政府科技計畫成果效益報告

計畫名稱：核反應器結構與組件行為研究 (3/4)

（　　群組）（　　領域）

性質：

■研究型

□非研究型(人才培育、國際合作、法規訂定、產業輔導及推動)

主管機關：行政院原子能委員會

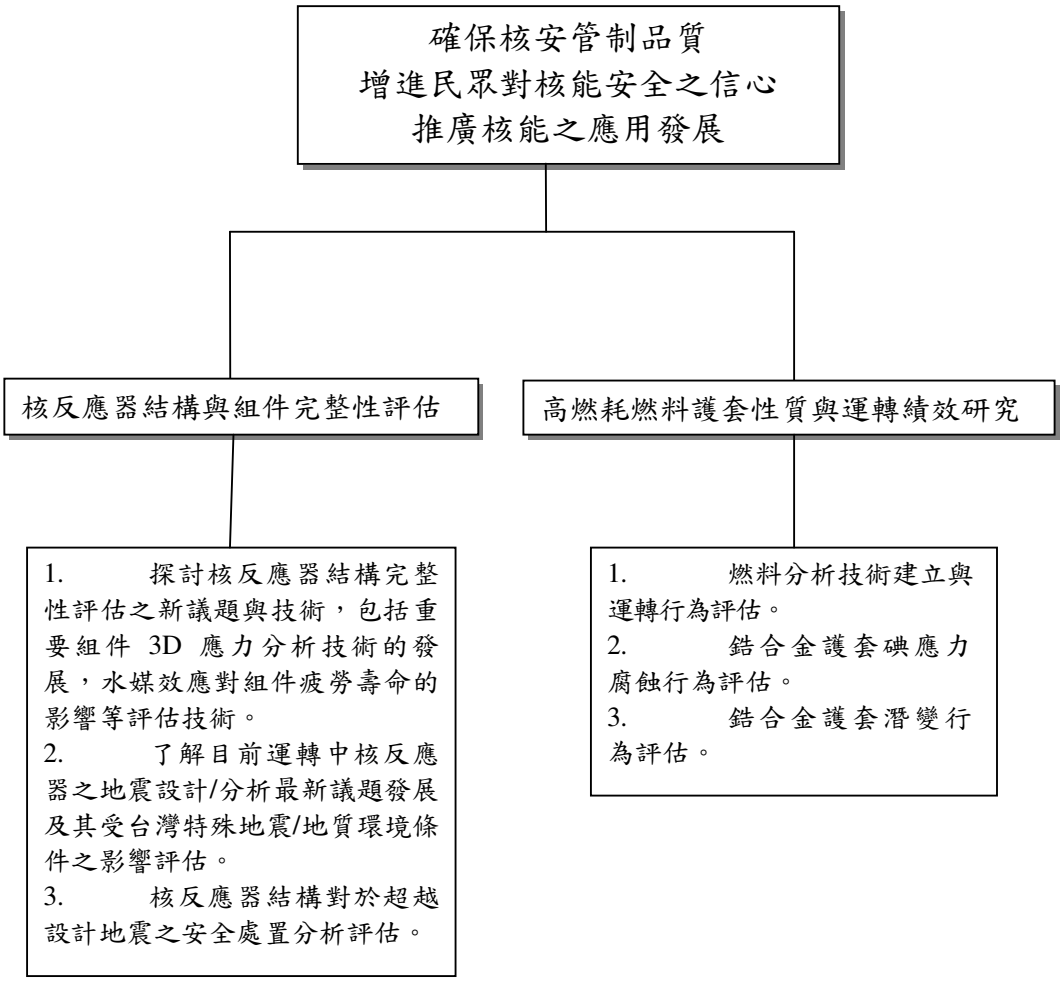
執行單位：核能研究所

目　　錄

壹、科技施政重點架構圖 1
貳、基本資料 2
參、計畫目的、計畫架構與主要內容 2
一、計畫目的與預期成效 2
二、計畫架構(含樹狀圖) 3
三、計畫主要內容 3
四、本年度預期目標及實際達成情形 4
肆、本年度計畫經費與人力執行情形 6
一、計畫經費執行情形： 6
(一)計畫結構與經費 6
(二)經資門經費表 7
二、計畫人力運用情形： 8
(一)計畫人力(人年) 8
(二)主要人力投入情形(副研究員級以上) 9
(列出主要人員清單，如副研究員以上、計畫主持人等) 9
伍、計畫已獲得之主要成果與重大突破 (含量化成果 output) 11
一、本計畫重要成果及重大突破 11
二、績效指標項目初級產出、效益及重大突破 12
陸、主要成就及成果之價值與貢獻度(outcome) 13
一、學術成就(科技基礎研究) (權重 20%) 13
二、技術創新(科技整合創新) (權重 30%) 15
三、經濟效益(產業經濟發展) (權重 15%) 15
四、社會影響(民生社會發展、環境安全永續) (權重 20%) 16
五、其它效益(科技政策管理及其它) (權重 15%) 17
柒、與相關計畫之配合 17
捌、後續工作構想之重點 18
玖、檢討與展望 18
附錄一、佐證資料表 20
附錄二、佐證圖表 23
附錄三、101 年度期中審查意見回覆辦理情形 27
附錄四、101 年度期末審查意見回覆 29

壹、科技施政重點架構圖

策略績效目標---績效衡量指標---執行措施（綱要計畫）



貳、基本資料

計畫名稱：核反應器結構與組件行為研究

主 持 人：廖俐毅

審議編號：101-2001-02-05-17

全程期間：99 年 01 月 01 日至 102 年 12 月 31 日

本年度期間：101 年 01 月 01 日至 101 年 12 月 31 日

年度經費：6,394 千元　全程經費規劃：201,383 千元

執行單位：核能研究所

參、計畫目的、計畫架構與主要內容

一、計畫目的與預期成效

本計畫原名稱為「提昇核能安全管制技術研究」，係 4 年期程(99.1.1-102.12.30)的計畫，其目的為協助原能會確保核安管制品質，增進民眾對核能安全之信心，進而推廣核能之應用發展。核能研究所從事核能專責研究歷經 40 餘年的努力，在核能安全方面累積了豐富的經驗及成熟的技術，且支援原能會之核安管制工作，一直是本所之重點工作之一，對我國的核安管制順利運作有很大的貢獻。

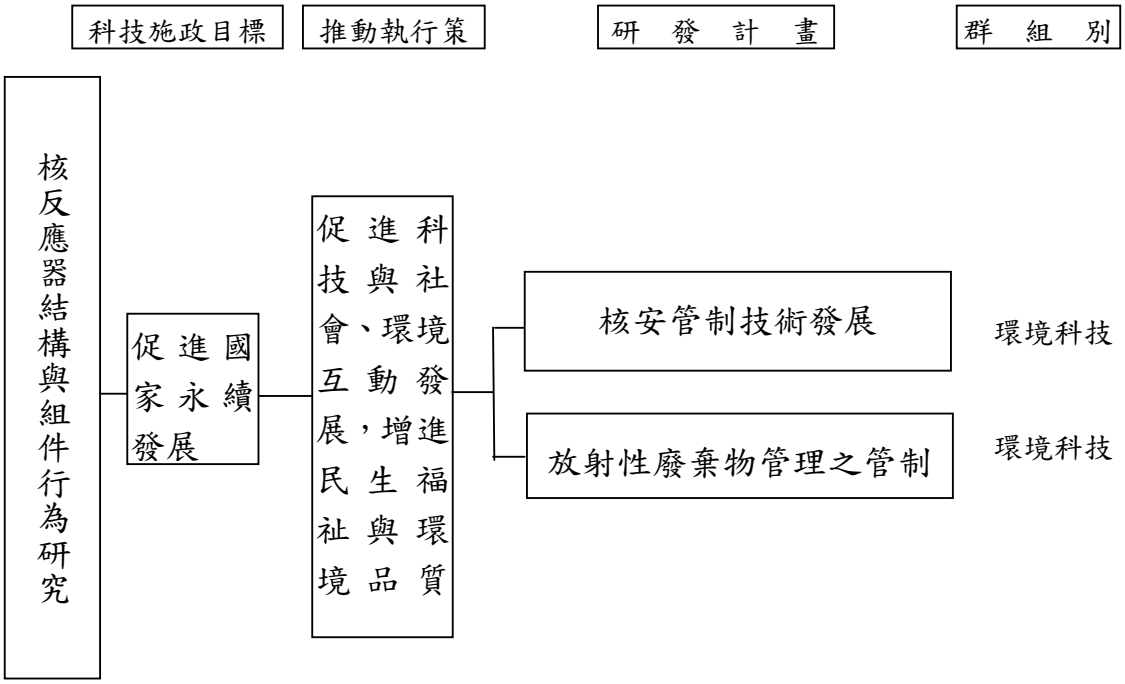
(一)核反應器結構與組件完整性評估：

同步掌握國際上核反應器之最新地震相關議題處理/發展，作為我國之借鏡及對策參考。參考國際間新建核能機組與舊機組延役相關的結構安全議題，精進反應器結構與組件完整性評估技術，可應用於新蓋核能機組與現有機組的安全評估。

