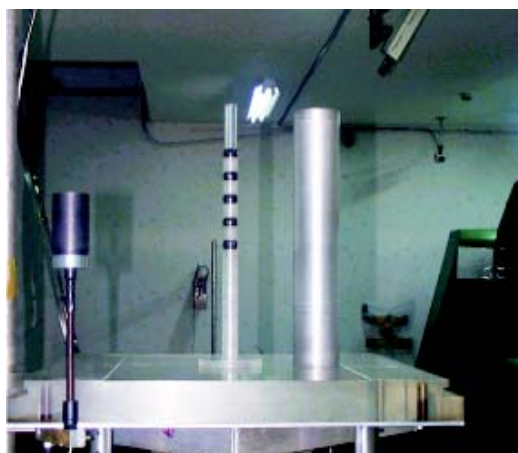
■ 各劑量區間之偵測人數與平均劑量(2000 年，全國及各工作類別輻射工作人員)



建立污染偵檢器及指環劑量計之認證校正技術

本所輻射度量儀器校正實驗室之光子劑量偵測儀器校正項目已於八十七年通過中華民國實驗室認證體系(CNLA)之認證，但污染偵檢器部分則尚未認證；另外，我國輻射工作人員使用之人員劑量計及指環劑量計，僅人員劑量計計讀作業具有認證作業。本計畫擬以兩年時程完成污染偵檢器校正實驗室之認證及建立執行指環劑量計能力試驗之中心實驗室，以提昇輻射度量儀器校正實驗室之校正品質，並確保國內指環劑量評估之準確度。本計畫自九十年一月開始，已完成污染偵檢器校正實驗室之校正射源追溯、品質手冊、系統評估報告及校正程序書等所有認證品保文件。另外，依據HPS N13.32(1995)規範，完成指環劑量計校正假體研製、認證技術規範草案之撰寫及劑量計

之校正與劑量評估方法。這些研究成果將可提昇國內污染偵檢器校正之公信力，並提供CNLA執行指環劑量計能力試驗之依據。



■ 指環劑量計之校正假體

建立 ^{18}F 放射源活度的原級標準量測技術

^{18}F 放射核種標示於葡萄糖製成之 ^{18}F 去氧葡萄糖(^{18}F -FDG)放射性藥物，配合正子攝影(PET)相關技術已廣泛用於腫瘤診斷或器官功能檢查，目前本所、中山醫學院、台北榮總等機構皆可生產 ^{18}F -FDG 放射性藥物。為提供國內 ^{18}F 的校正追溯，國家游離輻射標準實驗室利用 $4\pi\beta-\gamma$ 符合計測技術，建立 ^{18}F 放射源活度量測的原級標準，同時參與由英國國家物理

實驗室(NPL)所舉辦的 ^{18}F 放射源活度量測國際比對活動。比對結果顯示，本實驗室之量測值與其他國家的量測值相當一致，驗證了本實驗室之準確度。目前已提供此項校正追溯服務，相信可協助醫院核醫診斷方面的品質保證計畫。

■ ^{18}F 核種活度量測之國際比對結果

國家標準實驗室	對 NPL 參考標準 $4\pi\beta-\gamma$ 游離腔校正因子
ANSTO (Australia)	10.39 pA/MBq
INER (Taiwan)	10.37 pA/MBq
NIST (U.S.A)	10.74 pA/MBq
NPL (England)	10.38 pA/MBq



建立 ^{60}Co 水吸收劑量之原級標準量測技術

本研究目的為建立 ^{60}Co 水吸收劑量原級標準，以提供我國放射治療游離腔水吸收劑量之校正。國家游離輻射標準實驗室利用自製之圓餅型石墨游離腔作為量測 ^{60}Co 水吸收劑量之標準，度量游離腔的空腔體積及分析游離腔收集電荷再結合、真實游離腔空腔對布拉格理想空腔、游離腔控柄、空氣溫度、大氣壓力及空氣溼度等各項修正因子。然後將此游離腔放入由壓克力製作之體積為 $30\text{ cm} \times 30\text{ cm} \times 30\text{ cm}$ 的水假體中，量測距離水平面下 5 g/cm^2 處之 ^{60}Co 水吸收劑量，並將此量測結果與追溯至德

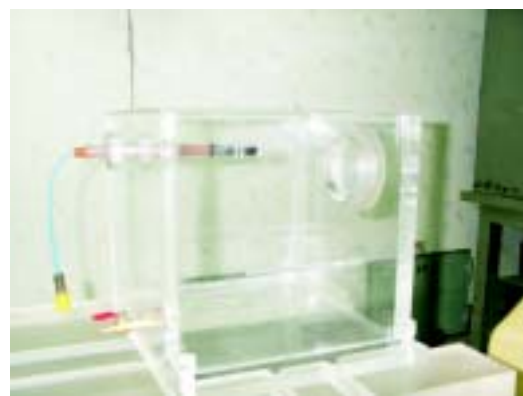
國 PTB 實驗室的標準游離腔進行劑量的量測比較，二者差異於 0.4% 之內，比較結果顯示雙方的量測結果具有一致性。由本研究的結果，顯示國家游離輻射標準實驗室已成功建立 ^{60}Co 水吸收劑量的原級標準，未來將可應用於國內放射治療劑量的追溯校正。

^{60}Co 水吸收劑量之比對結果

	校正因子(Gy/C), $k=2$			比 值	
	NRSL	PTB	NIST	NRSL/PTB	NRSL/NIST
^{60}Co	4.5305×10^7 $\pm 2\%$	4.5156×10^7 $\pm 1.9\%$	4.5438×10^7 $\pm 1\%$	0.997 ± 0.028	1.003 ± 0.023



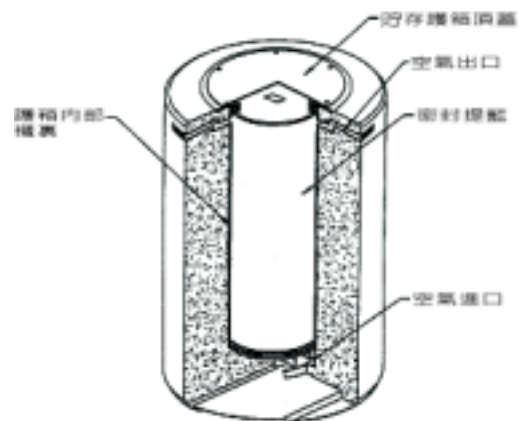
■ 圓餅型石墨游離腔



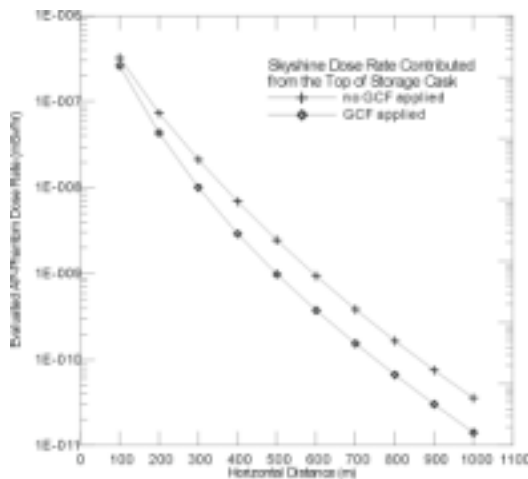
■ ^{60}Co 水吸收劑量量測之水假體

中子輻射對核能設施環境劑量分析模式之研究

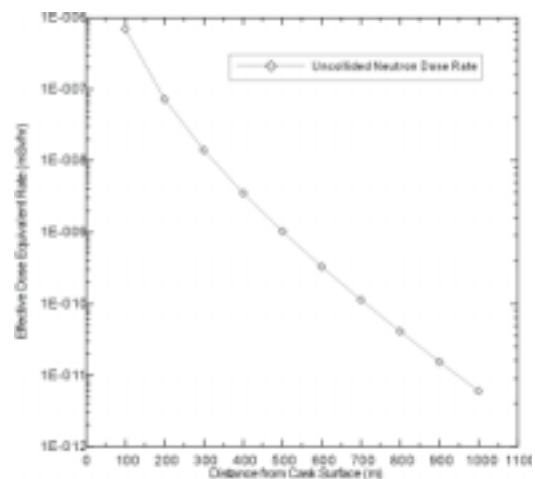
中子為核反應器產生之主要輻射之一，因此中子輻射也是核電廠反應器屏蔽設計以及人員輻射防護的重點。近年來，由於中子輻射劑量分析模式迭有更新，分析工具亦有精進，能更精確地描述中子遷移之行爲，也能夠更準確的評估劑量值；另外核電廠營運會產生用過核燃料，用過核燃料也必須暫存，為解決未來各核電廠核燃料中期貯存所衍生之中子輻射對核能設施環境劑量評估問題，特就中子輻射對核能設施環境劑量分析模式提出研究計畫需求。本研究已如期完成中子屏蔽輻射分析模式之建立與驗證、中子向天輻射分析模式之建立與驗證，以及中子輻射案例之分析與研究三項研究工作項目，將可提供未來設置用過核燃料中期貯存設施時可能造成之場界中子劑量率，以作為未來貯存設施場地規劃與設計時的參考。



■TranStor™ 混凝土式貯存護箱構造



■護箱頂端貢獻劑量隨距離變化情形
(向天輻射 Skyshine)



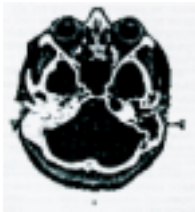
■護箱側邊貢獻劑量率隨距離變化情形
(直接輻射 Direct radiation)

數值化人體模型及其體內外輻射劑量評估模式研究

本研究的重點在於三維數值化人體模型之建置，並結合臨床治療射束模擬與蒙地卡羅粒子遷移程式技術開發，進行精密的放射治療與診斷之劑量分析。本研究目前已完成臨床醫學影像轉換、數值假體技術建立與數值假體連結蒙地卡羅程式介面技術建立。計畫完成之研究成果，將可做為同位素體內評估研究計畫中

的評估驗證之標準，加強輻射防護相關評估之能力；也可配合醫用體外輻射器官劑量評估模式研究的臨床醫用劑量分析資料，做為臨床上重要的驗證依據。其終極目的則在提供醫用治療與診斷上，更精密的體內、外劑量評估之能力。

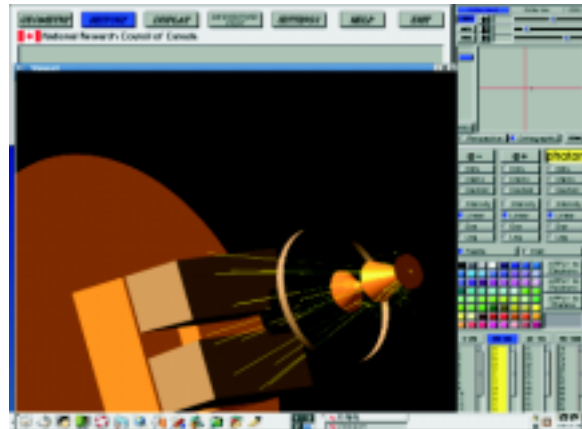
臨床醫學影像(CT)



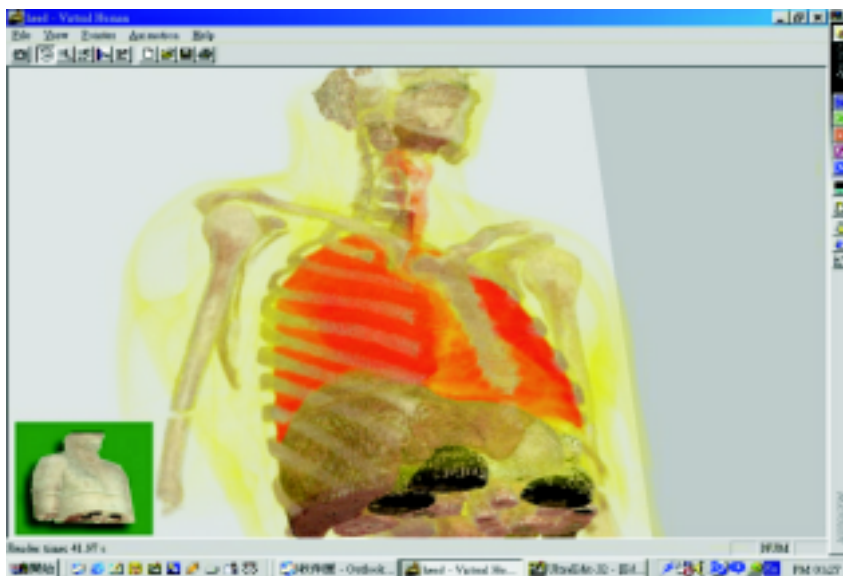
數值假體



■ 臨床醫學影像轉換成數值假體



■ 臨床治療射束模擬



■ 三維數值假體



參加美國能源部環測實驗室環境試樣放射性核種分析比對

美國環測實驗室(EML)為美國政府擁有、經營且隸屬於能源部管轄的環境樣品放射性活度分析實驗室，其所執行之環測實驗室品質評估計畫(QAP)，利用外界相互獨立實驗室間樣品比對方式，達到品質管制的要求。另外，執行的結果亦用於提供美國能源部評估各實驗室環境樣品活度分析能力。由於該項樣品比對計

畫也是世界上最重要的環境試樣比對計畫之一，因此目前世界各國實驗室參加 QAP 比對的超過 140 個。

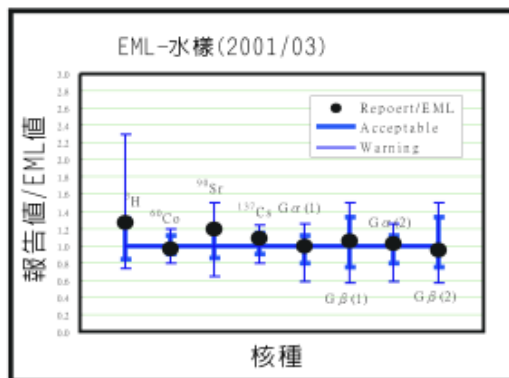
本所於 1999 年 3 月開始加入 QAP，本年度在不同環境樣品中試樣之分析結果均與 EML 的量測值相當，如下各圖。

試樣	分 析 核 種
土壤	^{40}K 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs
植物	^{40}K 、 ^{60}Co 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs
水樣	^3H 、 ^{60}Co 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 、 Ga 、 $\text{G}\beta$
濾紙	^{54}Mn 、 ^{60}Co 、 ^{134}Cs 、 ^{137}Cs 、 Ga 、 $\text{G}\beta$

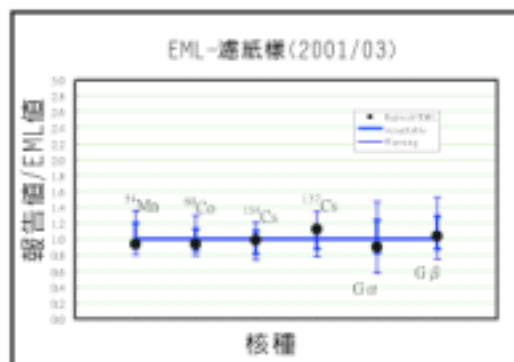
■ 保物組參加比對測試之試樣與分析核種



■ 比對測試樣品



■ 水試樣分析結果



■ 濾紙試樣分析結果

核一、二廠廢料庫等設施輻防系統工程建置

台灣電力公司核一廠二號低放射性廢料儲存庫、熱處理設施廠及新燃料儲存庫，庫址在該廠後山；核二廠三號低放射性廢料儲存庫，庫址在該廠減容中心附近。以上工程土木部份由榮工處負責，機電工程由詹記公司承攬。因貯存放射性廢料、燃料及熱處理設施

廠，均為輻射管制區，因應輻射防護之需要，須安裝區域輻射監測系統，隨時監視庫房之區域輻射強度。當放射性強度超過警報設定值時，主控制室和現場皆可獲得警報，並提供廠區內各安置地點之加馬輻射劑量率之紀錄與指示。

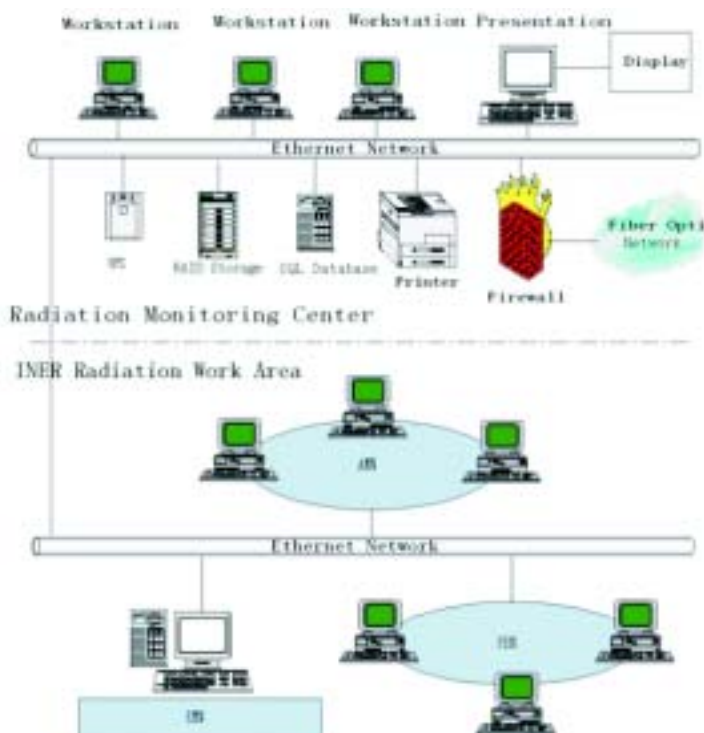
本所於民國八十五年四月至八十七年三月間曾參與核一廠一號廢料庫核種分析儀及輻射監測系統工程建置，於廠房內就已安裝一套本所自行研製之區域輻射監測系統(Area Radiation Monitor, ARM)，與國外產品比較，性能優

異。秉持本所以往在輻射監測及儀控系統之研究及工作經驗，對於本項工程必能發揮專長及技術，建立ARM技術及承攬大型輻射監測網路工程技術之能力及經驗。

輻射監測中心建置

輻射監測中心建置專案計畫是更新原本所輻安監測網。新一代的輻安監測網(RSIN)仍包括三個子系統：所區環境設施監測子系統(EMS)、設施輻射監測子系統(FMS)、人員劑量監測子系統(PMS)。最重要的改善部份是建立了一個輻射監測中心，整合所有即時與安全有關的資訊。

