

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

(環境科技)(能源領域)

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

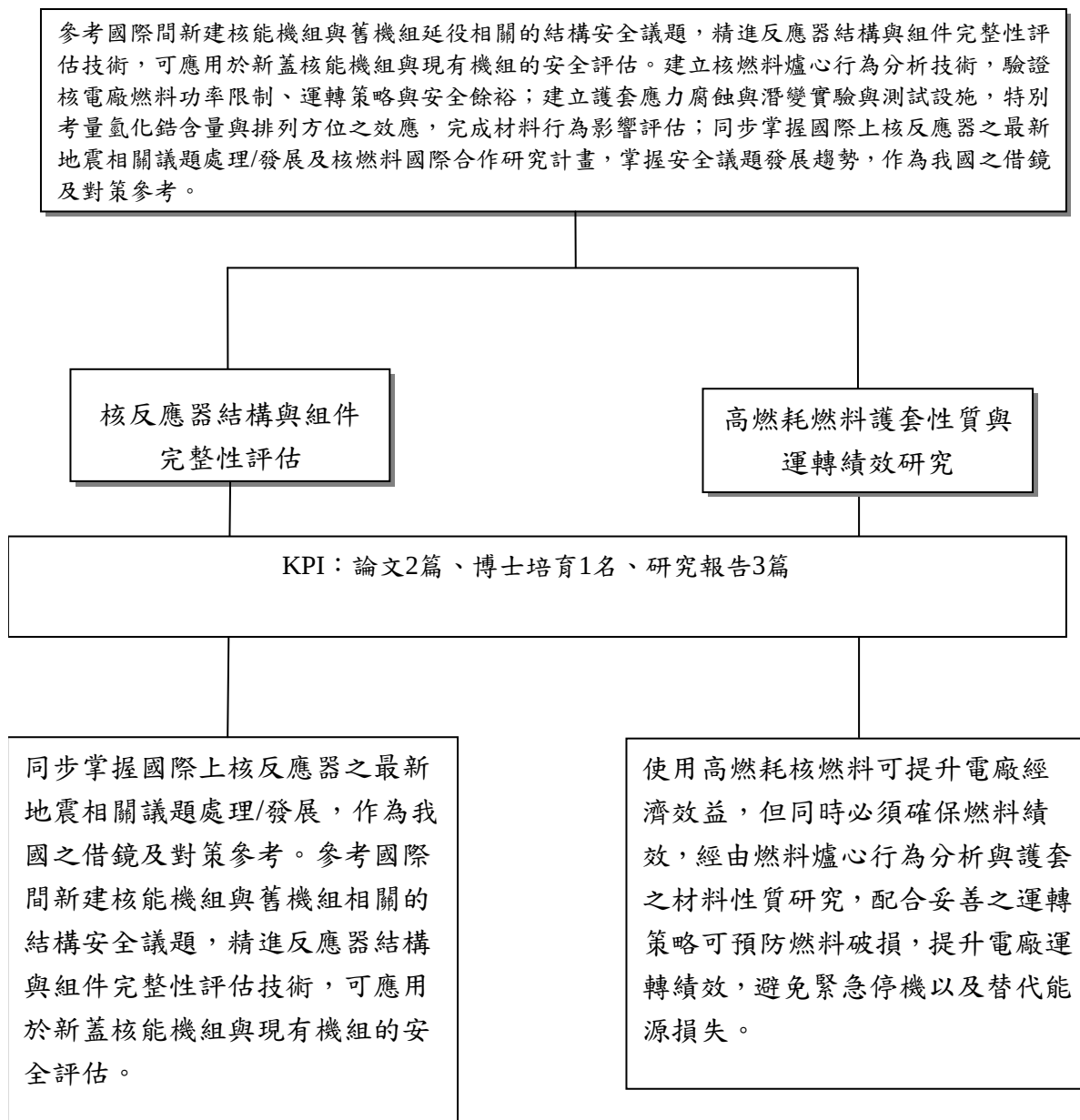
目錄

壹、科技施政重點架構圖：	3
貳、基本資料：	4
參、計畫目的、計畫架構與主要內容	4
一、計畫目的與預期成效：	4
二、計畫架構(含樹狀圖)：	4
三、計畫主要內容	5
四、本年度預期目標及實際達成情形	5
肆、計畫經費與人力執行情形	8
一、計畫經費執行情形：	8
(一)計畫結構與經費	8
(二)經資門經費表	9
(三)計畫人力	9
(四) 主要人力投入情形(副研究員級以上)	10
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	13
陸、主要成就及成果之價值與貢獻度 (outcome)	14
一、學術成就(科技基礎研究) (權重 25%)	14
二、技術創新(科技整合創新) (權重 30%)	16
三、經濟效益(產業經濟發展) (權重 5%)	17
四、社會影響(民生社會發展、環境安全永續) (權重 25%)	18
五、其它效益(科技政策管理及其它) (權重 15%)	19
柒、與相關計畫之配合	20
捌、後續工作構想之重點	21
玖、檢討與展望	21
附錄一、佐證資料表	23
附錄二、佐證圖表	25
附錄三、102 年度期中審查意見回覆	28
附錄四、102 年度期末審查意見回覆	30

第二部分：政府科技計畫成果效益報告

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：102-2001-02-05-01

計畫期間(全程)：99 年 1 月 1 日至 102 年 12 月 31 日

計畫期間(本年度)：102 年 1 月 1 日至 102 年 12 月 31 日

年度經費：5,605 千元 全程經費規劃：197,988 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