(二) 高燃耗燃料護套性質與運轉績效研究

國內 BWR 核電廠近年來陸續發生核燃料破損，部分案例雖與廠家製造規範有關，但功率升載策略與控制棒佈局變更方式仍扮演關鍵因素，因此有必要從事燃料行為分析技術與護套材料特性實驗相關研究，提升管制技術。

二、計畫架構(含樹狀圖)



100 年度因配合政府組織改造，將部份工作項目及經費移撥至原能會，再以委託方式交由本所執行，以期逐步改由原能會核管處主辦，達到組改無縫接軌之目的。自 101 年度起，本計畫除了「高燃耗燃料護套性質與運轉績效研究」(原名：燃耗對核燃料運轉及貯存性質影響)子項計畫繼續執行外，其他子項計畫全部移撥至原能會(核安署)，主要是原能會對此計畫無立即需求之故。本所考量該項工作已執行至第 3 年，成效亦甚佳，且是核能安全前瞻研究方面重要之一環，因此擬由本所繼續執行，同時加入有關地震及核反應器結構與組件完整性評估之新議題與技術評估等相關工作，為避免與移撥至原能會之計畫名稱重覆，將本計畫更名為「核反應器結構與組件行為研究(3/4)」。

三、計畫主要內容

本計畫 101 年與 102 年總目標為，進行核反應器結構與組件行為研究，以供我國核安相關單位研擬管制決策之參考。其具體內涵則包括二部分，敘述如下：

一、「核反應器結構與組件完整性評估」分項計畫

(一)分項計畫全程目標如下：

1.探討核反應器結構完整性評估之新議題與技術，包括重要組件 3D 應力分析技術的發展，水媒效應對組件疲勞壽命的影響等評估技術。

2.了解目前運轉中核反應器之地震設計/分析最新議題發展及其受台灣特殊地震/地質環境條件之影響評估。

3.核反應器結構對於超越設計地震之安全處置分析評估。

(二)分項計畫101年工作項目為：

1.收集並研究核反應器設計與結構安全評估技術的新發展（包括水媒效應對組件疲勞壽命的影響評估技術等）。

2.收集並了解核反應器之地震設計/分析最新議題發展(包括特別針對福島 0311 地震事故所引出之地震相關新議題(如地震引起之海嘯評估，stress test 內地震相關內容，防止 SBO(或 SBO 後)重要 SSCs 之新增與強化等等)以適時取代原先所述及的進步型反應器之抗震與耐震相關管制研發。)

3.採隔離式基礎之發展或embedded圍阻體土壤側面勁度模擬之影響或近震源影響評估案例分析並選定其一作為 case study。

二、「高燃耗燃料護套性質與運轉績效研究」分項計畫

(一)分項計畫全程目標如下：

1. 燃料分析技術建立與運轉行為評估。

2. 鋯合金護套碘應力腐蝕行為評估。

3. 鋯合金護套潛變行為評估。

(二)分項計畫101年工作項目為：

1. 不同運轉策略燃料行為分析

2. 鋯合金護套應力腐蝕測試評估

3. 氫化物對鋯合金護套潛變之測試評估

四、本年度預期目標及實際達成情形

年度預期目標(查核點)	達成情形	差異分析
(一)核反應器結構與組件完整性評估 1. 金屬組件疲勞管制法規和評估等資料(3/31)	蒐集並研讀美國 ASME 規範有關核能電廠金屬組件疲勞設計規定與材料參數，並完成電廠運轉資料整理。	符合規劃進度
2. 完成委託案簽約	完成「以套裝軟體進行進步型核電廠圍	符合規劃進度

(3/31)	阻體結構樓板地震反應分析之地震輸入研究」委託案簽約	
3. 完成歐盟 stress test 報告研讀撰寫(3/31)	完成比利時、德國與法國等歐盟國家壓力測試國家報告研究並撰寫摘要報告以做為我國壓力測試國家報告的參考。	符合規劃進度
4. 金屬組件疲勞計算程序(6/30)	依照 NUREG/CR-6909 建立環境疲勞計算程式，已納入 NUREG 報告中四種材料的環境疲勞評估公式，並以核四廠核能一級組件做為試運跑範例。	符合規劃進度
5. 完成土壤地層地震傳遞分析(6/30)	完成土壤地層地震傳遞分析：參考土壤阻抗問題之文獻，使用質量-彈簧-消能盤系統(Mass-Spring-Dashpot System)即集合參數系統(Lumped Parameter System)及彈性半無限空間上剛性圓盤基礎阻抗函數之解析解來分析建立 deeply-embeded 剛性基礎之彈簧/阻尼，並配合 SASSI 程式之使用。	符合規劃進度
6. 金屬組件環境疲勞計算程式(9/30)	完成金屬組件環境疲勞計算程式開發。	符合規劃進度
7. 完成結構 FEM 模式(9/30)	完成飼水管嘴結構 FEM 模型建立和組件在不同暫態負荷下之應變速率計算。	符合規劃進度
8. 核能一級組件-飼水管嘴-環境疲勞評估報告(12/31)	完成龍門電廠飼水管嘴環境疲勞評估案例，分析結果顯示累計疲勞使用因子（CUF）均小於疲勞限值 1.0。	符合規劃進度
9. 完成基礎版之地震反應分析(12/31)	完成以 SASSI 套裝軟體進行龍門核電廠圍阻體廠房結構之設計地震樓板反應譜之計算分析與比對	符合規劃進度
10. 完成報告撰寫(12/31)	完成所內報告兩篇： 1. 「核反應器組件之環境疲勞分析模式建立」； 2. 「以套裝軟體進行進步型核電廠圍阻體結構樓板地震反應分析之地震輸入研究」。	符合規劃進度
(二)高燃耗燃料護套性質與運轉績效研究 1. 完成鋯合金護套劣化行為研究實驗測試(3/31)	完成氫含量 150 wppm 再結晶鋯 4 合金護套破壞韌性試驗，其破壞韌性值約 153 kJ/m^2，比較再結晶鋯 4 合金護套破壞韌性值，下降約 6%。	符合規劃進度