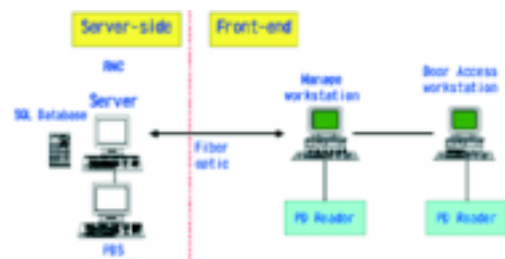
同時，本所亦開發新一代的輻射監測儀器，以配合監測能力的提昇；另新系統也改進了網路架構、多媒體展示系統、物件導向程式、資料儲存設備、ISO文件管理系統、分散式資料庫和TCP/IP 網路處理方法等相關技術。目標是在避免原有系統設計與功能的缺點再次發生，以提高系統的可靠度與擴充能力。



■ 系統架構圖



■ 設施輻射監測子系統(FMS)



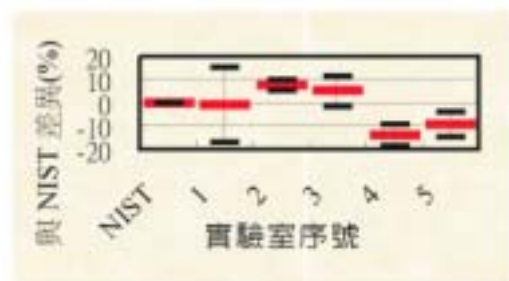
■ 人員劑量監測子系統(PMS)



協力執行銥 -89/90、鐵 -55 能力試驗

中華民國實驗室認證體系於九十年度執行游離輻射領域中低強度核種分析能力試驗，以測試國內實驗室之放射性核種量測及分析能力，並提出「追溯限值」來檢視此次測試結果，以供各參加實驗室參考。

此次能力試驗以美國國家標準與技術所提供 5 mL 瓶裝液態混合銥 -89/90 及鐵 -55 核種為測試樣品，此盲樣係具有確認值之「參考樣品」。測試樣品是由核研所採國際標準方式分別傳往各實驗室。試驗結果顯示國內各實驗室對銥 -89/90 及鐵 -55 核種量測頗具一致性且測試成效均達「中低強度核種分析測試實驗室認證準則」之認可標準。



■ 實驗室能力試驗比較圖 (Sr-90)

U.S. DEPARTMENT OF COMMERCE
National Institute of Standards & Technology
Gaithersburg, MD 20899

REPORT OF TRACEABILITY

IRON-55, STRONTIUM-89, STRONTIUM-90

Participant Institute of Nuclear Energy Research
Lung-shan, Taiwan

Source identification 1301-20

Source description Solution in a 5-ml, borosilicate-glass ampoule

Solution density 1.836 ± 0.002 g·cm⁻³ at 22.2 °C

Mass 5.8742 grams

NIST DATA

PARTICIPANT'S DATA

Reference time 1200 EST August 5, 2000

1200 EST August 6, 2000

Measuring instrument NIST low-geometry NaI(Tl) scintillation detector and 40-μl liquid scintillation counting system

Liquid-scintillation analyzer

Photon-emitting isotope(s)
(Bq/g^a at reference time) ⁵⁵Fe: 0.0004 ± 0.0001

For the Director,

 Lisa R. Katon, Group Leader
 Radioactivity Group
 Physics Laboratory

Sample dispatched: September 1, 2000
 Quantitative received: December 6, 2000

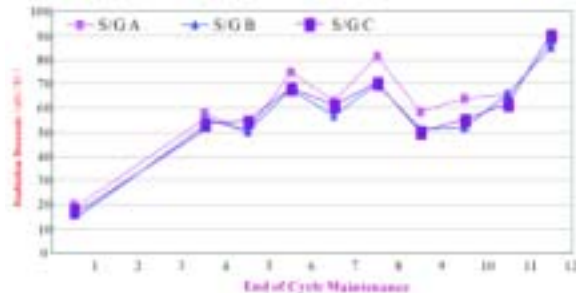
(1) This column indicates whether or not these results satisfy the acceptance criteria under section 6.2 of ANSI N41.22-1993, Accuracy of Radioactive Sources as the National Institute of Standards and Technology (NIST) and Associated Instrument Quality Control. The total propagated uncertainty of the difference was calculated using the relative expanded uncertainties listed above, with a coverage factor of k = 2 for the NIST values, and k = 2 for the participant's values.
 (2007)

■ Sr-89/90、Fe-55 測試追溯報告

壓水式反應器水質控制與輻射劑量抑低經驗評估

壓水式反應器一次系統冷卻水以較高之 pH 值運轉，將可使爐外組件之輻射場降低。延長燃料週期而注入高於 1200 ppm 硼之運轉初期，其爐水之 pH 值亦被建議控制在略高於 6.9。核三廠兩個機組自第 5 至第 10 個燃料週期運轉時之高溫 pH₃₀₉ 已由硼 / 鋰之週平均值中計算而得，結果顯示更換燃料停機末期遞載

運轉之 pH 值變化較大。由蒸汽產生器通道蓋各位置之劑量率量測趨勢顯示每一週期之爐水控制相當良好，高功率運轉時爐水銹垢濃度及活性之分析結果有助於提供說明腐蝕產物控制之方向，以利於達成輻射場降低之目的。



■ 核三廠一號停機維修蒸汽產生器之輻射增建趨勢

放射核種量測追溯至國際標準

本所參加國外的放射性物質測試分析計畫，近年來所測樣品的誤差率均在正常範圍內，證明我國核種分析已達水準。追溯性為量測結果的特性，它可透過連續的比較鏈，將量測結果與當標準聯繫起來。本年度對各核種包含難測核種量測，除與NIST的相對偏差符合

標準外，更滿足ANSI N142.22規範要求，證實本所量測結果可追溯至NIST國際標準，並獲得NIST頒發的放射性核種量測追溯證書。由此證明核研所已能正確提供高準確度與精密度的分析數據，可供擬訂與執行原子能政策之參考，更能提高民眾對分析數據的公信力。

U.S. DEPARTMENT OF COMMERCE National Institute of Standards & Technology Gaithersburg, MD 20899									
REPORT OF TRACEABILITY									
CHEMICAL, BIOLOGICAL, ZINCAL, STRONTIUM, CERIUM, AND									
Requestor:		Institute of Nuclear Energy Research, Lung-tan, Taiwan							
Source Identification:		100-10							
Source Description:		Standard 17 microgram filter							
Reference Date:		1995-11-17, April 21, 2001							
Measurement Method:		NIST gravimetric 10% standard							
Primary uniting quantity (by reference date):		100-10 ± 0.1							
Element	Isotope	NIST	Reference	Reference	Reference	Reference	Reference	Reference	Reference
100-10	100-10	100-10	100-10	100-10	100-10	100-10	100-10	100-10	100-10
100-10	100-10 ± 0.02 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02
100-10	100-10 ± 0.02 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02
100-10	100-10 ± 0.02 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02
100-10	100-10 ± 0.02 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02
100-10	100-10 ± 0.02 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02	100-10 ± 0.02

■ 混合核種量測追溯報告

U.S. DEPARTMENT OF COMMERCE National Institute of Standards & Technology Gaithersburg, MD 20899									
Certificate of Participation									
Institute of Nuclear Energy Research Lung-tan, Taiwan									
is a participant for the period January 1, 2001, through December 31, 2001, in a radioactivity measurement assurance program conducted by the National Institute of Standards and Technology, in cooperation with the Nuclear Energy Institute. Continued participation is evidenced by dated Reports of Traceability issued for particular radionuclides, which indicate the deviation of the participant's reported value from that measured by the National Institute of Standards and Technology. The significance of these Reports is addressed on the back of this certificate.									
For the Director:									
Lia H. Kuo, Group Leader Radioactivity Group Physics Laboratory									

■ 參加量測保證證書

放射性廢料處理研究發展

- 先導型薄膜處理系統之試車及功能驗證
- 核三廠高效率固化系統擴大固化廢料項目之研究
- 清洗除役金屬廢料之化學除污劑發展研究
- 用過核燃料最終處置場安全審查技術發展－建立核種遷移實驗室
- 較高活度低放射性廢料處理貯存設施之規劃設計
- 低放射性廢料電漿焚化熔融設施測試
- 用過核燃料最終處置初步功能 / 安全評估模式之發展
- 放射性廢料高溫處理產生廢氣之偵測與分析應用
- 整桶放射性廢料之加馬核種計測分析
- TRR 燃料裝卸機拆除作業



本所在放射性廢料處理與技術發展上，擔負著全國最重要的角色，於放射性廢料處理技術之開發研究與相關產業之應用上，已投入許多專業知識及技術能力，以期能提昇我國放射性廢料營運效率並確保核能安全。本年度主要研究項目可略分為下列幾大類：

- 一、先導型薄膜處理系統之試車及功能驗證
- 二、核三廠高效率固化系統擴大固化廢料項目之研究
- 三、清洗除役金屬廢料之化學除污劑發展研究
- 四、用過核燃料最終處置場安全審查技術發展—建立核種遷移實驗室
- 五、較高活度低放射性廢料處理貯存設施之規劃設計
- 六、低放射性廢料電漿焚化熔融設施測試
- 七、用過核燃料最終處置初步功能 / 安全評估模式之發展
- 八、放射性廢料高溫處理產生廢氣之偵測與分析應用

先導型薄膜處理系統之試車及功能驗證

先導型薄膜系統包括兩套處理設施，分別用來處理低放射性程序廢液及洗浴廢液。各套設施均由一組管式RO膜及兩組螺旋纏繞式RO膜三階段串接組成；並將製程自動化與操控圖像化等觀念導入，而重要操作數據畫面則以趨勢圖方式表達，並提供重要之操作畫面包括警報、報表等。另外，透過本所區域網路(INERnet)之連接，可於辦公室電腦或手提式電腦，直接監視現場處理程序數據，必要時通過密碼管制後亦可執行控制命令，達到網路監控目標。更可藉由層對層(Peer To Peer)通信方式，不依賴任何網路伺服器，即可將及時之程序參數透過網路電腦及微軟視窗MS-Office之動態數據交換功能，進行數據擷取、儲存及整理，提供了便捷之系統化管理。

由多次試車結果顯示，本先導型薄膜系統對於廢水中放射性核種之分離去除效能十分良好。於25~40°C操作溫度範圍內，系統對於

Cs-137核種之總除污因數(DF)值達104~105，對於Sr-90核種之DF值更高，可將活性濃度範圍0.2~20 Bq/mL之放射性廢液，處理降底至活性濃度 10^{-4} Bq/mL左右，為本所液體場放流水排放標準限值之1/500，並遠低於輻防法規要求標準。



■ 先導型洗浴廢液薄膜處理設施



■ 先導型程序廢液薄膜處理設施



■ 先導型薄膜處理系統電腦監控畫面圖例

核三廠高效率固化系統擴大固化廢料項目之研究

本所開發的 PWR 濃縮廢液高效率固化技術，已成功的運用於處理核三廠的低放射性硼酸廢液，並促使核三廠之固化廢料由八十六年之 398 桶/年，減少為八十九年之 20 餘桶/年。

核三廠為進一步發揮此套固化系統的效益，計畫擴大固化廢料之種類，以處理該廠現存之清槽廢渣及過濾器廢濾芯。此外，該廠因腐蝕抑制劑成分改變，其對固化體品質的影響尚未確定，依規定需補做固化流程控制計畫，遂請本所進行相關之研究。

本研究計畫於八十九年八月十五日生效執行，執行期限為十五個月。計畫目標包括：(一)建立清槽廢渣與硼酸廢液共同固化之方法；(二)新成分腐蝕抑制劑對硼酸廢液固化及廢渣共同固化之影響；(三)建立過濾器廢濾芯利用可硬化漿液包埋固化處理方法、程序及設備設計；(四)過濾器廢濾芯包埋固化後，固化體之表面劑量率測量。本計畫已於十一月十四日順利完成各工作。

清洗除役金屬廢料之化學除污劑發展研究

除役性金屬廢料之化學清洗其主要目的為快速且徹底的清理表面之污染物，使金屬廢料得以改變其廢料歸類屬性，方便貯存及後續之資源回收再利用。

本所配合實際環境需求，並參照國際化學除污技術之發展現況，已成功地發展三種不同性質之化學除污劑配方，充份掌握技術之自主性及本土性。第一種為草酸系列除污劑，適

用於碳鋼、不鏽鋼材質之污染金屬。因其主要成份草酸可利用高級氧化法，在不添加化學藥劑之情況下，將其完全分解破壞，減少二次廢料；因此，特別適用於須大量除污劑之大型物件系統化學除污。第二種為磷酸系列除污劑，特別適用於鋁材及銅材污染金屬，其用過除污劑可利用選擇性化學沉澱法予以再生回收。第三種為氟硼酸系列除污劑，幾乎可適用於各種

污染金屬。其快速之除污特性，特別適用於大宗之不鏽鋼污染物。

為驗證各種自行研發除污劑配方之工程適用性，本所已建立了一套先導型化學除污設

施，用以測試各種除污劑配方在工程規模之操作性、穩定性及除污效率。三種除污劑經實際污染金屬廢料測試，除污效率與實驗室規模相近，且穩定性及操作方便性均屬於優良。

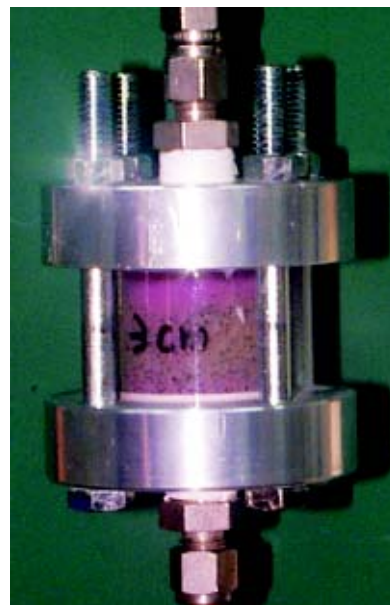
用過核燃料最終處置場安全審查技術發展－建立核種遷移實驗室

本所自八十七年度開始，在原子能科技放射性廢料管理次領域之下，成立放射性廢料最終處置區域特性資料之調查研究計畫，進行核種遷移實驗室建立之各項研究，為期四年。

計畫之整體目標：(一)建立核種遷移實驗室之各項試驗研究設施；(二)以實驗量測及模擬評估等方式探求核種遷移之行爲，從而建立本土化特性參數量測與推估技術；(三)進行核種遷移相關之水文地質及工程障壁材料特性研究；(四)整合相關研究資訊、建立技術資料庫、及進行人才培育，作為未來進一步功能安全評估研究之基礎。

本年度之技術研發成果包括：完成放射性示蹤劑動態擴散係數之量測與推估、複合性緩衝材料回脹特性及阻水能力特性試驗、現地示蹤劑試驗及地表水入滲對核種遷移影響試驗、現地傳輸試驗模擬、及技術資料庫存取功能測試應用等。

四年來執行之成果包括：專利及技術移轉項目各1項、儀器設備48項、國內外論文期刊29篇、國內外會議宣讀論文15篇、核研所對內報告16篇、年度報告(含出國報告)17篇，人員訓練班及技術研討會46場次等。



■ 混合回填材料之管柱透水試驗裝置



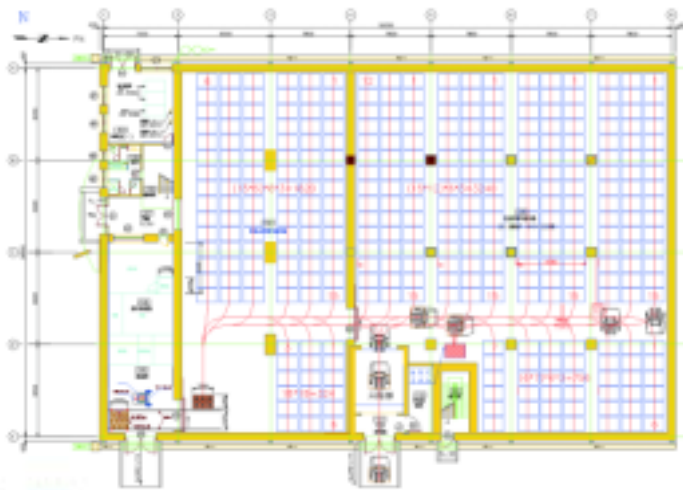
較高活度低放射性廢料處理貯存設施之規劃設計

較高活度低放射性廢料處理貯存設施之建立為五年期程計畫，本年度為第二年，工作重點著重在廠房興建與處理設施之規劃設計，其內容包括：(一)廠房興建：較高活度低放射性廢料貯存設施包含非燃性廢料作業廠房與可燃性廢料檢貯房兩棟(如圖一)，前者主要擺置非燃性廢料與固化體，設計貯存容量在 8,000 桶以上，後者主要擺置可燃性廢料設計貯存容量在 2,000 桶以上與大物件不規則廢料，該貯存設施已發包預計九十一年興建完成。(二)雷射導引無人運搬車系統(LGV)：廢料貯存設施採用 LGV 系統(如圖二)，可藉由程式之設計路徑、貯位，再透過主控制電腦及無線攝影機，精確掌控現場位置及影像，並滿足貯存量設計，使廢料廠更邁向自動化目標前進，該設施已完成採購作業。(三)55 加侖桶自動搬運設施及檢測系統：本系統以全自動方式作業，將廢料桶或固化體桶導引至待測區後，再將桶吊至系統架上，進行搬運、監視檢查、污染擦拭、計測、核種鑑定、分析活度、標示條碼等進行一系列程序設計，所測數據提供廢料送至最終處置場，當作接收依據。(四)較高活度屏蔽室系統興建規劃：本系統

包含高活性廢液處理及乏燃料棒外套管切割處理，目前已發展出乙套無屑切割處理技術程序，擬將採購之電動式油壓破壞鉗設置於鉛室內，切割處理高活度外套管，再予封裝貯存，以解決本所對高活度廢料貯存之難題。