註：請依原綱要計畫書上所列計畫目的、架構、主要內容填寫

一、計畫目的與預期成效：

本計畫原名為「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。

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)分項計畫繼續執行外，其他分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」。

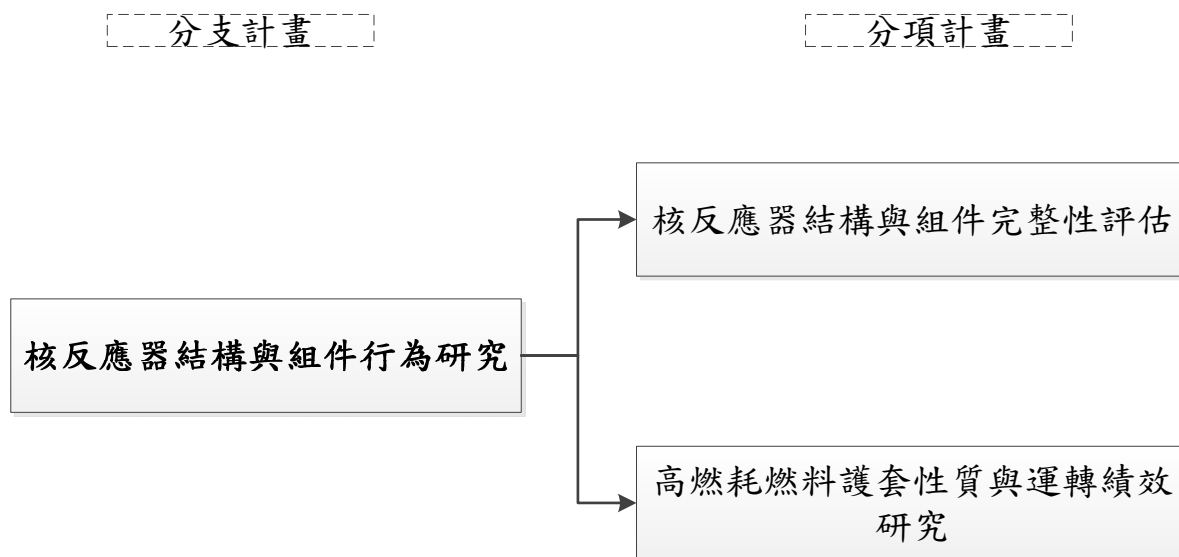
預期效益：

- (1)反應器結構與組件完整性評估技術為確保核能發電安全的關鍵技術，可應用於新蓋核能機組與現有機組的安全評估。
- (2)同步掌握國際上核反應器之最新地震相關處理議題發展作為我國之借鏡及對策參考。
- (3)建立燃料分析技術確認運轉限制並完成氫化護套應力腐蝕與潛變行為評估。

二、計畫架構(含樹狀圖)：

本計畫 102 年度分項計畫包含「核反應器結構與組件完整性評估」和「高燃耗燃料護

套性質與運轉績效研究」，延續去年度之計畫架構，樹狀圖如下：



三、計畫主要內容

本計畫 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

1.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响等評估技術。
- (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。

2.分項計畫102年工作項目為：

- (1)完成 3D 應力分析技術在反應器與重要組件的應用評估
- (2)完成以 SASSI 套裝軟體進行獨立分析樓板地震反應譜分析研究

(二)「高燃耗燃料護套性質與運轉績效研究」分項計畫

1.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)鈾合金護套碘應力腐蝕行為評估。
- (3)鈾合金護套潛變行為評估。