2. 完成委託研究計畫期中查核紀錄(3/31)	期中查核紀錄於 6 月底執行	符合規劃進度
3. 完成鋯合金護套劣化行為研究 SCI 投稿論文(6/30)	1.觀察氫含量 150 與 500 wppm 再結晶鋯 4 合金護套破損樣品微觀組織，比較兩者差異，隨著氫化鋯的含量增加，確實可在破損樣品組織中觀察到更多因氫化鋯破裂形成的空孔，降低護套破壞韌性值。2. 發表論文：Fracture properties of hydrided Zircaloy-4 cladding in recrystallization and stress-relief anneal conditions，刊載於 Journal of Nuclear Materials 422 (2012) 116–123。	符合規劃進度
4. 完成鋯合金護套應力腐蝕初步實驗結果分析與驗證(9/30)	新購置之鋯合金應力腐蝕測試系統已驗收完成，目前針對鋯 4 合金燃料護套執行碘蒸氣應力腐蝕測試，護套材料受碘腐蝕會降低其破壞韌性值，後續將控制碘分壓大小(碘濃度)研究其對鋯合金護套材料破壞行為的關連性。	符合規劃進度
5. 完成燃料爐心行為分析報告(9/30)	完成分析數據彙整	符合規劃進度
6. 完成鋯合金護套劣化行為研究實驗測試(12/31)	針對不同氫化鋯含量再結晶鋯 4 合金燃料護套執行破壞韌性測試，結果顯示：氫化鋯含量增加會降低護套材料破壞韌性值；但整體而言，再結晶護套材料任性質仍優於應力消除退火鋯合金護套。相關研究成果已撰寫成 SCI 期刊投稿。	符合規劃進度
7. 完成委託研究計畫期中查核紀錄(12/31)	受委託單位已於 11 月 30 日提交結案報告，並於 12 月 5 日派員參加成果報告。	符合規劃進度

肆、本年度計畫經費與人力執行情形

一、計畫經費執行情形：

(一)計畫結構與經費

細部計畫(分支計畫)		研究計畫(分項計畫)		主持人	執行機關	備註
名稱	經費(千元)	名稱	經費(千元)			
核反應器結構與組件行為研究	**6,394**			廖俐毅	核能研究所	

		核反應器結構與組件完整性評估	2,457	康龍全	核能研究所	
		高燃耗燃料護套性質與運轉績效研究	3,937	曾哲聰	核能研究所	

(註 1)計畫請依國家型、由院列管、1000 萬元以上及 1000 萬元以下分類標示。

(二)經資門經費表

預算執行數統計截止日期 102.1.16

項目 / 會計科目		預算數(執行數)/元				備註
		主管機關預算(累計分配數)	自籌款	合計		
				流用後預算數(實際執行數)	占總預算數%(執行率%)	
一、經常支出						
1.業務費		4,325,000 (3,951,002)	0	3,951,002 (3,905,309)	61.79% (98.84%)	業務費流出：373,998
小計		4,325,000 (3,951,002)	0	3,951,002 (3,905,309)	61.79% (98.84%)	
二、資本支出			0			
1.設備費		2,069,000 (2,442,998)	0	2,442,998 (2,442,998)	38.21% (100%)	業務費流入：392,320
小計		2,069,000 (2,442,998)	0	2,442,998 (2,442,998)	38.21% (100%)	
合計	金額	6,394,000 (6,394,000)	0	6,394,000 (6,348,307)	100% (99.29%)	
	占總經費%=分配數÷預算數 (執行率=執行數÷流用後預算數)	100%		(99.29%)		

與原計畫規劃差異說明：

本年度至 12 月份計畫經常支出分配數為 3,951,002 元,實際結報數為 3,905,309 元,執行率達 98.84%；資本支出分配數為 2,442,998 元，實際結報數為 2,442,998 元，執行率達 100%；經資門支出合計分配數為 6,394,000 元，實際結報數合計為 6,348,307 元，總經費執行率達 99.29%。

(三)100 萬以上儀器設備

總期程累計(中綱計畫執行期間累計)：

No.	年度	儀器設備名稱	支出金額(仟元)
1.	99	氫分析儀等相關設備	3,840
2.	99	壓水式水環路系統	9,300
3.	99	放射性污染保溫材之安定性處理設備	1,125
4.	99	低放混凝土障壁材料之透水與透氣量測設備及其他品質檢驗相關設備	2,100
5.	99	阿伐貝他能譜分析儀及多頻道分析儀	1,270
6.	99	廣域環境輻射偵測機器人(含 10 公里以上續航能力、HSDPA 網路資料傳輸裝置、控制與顯示軟硬體、太陽能充電)	2,120
7.	100	應力腐蝕試驗機	3,032
8.	100	電子背向散射繞射儀（Electron back-scattered diffraction, EBSD）	4,500
9.	100	桶型或箱型廢棄物加馬活度量測系統(含輔助設備等)	2,500
10.	101	環境腐蝕試驗機	1,854
	合計		31,641

二、計畫人力運用情形：

(一)計畫人力(人年) 人力統計截止日期 101.12.31

計畫名稱	執行情形	總人力(人年)	研究員級	副研究員級	助理研究員級	助理
分支計畫 核反應器結構與組件行為研究	原訂(全年)	4.8	0.2	1.7	1.2	1.7
	實際	4.7	0.2	1.7	1.2	1.5
	差異	0.1	0	0	0	0.1
分項計畫 核反應器結構與組件完整性評估	原訂(全年)	2.6	0.2	1.1	0.6	0.7
	實際	2.5	0.2	1.1	0.6	0.6
	差異	0.1	0	0	0	0.1
分項計畫 高燃耗燃料護套性質與運轉績效研究	原訂(全年)	2.2	0	0.6	0.6	1
	實際	2.2	0	0.6	0.6	1
	差異	0	0	0	0	0

說明：

研究員級：研究員、教授、主治醫師、簡任技正、若非以上職稱則相當於博士滿三年、或碩士滿六年、或學士滿九年之研究經驗者。

副研究員級：副研究員、副教授、總醫師、薦任技正、若非以上職稱則相當於博士、

碩士滿三年、學士滿六年以上之研究經驗者。

助理研究員級：助理研究員、講師、住院醫師、技士、若非以上職稱則相當於碩士、或學士滿三年以上之研究經驗者。

助　　理：研究助理、助教、實習醫師、若非以上職稱則相當於學士、或專科滿三年以上之研究經驗者。

與原計畫規劃差異說明：

101 年度規劃投入研究人力 4.8 人年，實際投入人力 4.7 人年(即佔規劃人力 98%)，預定與實際投入人力差異主要之因素包括原規劃人員配合全所組織調整及整體需求參與其他工作，以及離職、調職與退休等。

(二)主要人力投入情形(副研究員級以上)

(列出主要人員清單，如副研究員以上、計畫主持人等)

姓名	計畫職稱	投入主要工作及人月數	學、經歷及專長	
廖俐毅	計畫主持人	1.2 核反應器結構與組件行為研究分支計畫主持人	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	原子能工程
康龍全	共同主持人	2 核反應器結構與組件完整性評估分項計畫主持人	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	機械工程
張訓志	副研究員	1 分支計畫資料彙整提報	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	核子工程
周鼎	副研究員	1.2 核反應器結構與組件行為研究	學 歷	碩士
			經 歷	核能研究所
			專 長	土木工程
曾哲聰	共同主持人	2 高燃耗燃料護套性質與運轉績效研究分項計畫主持人	學 歷	博士
			經 歷	核能研究所
			專 長	機械工程
黃維屏	副研究員	1	學 歷	碩士

姓名	計畫職稱	投入主要工作及人月數	學、經歷及專長	
		高燃耗燃料護套性質與運轉績效研究	經 歷	核能研究所
			專 長	機械工程

伍、計畫已獲得之主要成果與重大突破 (含量化成果 output)

一、本計畫重要成果及重大突破

一、核反應器結構與組件完整性評估

1. 依照 NRC RG1.207 法規和 NUREG/CR6909 報告的評估方式，建立核能一級組件環境疲勞評估技術，並應用於龍門電廠飼水管嘴的疲勞案例分析，以確保龍門電廠重要組件的安全性。
2. 以 SASSI 套裝軟體完成獨立之 3D Full model 之有限元素建構，並完成結構地震反應譜之分析。並與龍門核電廠進行案例比對，建力自主的相關技術能力。