■ 圖一、非燃性廢料作業廠房與可燃性廢料檢貯房外觀



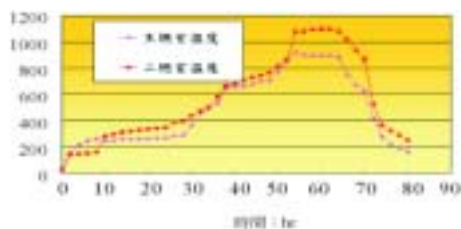
■ 圖二、LGV 設計之路徑及低放射性廢料桶之貯位擺置方式



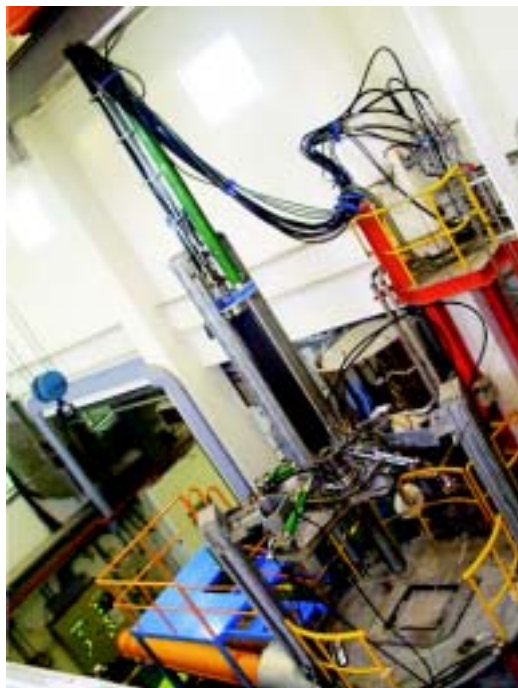
■ 圖三、55 加侖桶自動搬運設施及檢測系統

低放射性廢料電漿焚化熔融設施測試

放射性廢料電漿焚化熔融爐設施處理量為每天六公噸，各系統單元設備在完成功能測試，並取得試運轉許可後，已積極進行試車工作。試車全程包括烘爐、電漿火炬點火測試與三維操控測試、非活性廢料冷試車、以及活性廢料之熱試車。電漿爐初始受熱的烘爐程序已經完成，溫度由慢速升溫至 1100°C 後再緩慢降溫。電漿火炬點火測試亦接續完成。預定於九十一年獲得正式運轉許可後，開始處理國內各業界同位素應用產生之低放射性固體廢料。



■ 電漿焚化爐試運轉烘爐溫度曲線



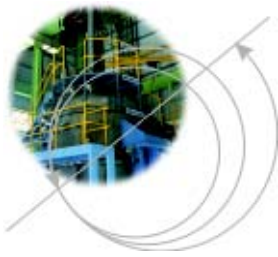
■ 電漿焚化熔融廠

用過核燃料最終處置初步功能 / 安全評估模式之發展

用過核燃料最終處置場功能與安全評估技術之建立，是放射性廢料最終處置研究領域之最重要工作。本所為進行此項研發工作，將自九十一年度起在中央施政計畫項下成立了安全審查技術發展之研究計畫，另外亦已在台電公司經費支援下成立了全系統功能/安全評估模式建立之研究計畫。前者之主要目標，在探討處置場之功能驗證及審查技術，以協助主管機關建立未來核發處置場執照之審核能力；後者之主要目標，在發展處置場概念及全系統功能/安全評估模式，除建立本所之相關評估能力外，並提供台電公司參考。

上述研究內容，主要包括處置系統概念研究及功能評估模式發展二大部分。研究範圍

包含廢料包件(廢料體、處置容器)、工程障壁(緩衝與回填材料)、地質障壁(處置母岩及覆蓋層)及人類生活環境(生物圈)等單元。研究項目則包含處置系統特徵及用過核燃料特性之確認、情節分析與概念模式發展、數學模式及電腦程式建立、處置場對環境輻射性衝擊之估算、全系統評估整合模式之建立、不確定性與敏感度分析、評估結果與法規標準之比較等。



放射性廢料高溫處理產生廢氣之偵測與分析應用

本計畫完成90種VOC有機污染物之種類鑑定技術，應用於所內環境區之採樣作業。建立作業環境區及廢氣排放源的現場連續監控記錄技術，完成043館環境區之空氣品質連續監測作業，已建立空氣品質連續監測的能力，並可以符合環保署一般空氣品質監測站之要

求，已應用於電漿爐廠區NO_x、SO_x、CO等廢氣排放之檢測分析。完成氣體分析儀器及放射性(α 、 β 、 γ)偵測儀器之儀器校驗、數據處理及立即顯示等技術，提昇連續監測技術之準確性。

043館空氣品質連續監測累計月報表

項目	PM ₁₀ (µg/m ³)	PM _{2.5} (µg/m ³)	CO (ppm)	O ₃ (ppb)	SO ₂ (ppb)	NO ₂ (ppb)	NO _x (ppb)	PM ₁₀ 標準 (µg/m ³)	PM _{2.5} 標準 (µg/m ³)	CO標準 (ppm)	O ₃ 標準 (ppb)	SO ₂ 標準 (ppb)	NO ₂ 標準 (ppb)	NO _x 標準 (ppb)
1月								150	35	10	120	100	100	100
2月								150	35	10	120	100	100	100
3月								150	35	10	120	100	100	100
4月								150	35	10	120	100	100	100
5月								150	35	10	120	100	100	100
6月								150	35	10	120	100	100	100
7月								150	35	10	120	100	100	100
8月								150	35	10	120	100	100	100
9月								150	35	10	120	100	100	100
10月								150	35	10	120	100	100	100
11月								150	35	10	120	100	100	100
12月								150	35	10	120	100	100	100

整桶放射性廢料之加馬核種計測分析

為符合物管局於八十六年七月十七日函發「低放射性廢料分類補充規定」，蘭嶼貯存場約10萬桶低放射性廢料內核種活度資料必須重新建立。本研究工作旨在組一套貨櫃屋式整桶放射性廢料計測系統，將計測系統置於貨櫃屋內，經過陸海運輸至蘭嶼貯存場，展開使用先進儀器於貯存場地計測廢料桶的可行性研究。貯存場約10萬桶廢料，其電腦資料庫經篩選統計，顯示缺少Co-60、Cs-137等關鍵核種活度數據約佔9%與72%，需查驗此部分資料，才能利用於比例因數計算推測 α 、 β 核種活度。以整桶全量計測方式，配合Genie-PC Gamma Waste Assay Software (簡稱GWAS)分析軟體，進行蘭嶼貯存場335桶廢料固化桶整桶加馬核種計測。計測系統具稱重廢料、偵測桶表面劑量率及量測加馬

核種活度功能，均為廢料最終處置必備基本資料。計測結果顯示Co-60、Cs-137等長半衰期核種可偵測到活度值，而短半衰期核種如Mn-54、Cr-51皆衰變至計測極限。本計測系統在蘭嶼貯存場能發揮其計測功能。基於核種活度對於劑量之貢獻，亦利用計測數據進行劑量率(D)對核種活度與能量(CE)建立函數經驗關係式，將可為整桶廢料加馬核種活度計算的依據，為貯存場中近10萬桶廢料加馬核種活度缺漏數據提供另外解決方案。



■ 低放射性水泥固廢料整桶計測儀器設備

TRR 燃料裝卸機拆除作業

台灣研究用反應器(TRR)燃料裝卸機之主要部分為一高約 34 呎圓柱形垂直鉛屏蔽內徑 7 吋、壁厚 10 吋，用以裝卸照射後燃料棒；另一內徑 3 吋高 34 呎鐵管，則用以裝載新燃料棒。燃料裝卸機位於南北向移動的軸輪車上，下為東西移動的平台車，該平台車由鐵輪與兩邊軌道接觸，兩條軌道用水泥柱架空橫跨於爐頂與儲存槽之間。



■ 燃料裝卸機

配合 TRR 不適用系統拆除工作，TRR 燃料裝卸機於九十年完成拆解、除污、裝箱及移貯作業，其主要拆除組件計有：燃料裝卸機 (32,200 公斤) 及裝卸機絞盤等附屬設備、新燃料管及操作台、旋轉蓋帶動裝置、屏蔽鐵圈 (7,450 公斤) 及附屬設備、軸輪車及附屬設備、平台車及附屬設備、軌道 (54,100 公斤) 及基座鋼樑等。另完成軌道下水泥柱 (5,300 公斤 / 支) 之切割除污作業。



■ 屏蔽鐵圈及操作台



■ 燃料裝卸機拆解



■ 軸輪車吊運

原子能民生應用研究發展

- 缺氧造影劑 ^{99m}Tc -HL91 之研製
- 核醫分子影像技術應用於甲狀腺腫瘤動物模式建立
- 固相層析技術研製高比濃度銻 -188 放射液之探討
- 核研所中型迴旋加速器運轉之現況
- 核研所去氧葡萄糖合成之現況
- 非消化性消化不良患者經根除幽門螺旋桿菌治療後以碳 -13 尿素呼氣法的追蹤
- 人參、枸杞之輻射照射滅菌研究
- 米象對加馬射線之反應
- 丙胺酸與電子順磁共振儀參考標準劑量計測系統之建立
- 應用液體貝他射源於血管再狹症治療之劑量評估技術開發
- 利用乾式蒸餾法製備高比活度碘 -131
- 利用合成鉬酸鈾為靶材製備鉬 -99/ 鎳 -99m 核種發生器之研究
- 鋇 -89 分離化學程序方法之研究
- 金 -198 放射性血管支架之研製
- L- 6- ^{18}F Fluorodopa 自動合成系統之研製
- 放射性同位素 ^{103}Pd 、 ^{57}Co 、 ^{68}Ge 密封射源之研製
- 「核研佳多喜安造影注射液」臨床試驗
- INER 旋轉式動物實驗用 PET 的特性量測與應用
- 核醫藥物 Ga-67 與 Tl-201 量測保證計畫 (MAP) 暨其活度標定技術之研究
- 中子活化分析法及超微量分析技術檢驗中藥微量重金屬



原子能民生應用領域係由同位素應用組、化學組、物理組與核儀組共同執行，本年度主要研究項目為下列幾項：

- 一、銨-99m HL91 於腦缺血的研究
- 二、碘-123-IDAM類化物在動物體內血清胺轉運體結合及器官顯微分佈之研究
- 三、銨-99m 及碘-123 診斷用核醫藥物之應用研究
- 四、碳-13 消化系統疾病口服檢驗劑之開發及其應用推廣
- 五、輻射在園藝作物改良及稻米殺蟲之研究及推廣
- 六、抗生素與中藥等原料藥之輻射滅菌研究及推廣
- 七、丙氨酸與電子自旋共振儀測定高輻射劑量之研究與應用
- 八、貝他同位素於血管再狹症之研究與應用

缺氧造影劑 ^{99m}Tc -HL91 之研製

Misonidazole 之代謝產物可選擇性地積聚於缺氧細胞，以氟-18 同位素標記之 ^{18}F -FMISO 配合正電子電腦斷層掃描(PET)設施，已在台北榮總國家正子/迴旋加速器中心，成功地應用於體內腫瘤診斷及因急性心肌梗塞或中風所引起之局部器官或組織缺氧狀況之診斷。然而 F-18 是正子放射核種，只能在有 PET 與 Cyclotron 設備的醫學中心才可進行；加馬放射核種(如銨-99m)標記核醫藥物，雖然在定量分析上不如 PET，但幾乎所有大型醫院均可進行單光子放射電腦斷層掃描

(SPECT)，故以 ^{99m}Tc 標記之缺氧組織造影核醫藥物目前仍是核醫界之最愛。

本研究使用本所合成之 N4 配位子 HL91，進行銨-99m 標識配方研究製備銨-99m 金屬錯合物(^{99m}Tc -HL91)，再進行其分配係數(Partition Coefficient，可視為脂溶性指標)測定、安定劑配方研究及缺氧細胞攝取實驗。研究結果將可驗證此 ^{99m}Tc -HL91 錯合物的化學及生物特性，以評估此核醫藥物之有效性，作為進一步之臨床應用參考。

核醫分子影像技術應用於人類甲狀腺腫瘤動物模式建立

氟-18 去氧葡萄糖(^{18}F FDG)被廣泛應用在腫瘤學之研究，日前長庚大學腫瘤科新建立一套人類甲狀腺腫瘤動物模式。係利用本所動物用旋轉式正子造影系統(ARO-PET)及微觀自體射線攝影術，來觀察此腫瘤動物模式中 ^{18}F FDG 之動態吸收與分布。

以人類甲狀腺細胞皮下注射於二隻裸鼠

右後腿內，並使腫瘤成長二個月；將小鼠以苯妥比鹽(pentobarbital) 65 mg/kg 腹腔注射麻醉後，再尾靜脈注射 ^{18}F FDG 入小鼠體內，劑量分別為 520 μCi 及 620 μCi ；注射後，利用 ARO-PET 的上下偵檢器，以獲取二維平面影像進行動態造影研究，以每張影像 30 秒方式掃描四小時，可獲得 35×31 矩陣排列。動態

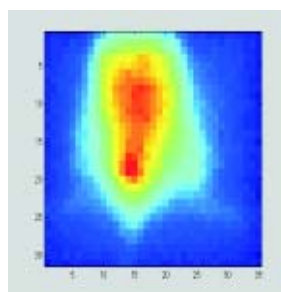


造影後立即將小鼠犧牲，進行微觀自體射線攝影術及組織病理切片檢查。分別圈選腫瘤及對側大腿區域，畫出一時間—活度曲線圖。

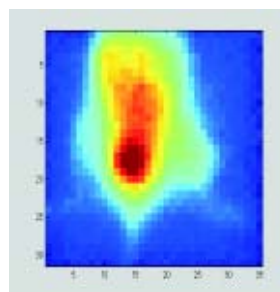
動態造影分析結果， $[^{18}\text{F}]\text{FDG}$ 注射後 0-4 小時，顯示腫瘤組織對 $[^{18}\text{F}]\text{FDG}$ 有進行性且一致性的吸收增加趨勢；同時，甲狀腺腫瘤之 $[^{18}\text{F}]\text{FDG}$ 吸收約為對側大腿的二倍。微觀自體射線攝影術結果，亦可見腫瘤細胞與周圍肉芽組織均有銀灰顆粒沈積，顯示這些組織有較高的 $[^{18}\text{F}]\text{FDG}$ 吸收。因此，動態造影與微觀自體射線攝影術實驗結果，均顯示人類甲狀腺腫瘤對 $[^{18}\text{F}]\text{FDG}$ 有進行性累積，本次研究結果建議 ARO-PET 掃描系統可適用於，以二維平面模式影像進行 $[^{18}\text{F}]\text{FDG}$ 之動態分布研究。



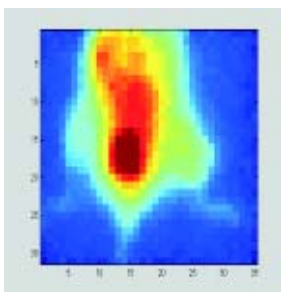
■ 核研所動物用旋轉式正子造影系統



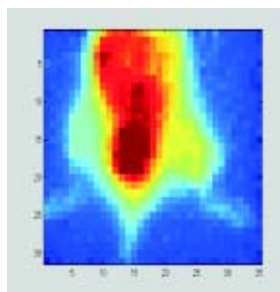
Frame #1-100(50min)



101-200(51-100min)

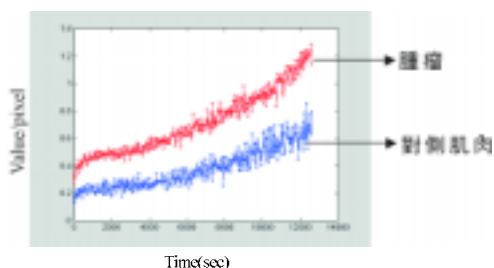


201-300(101-150min)

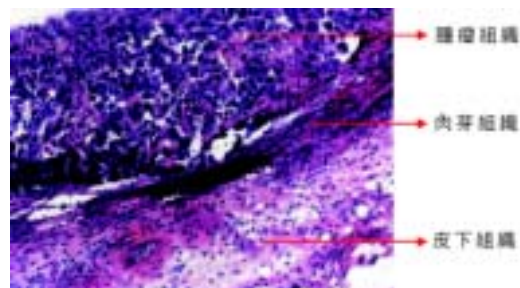


301-400(151-200min)

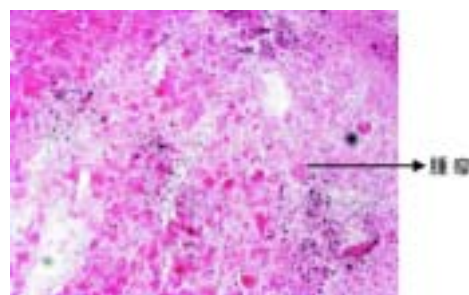
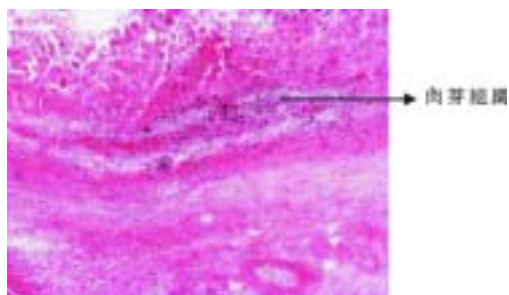
■ 以 ARO-PET 掃描裸鼠種植之人類甲狀腺腫瘤，而得系列動態二維平面影像。



■分別圈選腫瘤及對側大腿區域畫出一時間-活度曲線圖
結果顯示甲狀腺腫瘤之 ^{18}F FDG 吸收約為對側大腿的二倍



■甲狀腺腫瘤冷凍包埋後，經H&E染色後之病理切片。
(該腫瘤可區分為腫瘤中心、肉芽組織及皮下組織三部份)