2.分項計畫102年工作項目為：

- (1)高燃耗燃料爐心行為分析，確認程式特性與適用性
- (2)完成鈾合金護套氫化物效應測試與評估
- (3)完成鈾合金護套不同氫化物含量測試與評估

四、本年度預期目標及實際達成情形

年度預期目標(查核點)	實際達成情形	差異分析
1.建立組件 3D 分析數值模型 2.完成土壤結構互制分析運跑精進之委託案開標(3/31)	1.依核四廠 SD 管嘴尺寸分別建立二維和三維幾何模型。 2.完成土壤結構互制分析運跑精進之委託案開標	符合
1.銦合金護套應力腐蝕測試樣品充氫與加工 2.燃料行為 FEMAXI-6 程式分析(3/31)	1.已確立銦合金護套應力腐蝕實驗規劃、樣品試片製備與試驗儀器架設。 2.測試程式增加分析項目輸出功能。	符合
1.不同負載情況下的有限元素應力分析 2.土壤結構互制分析運跑分析期中查訪(6/31)	1. 完成組件承受內壓力和各種機械負荷等應力分析工作。 2. 完成土壤結構互制分析運跑分析期中查訪	符合
1.銦合金護套母材應力腐蝕測試數據整理與分析 2.燃料行為 FRAPCON-3 程式分析(6/31)	1. 完成 8 組銦合金護套不同實驗條件下之拉伸測試。 2. 完成 FRAPCON-3 程式於破損燃料之案例分析測試。	符合
依據 ASME 法規進行應力分類與比對(9/30)	已完成核能一級組件之二維及三維熱應力分析及機械負荷分析，並依 ASME 規章進行應力分類與檢核。	符合
1.高溫氫化銦合金護套應力腐蝕測試 2.燃料行為程式數據分析(9/30)	1.完成充氫與未充氫試片實驗，進行數據比對與討論。 2.進行 FRAPCON3 程式案例分析。	符合
1.撰寫應力分析報告 2.土壤結構互制分析運跑報告撰寫查核及驗收(12/31)	1.完成 2 篇應力分析報告 2.完成土壤結構互制分析運跑報告撰寫查核及驗收	符合
1.撰寫銦合金護套應力腐蝕劣化行為研究報告 2.撰寫燃料爐心行為分析評估研究報告(12/31)	1.完成實驗分析測試與報告撰寫。 2.完成 FRAPCON-3 程式燃料行為分析驗證研究報告。	符合

核反應器結構與組件完整性評估：

查核點達成情形				
月份	查核點名稱	預定	實際	辦理情形
3	1.完成核能組件數值模型 2.完成土壤結構互制分析運跑分析委託案開標	102/03/31 完成	102/03/31 符合	1.完成 SD 管嘴組件數值模型。2.完成土壤結構互制分析運跑分析委託案開標
6	1.土壤結構互制分析運跑分析期中查核紀錄	102/06/30 完成	102/06/30 符合	完成土壤結構互制分析運跑分析期中查訪
9	1.完成 2D 與 3D 組件應力分析與比對	102/09/30 完成	102/09/30 符合	完成 2D 與 3D 組件應力分析與比對
12	1.完成 3D 應力分析技術在反應器與重要組件的應用評估 2.完成土壤結構互制分析運跑期末報告驗收	102/12/31 完成	102/12/31 符合	1. 完成 3D 應力分析技術在反應器與重要組件的應用評估 2. 完成土壤結構互制分析運跑期末報告驗收

高燃耗燃料護套性質與運轉績效研究：

查核點達成情形				
月份	查核點名稱	預定	實際	辦理情形
3	1.完成年度設備儀器採購作業	102/03/31 完成	102/03/31 符合	已提出 SEM 設備採購案。
6	1.完成鋁合金護套母材應力腐蝕測試	102/06/30 完成	102/06/30 符合	完成鋁合金護套母材應力腐蝕測試
9	1.完成氫化鋁合金護套應力腐蝕測試	102/09/30 完成	102/09/30 符合	完成充氫試片與部分未充氫試片之實驗。
12	1.完成鋁合金護套劣化行為研究報告 2.完成燃料爐心行為分析評估研究報告	102/12/31 完成	102/12/31 符合	1.完成實驗數據彙整與報告撰寫。 2.完成 FRAPCON-3 程式燃料行為分析驗證研究報告。