二、燃耗對核燃料運轉及貯存性質影響研究：

1. 99 年度計畫成果：建立護套應力腐蝕實驗與潛變實驗系統，潛變部分已進行 400℃、450℃、480℃、500℃下未充氫鋯合金試片實驗；充氫實驗部份已完成含氫 300 ppm 試片製作。另配合實驗技術開發，完成國外期刊論文兩篇，發表與接受各一。
2. 100年度計畫成果：(A).完成燃料行為分析，成果發表於：Journal of the Chinese Institute of Engineers, Volume 34, No. 107, 2011。(B). 完成不同氫化鋯方位對應力消除退火鋯合金護套破壞行為研究，成果發表於國際期刊：“Effect of Hydride Orientation on Fracture Toughness of Zircaloy-4 Cladding”, Journal of Nuclear Materials Volume 408, Issue 1, 1 January 2011。(C).完成再結晶鋯合金護套劣化行為研究：比較不同冶金狀態下護套破壞行為，相關研究成果發表於第一屆亞洲鋯合金研討會，會議論文：“Fracture Properties of Zircaloy-4 Cladding with Recrystallized and Stress-Relieved Annealing Conditions”。(D). 完成再結晶鋯合金護套高溫劣化行為研究，並評估含氫化鋯再結晶護套氫脆效應，已投稿國外學術期刊。(E).完成400℃不同環向應力鋯合金護套徑向潛變行為評估，相關研究發表於2011 IUMRS-ICA (國際亞洲材料大會)。
3. 101年度計畫成果：(A).完成再結晶與應力消除退火鋯合金護套劣化行為研究：比較不同冶金狀態下護套破壞行為，相關研究成果已發表在國際期刊：“Fracture properties of hydrided Zircaloy-4 cladding in recrystallization and stress-relief anneal conditions”, Journal of Nuclear Materials Volume 422, Issue 1-3, March 2012。(B).利用缺口拉伸試驗

分析鈦合金析出相對鈦合金的脆性破壞的影響，並利用缺口尖端應力分析研究其與破壞韌性測試的關聯性，設計一脆性破壞指數來代表材料的韌脆評估，將來可建立力學分析模型應用在核燃料護套上，相關研究成果已發表在國際期刊：“Notch brittleness of Ti–15V–3Cr–3Sn–3Al“, Materials Science and Engineering: A, Volume 545, 30 May 2012, Pages 20-25。(C).發表會議論文：“Hydrogen concentration effect on fracture toughness of Zircaloy-4 cladding in both recrystallized and stress-relieved states at room temperature,” NuMat2102: The Nuclear Materials Conference。(D).持續針對再結晶鋯合金護套的氫脆行為，研究氫化鋯含量效應對燃料護套的劣化行為評估，燃料護套中氫化鋯含量越高，其破壞韌性損失量越高，此與應力消除退火鋯合金護套趨勢相近；但再結晶鋯合金護套由於氫化鋯的分布不利於微裂縫彼此串聯及成長，所以相同氫化鋯含量條件下，再結晶鋯合金護套的韌性皆優於應力消除退火鋯合金護套，相關研究成果已撰寫成SCI論文投稿。(E).在300^{o}C測試的結果顯示，再結晶鋯合金護套仍然隨著氫化鋯含量增加而遞減，此與應力消除退火鋯合金燃料護套的表徵不同，推測原因為再結晶鋯合金護套容易在護套橫截面外環上形成氫化鋯層緣(hydride rim)，在高溫下局部密集高濃度的氫化鋯，可能引發裂縫成核或加速裂縫成長的劣化行為發生，此一研究成果已投稿至2013年第二屆亞洲鋯合金會議。

二、績效指標項目初級產出、效益及重大突破

績效屬性	績效指標	預期產出量化值	實際產出量化值	效益說明	重大突破
學術成就(科技基礎研究)	A 論文	1 篇	完成 SCI 論文：“Hydrogen concentration effect on the fracture behavior of recrystallized Zircaloy-4 cladding in both recrystallized and stress-relieved states at room temperature”投稿中。 國際研討會：6 篇	現有氫化物對高燃耗燃料鋯合金護套機械性質影響數據極為有限，因會影響燃料運轉績效，且用過核子燃料乾式貯存行為分析也有迫切需求；相關數據將有助提升本所學術地位，且對核能業界有直接貢獻。	
	C 博碩士培育	2 人	許曉弘、孫銘宏		

績效屬性	績效指標	預期產出量化值	實際產出量化值	效益說明	重大突破
	D 研究報告	3 篇	1. 「核反應器組件之環境疲勞分析模式建立」。 2. 「以套裝軟體進行進步型核電廠圍阻體結構樓板地震反應分析之地震輸入研究」。 3. "Hydrogen concentration effect on fracture toughness of Zircaloy-4 cladding in both recrystallized and stress-relieved states at room temperature"，發表於 NuMat2102: The Nuclear Materials Conference。	1.提供現有核電廠依據新標準及新技術執行耐震安全評估與結構完整性評估之參考。 2.提供新一代核電廠的設計地震評估與反應器設計分析技術之最新發展。 3.核燃料不同升載運轉策略績效評估及氫化物對鋯合金護套機械性質影響評估。	

陸、主要成就及成果之價值與貢獻度(outcome)

一、學術成就(科技基礎研究) (權重 20%)

一、核反應器結構與組件完整性評估

1. 本計畫在核能組件疲勞分析方面改進傳統未考慮水媒影響的分析方法，採用環境影響因子確實評估核能一級組件在水中的疲勞壽命，並完成研究報告1篇，提供後續工程評估與研究發展的參考。
2. 本計畫在核能結構的地震反應分析方面建立(1)地震控制輸入點在層化土壤之傳遞計算分析，(2)獨立之三維有限元素計算分析能力，並完成研究報告1篇，提供後續相關研究發展的基礎。

二、燃耗對核燃料運轉及貯存性質影響研究：

1. 99 年度計畫成果：完成國外期刊論文兩篇，發表與接受各一。
2. 100 年度計畫成果：(A).完成燃料行為分析，成果發表於：Journal of the Chinese

Institute of Engineers, Volume 34, No. 107, 2011。(B). 完成不同氫化鋯方位對應力消除退火鋯合金護套破壞行為研究，成果發表於國際期刊：“Effect of Hydride Orientation on Fracture Toughness of Zircaloy-4 Cladding”, Journal of Nuclear Materials Volume 408, Issue 1, 1 January 2011。(C).完成再結晶鋯合金護套劣化行為研究：比較不同冶金狀態下護套破壞行為，相關研究成果發表於第一屆亞洲鋯合金研討會，會議論文：“Fracture Properties of Zircaloy-4 Cladding with Recrystallized and Stress-Relieved Annealing Conditions”。(D).完成再結晶鋯合金護套高溫劣化行為研究，並評估含氫化鋯再結晶護套氫脆效應，已投稿國外學術期刊。(E).完成400℃不同環向應力鋯合金護套徑向潛變行為評估，相關研究發表於 2011 IUMRS-ICA (國際亞洲材料大會)。

3. 101 年度計畫成果：(A).完成再結晶與應力消除退火鋯合金護套劣化行為研究：比較不同冶金狀態下護套破壞行為，相關研究成果已發表在國際期刊：“Fracture properties of hydrided Zircaloy-4 cladding in recrystallization and stress-relief anneal conditions”, Journal of Nuclear Materials Volume 422, Issue 1-3, March 2012。(B).利用缺口拉伸試驗分析鈦合金析出相對鈦合金的脆性破壞的影響，設計一脆性破壞指數來代表材料的韌脆評估，將來可應用在核燃料護套，相關研究成果已發表在國際期刊：“Notch brittleness of Ti–15V–3Cr–3Sn–3Al“, Materials Science and Engineering: A, Volume 545, 30 May 2012, Pages 20-25。(C).發表會議論文：“Hydrogen concentration effect on fracture toughness of Zircaloy-4 cladding in both recrystallized and stress-relieved states at room temperature,” NuMat2102: The Nuclear Materials Conference。(D).持續針對再結晶鋯合金護套的氫脆行為，研究氫化鋯含量效應對燃料護套的劣化行為評估，相關研究成果已撰寫成 SCI 論文投稿。(E).300^{o}C 測試環境，再結晶鋯合金護套仍然隨著氫化鋯含量增加而遞減，推測原因為再結晶鋯合金護套容易在護套橫截面外環上形成氫化鋯層緣(hydride rim)，在高溫下局部密集高濃度的氫化鋯，可能引發裂縫成核或加速裂縫成長的劣化行為發生，此一研究成果已投稿至 2013 年第二屆亞洲鋯合金會議。