■甲狀腺腫瘤之微觀自體射線攝影影像。顯示肉芽組織及腫瘤中心均有銀灰顆粒沈積



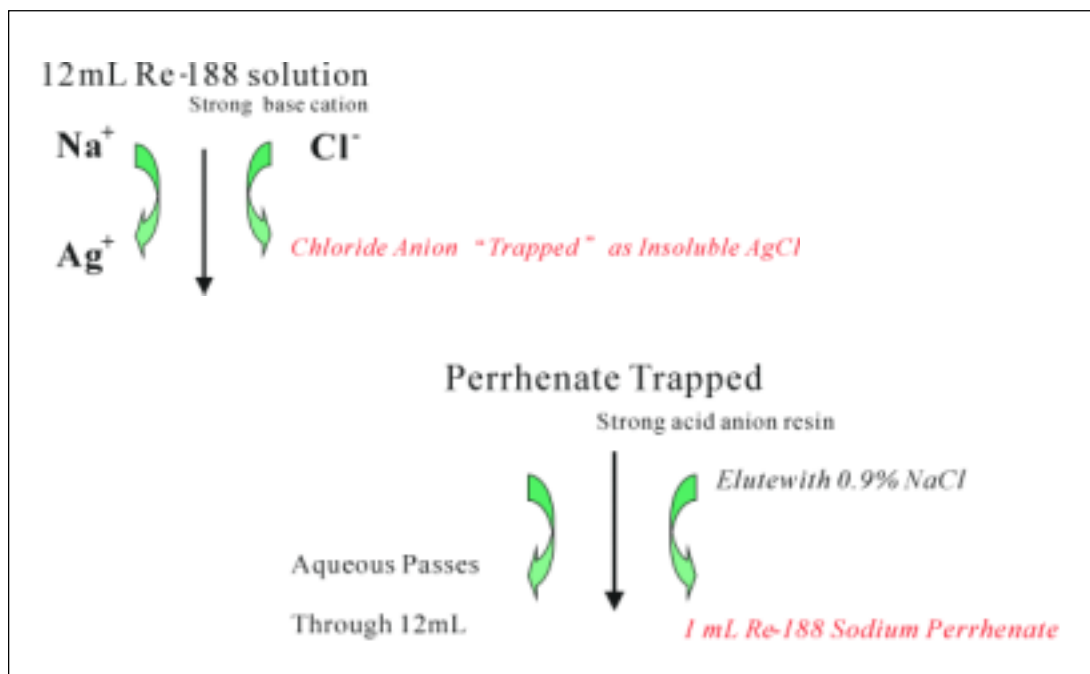
■肌肉組織之微觀自體射線攝影影像。顯示肌肉有較少量之銀灰顆粒沈積

固相層析技術研製高比濃度銻-188 放射液之探討

銻-188 為新近發展成功的一種較好的治療用放射性核種，半衰期 16.9 小時，由於放射能量適中(β -max=2.12MeV, γ =155keV, 15%)，非常適合於血管氣球擴張術之放射治療，許多文獻也說明其核種特性在心血管狹窄之治療應用上具發展潛力。

本研究由本所發展之鎢-188/銻-188 發生器，所淘洗之銻-188 過銻酸鈉為原料，利用連續式雙管柱固相層析法原理，探討關於離子

交換樹脂研製高比濃度銻-188 放射液製備之影響效應。結果顯示其第一固相層析管柱使用之層析管之內容物須為強酸性陽離子交換樹脂且其陽離子為銀離子，其總當量數大於 2.0 毫當量以上。而第二固相層析管柱使用之層析管之內容物為強陰離子交換樹脂。應用 Accell Plus QMA 固相層析管柱可使銻-188 放射液比濃度提高 10 倍，符合血管狹窄放射治療放射濃度製程應用。



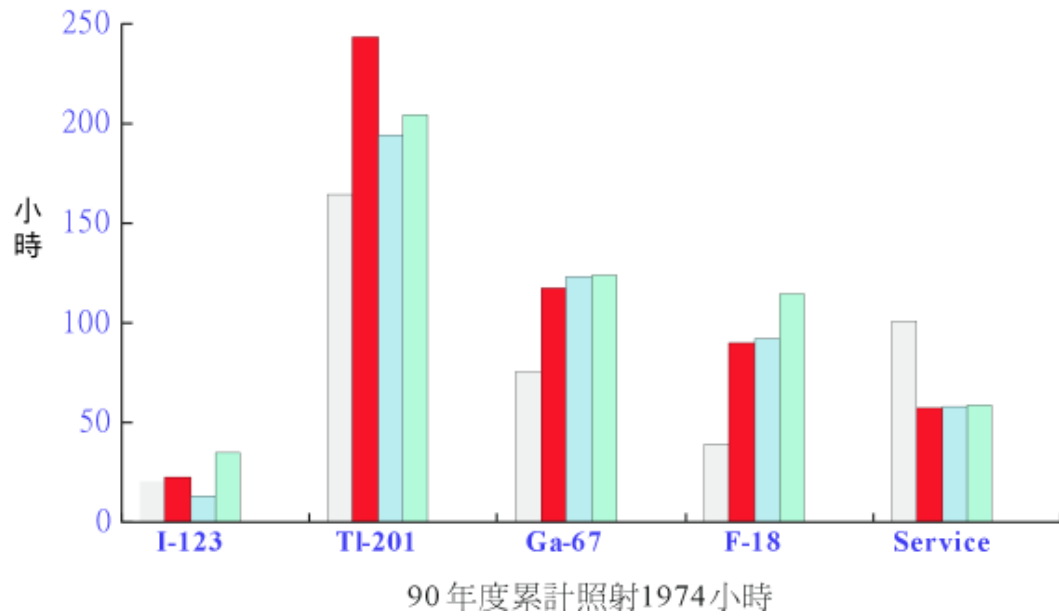
■ 固相層析技術放射性同位素銼-188 放射液製程原理

核研所中型迴旋加速器運轉之現況

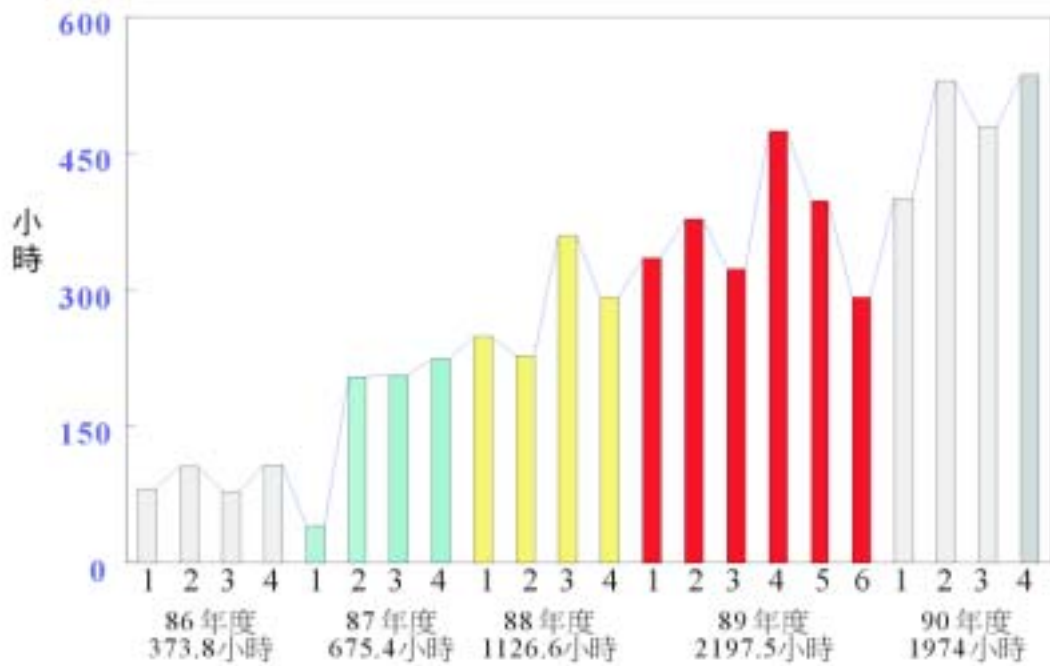
本所 TR30/15 迴旋加速器可提供 15~30 MeV 的質子和 7.5~15 MeV 的氘粒子，具雙射束同時照射能力，質子束電流可達 $400 \mu\text{A}$ ，氘粒子束電流可達 $150 \mu\text{A}$ 。共裝設有 4 條射束線，4 間靶室，9 個射束出口。目前裝置有 2 個固體靶站，1 個 I-123 氣體靶站，外射束靶站(可將射束引到空氣中做照射)、固態同位素研製照射站(化學組)、2 個 O-18 液體靶站、氣態同位素研製照射站(化學組)。90 年度迴旋加速器主要照射任務可分為(1)Tl-201、Ga-67、F-18 醫用同位素生產照射，(2)醫用同位素研製照射，如 I-123、Kr-82 等，(3)所內服務照射(化學組：Ge-68、Co-57、In-111 等)，(4)對外服務照射(交通大學：離子佈植在射頻元件的應用，中研院物理所：LHC 實驗光電元件抗

輻射性能研究，台積電：照射後晶圓電路特性研究)。

本年度迴旋加速器總照射次數為 402 次，總照射電量為 264 mAh，總照射時數為 1947 小時。其中醫用同位素生產照射時數最多，佔總時數 81.2%，服務照射次之佔 14.2%，同位素研製照射佔 4.6%。另由本所迴旋加速器過去五年累計照射時數統計可明顯看出照射時數有隨年增加的趨勢，過去 2 年約以 3 成趨勢成長，未來照射需求預估會更多。全年照射時數約佔全年上班時數(2000 小時)的 97%，但只佔全年時數(8760 小時)的 22.2%，本所 TR30/15 迴旋加速器是設計為可 24 小時運轉的機器，僅就機器觀點，未來仍有很大空餘量來提供照射。



■ 九十年迴旋加速器產製同位素及服務照射分季時數統計圖



■ 迴旋加速器過去5年累計照射時數統計圖



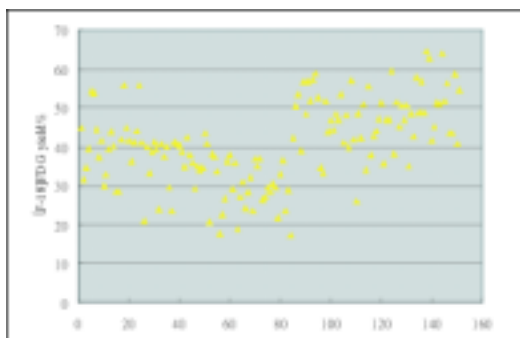
核研所氟-18 去氧葡萄糖之合成現況

氟-18 去氧葡萄糖(^{18}F FDG)被譽為[世紀分子]的重要正子造影核醫藥物，本所為滿足國內正子造影中心的殷切需求，於八十九年十二月順利通過衛生署之藥品查驗登記，並於九十年開始供應國內正子造影中心使用，除一方面作為無設置迴旋加速器之醫院使用外，亦作為設有迴旋加速器的醫院 ^{18}F FDG合成設施發生問題時之緊急備用。

^{18}F FDG須經過二階段的化學反應來合成，且因 ^{18}F FDG前驅物非常不穩定，氟-18半衰期又只有110分鐘，無法庫存，故每天每批次均穩定的合成出 ^{18}F FDG是正子造影中心之重要課

題，而本所扮演著 ^{18}F FDG藥品供應者的角色，穩定且高產率的合成 ^{18}F FDG，更是滿足國內各醫院 ^{18}F FDG需求的重要因素。

九十年度 ^{18}F FDG共合成152個批次，由年度開始的一週2個批次增加到一週4~5個批次供應，供應林口長庚醫院、臺大醫院、仁愛醫院與新光醫院，同時預定於九十一年三月開始供應中國醫藥學院。九十年度 ^{18}F FDG的合成產率由三至四成提高至五至六成，最佳產率為六成五，放射校正產率則高達八成合成出1300mCi的 ^{18}F FDG，除年度中因原料不穩定導致產率下降外，合成率均維持在非常穩定的狀態。



非潰瘍性消化不良患者經根除幽門螺旋桿菌治療後以碳-13 尿素呼氣法的追蹤

本研究的目的為應用碳-13尿素呼氣法，於非潰瘍性消化不良患者經根除幽門螺旋桿菌治療後的追蹤。包括148位臨床及內視鏡檢查診斷之非潰瘍性消化不良的患者，將上腸胃道內視鏡切片檢查及碳-13尿素呼氣法均為幽門螺旋桿菌陽性的患者分為兩組，一組接受四合一療法，另一組為控制組，僅接受制酸劑治療。治療完成兩個月後，病患再接受內視鏡切片檢查及碳-13尿素呼氣法以確認根除幽門螺旋桿菌；治療完成後一年，再以碳-

13 尿素呼氣法追蹤成功根除幽門螺旋桿菌的復發率。148名非潰瘍性消化不良患者中，88位患者經上腸胃道內視鏡切片檢查及碳-13尿素呼氣法診斷，均為幽門螺旋桿菌陽性，盛行率為59.5% (88/148)。55位接受四合一療法患者中，33位於治療完成兩個月後，接受內視鏡切片檢查及碳-13 尿素呼氣法確認根除成功，其中3位於治療完成一年後，發現幽門螺旋桿菌復發，復發率為9.1% (3/33)。22位經證實未成功根除幽門螺旋桿菌的患者，年後的追

蹤檢查，有 3 位碳-13 尿素呼氣法呈陰性結果。33 位控制組中，有 1 位於一年追蹤檢查碳-13 尿素呼氣法呈陰性結果，但是發現病人曾服用過高劑量的抗生素。

本研究發現經成功根除幽門螺旋桿菌的復發率較西方國家高，延遲根除幽門螺旋桿菌的現象可能發生，未經根除療法的患者很少存在自發性根除。

人蔘、枸杞之輻射照射滅菌研究

國人食用的人蔘枸杞多來自於進口，由於原產地在處理及運銷人蔘枸杞上，品質並不能做到盡善盡美，加上台灣地處濕熱，更容易遭受長霉生蟲等危害，不但影響藥效更危害食用者的健康，為確保人蔘枸杞之品質藥效及其衛生，實有進行品控處理之必要，而在加熱消毒、毒氣滅菌、加硫薰蒸中，只有輻射殺蟲滅菌法為最安全、最有效、不破壞人蔘枸杞品質或降低其商業價值的處理方式。

本所進行人蔘枸杞輻射殺蟲滅菌技術之開發，除了枸杞外，同時對東洋蔘、西洋蔘、吉林蔘、高麗蔘等進行一系列的輻射殺蟲滅菌探討，在病原菌污染方面，本所此次收集的藥品中，發現枸杞和西洋蔘帶有沙門氏菌，枸杞、高麗蔘、東洋蔘、西洋蔘及吉林蔘皆有大腸桿菌之污染，東洋蔘更帶有金黃色葡萄球菌之污染，這些藥材經過 10kGy 鈷六十加馬射線處理後，所有人蔘皆已達到無菌狀況。而枸杞至 18kGy 照射後，大腸桿菌只剩每克 20 個，25kGy 後即達無菌狀況。

從 FTIR 等分析上可以看出，所有的人蔘枸杞中藥材，在照射後皆沒有顯著的變化，可知人蔘枸杞中藥材在照射處理後，並看不到任何功能鍵的改變，照射對其藥效或指標成分應不會有顯著的改變，下年度更將進行 LC Mass 分析以更進一步確定其化學安定性。至於外表顏色變化上，由肉眼並不能看出任何照射前後的不同，用比色儀測試結果，亦沒有顯著的變化。

由於 IAEA、WHO、FAO 等聯合國單位已證實照射處理並沒有安全性的問題，而本實驗亦證明了輻射照射的可行性，故輻射滅菌法用在人蔘枸杞上應可行。

綜觀上述，人蔘枸杞的輻射滅菌殺蟲開發成果，證明在 10kGy 以上，人蔘即可達到滅菌目的，而枸杞因載菌量較高，必須到 25kGy 才能達到無菌，本研究成果已交國內相關藥廠中醫院，相信國內人蔘枸杞等中藥品質將因此獲得改善。

米象對加馬射線之反應

米象(*Sitophilus oryzae*)以糙米飼養於 27-30℃ 及每日 12 小時光照的生長箱內。米象卵、幼蟲、蛹及成蟲均在本所百萬居里加馬照射廠內完成照射工作。以 Fricke 化學劑量計測定劑量率。照射後的米象卵死亡率頗高。25Gy 照

射組，沒有成蟲能羽化出來且看不到米象對糙米之危害。從 5-25Gy 照射組得到的死亡率，轉換為機率值作迴歸分析求出半致死劑量(LD₅₀)為 9.29Gy 以及 99.99% 致死劑量(LD_{99.99})為 24.42Gy。



以 30Gy 照射的幼蟲得到頗高死亡率，而經 40Gy 照射組，沒有成蟲能羽化出來，且糙米粒外表也見不到米象蛀食之危害。從 10-40Gy 照射組得到的死亡率，轉換為機率值作迴歸分析求出 LD_{50} 為 24.22Gy 以及 $LD_{99.99}$ 為 44.19Gy。

蛹期比卵及幼蟲期較耐輻射，米象蛹經 800Gy 照射則無成蟲能夠羽化。從 100-800Gy 照射組得到的死亡率，轉換為機率值作迴歸分

析求出 LD_{50} 為 281.17Gy 以及 $LD_{99.99}$ 為 787.98Gy。

照射後的成蟲在糙米上產卵 20 天，20Gy 照射組其後裔成蟲數大量的減少。而 80Gy 組則無後裔產生，即照射後的米象具不育性。從 10-80Gy 照射組得到的不育率，轉換為機率值作迴歸分析求出半不育劑量 (SD_{50}) 為 18.87Gy 以及 99.99% 不育劑量 ($SD_{99.99}$) 為 70.42Gy。

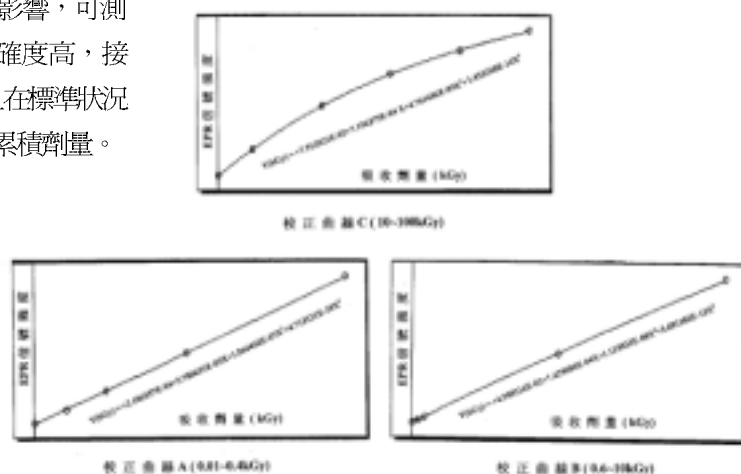
丙胺酸與電子順磁共振儀參考標準劑量計測系統之建立

丙胺酸與電子順磁共振儀(Alanine-EPR)劑量計測術，已被國際間採行做為高劑量加馬輻射的參考標準計測方法。丙胺酸(L- α alanine)受到游離輻射照射，會產生自由基(不配對電子)，在室溫下生成的主要順磁物質為丙酸基 $CH_3-C^{\bullet}(H)-COOH$ 。由於晶體結構之特性，不配對電子通常被限制在結晶格內無法再行結合，利用電子順磁共振方法，可以量測形成自由基的濃度，其濃度與吸收劑量在廣大範圍成比例關係。