二、技術創新(科技整合創新) (權重 30%)

一、核反應器結構與組件完整性評估

1. 本計畫考量水環境對重要核能組件的影響，利用環境疲勞修正因子（F_{en}）來修正原始設計的累計疲勞使用因子（cumulative usage factor, CUF）的作法係整合美國近年來發展的作法，雖非技術創新但在國內應屬首次技術引進；自行開發的疲勞分析資料庫軟體方便後續的分析工作，可增進評估效益。
2. 在核能結構的地震反應分析方面，利用多核心運算技術進行三維的 full model 地震反應分析並與原始二維模型比對，驗證其可確定性及運跑有效性。

二、燃耗對核燃料運轉及貯存性質影響研究：

1. 99 年度：建立護套腐蝕實驗系統與護套潛變實驗儀器校正與記錄器測試。除了運用本所獨特之鋯合金試片充氫技術，完成氫含量 300 ppm 之試片製作，潛變實驗部份已開始進行未充氫試片之數據量測。
2. 100 年度：(A)建立鋯合金護套氫含量分析設備，並可配合美國電力研究所 EPRI 委託之「鋯合金材料照射研究試片氫化，分析量測鋯合金護套之氫含量。(B)經由驗證核電廠燃料設計準則與運轉經驗，研究護套應力腐蝕與潛變行為，特別考量鋯合金護套冶金性質與氫化鋯效應，建立本所核燃料爐心行為分析與影響評估技術。(C)利用雷射影像處理方析技術，量測鋯合金護套徑向潛變之變形量。
3. 101 年度：(A)開發碘蒸氣產生器並裝置於拉伸試驗機，建立鋯合金碘蒸氣應力腐蝕測試系統，可精確控制碘蒸氣分壓進行鋯合金護套應力腐蝕測試，此一系統為本所自行設計研發完成，未來研究成果可提供用過核燃料在貯存期間，鋯合金護套的應力腐蝕劣化行為評估。(B)針對鋯合金護套的氫化鋯層緣析(hydride rim)出行為進行研究，了解其在燃料護套韌性上的影響。

三、經濟效益(產業經濟發展) (權重 15%)

一、核反應器結構與組件完整性評估

1. 本計畫利用環境疲勞修正因子（F_{en}）來修正依據ASME設計規範計算所得之累

計疲勞使用因子的作法與所建立的疲勞分析資料庫軟體可用於其他核能一級組件的評估，除了協助管制單位評估核電廠的安全性外，未來亦可供電廠組件設計評估之用，有潛在的經濟效益。

2. 在核能結構的地震反應分析方面，利用多核心快速運算技術進行三維的full model之獨立地震反應分析，除了可協助管制單位獨立進行廠商提供之複雜計算分析報告以評估核電廠的地震安全性，未來亦可用來快速了解電廠受實際地震侵襲後之地震安全評估之用，具有極可關的潛在經濟效益。

二、燃耗對核燃料運轉及貯存性質影響研究

國內核電廠運轉已有一段歷史，原貯存用過燃料棒之用過燃料池已不敷使用。本研究針對用過燃料行為及完整性進行研究，提供用過燃料貯存性質相關技術資訊，協助用過燃料貯存桶的設計與相關諮詢，有助於國內用過燃料乾式貯存產業的建立與推行。

四、社會影響(民生社會發展、環境安全永續) (權重 20%)

一、核反應器結構與組件完整性評估

1. 本計畫執行的龍門電廠飼水管嘴案例分析，評估該核能一級組件在水環境下的疲勞壽命，計算得到的累計疲勞使用因子仍小於法規限值，有助於加強核能組件結構安全並減少民眾之疑慮。

2. 在核能結構的地震反應分析方面，所建立之多核心快速運算之獨立地震反應分析，可協助管制單位獨立進行評估核電廠的地震安全性，並於核電廠在受實際地震侵襲後之立即快速地進行地震安全之影響評估，有助於減少民眾對於核電之地震安全疑慮。

二、燃耗對核燃料運轉及貯存性質影響研究

福島意外事故後，國人對於用過核子燃料極為關注，本研究可應用於用過核子燃料行為及完整性進行評估，提供核能產業及國人對於用過燃料棒貯存相關安全資訊，消除社會大眾對於用過燃料貯存與管理之安全疑慮，有助於國內用過核子燃料乾式貯存計畫推行。

五、其它效益(科技政策管理及其它) (權重 15%)

一、核反應器結構與組件完整性評估

1. 本計畫研究的疲勞與破壞力學相關技術用於支援原能會執行「核二廠一號機反應器支撐裙板螺栓斷裂」審查，提供管制單位關於震動、金屬疲勞與破壞等相關技術的諮詢與支援。
2. 本計畫在核能結構的地震反應分析方面建立(1)地震控制輸入點在層化土壤之傳遞計算分析，(2)獨立之三維有限元素計算分析能力，可提供管制單位進行必要的獨立驗證分析能力。

二、燃耗對核燃料運轉及貯存性質影響研究

1. 參加第一屆亞洲鋯合金會議，宣讀本所在鋯合金護套氫脆行為上的研究成果，並聽取中國、韓國及日本等國在鋯合金材料的相關研究，與各國學者相互交流提升本所研發能量。
2. 參加 2011 IUMRS-ICA (國際亞洲材料大會)，將核能材料的研究成果推廣及相關產業。
3. 參加 NuMat2102: The Nuclear Materials Conference 國際研討會，發表本所在鋯合金護套破壞韌性與氫脆效應的相關研究成果，並與國外學術研究機構人員討論未來氫化鋯有限元素模擬分析資訊交流與發展應用。

柒、與相關計畫之配合

本計畫在「燃耗對核燃料運轉及貯存性質影響研究」分項與相關計畫之配合如下述:

1. 參與美國 EPRI 主導之 NFIR-6 國際合作計畫，掌握國際核燃料護套材料與燃料之重點議題，享研發成果。另承接該計畫鋯合金試片充氫委託工作，以配合後續照射實驗，協助提升國內核燃料可靠度。
2. 本所承辦 NFIR-6「第 62 屆國際核燃料工業研究計畫指導委員會議」，於 10 月 16-18

日假台北圓山飯店正式登場。計有 10 個國家 32 位國外專家參與。原能會主任委員蔡春鴻及副主委周源卿先生皆親臨並主持晚宴及歡迎酒會。10 月 19 日部份與會專家 NFIR 計畫主持人 Dr. Suresh Yagnik、美國 GNF Dr. Y.P. Lin、法國 CEA Dr. Jean Noiroe 及日本 NFD Dr. Kan Sakamoto 等人前來核研所進行訪問。

3. 參加第七屆延長貯存合作計畫(Extended Storage Coballoration Program，ESCP)，除介紹本所在核燃料上的研究成果，並聽取與會各國學者的研究成果與未來研究方向，促進本所與國際上國家實驗室達成學術交流及研究技術引進。

捌、後續工作構想之重點

一、核反應器結構與組件完整性評估

1. 繼續探討水媒效應對核能組件疲勞壽命影響等評估技術的發展，並研究 3D 技術在重要組件應力分析的發展與新議題，以強化核能組件結構完整性之安全評估技術。
2. 在核能結構的地震反應分析方面，將在本年度之研究基礎上落實該技術之移轉與傳承，並繼續在 SASSI 的環境下精進此一分析技術。

二、燃耗對核燃料運轉及貯存性質影響研究

高燃耗燃料鋯合金護套氫含量與氫化物對材料性質影響目前所知仍然有限，藉由核研所之鋯合金試片充氫技術可以模擬高燃耗燃料護套，後續規劃之潛變實驗，對未來乾式貯存之安全分析應用有極大幫助。

玖、檢討與展望

本計畫主要目標為進行核反應器安全相關之前瞻研究，以供我國核安相關單位研擬管制決策之參考。本年度執行檢討與展望敘述如下：

一、核反應器結構與組件完整性評估

1. 近年來，各主要核能工業國家陸續進行水媒效應對反應器結構與組件疲勞壽命的影響研究，探討金屬組件在空氣中與高溫水環境中的疲勞壽命差異。本計畫第一個年度即收集並研究水媒效應對反應器組件疲勞壽命的影響，並參考美國 NRC 的管制導則與法規執行龍門電廠反應器飼水管嘴之疲勞案例分析，發現其運轉壽命可能低於原設計值，並建議龍門電廠加強疲勞監測措施。未來除了持續精進相

關金屬組件的疲勞壽命評估技術外，將研究 3D 應力分析技術在核反應器結構完整性評估的新議題與技術，探討 3D 分析技術與傳統方法的異同。

2. 本計畫在核能結構的地震反應分析方面本年度建立(1)地震控制輸入點在層化土壤之傳遞計算分析，(2)獨立之三維有限元素計算分析能力，可提供管制單位進行必要的獨立驗證分析能力，來年將在此基礎上落實該技術之移轉與傳承，並繼續在 SASSI 的環境下精進此一分析技術。

二、燃耗對核燃料運轉及貯存性質影響研究

高燃耗燃料的乾式貯存為目前國際上迫切的議題，無論是設計、運轉或安全上僅有原則性的敘述。本所應加強高燃耗燃料的相關研究，並與國際研究團體合作交流，協助未來國內高燃耗用過核子燃料乾式貯存作業。福島核災後，核能安全的提升更為人民關注與期盼，本所隸屬政府團隊，應主動積極發掘潛在議題，提早提出因應對策。

填表人：計畫主持人 聯絡電話：03-4711400 轉 2550 傳真電話：03-4111237
E-mail：lyliao@iner.gov.tw

主管簽名：_____

附錄一、佐證資料表

【A 學術成就表】

中文題名	第一作者	發表年(西元年)	文獻類別	引用情形	獲獎情形	論文出處
再結晶及應力消除退火下氫化鋯 4 合金護套破壞性質 Fracture properties of hydrided Zircaloy-4 cladding in recrystallization and stress-relief anneal conditions	許曉弘	2012	c	N	N	Journal of Nuclear Materials 422 (2012) 116–123
再結晶與應力消除退火鋯 4 合金破壞行為 Fracture Properties of Zircaloy-4 Cladding with Recrystallized and Stress-Relieved Annealing Conditions	許曉弘	2011	f	N	N	第一屆亞洲鋯合金研討會
再結晶鋯 4 合金護套氫脆效應 Effect of hydrogen embrittlement on recrystallized Zircaloy-4 cladding	許曉弘	2011	f	N	N	2011 IUMRS-ICA (國際亞洲材料大會)
再結晶及應力消除退火下氫化鋯 4 合金護套破壞性質 Fracture properties of hydrided Zircaloy-4 cladding in recrystallization and stress-relief anneal conditions	許曉弘	2012	c	N	N	Journal of Nuclear Materials 422 (2012) 116–123
鈦合金 Ti–15V–3Cr–3Sn–3Al 缺口脆性	許曉弘	2012	c	N	N	Materials Science and Engineering:

Notch brittleness of Ti–15V–3Cr–3Sn–3Al						A Volume 545 (2012) 20-25
室溫環境再結晶與應力消除退火鋯 4 合金護套破壞韌性之氫化鋯含量效應 Hydrogen concentration effect on fracture toughness of Zircaloy-4 cladding in both recrystallized and stress-relieved states at room temperature	許曉弘	2012	f	N	N	NuMat2102: The Nuclear Materials Conference

註：文獻類別分成 a 國內一般期刊、b 國內重要期刊、c 國外一般期刊、d 國外重要期刊、e 國內研討會、f 國際研討會、g 著作專書；引用情形分成 Y1 被論文引用、Y2 被專利引用、N 否；獲獎情形分成 Y 有獲獎、N 否；論文出處列出期刊名稱，卷期，頁(如科學發展月刊，409 期，頁 6-15)

【C 培育人才表】

姓名	學歷	機構名稱	指導教授
孫銘弘	碩士	台灣科技大學機械工程研究所	趙振綱
許曉弘	博士	臺灣海洋大學材料工程研究所	蔡履文

註：學歷分成 a 博士、b 碩士

【D 研究報告表】

數量	報告名稱	作者姓名	出版年 (西元年)	出版單位
1	以套裝軟體進行進步型核電廠圍阻體結構樓板地震反應分析之地震輸入研究	廖克弘、周鼎	2012	核研所 (審查中)
2	核反應器組件之環境疲勞分析模式建立	徐康耀、康龍全	2012	核研所
3	Hydrogen concentration effect on fracture toughness of Zircaloy-4 cladding in both recrystallized and stress-relieved states at room temperature	許曉弘	2012	NuMat2102: The Nuclear Materials Conference