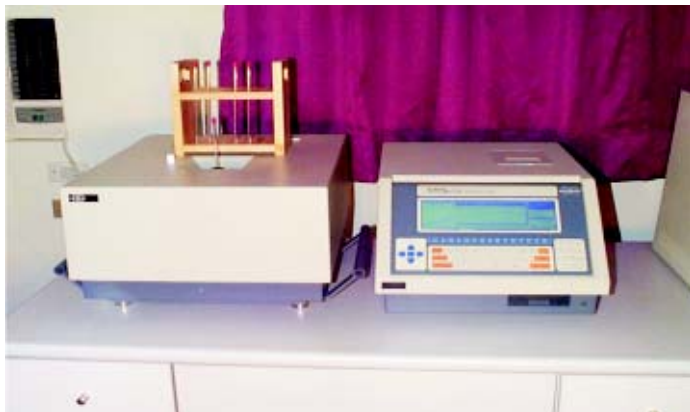
本劑量測定術之優點係以非破壞的方法量測，靈敏度不受周圍環境變化而影響，可測劑量範圍廣(0.01~100 千戈雷)，精確度高，接近組織吸收劑量，可重複計讀，並且在標準狀況下劑量計貯存若干年後，仍可計測累積劑量。

輻射照射技術應用推廣於增進及維護人類的健康，為本所重要職責之一。本所為推行上項工作，已建立完成一套丙胺酸與電子順磁共振儀劑量計測系統。該系統之組成包括丙胺酸劑量計、電子順磁共振儀、校正曲線、參考標準劑量計

及系統操作程序書等。醫材滅菌及食物照射，均需有可追溯至國家或國際標準的精確劑量計測與品保措施計畫；本所丙胺酸劑量計與量測系統之校驗，目前已可追溯至美國國家標準與技術研究院(NIST)原級實驗室之標準。校驗丙胺酸劑量計之量測擴充不確定度為 $\pm 3\%$ ($k=2$, 可信度 95%)，與美國 NIST 傳遞標準劑量計之高劑量測試比較，證明本所建立之丙胺酸劑量計可用做高劑量參考標準劑量計。



■ 丙胺酸劑量計與電子順磁共振儀之校正曲線 (0.01 ~ 100 kGy)

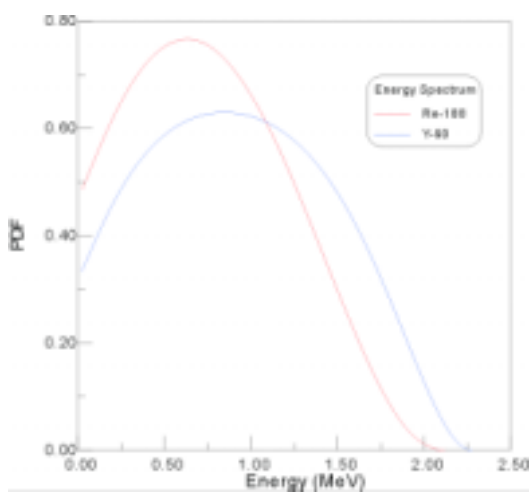


■ 丙胺酸劑量計與電子順磁共振儀劑量測量系統

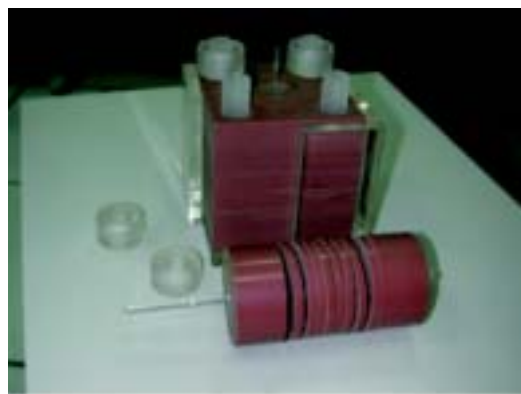
應用液體貝他射源於血管再狹症治療之劑量評估技術開發

本研究之目的為建立液體貝他射源用於血管再狹症近接治療之劑量評估技術，以協助國內應用輻射於冠狀動脈再狹症治療之需求。利用 MCNP 作為劑量評估分析之工具，並依可能之血管尺寸大小，建立單位貝他射線用於血管再狹症預防之劑量數據庫。數據庫建立後，依據臨床需求建立一套簡易、快速之劑量評估介面，提供醫師達成處方劑量所需之射源

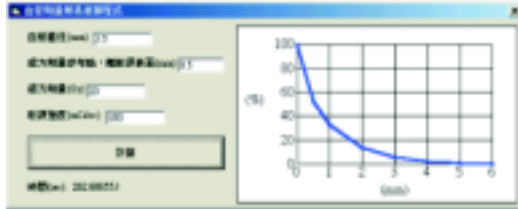
停留時間、實際劑量之三維分佈等資訊。本年度研究成果包括建立心血管再狹症人體試驗核種銻-188、釷-90之能譜資料、新光醫院進行人體試驗之簡易劑量評估介面、不同管徑血管近接治療實驗假體之設計、輻射劑量膠片 MD-55 黑度對吸收劑量之校正曲線。



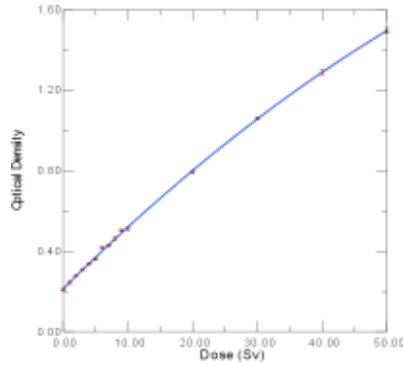
■ 銻-188、釷-90 能譜



■ 血管近接治療實驗假體



■ 簡易劑量評估介面



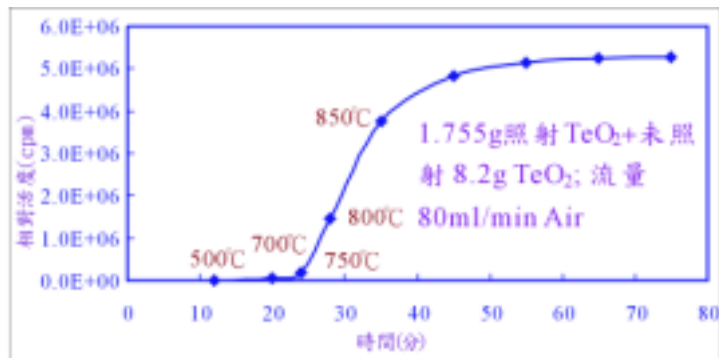
■ 劑量校正曲線

利用乾式蒸餾法製備高比活度碘 -131

本研究係利用二氧化碲丸粒為靶材，在一種改良垂直型乾式蒸餾石英設備中，建立高比活度碘-131 批次生產技術。在數次模擬實驗中(使用 TeO_2 丸粒在核能研究所微功率反應器照射)，顯示最佳化條件之建立為蒸餾溫度控制在 850°C ，利用濕空氣流率 80ml/min 為輸載氣體及操作時間約80分鐘，大部份放射性碘可從照射二氧化碲逸釋，收集在水冷卻鹹槽($0.1\text{M NaOH} + 0.05\text{M NaHCO}_3$)溶液中。碘-131化學回收率通常可達 $> 90\%$ 。成品溶液之核種及放射化學純度經測定分別為 $> 99.99\%$ 及 95% ，極適合醫用規格需求。



■ TeO_2 / ^{131}I 乾法蒸餾分離程序設備



計測儀器：VICTOREEN 942A $\text{NaI}(\text{Te})$ detector

■ TeO_2 / ^{131}I 乾法蒸餾分離鹹洗槽線上活度計測

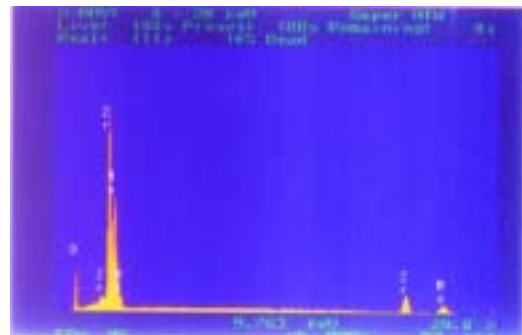
利用合成鉬酸鋯為靶材製備鉬-99/ 鎝-99m 核種發生器之研究

本研究旨在發展另一種技術，利用合成鉬酸鋯為靶材自(n, γ)核反應製備核種發生器。鉬-99產率係利用核能研究所微功率核反應器照射適量鉬酸鋯評估。實驗顯示從照射鉬酸鋯所製備的核種發生器連續淘洗出^{99m}Tc成

品溶液，其核種與化學純度均可滿足規格需求，惟每次淘洗所得^{99m}Tc之回收率(50-60%)，相對於傳統上利用氧化鋁所製作的發生器系統皆較低，未來仍應進一步研究觀察。



■利用合成鉬酸鋯為照射靶製備⁹⁹Mo/^{99m}Tc核種發生器之化學程序流程



■合成鉬酸鋯之能量發散光譜定性分析



銻-89 分離化學程序方法之研究

本研究選擇 Y_2O_3 為靶材，並評估銻-89照射產率。相關研究係利用添加示蹤劑之技術(^{85}Sr 或 ^{87}Y 、 ^{87m}Sr)及經由一系列模擬實驗，發展出一種銻-89分離之化學程序方法，包括三階段步驟：(1) 以 40%D₂EHPA/Dodecane/0.5M HCl 溶劑萃取法，在體積比 $V_o/V_a = 5$ ，連續操作兩次，旨在去除大量 Y 於有機相中；(2)

加入適量體積比為 1:1 NH_4OH 溶液，將 Sr 沈澱再去除殘餘量 Y 於水相中；(3) Sr 沈澱物最後經溶解，調整為 $pH = 6.3$ 溶液，通過裝填 $\alpha-Fe_2O_3$ 吸附劑 $1cm \phi \times 4cmL$ 管柱進一步純化。實驗顯示 Sr 成品液總回收率估計大於 88%，化學純度 Y、Sr 及 Fe 含量分別為 0.04ppm、1.67ppm 及 0.02ppm。



■ $Y_2O_3/^{89}Sr$ 分離模擬實驗化學程序流程

Experimental conditions :

I : 40% D₂EHPA/Dodecane/1-5g Y₂O₃ in 0.5M HCl, spiked ⁸⁵Sr and/or ⁸⁷Y, ^{87m}Sr; Vo/Va = 5; twice;
for solvent extraction separation

II : Proper amount of 1:1 Vol. % NH₄OH for Sr precipitation

III : pH = 6.3 Aqueous/1cm φ x4cmL loaded with α-Fe₂O₃ for adsorption purification

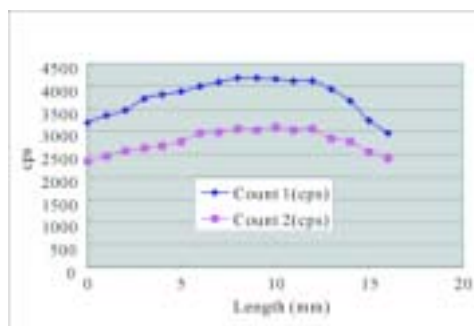
Process Stage	I	II	III
Item			
Removal efficiency of Y (%)	>99	90-100	~100
Losses of Sr (%)	<1	<10	<0.1
Sr product solution	Overall recovery yield of Sr-88%; Chemical impurities of Y 0.04ppm, Sr 1.67ppm and Fe 0.02ppm		

■ Y₂O₃/⁸⁹Sr 化學分離模擬實驗各程序步驟之實驗結果

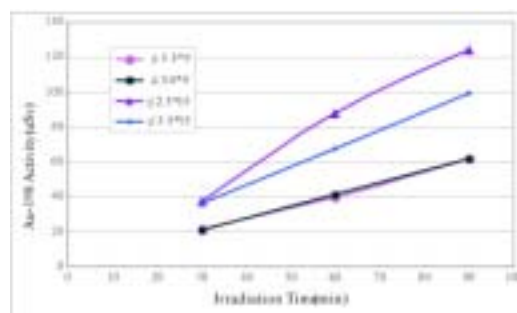
金 -198 放射性血管支架之研製

將鍍金血管支架利用熱中子照射活化，成為具有貝他射線之金 -198 放射性血管支架，可應用於血管再狹定之治療。研究結果顯示，長度15mm鍍金血管支架於中子通量率每秒10¹⁰/cm²下照射30-90分鐘，冷卻1天後，可

分別獲得30-90 μ Ci 金-198；長度25mm鍍金血管支架於相同條件下，則可分別獲得50-124 μ Ci 金-198。單位長度平均活度為2.36-6.51 μ Ci/mm。



■ 金 -198 活度分布與鍍金血管支架長度關係



■ 鍍金血管支架總活度與中子照射時間關係

L- 6- [¹⁸F] Fluorodopa 自動合成系統之研製

[氟-18]多巴胺製程包含氟化反應、氟氯烷蒸乾、水解、中和、純化及收集等步驟。此自動合成系統的優點為：(一)可兼顧環保，於密閉系統中操作，並有液態氮冷凝排出氣體降低輻射物及有機溶劑外洩；(二)體積小

巧；(三)可全程序自動進行生產作業，全部反應時間為利用機械臂操作的一半；(四)產品純度大於99.9%，產率約35%；(五)軟體控制系統可精確掌控每個反應過程，按照指令改變加熱條件，完成[氟-18]多巴胺製備反應程序；



(六)為達到確效需求，可隨時監測與記錄溫度、壓力及輻射變化等，即時顯示反應狀況；
(七)合成過程盡量符合 GLP/GMP 規定記錄及保存文件，將每一過程之溫度、壓力和放射活度變化等資料記錄存檔，並永久保存。



■F-DOPA 合成盒正面

放射性同位素 ^{103}Pd 、 ^{57}Co 、 ^{68}Ge 密封射源之研製

本研究之目的在於研製放射性同位素 ^{103}Pd 、 ^{57}Co 、 ^{68}Ge 之密封射源，已完成之工作項目如下：(一)製作與供應 PET 儀器校正用 4-15 毫居里 ^{68}Ge 密封射源。(二)取得 ^{68}Ge 密封射源 ISO-9001：2000 認證。(三)取得 ^{68}Ge 密封射源製作方法之中華民國專利。(四)建立血管支架照射活化與品管技術，研製體內放射治療用

1~10 微居里 ^{198}Au 放射性血管支架。(五)評估及規劃迴旋加速器生產 ^{103}Pd 之程序方法與實驗。(六)建立 ^{103}Pd 量測技術與低能量偵檢系統。(七)規劃放射性密封射源製作實驗室配置。(八)採購、安裝與測試微精密雷射焊封系統、密封射源顯微檢測系統與超精密夾持系統等。



■ ^{68}Ge 密封射源 ISO-9001：2000 證照

「核研佳多喜安造影注射液」臨床試驗

本試驗之目的乃在比較非離子性磁共振造影對比劑「核研佳多喜安造影注射液(INER Gadodiamide Injection, Gd-DTPA-BMA)」與國內已正式核准使用的離子性磁共振造影對比劑Magnevist (Gd-DTPA)在雙盲、平行及隨機條件下，針對疑似患有中樞神經系統疾病的台灣地區病患進行顯影效果與安全性評估研究。所使用之磁共振掃描儀為西門子(Siemens) 1.5T Magnetom Vision 或 畢克爾(Picker) 1.5T Eclipse MR system；每一位受試者注射的劑量為每一公斤體重經由靜脈注射0.1 毫莫耳對比劑。本

試驗自民國九十年二月十四日開始在三軍總醫院收取第一位受試者，至民國九十年八月廿四日完成臨床試驗所需最後一位受試者之收取，共計執行 107 人，最後監測確認 101 位受試者符合本試驗計畫之要求，包含成人 81 位及小孩 20 人。本試驗總計有對照組兩位受試者產生兩件不良反應；實驗組沒有產生不良反應。本試驗結果經統計分析顯示，「核研佳多喜安造影注射液」用於中樞神經系統病灶之磁共振診斷，如同市售磁共振造影對比劑Magnevist 一樣是安全有效的。

MRI diagnosis	Magnevist			Gadodiamide			p-value
	N	Count (rate)		N	Count (rate)		
Brain tumor excluding pituitary (yes/no)	51	0 (0.0%)	51 (100.0%)	50	0 (0.0%)	50 (100.0%)	--
Pituitary tumor (yes/no)	51	0 (0.0%)	51 (100.0%)	50	0 (0.0%)	50 (100.0%)	--
Spinal lesion including tumor (yes/no)	51	0 (0.0%)	51 (100.0%)	50	1 (2.0%)	49 (95.0%)	0.495 ^c
Infection (yes/no)	51	0 (0.0%)	51 (100.0%)	50	1 (2.0%)	49 (95.0%)	0.495 ^c
Metastasis (yes/no)	51	1 (2.0%)	50 (98.0%)	50	0 (0.0%)	50 (100.0%)	1.000 ^d
Vascular lesion (yes/no)	51	0 (0.0%)	51 (100.0%)	50	1 (2.0%)	49 (95.0%)	0.495 ^c
Not identified (yes/no)	51	0 (0.0%)	51 (100.0%)	50	0 (0.0%)	50 (100.0%)	--

* A patient is said to have an enhancement in a MRI diagnosis item if the post-administration results positive provided that the corresponding pre-administration was negative.

c: Between treatment comparison p-values by chi-square test.

d: Between treatment comparison p-values by Fisher exact test.