附錄二、佐證圖表

一、 核反應器結構與組件完整性評估

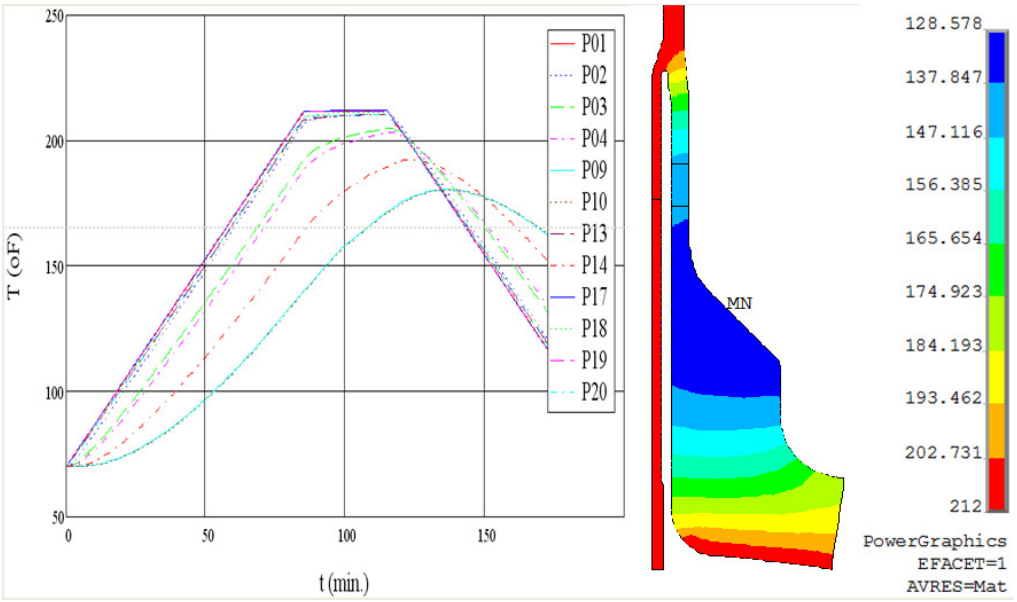


圖 1.1 龍門電廠飼水管嘴組件在暫態負荷下之熱分析和熱應力分析結果

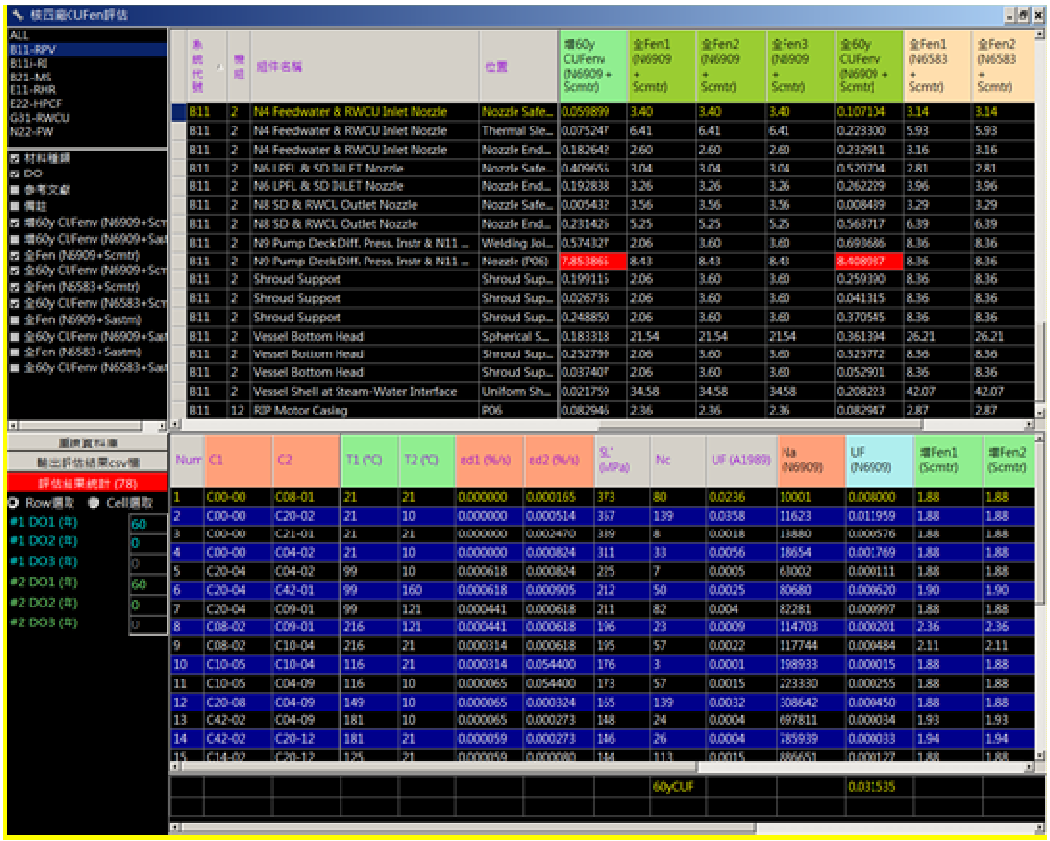


圖 1.2 龍門電廠飼水管嘴組件環境效應疲勞評估結果

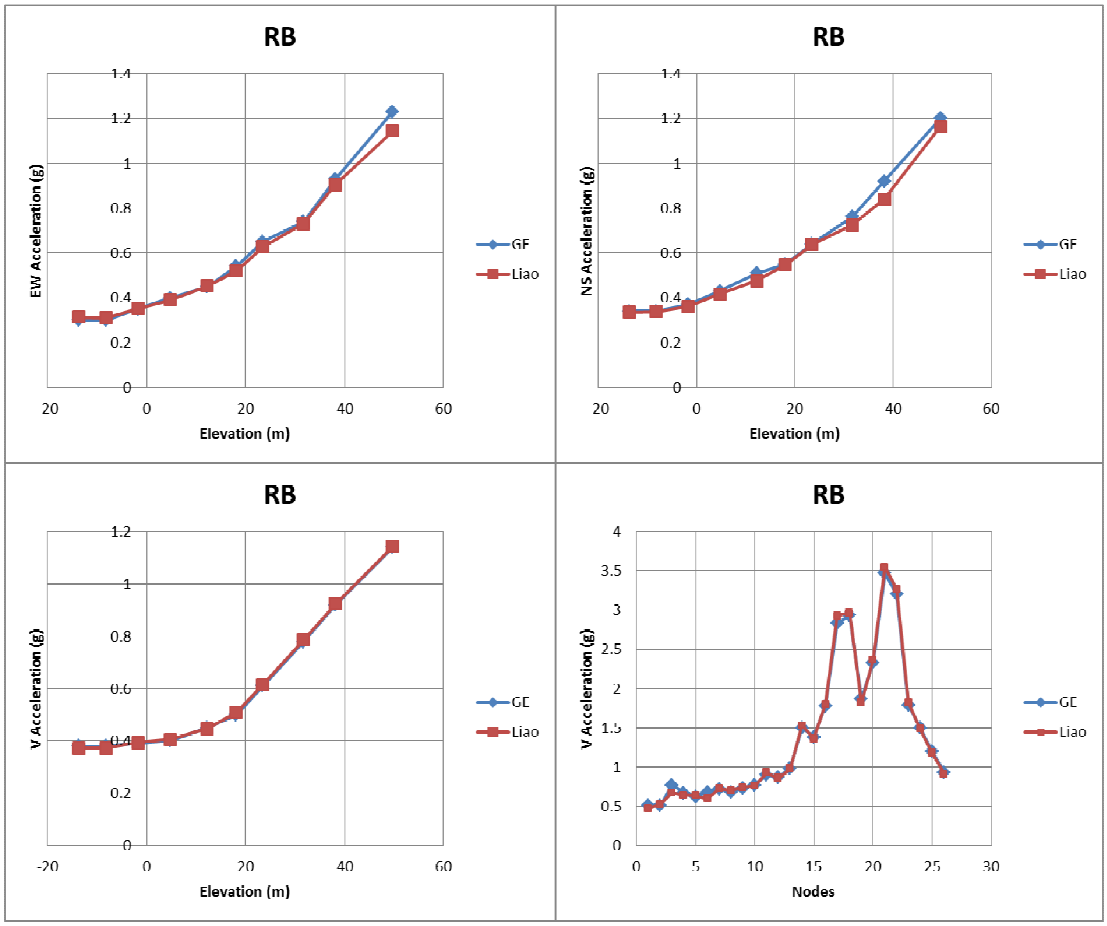


圖 1.3 龍門電廠 RB 各節點最大地震加速度之計算與比對結果

二、 燃耗對核燃料運轉及貯存性質影響研究：

表一 室溫環境再結晶鋯 4 合金護套破壞韌性結果

No.	Temperature (^{o}C)	Hydrogen contents (wppm)	J_{max}* ($J_{max(el)}$+$J_{max(pl)}$) (kJ/m^2)
17rxa-rt04	**25**	**<25**	**168(24+144)**
17rxa-rt05	**25**	**<25**	**155(15+140)**
17rxa-150-rt02	**25**	**197**	**156(28+128)**
17rxa-150-rt04	**25**	**174**	**137(20+117)**
17rxa-300-rt01	**25**	**294**	**133(24+109)**
17rxa-300-rt02	**25**	**350**	**121(21+100)**

17rxa-500-rt01	**25**	**518**	**80(21+59)**
17rxa-500-rt02	**25**	**496**	**70(21+49)**
17rxa-500-rt03	**25**	**538**	**61(23+38)**
17rxa-800-rt01	**25**	**901**	**66(22+44)**
17rxa-800-rt02	**25**	**958**	**51(17+34)**
17rxa-800-rt03	**25**	**746**	**57(18+39)**