■ 磁共振造影結果顯示增強診斷效能之受試者比例

Did the contrast agent assist in	Magnevist			Gadodiamide		
	N	Count (rate)		N	Count (rate)	
		Yes	No		Yes	No
Improving border definition	51	26 (51.0%)	25 (49.0)	50	24 (48.0%)	26 (52.0)
Improving conspicuity	51	27 (52.9%)	24 (47.1)	50	24 (48.0%)	26 (52.0)
Improving visualization of internal structure	51	24 (47.1%)	27 (52.9)	50	19 (38.0%)	31 (62.0)
Improving tumor and edema discrimination	51	15 (29.4%)	36 (70.6)	50	12 (24.0%)	38 (76.0)
The primary diagnoses	51	27 (52.9%)	24 (47.1)	50	28 (56.0%)	22 (44.0)
Increasing confidence in the original diagnosis	51	29 (56.9%)	22 (43.1)	50	26 (52.0%)	24 (48.0)
Changing the original diagnostic finding	51	4 (7.8%)	47 (92.2)	50	2 (4.0%)	48 (96.0)
The management of patient	51	30 (58.8%)	21 (41.2)	50	30 (60.0%)	20 (40.0)
Effective in enhancement in CNS lesions diagnosis	51	28 (54.9%)	23 (45.1)	50	23 (46.0%)	27 (54.0)

■ 磁共振造影對比劑診斷效能之比較



INER 旋轉式動物實驗用 PET 的特性量測與應用

ARO-PET (Animal Rotating Positron Emission Tomography) 是本所物理組發展的國內第一部動物實驗用小型正子放射剖層造影系統。今年繼續完成系統空間解析度、能量解析度及計數率等特性量測，並將此系統推展至動物實驗。

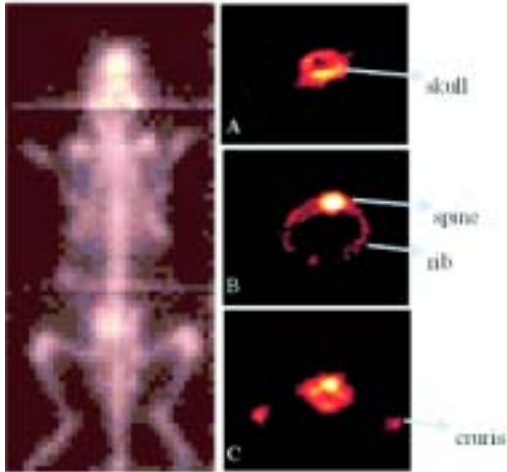
在動物實驗部份是與同位素組合作，並由長庚醫院及陽明大學提供小老鼠及腫瘤細胞。由於以 PET 做動物活體(in vivo)造影，國內屬首次嘗試。今年在動物模式選擇、麻醉、造影前置處理、掃描時間、數據處理與分析等方面逐漸累積了經驗與知識。AROPET 在成像處理方面，可提供兩種成像模式功能：一是平面成像模式，此模式使用兩個偵檢器量測，可快速獲得二維的正子放射源強度分佈影像，應用於腫瘤對¹⁸F-FDG

吸收的時間動態造影與活度時間曲線量測等實驗。另一成像模式是剖層造影成像，此模式在量測時需旋轉偵檢器掃描以獲得三維的剖層影像，可應用於腫瘤位置及尺寸的偵測與評估。

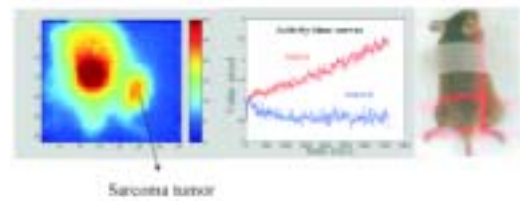
在系統特性量測部份，以填充¹⁸F-FDG 溶液的 0.6mm 內徑針狀射源放在系統中心及離心 4mm、8mm、12mm、16mm、20mm 處，量測系統的徑向與切線方向空間解析度。本系統 BGO/PSPMT 偵檢器的能量解析度依 BGO 晶體在 PSPMT 的位置而變，該平均能量解析度為 30%。系統計數率特性量測，是以一對及兩對偵檢器對不同活度¹⁸F-FDG 溶液分別量測計數率，結果中之計數率在 6000cps 處呈飽和，其原因主要是來自 CAMAC-PC 間的數據傳輸。

	剖層成像	平面成像	動態成像
NPC 腫瘤	-	3	3
melanoma 腫瘤	-	2	2
sarcoma 腫瘤(後腿)	5	1	2
sarcoma 腫瘤(肩)	2	2	-
sarcoma 腫瘤(肺)	1	1	-
NG4TL4 腫瘤(肺)	1	1	-
NG4TL4 腫瘤(肩)	2	2	-
NG4TL4 腫瘤(後腿)	2	2	2
thyroid 腫瘤(後腿)	-	-	2
正常·(心)	1	1	2
正常·(全身骨骼)	2	1	-
正常·(下半身)	4	4	-

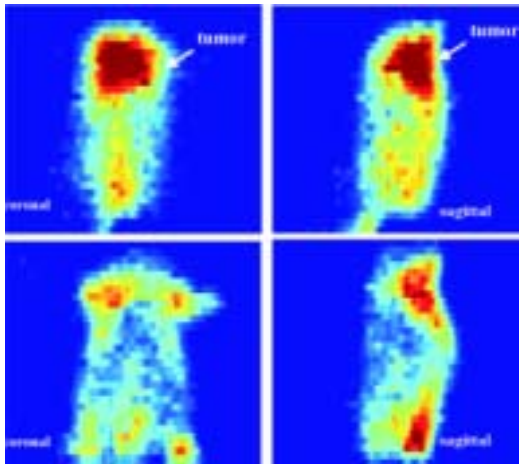
■91.01~91.12 AROPET 動物實驗列表



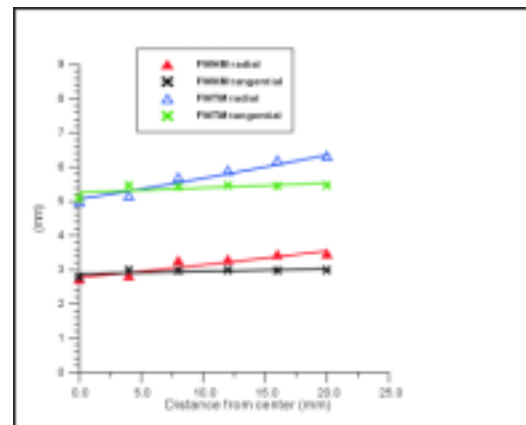
■C3H 小老鼠的全身骨骼造影結果。(左)平面成像，
(右)橫軸向剖層影像



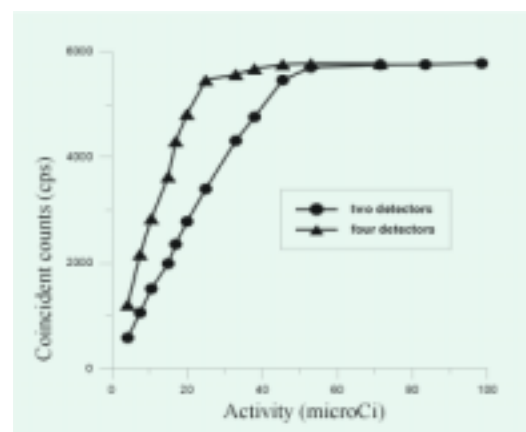
■以動態平面造影，測量 C3H 小老鼠的腫瘤及正常組織
對 ^{18}F -FDG 的吸收活度—時間曲線



■(上)小老鼠的肺裡有 NG4TL4 Fibroma 腫瘤；
(下)為正常老鼠



■AROPET 系統的橫軸向空間解析度測量



■AROPET 系統的計數率量測



核醫藥物 Ga-67 與 Tl-201 量測保證計畫 (MAP) 暨其活度標定技術之研究

參與美國核能協會與國家標準與技術所 (Nuclear Energy Institute/National Institute of Standards and Technology, 簡稱 NEI/NIST) 共同舉辦之核醫藥物量測保證計畫 (Measurement Assurance Program, 簡稱 MAP), 完成腫瘤診斷藥物 Ga-67 (半衰期 3.2612 天) 與 Tl-201 (半衰期 3.0423 天) 盲樣之分裝、稀釋, 並利用多頻伽馬能譜分析儀 (MCA gamma spectrometry) 進行活度計測, 結果與 NEI/NIST 的差異度分別為 +5.64% 與 +0.97%。此外, 本研究亦採用部分分裝盲樣, 利用液體閃爍分析儀 (liquid scintillation spectrometry), 探討以 H-3 標準品作為效率追蹤劑, 標定 Ga-67 與 Tl-201 活度技術之相關研究。此一效率追蹤方法 (efficiency tracing

method) 首先分別探討水含量分率 (water fraction, f_w = 水質量 / 雞尾酒溶液總質量)、淬熄劑硝基甲烷 (nitromethane)、追溯核種活度、載體 (carrier) 濃度等效應對液體閃爍分析之計測效率與淬熄指標 (quench-indicating parameter, 簡稱 QIP) 之影響, 研究結果顯示在水含量分率 (f_w) 為 0.001~0.3 之範圍下, 相同介質的 H-3 雞尾酒溶液可以作為 Ga-67 的效率追蹤劑。而 Tl-201 的計測效率則明顯受硝基甲烷之影響, 偏差度隨淬熄劑 (硝基甲烷) 含量增加。Ga-67 與 Tl-201 於 $4.4 \times 10^7 \sim 9.0 \times 10^8$ cpm 與 $2.0 \times 10^7 \sim 4.0 \times 10^8$ cpm 計測活度範圍內, 核種活度與計數率之間的相關係數 (correlation coefficients) 分別為 0.99980 與 0.99999。

U.S. DEPARTMENT OF COMMERCE National Institute of Standards & Technology Gaithersburg, MD 20899		
REPORT OF TRACEABILITY		
GALLIUM-67		
Participant	Institute of Nuclear Energy Research Lungtan, Taoyuan, Taiwan	
Source identification	1130	
Source description	Solution in a 5 mL NIST borosilicate glass ampoule [1]	
Solution composition	Approximate 0.50 mg Ga-67, per gram of 1.9 mol/L nitromethane acid [2]	
Mass	5.03827 grams	
NIST DATA	PARTICIPANT'S DATA	
Radioactivity concentration	1.677×10^7 Bq/g ^a	1.95×10^7 Bq/g ^a
Reference time	0900 EST June 26, 2001	0900 EST June 20, 2001
Relative expanded uncertainty	0.67 percent [3]	1.70 percent
Half life	3.2612 ± 0.0006 days [4]	
Difference from NIST		+5.64 percent [5]
Measurement method	NIST promoted ⁶⁷ Ga ⁺ ionization (cluster) calibrated by ⁴⁰ K ⁺ X-ray compositional efficiency correction technique	High purity Ge crystal detector with MCA 8000 Model 80C 4000 and gamma analysis software (GENIE 2000, V 1.3, Canberra)
Photo-peaking signature (Activity ratio at reference time)	⁶⁷ Zn/ ⁶⁷ Ga: $(3.7 \pm 0.4) \times 10^3$ [6]	None observed
For the Director, Bar M. Conway, Acting Group Leader Radiactivity Group Physics Laboratory		
Gaithersburg, MD August 2001		
(Signatures)		

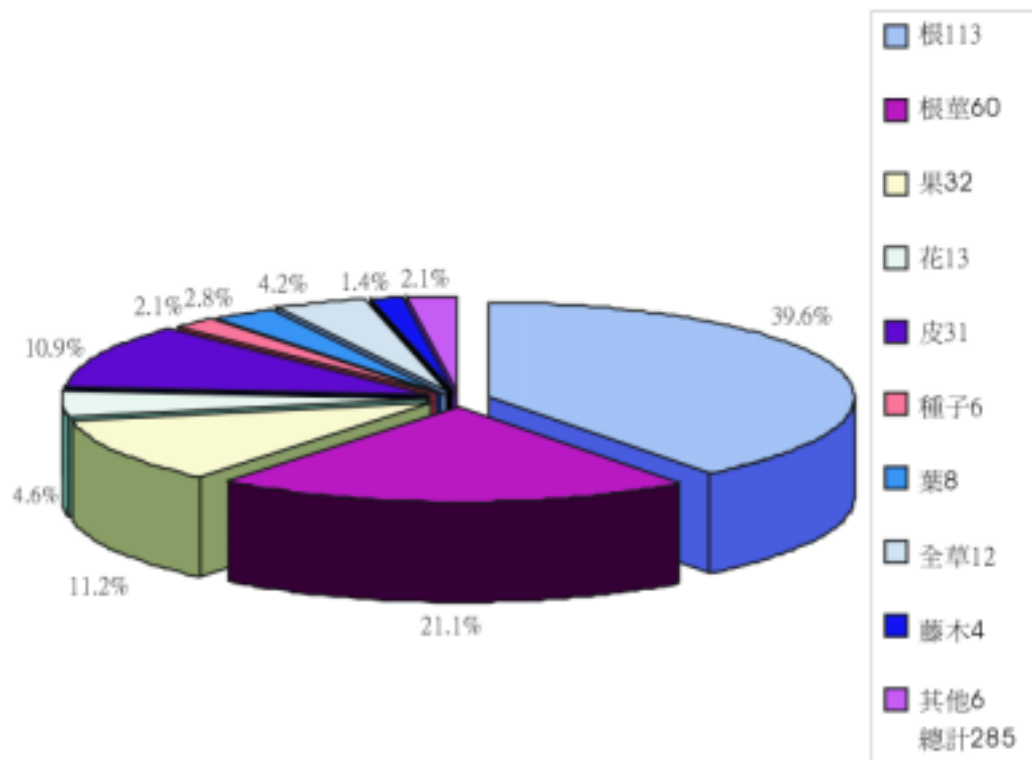
U.S. DEPARTMENT OF COMMERCE National Institute of Standards & Technology Gaithersburg, MD 20899		
REPORT OF TRACEABILITY		
THALLIUM-201		
Participant	Institute of Nuclear Energy Research Lungtan, Taiwan	
Source identification	44041, Lot 16, Ampoule [1]	
Source description	Solution in 7 mL ampoule	
Solution density	1.055 ± 0.002 g/mL ^a at 20 °C	
Mass	7.3333 grams	
NIST DATA	PARTICIPANT'S DATA	
Radioactivity concentration	$(2.06 \pm 0.04) \times 10^7$ Bq/g ^a	2.1×10^7 Bq/g ^a
Reference time	1400 EST June 12, 2001	1400 EST June 12, 2001
Relative expanded uncertainty	0.79 percent	1.90 percent
Half life	3.0423 ± 0.0014 days	
Difference from NIST		+0.97 percent
Measurement method	NIST promoted ²⁰¹ Tl ⁺ ionization (cluster) calibrated by ⁴⁰ K ⁺ X-ray compositional efficiency correction technique	High purity Ge crystal detector with MCA 8000 4000 and gamma analysis software (GENIE 2000, V 1.3, Canberra)
Photo-peaking signature (Ratio ^a at reference time)	²⁰¹ Pb: $(1.0 \pm 0.1) \times 10^4$ ²⁰¹ Tl: $(1.05 \pm 0.44) \times 10^4$	10.202 ± 0.008 [3]
For the Director, Bar M. Conway, Acting Group Leader Radiactivity Group Physics Laboratory		
Gaithersburg, MD August 2001		
(Signatures)		

■ NEI/NIST MAP 核醫藥物 Ga-67 與 Tl-201 分析追溯報告

中子活化分析法及超微量分析技術檢驗中藥微量重金屬

建立中藥材內微量重金屬元素，如 As、Cd、Cr、Cu、Hg、Ni、Pb 及 Zn 等檢測數據，以及不同種類重金屬含量之差異，對未來從事國內中藥檢驗與管制提供參考數據。本計畫利用中子活化分析(NAA)及感應耦合電漿法(ICP，ICP-MS)，針對 285 個常用中藥材(分類參考附圖)，進行微量元素之分析與量測，同時對已取

得不同產地之樣本作測定比較。本計畫為中醫藥委員會委託之三年計畫，本年度完成 85 個樣品分析工作，並且累計已有 285 個常用草藥材之分析檢驗數據。另依據中草藥研究發展重點，針對本土藥材與農試所進行合作，對於本土所產之金線蓮、山藥、柴胡與產地培育土壤間之重金屬加以測定，並探討其相互關係。



■ 285 個傳統中藥材取用植物部位分類圖

其他技術與服務

- 「台灣微中子實驗」分裂率計算
- 計算流體力學程式分析技術之推廣應用
- 多軸機械臂及切割遙控系統研製
- 收視率調查器開發
- 下水污泥堆肥化研究
- 甲醇燃料電池(DMFC)之研究發展
- 碳奈米管的製備與儲氫行為





三十餘年來，核能研究所開創了多項核能周邊相關領域科技之研發與應用實例，其中包含了資源回收、環境保護、公共安全與防災檢測技術、化學分析技術、光電科技.....等均有相當之水準與豐碩之成果，且多已推廣應用於社會，造福民生。

「台灣微中子實驗」分裂率計算

配合中央研究院物理所「台灣微中子實驗」計畫之進行，本所協助提供核二廠一號機爐心四種主要核種分裂率資料，以計算實驗地點之反微中子能譜。爐心核種分裂率的計算模式為國內首次建立，本模式使用到四個程式，分別為燃料晶格計算程式CASMO-3、三維爐心計算程式SIMULATE-3、細步爐心追隨介面程式(FISCOF)及核種分裂率內插計算介面程式(FISSRATE)，其中兩個介面程式為本所自行開發的程式。FISCOF程式根據廠用電腦的

運轉記錄作細步的爐心追隨計算，可準確的模擬爐心的運轉狀況，而FISSRATE程式則提供微中子實驗每個時間點的核種分裂資料。核二廠的爐心約可分成一萬五千個節點，必須針對每個節點算出四種核種的分裂率。FISSRATE程式從SIMULATE-3的輸出讀取各節點與運轉相關的參數，然後從CASMO-3產生的核種分裂率資料做內插，計算上相當複雜。本案協助國內基礎科學的發展，是核能科技的推廣應用。



■ 核二廠爐心核種分裂率計算模式

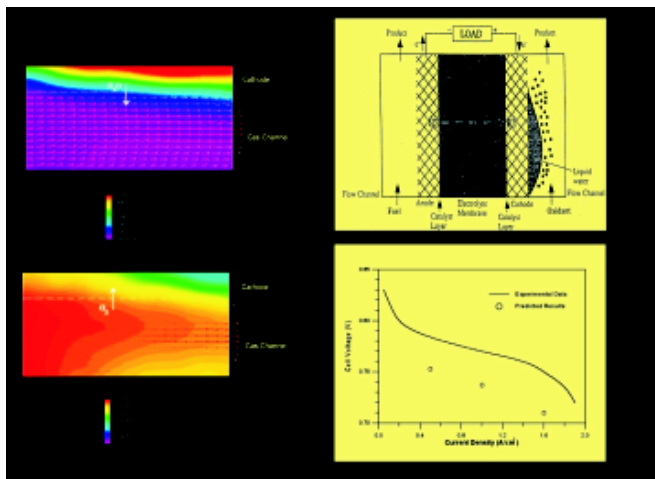


計算流體力學程式分析技術之推廣應用

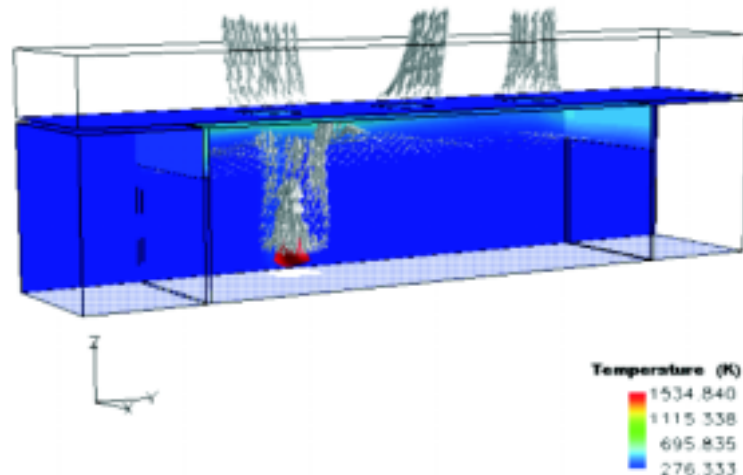
計算流體力學(CFD)程式自八十四年引進本所，已陸續地開發並建立了多維的單、雙相流場、壓力場與溫度場等分析技術，並協助解決核能電廠運轉與維護等相關的問題，其中包含管路薄化評估與位置預測、蒸汽產生器殼側三維沸騰流場分析、加熱器與冷凝器管子劣化破管探討、加熱器殼側管壁劣化範圍預估等。

本年利用已建立之 CFD 分析能力，成功地推廣至其他應用領域，包括燃料電池內部熱水流理論分析以及火災危害分析等。在燃料電池理論分析方面，已開發質子交換模型燃料電

池內部雙相多成份熱水流分析模式，合理地掌握電池內水與氧氣遷移之特性。配合適當之電化學方程式，本模式亦能預估燃料電池效率曲線，其趨勢與實驗數據相互吻合，進而能協助提昇電池整體功率與最佳化設計。而在火災危害分析方面，結合 CFD 模式與煙塵遷移模式，已發展火災量化分析之能力，合理地模擬火災時煙塵與溫度動態分佈之行爲。未來本模式可朝向功能性火災分析方向進行，並可協助審查核四廠火災危害分析之工作。



■ 質子交換模型燃料電池內部水與氧氣遷移特性與效率曲線評估



■ 火災時煙塵流動與溫度分佈特性

多軸機械臂及切割遙控系統研製

台灣大部分核電廠即將面臨老化和設計上使用壽命之限制，未來停爐及除役將成為亟待克服之議題，目前已停爐之台灣研究用反應器(簡稱 TRR)亦將面臨除役之問題。

在眾多核組件之拆解工具中，傳統的機械切割和電漿切割是最適合之切割拆解方法。然而，不論是在空氣中或水中切割都會有輻射之問題，因此需要有合理抑低(簡稱 ALARA)的考量。

配合 TRR 爐心拆除之需求，研發吊掛式多軸機械臂及切割遙控系統。多軸機械臂安裝在三腳工作旋轉台，機械臂具有與三角工作旋轉台同時升降之功能；多軸機械臂分為大臂、小臂及腕部，由三組油壓缸所控制，腕部末端可視需要安裝各種切割工具，如電漿切割槍，超高壓水刀或圓鋸等，能自動完成預設切割路徑，將大型污染組件切割、減容，達到減少二次廢料及降低操作人員接受輻射劑量之目的。



■ 吊掛式多軸機械臂



■ 切割遙控系統

收視率調查器開發

以往電視收視率調查是利用電話訪查的方式進行，其公正性與準確度早已受各界質疑。為建立一套國內收視率調查機制，廣電人市場調查與加德公司，委託本所研發一套符合上述調查方式之收視率調查器(People Meter)。

此套由本所根據以往開發「全國環境輻射監測網路」所建立之收視率調查器，除符合國內一般電視使用習慣外，並融合日本 Video Research 公司在日本成功的使用經驗，

考慮各種樣本戶家中擁有多台電視，以及使用錄放影機與電視遊樂器等可能影響收視數據正確性之對策；能將樣本戶全天所收視之電視頻道、時間及收視人代碼自動記錄下來，並於當天定時利用數據機將擷錄數據傳回調查中心。透過統計軟體的分析，收視率調查中心每天可自動完成所有電視頻道的收視率統計，供節目製作單位及廣告商參考。

目前本所已完成前置樣本機的設計以及



原型機測試驗證，完成量產前的準備工作。本所並發展收視率調查相關數據收集與檢查軟體，提供收視率調查器所需之系統校正與維修工具。收視率調查器原型機及數據收集與檢查軟體，已於九十年十一月亞洲廣告展中對外展示。



■ 收視率調查器展示於亞洲廣告展



■ 收視率調查器主機與面板機外觀（含電視）

下水污泥堆肥化研究

由於下水污泥海洋傾倒處置在美國及其它國家已被禁止，因之，必須尋求其它處置下水污泥之方法。焚化是個選擇，然而空氣品質法規日益嚴格，下水污泥焚化法不再像過去那樣為一主要的選擇。下水污泥曾以掩埋法處置，然而此法之問題在於目前及未來掩埋場之

取得不易。依據上述理由下水污泥堆肥化顯然已成為一種處置的選擇。本計畫係接受台北市政府工務局衛生下水道工程處之委託，包含堆肥廠之建立、下水污泥之好氧與厭氧堆肥研究以及腐熟指標之建立，其主要目的是提供各污水處理廠一個污泥最終及最佳之處置方案。



■ 污泥堆肥先導實驗廠

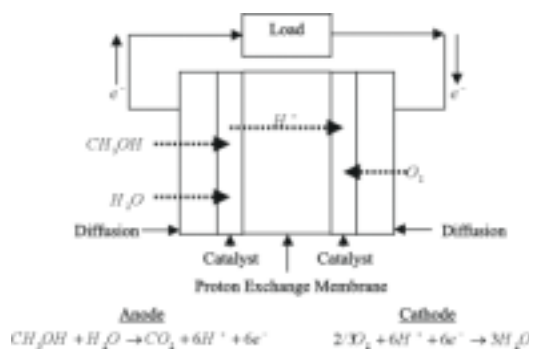
甲醇燃料電池 (DMFC) 之研究發展

本計畫主要目的為配合政府「綠色矽島」之施政理念及未來能源科技發展策略，建立發展燃料電池所需之關鍵技術，並突破發展小型甲醇燃料電池所需之重要零組件，以期開發並研製適用於3C可攜式電子產品之小型燃料電池。

本所針對甲醇燃料電池設計組裝測試及製程，進行研究發展，目前專注於『甲醇燃料電池性能測試』及『製程技術開發研究』等工作項目，甲醇燃料電池性能測試為使用電子負載器搭配 Lab View 之電池功率監控軟體，進行不同甲醇濃度下的電池功率特性研究，並控制甲醇燃料溫度，於不同溫度下，觀察其工作電壓與功率之變化，以了解其高溫下之功能特性，作為研究甲醇燃料電池之設計參考，目前已整合完成電能測試系統與

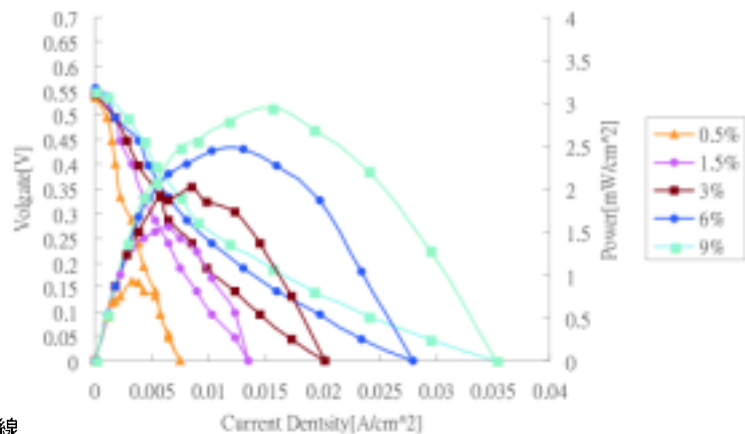
甲醇燃料溫度控制循環系統。

甲醇燃料電池製程技術開發部分，目前利用網印塗佈技術，及使用杜邦公司 Nafion 117 為質子交換膜，將觸媒層均勻塗佈於質子交換膜上，初步完成網印塗佈技術克服質子交換膜腫脹問題，並完成展示用自製燃料電池，目前正進行平面串連技術之研究，以供未來自動化製程之參考依據。



■ 直接甲醇燃料電池 (DMFC) 之原理示意圖

■ DMFC 展示產品



■ 不同甲醇濃度時之電池 IV 及 IP 曲線



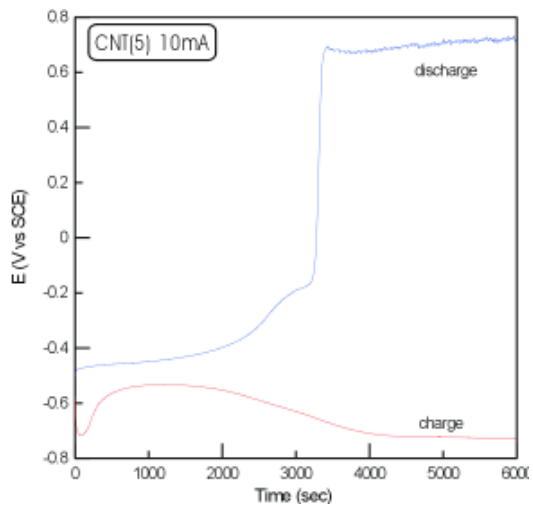
碳奈米管的製備與儲氫行為

本研究係利用碳氫氣體觸媒裂解法在 550~800°C 反應溫度條件下製備多層碳奈米管，在此製作方法上使用碳氫氣體為甲烷而觸媒則為鎳化。合成原始產物之特性藉由高分辨率穿透式電子顯微鏡，掃描式電子顯微鏡以及 Raman Scattering 等分析儀器進行相關特性之分析。分析結果顯示原始產物中具強烈石墨晶體排列的數量和非晶碳的數量比，將隨著反應溫度升高而增加。此外於室溫條件下，應用電化學充放電週期法作為量測合成原始產物儲氫量之方法；此時電極為由包含多層碳奈米

管、含碳物質、觸媒等合成原始產物和銅粉壓製而成。結果顯示其電化學儲氫量也有隨著反應溫度增加而增加之趨勢。然而目前的電化學儲氫數據若考慮整個合成原始產物的重量，其儲氫重量密度數值還相當的低；但若假設儲氫量完全是含碳物質或碳奈米管所承受，則在反應溫度 550°C 時製作的含碳物質原始產物，其電化學儲氫容量之重量密度約可達 15%。當然儲氫能力的高低和合成產物的構造和型態之關係也會予以討論。



■ 碳奈米管之顯微影像



■ 利用電化學方法測量儲氫量

氮化鎵材料系列相關光電元件之開發

本計畫期程三年，本年度為第二年。主要工作內容及成果如下：(一)利用 KOH 濕式蝕刻方法結合熱退火製程，以去除因乾蝕刻製程對晶片表面造成之破壞，該項方法對於光、電特性的回復效果良好；(二)縮減元件光罩張

數，大幅簡化元件製程，降低元件製作成本及時間。

長程而言，這些研究結果有助於節能固態照明元件目標之達成。

Before RIE	$\rho_c = 4.03 \times 10^{-6} (\Omega \cdot \text{cm}^2)$
After RIE	$\rho_c = 1.08 \times 10^{-5} (\Omega \cdot \text{cm}^2)$
RIE+RTA (650°C /180s)	$\rho_c = 6.61 \times 10^{-4} (\Omega \cdot \text{cm}^2)$
RIE+RTA (750°C /180s)	$\rho_c = 2.74 \times 10^{-5} (\Omega \cdot \text{cm}^2)$
RIE+RTA (800°C /180s)	$\rho_c = 3.79 \times 10^{-6} (\Omega \cdot \text{cm}^2)$
RIE+KOH	$\rho_c = 6.74 \times 10^{-6} (\Omega \cdot \text{cm}^2)$

■ 功率 200 瓦蝕刻前後的特徵電阻值

Before RIE	$\rho_c = 1.32 \times 10^{-6} (\Omega \cdot \text{cm}^2)$
After RIE	$\rho_c = 5.53 \times 10^{-5} (\Omega \cdot \text{cm}^2)$
RIE+RTA (650°C /180s)	$\rho_c = 1.35 \times 10^{-5} (\Omega \cdot \text{cm}^2)$
RIE+RTA (750°C /180s)	$\rho_c = 2.15 \times 10^{-6} (\Omega \cdot \text{cm}^2)$
RIE+KOH	$\rho_c = 3.50 \times 10^{-7} (\Omega \cdot \text{cm}^2)$

■ 功率 100 瓦蝕刻前後的特徵電阻值

附 錄

- 中央施政計畫
- 核能研究所九十年度委辦研究計畫
- 接辦計畫
- 國外機構合作研究計畫
- 台電委託計畫
- 論著發表
 - 專 利
 - 發表於學術期刊之論文
 - 發表於學術會議之論文
 - 所內報告

2001

1. 中央施政計畫

計畫名稱	期 程
核能工程技術之研究發展	
提昇核設施運轉及維修技術－管制評估技術之研究與提昇	86.07-91.12
核子燃料延長燃耗行為分析與安全評估技術	86.07-91.12
混凝土結構體檢測與修補技術評估	87.07-90.12
核能電廠電子卡片預知維護技術之建立	86.07-91.12
大型核能安全等級管件修補技術與安全研究	87.07-91.12
非破壞檢測能力驗證實務及技術精進	88.07-91.12
設備組件振動及破損肇因分析與驗證	90.01-94.12
核設施儀控及零組件工業能力之建立	86.07-91.12
核儀控制軟體系統整合設計及驗證技術之研究	86.07-91.12
核儀控制系統更新昇級技術之研究	88.07-91.12
核儀控制系統電磁相容及干擾防制技術研究	87.07-90.12
核反應器儀控系統模擬技術發展	90.01-92.12
核能零組件驗證制度與技術建立	86.07-91.12
以風險為考量之軟體審查技術發展及應用	90.01-92.12
核能安全之研究發展	
核設施運轉規範合理性研究－審查導則研究	86.07-91.12
核能電廠定期測試週期合理化申請審查導則研究	87.07-91.12
嚴重核子事故處理及緊急應變對策之研究	86.07-91.12
嚴重事故處理導則研究	88.07-91.12
核設施嚴重事故分析	90.01-91.12
核設施安全分析技術精進研究	86.07-91.12
大破口爐水流失事故保守模式分析技術建立	87.07-91.12
核設施保健與延壽相關技術研究－組件老化安全評估與管制技術研究	86.07-91.12
蒸汽產生器劣化分析與壽限評估技術	86.07-91.12
反應爐壓力槽內部組件鋼材機械性質鑑測技術與續用性研究	86.07-91.12
反應爐內部組件檢測與管路安全評估研究	90.01-93.12
核設施電纜電性劣化及現場偵測評估技術研究	88.07-92.12
研究用核設施安全驗證與評估	86.07-91.12
研究用反應器冷中子源系統模擬測試研究	90.01-92.12
研究用反應器安全度評估	90.01-92.12



輻射防護與偵測之研究發展

加強輻射劑量研究	86.07-91.12
數值化人體模型及其體內外輻射劑量評估模式研究	88.07-93.12
應用液體具他射源於血管再狹症治療之劑量評估技術開發	90.01-92.12
改進輻射防護評估及偵測技術	86.07-91.12
數位式輻射偵測儀器之研發	86.07-91.12
環境放射核種分析監測與環境實驗室認證	87.07-90.12
輻射作業場所空氣淨化系統檢測技術研究	87.07-90.12
環境輻射監測資訊管理系統之建立	88.07-93.12
粒子遷移角分隔點計算法用於人員劑量評估技術上之精進	90.01-92.12
建立污染偵檢器及指環劑量計之認證校正技術	90.01-91.12
可忽略微量放射性金屬廢料再利用作業研究	90.01-92.12

放射性廢料管理之研究發展

放射性廢料電漿處理技術之發展與應用	86.07-91.12
放射性廢料電漿焚化處理設施之建立	86.07-90.12
放射性廢料高溫處理產生廢氣之偵測分析應用	87.07-90.12
電漿爐中抑制放射性核種揮發之研究	88.07-90.12
低溫電漿廢氣處理技術發展	88.07-92.12
放射性廢料減容與固化技術之研究發展	86.07-91.12
結合薄膜過濾及化學處理程序於低放射性廢液處理上之研究	87.07-90.12
核設施除役與環境復育技術之發展與應用	86.07-91.12
核設施除役切割機具研發	87.07-90.12
小產源放射性廢料核種及相關資料庫建立先期作業	88.07-90.12
TRR 用過燃料池處理之研究	90.01-94.12
放射性廢料安全貯存技術之發展與應用	86.07-91.12
較高活度低放射性廢料處理技術發展與貯存設施建立	88.07-93.12
用過核燃料最終處置場安全審查技術發展	86.07-91.12
建立核種遷移實驗室	86.07-90.12
全系統安全評估模式發展	90.01-92.12

原子能民生應用之研究發展

醫用同位素與核醫藥物技術之發展與應用推廣	86.07-91.12
利用迴旋加速器研製診斷與研究用核種技術之建立	87.07-92.12
研究用反應器產製核醫用放射性同位素之先期研究	90.01-91.12

放射性元素標識前驅物之合成研究	90.01-94.12
鎝-99m 及碘-123 診斷用核醫藥物之應用研究	90.01-93.12
同位素原料藥分析技術與規範建立	90.01-92.12
碳-13 消化系統疾病口服檢驗劑之開發及其應用推廣	86.07-90.12
核子醫療技術與設備之發展與應用	86.07-91.12
動物實驗用核醫正子放射射層造影儀之研究	86.07-90.12
放射性同位素 ^{103}Pd 、 ^{57}Co 、 ^{68}Ge 密封射源之研製	90.01-94.12
正子造影劑自動合成系統之研製	90.01-92.12
核子技術工業應用之發展與推廣	86.07-91.12
電漿離子工程應用研究發展	87.07-91.12
中子活化分析技術在環保、中藥及食品之應用	87.07-90.12
中子轉化摻雜之技術開發	90.01-92.12
氮化鎵材料系列相關光電元件之開發	88.07-91.12
輻射照射技術之發展與應用推廣	86.07-91.12
輻射在園藝作物改良及稻米殺蟲之研究及推廣	90.01-93.12
抗生素與中藥等原料藥之輻射滅菌研究及推廣	90.01-93.12
丙胺酸與電子自旋共振儀測定高輻射劑量之研究與應用	87.07-90.12
核子生物醫學科技之發展與應用	90.01-93.12
核醫藥物臨床前設施與技術之建立及發展	88.07-93.12
貝他同位素於血管再狹症之研究與應用	90.01-92.12
台灣研究用反應器系統改善及應用推廣	88.07-91.12