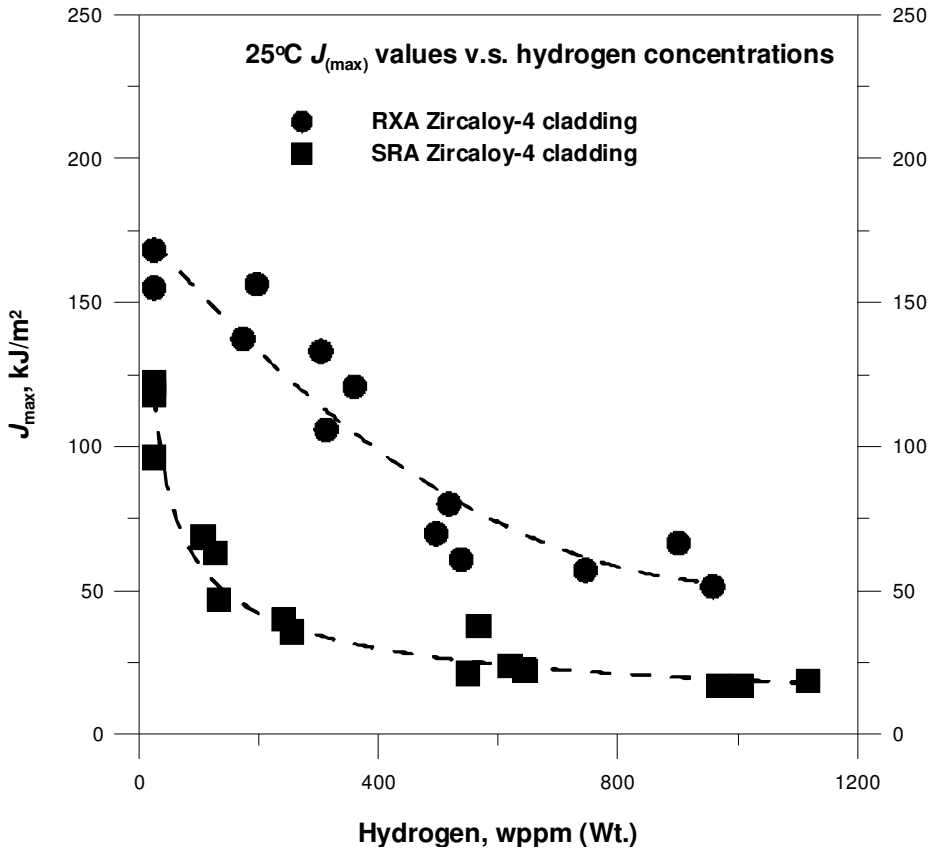


圖 2.1 室溫環境再結晶與應力消除退火鋯 4 合金護套破壞韌性與氫含量關係圖

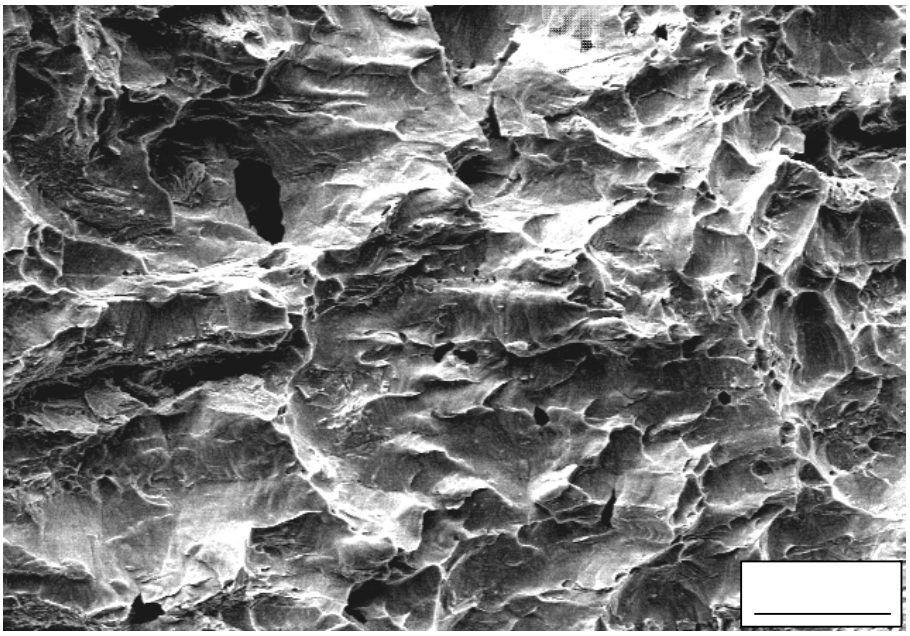


圖 2.2　氫含量 350 wppm 再結晶鋯 4 合金護套破斷面 SEM 分析

附錄三、101 年度期中審查意見回覆辦理情形

101 年度科技計畫期中審查意見回覆辦理情形

計畫名稱			
主管機關	原子能委員會	執行單位	核能研究所
回覆審查委員意見承諾改進強化項目		辦理情形	
1. Page 1 高燃耗燃料計畫之目的為"...提升電廠績效，避免緊急停機及替代能源損失"之說明與總計畫"確保核安管制品質，增進民眾對核能安全之信心..."之目標並不一致，建議檢討修正。		謝謝委員指導，遵照指示將「高燃耗燃料護套性質與運轉績效研究」計畫說明不一致地方修正 P. 1。	
2. Page 14 完成委託案簽約之達成情形，請註明簽約計畫名稱。		謝謝委員指導，已補充簽約計畫名稱，P. 14。	
3. Page 14 完成土壤地層地震傳遞分析，請補充具體達成內容。		謝謝委員指導，已補充說明，P. 15。	
4. Page 15 第 3 項請確認是否已依計畫完成 SCI 論文投稿。		謝謝委員指導，補充發表論文：Fracture properties of hydrided Zircaloy-4 cladding in recrystallization and stress-relief anneal conditions，刊載於 Journal of Nuclear Materials 422 (2012) 116–123，P. 15。	
5. Page 17 設備費支用僅達分配數 21.78%或全年預算之 9.81%，請加強說明落後原因及改善規劃。		謝謝委員指導，已加強說明落後原因及改善規劃 P. 18。	

6. Page 18 第 2 分項實際投入人力有誤，請釐清修正。	謝謝委員指導，已修正 P. 18。
7. Page 20 建議增列地震相關研究及壓力測試研議成果。	謝謝委員指導，增列地震相關研究及壓力測試期中成果 P. 21。
8. Page 20 第(1)項第 1 行說明文字請修正(“破”應移至”壞”之前)。	謝謝委員指導，已修正 P. 21。
9. Page 21 與 Page 25 學術成就量化及質化說明應盡可能一致，請補充強化。	謝謝委員指導，Page 25 排版錯誤，已修正學術成就量化及質化說明前後一致，並強化補充說明 P. 27。
10. 建議社會效益中增列壓力測試之分析研議及審查成果效益。	謝謝委員指導，於社會效益中增列壓力測試期中成果 P. 41。
11. 建議將地震研究成果效益增列於社會或其他效益中。	謝謝審查委員指導，增列地震研究成果效益於其他效益中，P. 44。
12. Page 45 請補充研究報告名稱。	謝謝審查委員指導，已補充研究報告名稱，P. 46,47。

附錄四、101 年度期末審查意見回覆

核能研究所 101 年度科技計畫(期末)成果效益報告審查委員意見及回覆表

計畫名稱：核反應器結構與組件行為研究	
審查單位：核能研究所	
審查委員意見	回復說明
1.Page 2 第參、一節第一行敘及「….係 4 年期程(99.1.1-102-12.30…..)」應修正為「…係 4 年期程(99.1.1-102.12.30)….」。	謝謝審查委員意見，已修訂。
2. Page 5 第 8 項之「達成情形」第 2 行敘及「…累計疲勞使用因子（CUF_{env}）…」與 Page 15 第二、一、1 節第 2 行「…累計疲勞使用因子（cumulative usage factor, CUF）…」兩者英文措辭不一，請予以更正之。	謝謝審查委員意見，下標 env 表示考慮環境(environment)對 CUF 之影響，避免混淆，統一英文措辭為 CUF。
3.Page 7 本計畫年度預算執行率僅達 87.9%，尚有約 77 萬未能執行，是否除了 3 位中國大陸公差未能執行的經費落差外，尚有其他落後原因?	謝謝審查委員意見，原預算執行率填表日期為 101.12.20，目前更新至 102.1.3，已審執行率達 95%。原 77 萬未能執行中有約 70 萬已發債，未來檢討及加強預算執行情形，避免相同情況發生。
4.Page 18 第 3 行敘及「…10 月 19 日部份會與專家…」其中「會與」應為「與會」之誤，惠請更正之。	謝謝審查委員意見,「會與」更正為「與會」。
5.Page 20「附錄一、【A 學術成就表】」第 4 篇論文之第一作者為台科大機械所教授，宜加列本所計畫參與同仁姓名(或不列計?)。	謝謝審查委員意見，予以刪除，不列計。
6.Page 21「附錄一、【A 學術成就表】」第 7 篇論文係屬 NuMat2102 之國際會議論文，然在「文獻類別」一欄卻誤歸屬為「d 國外重要期刊」，請惠予更正之。	謝謝審查委員意見，已將「d 國外重要期刊」更正為「f 國際研討會」