2 核能研究所九十年度委辦研究計畫

計畫名稱	合作機構	期程
低放射性廢料處置場入滲補注對地下水流動及核種遷移影響之研究	國立成功大學	90.01-90.06
TRR-II 冷中子源環路熱流穩定性分析	國立交通大學	90.01-90.12
放射診療劑量分佈實驗及評估	財團法人辜公亮基金會和信治癌中心醫院	90.01-90.12
利用 THOR 進行中子轉化摻雜應用之評估與測試	國立清華大學	90.01-90.12
聖誕紅利用放射線誘變育種之應用研究	桃園區農業改良場	90.01-90.12
放射性廢料處置緩衝材料回脹及熱傳特性研究	國立中央大學	90.01-90.12
放射性廢料於破裂岩層之污染物傳輸行為及力學行為研究(I)	財團法人成大研究發展基金會	90.01-90.12
香蕉放射線誘變育種之應用研究	台灣香蕉研究所	90.01-90.12
核能電廠冷卻水流失事故保守分析模式評估與驗證	私立中原大學	90.01-90.12
碘-123-IDAM 之器官細胞顯微分佈研究	國立陽明大學	90.01-90.12
軟體可靠度量化技術發展及應用	私立東海大學	90.01-90.12
對稱平板及橢圓端板之對接銲道超音波行為研究	私立大葉大學	90.01-90.12
鎢-99m HL91 於腦缺血的研究(I)	台中榮總	90.01-90.12
大型核能安全等級管路之覆鍍金相與結構應力分析研究	國立台灣大學	90.01-90.12
同步多保他命超音波心圖暨鉅-201 斷層造影		
以偵測心肌存活組織病理關連性之探討	國立台灣大學	90.01-90.12
反應器內部組件目視檢測之數位影像分析	國立師範大學	90.01-90.12
民生用品的輻射防護(III)：一般建材天然放射性核種濃度測量	國立清華大學	90.01-90.12
中子束於半導體薄膜材料之分析	國立清華大學	90.01-90.12
核能電廠用過燃料池雙相流體三維熱流分析模式建立之研究	國立清華大學	90.01-90.12
結合放射治療與 DNA 疫苗以降低腫瘤治療後之復發及轉移	國立清華大學	90.01-90.12
反應器壓力槽疲勞壽命評估模式之研究	國立中央大學	90.01-90.12
核能電廠廢熱回收系統可行性及效率改善研究	國立中山大學	90.01-90.12
利用生物晶片探討游離輻射對人體基因的影響	國立成功大學	90.01-90.12
以多巴胺傳送體(DAT)與第二型多巴胺接受體(D2 receptor)之密度預測抗精神病藥物療效之研究	國立成功大學	90.01-90.12
核醫藥物鎢-99m(V)雙硫醇琥珀酸(TC-99m(V)DMSA)作用機轉探討之研究	國立成功大學	90.01-90.12
以單光子電腦斷層掃描計算冷區病灶體積	國立成功大學	90.01-90.12
以【 ^{99m} Tc】TRODAT-1 及【 ¹²³ I】IBZM 單光子腦部斷層掃描追蹤評估急性中風引起的單側跳躍舞蹈症基底核中多巴胺接受器及運輸器的變化	國立成功大學	90.01-90.12

前列腺特異抗原(PSA)放射免疫測定系統之建立與應用	國立陽明大學	90.01-90.12
鎔-99m 標記缺氧組織造影診斷劑(^{99m} Tc-HL91)之生物特性研究	國立陽明大學	90.01-90.12
利用幾丁聚醣賦予聚酯纖維吸濕性和抗菌性之輻射接枝研究	私立輔仁大學	90.01-90.12
傳輸型電漿火炬在核廢料處理之模型研究(II)	私立中原大學	90.01-90.12
儀控系統管制法規引用之軟體標準與最新版標準內容差異分析	私立元智大學	90.01-90.12
TRP-II 反應器控制棒減震機制研究	私立義守大學	90.01-90.12
超臨界水中回收含鋇與鉍廢水之研究	私立義守大學	90.01-90.12
Gemcitabine 和 Cisplatin 對於加強鼻咽癌細胞株放射效果之比較	私立長庚大學	90.01-90.12
雙光子腦部斷層造影在實驗性巴金森氏病之應用	國防醫學院	90.01-90.12
游離輻射對人類精子細胞氧化性損傷 及評估DNA 氧化鹼基生物劑量計可行性之研究	台北榮總	90.01-90.12
利用單株抗體 Cx-99 之 scFv 及雜合抗體做子宮頸癌的放射免疫定位試驗	台北榮總	90.01-90.12
勝肱同位素標誌藥物之診斷應用研究(III)	台北榮總	90.01-90.12
以鎔99m 標記硫化膠體為手術指引摘取乳癌患者腋下前哨淋巴結 (放射同位素於手術中之應用)(II)	台中榮總	90.01-90.12
新型鎔-188 肝腫瘤放射治療製劑之研發及有效性評估	台中榮總	90.01-90.12
脂肪小球復合拓模異構酶藥物對於腫瘤放射線敏感性之臨床前期試驗(II)	高雄榮民總醫院	90.01-90.12
腫瘤患者呼吸時器官運動在放射治療照野內實際劑量分布之模型化處理	財團法人辜公亮基金會 和信治癌中心醫院	90.01-90.12
以【 ^{99m} Tc】TRODAT-1 SPECT 影像驗證視丘下核深部腦刺激術 治療帕金森病具保護作用的假說	財團法人長庚紀念醫院	90.01-90.12
【 ^{99m} Tc】TRODAT-1/【 ¹²³ I】-IBZM 同時雙核種多巴胺突觸前、後結合位 之單光子斷層造影：從假體測試到臨床應用(II)	財團法人長庚紀念醫院	90.01-90.12
鎔-99m 標記 TRODAT-1 在巴金森氏病之研究：由基礎到臨床(III)	財團法人長庚紀念醫院	90.01-90.12
以豬隻模式探討使用貝他射源於防止心臟血管再狹窄之治療機轉研究	財團法人高雄長庚 紀念醫院	90.01-90.12
以落塵核種作示蹤劑研究台灣地區土壤之侵蝕、搬運與沈積	中研院	90.01-90.12
TRR-II 反應器水池水流對爐心組件及實驗設備之振動評估	中央大學	90.01-90.12
新高溫超導及磁性材料的中子粉末繞射研究	同步輻射研究中心	90.01-90.12
火災情形下 TRR-II 建築物空間內煙層行為之研究	中原大學	90.01-90.12
以小角度中子散射研究酵素結構與熱穩定性	中央大學	90.01-90.12
以小角度中子散射研究 MEH-PPV 導電高分子之分子鏈構形與超子結構	清華大學	90.01-90.12
燃料電池 Nafion 薄膜及溶液物理性質	元智大學	90.01-90.12
台灣研究用反應器小角度中子散射儀之設計分析及應用研究	清華大學	90.01-90.12
塊狀導電高分子及其摻合體之結構性質和光電性質研究	台灣科技大學	90.01-90.12



極化中子反射儀之研究	清華大學	90.01-90.12
三幅中子散射儀和高解析度中子繞射儀之概念設計與發展(II)		
—科學功能討論與制定及儀控初步規劃	中央大學	90.01-90.12

3. 接辦計畫

計畫名稱	合作機構	期程
超大型高產能建材(金屬板)表面鈦鍍金電漿被覆系統工程	遠東國際科技公司	87.01-90.01
眼鏡框表面鈦鍍金電漿被覆系統合作開發暨技術授權	得盛科技公司	88.01-90.06
我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段一功能 / 安全研究	工研院能資所	88.05-90.02
SOE 軟體等三項委託服務	公元資訊公司	88.07-90.07
低溫鋅及銅合金等鑄材表面改質系統工程合作開發暨技術授權	昇陽國際科技公司	88.11-90.11
衛浴零組件鉛鍍金被覆系統工程合作開發	滿益金公司	89.01-90.12
核研碳十三驗菌劑藥品委託製造與銷售	培力藥品工業公司	89.01-99.06
量產式建材表面鈦離子被覆系統工程開發	遠東公司	89.01-90.01
核研氫化亞鉍(鉍-201)及核研檸檬酸銻(銻-67)注射劑委託銷售	台灣欣科公司	89.02-91.12
馬格銘腎造影劑銷售	台中榮民總醫院等	89.04-90.04
污泥最終處置最佳方案評估計畫—污泥堆肥化研究	台北市政府衛工處	89.06-91.01
雙官能基螯合劑—胜酮化合物製法專利技術移轉	台灣神隆(股)公司	89.07-90.07
雷射二極體採購	中科院	89.08-91.03
天輪耐震解析 & 彈簧式 GCB 耐震解析測試	中興電工	89.08-90.02
協力執行游離輻射領域 Sr89/90，Fe-55 能力試驗	工研院量測中心	89.08-90.11
高架地板的耐震性技術服務	震旦行公司	89.09-90.01
以雷射光譜快速遙測土壤中油料污染之研究	國科會 (中油公司)	89.10-91.03
核能安全等級零組件檢證	台電公司	90.01-90.12
二次離子質譜儀委託分析	工研院電子所	90.01-90.12
核研去氧葡萄糖(氟-18)注射劑銷售服務	各醫院	90.01-90.12
振動測試相關技術服務	各單位	90.01-90.12
巴金森氏症造影劑新技術發展	經濟部技術處	90.01-90.12
磁振造影對比劑新技術發展	經濟部技術處	90.01-90.12
體抑素胜酮新製程技術發展	經濟部技術處	90.01-90.12
區域輻射監測儀及偵檢頭製作	歐橋國際(股)公司等	90.01-90.12
中子束照相檢測服務	漢翔公司等	90.01-90.12
銻-68 校正用密封射源委託製作服務	國內各醫院	90.01-90.12
中子活化分析及超微量分析技術檢驗中藥微量重金屬	中醫藥委員會	90.01-90.12

近指中心九十年度核能電廠緊急應變劑量評估系統例行運轉維護	全委會	90.01-90.12
保健物理技術服務	各公司	90.01-90.12
鈾射源處理服務	各公司	90.01-90.12
輻射照射服務	各公司	90.01-90.12
核研宏寶鎔等核醫藥物服務	各醫院	90.01-90.12
穩定同位素技術服務	各醫院	90.01-90.12
放射性廢料接收處理服務	各公司	90.01-90.12
委託分析服務	各公司	90.01-90.12
建立及維持游離輻射國家標準（第二期）	標準檢驗局	90.01-90.12
核能作業場所輻射安全技術支援	原能會輻射防護處	90.01-90.12
全國輻射工作人員劑量資料之調查與統計分析	原能會輻射防護處	90.01-90.12
國內外天然放射性廢棄物管理現況之調查分析	物管局	90.02-90.12
收視率資料擷取系統合作開發	加德公司	90.02-90.12
核二廠遠端振動監測設備耐震測試	工研院	90.03-90.05
網路地板 AD-760 及 CA-400 型耐震作業服務	尙家公司	90.03-90.05
九十年度核安演習近廠指揮協調中心人員訓練實施計畫	全委會	90.03-90.08
九十年度核安演習近廠指揮協調中心	全委會	90.03-90.12
輻射照射應用於功能性紡織布料之研究	良澔公司	90.03-91.12
馬格鎔腎造影劑銷售	台中榮民總醫院等	90.04-92.04
用過核子燃料與放射性物料管理互動式網站	物管局	90.04-90.12
透明導電膜(ITO)製程及生產裝置評估諮詢服務	超紐科技公司	90.05-91.05
電子化學材料氟溴化合物之研究	台灣苯乙烯公司	90.07-91.03
焚化爐之反應灰、底灰電漿熔融試驗	中央大學	90.07-90.11
半導體製程廢氣電漿處理系統工程合作開發技術授權	華懋科技公司	90.07-91.07
核二廠用過燃料池貯存容量第二次擴充案—核臨界分析服務	泰興工程公司	90.07-93.03
農田水利工程構造物電腦繪圖參數化之應用	桃園農田水利研究 發展基金會	90.07-91.06
第二代收視率調查器合作開發	加德公司	90.08-91.08
頻譜分析反求解地下水非受壓水層水力擴散係數之不確定性研究	國科會	90.08-91.07
中文字型部件組字系統軟體程式編寫技術服務	易符智慧科技 股份有限公司	90.10-90.11
電漿焚化熔融處理醫療廢棄物之技術諮詢	東大福科技有限公司	90.10-91.10
半導體製程廢氣高壓放電處理反應器委託設計製作	華懋科技公司	90.11-91.05
半導體製程廢液處理系統工程委託設計製作	華懋科技公司	90.11-91.11
核一廠二號低放射性廢料貯存庫電腦化廢料儲存控制系統(CICS)建置工程	詹記機電工程公司	90.11-94.07



核二廠三號低放射廢料貯存庫電腦化廢料儲存控制系統(CICS)建置工程	詹記機電工程公司	90.11-94.04
核一廠第二號廢料貯存庫、核二廠第三號廢料貯存庫、 核一廠熱處理設備設施廠房、核一新燃料倉庫 Area Radiation Monitor 及 Radiation System 之 Remote Control Station 工程	詹記機電工程公司	90.11-94.07
燃料電池關鍵技術發展總計畫	國科會	90.11-91.10
燃料電池之高比膜面積薄膜電極組研製	國科會	90.11-91.10
燃料電池之催化電極製作與測試應用	國科會	90.11-91.10
碳奈米管之製備及儲氫能力研究	國科會	90.11-91.10
五金零組件電漿離子被覆表面改質處理合作開發暨技術授權	橋樑金屬股份有限公司	90.11-91.11
協力執行游離輻射領域中低強度核種分析(混合加馬濾紙)	工研院量測中心	90.11-91.12

4. 國外機構合作研究計畫

計畫名稱	合作機構	期程
核四廠設計審查計畫	美商石韋公司	87.09-90.09
台電協和電廠 DCDAS 更新工程技術服務	美國英維思公司 台灣分公司	88.06-90.06
核四廠廢料貯存庫 (ODSF) 及緊急運轉設施 (EOF) 之相關屏蔽計算工作	美商石韋公司	89.03-90.09
鉛合金護套氯化鉛析出物分折與機械特性評估	美國電力研究所	89.09-92.06
台電飼水加氫核燃料監測檢驗計畫	美商 FRAMETOME	90.09-97.12
龍門電廠全尺寸模擬器儀控系統建置工程技術服務	美國英維思公司 台灣分公司	90.10-91.08
核一、二廠控制棒破壞性檢驗	美商奇異公司	91.01-91.12

5. 台電委託計畫

計畫名稱	期程
核電廠儀控系統整合設計技術研究	86.11-91.06
沸水式核電廠反應器內部組件檢測及改善研究	87.01-89.06
核電廠儀控系統智慧型感測器之研究與核電廠電子卡片預知維護技術建立	87.02-92.01
核一廠一號機 GE12 先導燃料監測檢驗作業	87.02-90.09
核一廠一號機爐心噴灑管路部份更新工程安全評估	87.03-90.12
核能電廠大修管路薄化檢測評估及評估模式轉換技術服務	87.08-90.10
核二廠一號機 ATRIUM-10 先導燃料監測檢驗作業	87.08-92.06
核三廠二號機 ZIRLO 燃料監測檢驗作業技術服務	87.10-91.06

核一廠反應爐試片重組及試片樣品罐包封測試	87.11-91.02
核三廠蒸氣產生器二次側應力腐蝕劣化(ODSCC)探討	87.11-91.12
建立低放射性廢料核種資料庫及分類方法之評估	88.04-91.02
核一廠主蒸汽安全釋放閥(SRV)測試設備儀控部份更新改善工程	88.06-91.08
龍門計畫數位儀控系統軟體設計文件審查	88.08-91.12
核一二廠三維暫態熱水流分析技術提升及應用	88.10-93.04
89-90 年度爐心營運程式系統維護與運用	88.12-91.06
進步型沸水式反應器圍阻體事故分析模式建立	89.01-91.12
台灣研究用反應器系統改善及應用推廣計畫(TRR II)	89.02-94.12
核二廠一號機與二號機反應爐內試片測試分析技術服務	89.04-91.02
核電廠儀控設備之電磁相容技術研究(核一部分)	89.04-91.04
非動力安全系統壓水式反應器之安全特性研究	89.05-92.04
核能電廠失水事故分析技術之法制化研究	89.05-94.10
核三廠冷凝器管束流沖振動與支撐評估	89.06-91.06
核三廠儀控系統數位化更新技術研究	89.06-91.12
核一廠整體發電效率監測與重要組件診斷分析系統開發	89.07-91.06
高減容固化系統擴大固化廢料項目之研究	89.07-91.06
中子輻射對核能設施環境劑量分析模式之研究	89.09-91.12
核一、二、三廠嚴重事故處理指引建立計畫	89.12-92.12
核一、二、三廠早期輻射大量外釋頻率(LERF)分析能力建立	89.12-92.06
風險告知應用於核一廠火災分析與防火包覆評估	89.12-91.12
核能電廠營運期間檢測及測試之監查作業(九十年度)	90.01-90.12
九十年度核能事故後取樣、傳送與分析演練	90.01-90.12
核三廠三維暫態中子熱水流安全分析技術提昇與應用計畫	90.03-94.03
核一廠加氫水化學條件下 Condemin 移除鏽垢效率之研究	90.03-91.03
核一、二、三廠大修停機期安全度評估模式同行審查	90.05-91.08
核三廠安全相關感應器反應時間分析系統更新	90.05-91.09
核三廠管路檢測篩選與數據評估審查系統研究	90.05-91.10
核三廠反應器金屬鬆動元件監測系統(DMIMS)更新	90.05-93.05
核能電廠飼水系統文氏管表面結垢物研究發展計畫	90.06-91.06
我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段 展初步功能 / 安全評估模式	90.06-91.06
核二廠兩束破損燃料棒因檢驗分析作業	90.06-92.06
評估核電廠通風排放系統符合 Reg. Guide 所引用之 ASME N510 情況	90.06-92.06
核二廠污染廢金屬減容處理工程	90.06-93.06



核三廠新型核燃料 VANTAGE+ 的池邊檢驗作業	90.06-95.06
核三廠飼水加熱器熱交換管破裂與殼測管壁薄化研究	90.07-92.02
爐心水化學對核燃料及相關組件之影響研究	90.07-93.06
核能四廠建造期間授權核能監查作業	90.07-95.12
INPO/WANO 網路資訊處理及檔案管理	90.08-91.05
再循環管路焊道安全評估技術服務	90.08 -90.12
核三廠降載模擬分析及燃料使用彈性之研究	90.09-92.08
核能三廠蒸汽產生器管束功能完整性精進	90.09 -93.09
核能電廠模擬器維護與更新技術本土化	90.10-92.09
核三廠一、二號機週期十四控制棒中子累積劑量分析服務工作	90.10 -91.06
核一廠再循環水系統管路焊道覆焊後收縮應力分析	90.11-91.12
粒狀廢離子交換樹脂濕式氧化先導系統之建立研究	90.12-92.12