本(102)年度已過期間(自 102 年 1 月 1 日起至 102 年 12 月 31 日止)計畫實施情形：

(一)核反應器結構與組件行為研究 1.核反應器結構與組件完整性評估	1. 分別完成二維及三維應力分析，並依據 ASME 法規進行應力分類與檢核工作。 2. 完成三維應力分析技術在反應器與重要組件的應用評估。
2. 高燃耗燃料護套性質與運轉績效研究	1. 鋁合金劣化研究，完成 Zircaloy-4 合金護套經退火再結晶熱處理並且具不同氫含量下的破壞韌性性質研究。結果發現鋁合金護套之熱處理可提升其機械性質，論文已完成撰寫並接受刊登。此外充氫後鋁合金護套材料在碘應力環境下之腐蝕劣化研究已完成並已獲得初步結論。 2. FRAPCON-3 程式於破損燃料之分析應用：軸向功率必須加強簡化才能於設定時間完成分析。該案例中，燃料棒軸向功率快速變化時發生破損，護套應力於破損位置呈現相對升高現象，趨勢與另一程式 FALCON 結果相近。

肆、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	5,605			廖俐毅	核能研究所	
		核反應器結構與組件完整性評估	2,151	康龍全	核能研究所	

		高燃耗燃料 護套性質與 運轉績效研 究	3,454	曾哲聰	核能研究所	
--	--	------------------------------	-------	-----	-------	--

(二)經資門經費表

預算執行數統計截止日期 102.1.16

會計科目 項目		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)	
一、經常支出					
1.業務費		3,998,000 (3,998,000)		3,998,000 (3,952,000)	71 % (99%) 業務費流出：
小計		3,998,000 (3,998,000)		3,998,000 (3,952,000)	71 % (99%)
二、資本支出					
1.設備費		1,607,000 (1,607,000)		1,607,000 (1,607,000)	29% (100%) 業務費流入：
小計		1,607,000 (1,607,000)		1,607,000 (1,607,000)	29% (100%)
合 計	金額	5,605,000 (5,605,000)		5,605,000 (5,559,000)	100 % (99%)
	占總經費%	100%		99%	
	=分配數÷預算				
	數 (執行率=執行 數÷流用後預 算數)				

請將預算數及執行數並列，以括弧表示執行數。

與原計畫規劃差異說明：無差異

(三)計畫人力

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
核反應器結構與組件完整性評估	原訂	1.5	0.2	0.6	0.2	0.5
	實際	1.73	0.58	0.41	0	0.74
	差異	0.23	0.38	-0.19	-0.2	0.24
高燃耗燃料護套性質與運轉績效研究	原訂	2.2	0	0.6	0.6	1
	實際	2.94	0	0.44	0	2.5
	差異	0.74	0	-0.16	-0.6	1.5

(四) 主要人力投入情形(副研究員級以上)

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	1.8 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	5.16 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	0.6 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	3.4 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
徐康耀	副研究員	0.7 核反應器結構與組件行為研究	學歷	碩士
			經歷	核能研究所

姓名	計畫職稱	投入主要工作及人月數	學、經歷及專長	
			專 長	機械工程
曾哲聰	共同主持人	5.3 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
楊慶威	副研究員	0.12 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	核子工程
高家揚	副研究員	0.36 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	礦冶材料

與原計畫規劃差異說明：無差異

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) 學術成就：

1. 發表學術論文“The influence of hydride on Fracture toughness of recrystallized Zircaloy-4 cladding”，探討鋁-4 合金護套經過退火再結晶處理 (recrystallization annealed, RXA) 之破壞韌性，結果發現材料的破裂韌性隨著氫含量(150~800 wppm) 增加而降低。然而不管處於 25°C 或 300°C 高溫測試環境下，經 RXA 熱處理的 Zircaloy-4 合金材料皆比相同測試條件下的應力消除退火處理 (stress relief annealed, SRA) 之 Zircaloy-4 護套材料有著較佳的破壞韌性值。實驗發現材料經過退火在結晶熱處理，可以增強 Zircaloy-4 合金的材料韌性。由於其機械性質提升，故可部分消除氫化鋁析出物所造成的劣化效應。
2. 完成研究報告“鋁合金護套碘應力腐蝕劣化行為評估”，結果發現，經充氫 300 wppm H 的鋁合金材料比未充氫的材料在相同測試條件下，發現其劣化程度更為加劇，特別是當測試溫度在 300°C 下，其延性與伸長量皆有明顯的下降，產生腐蝕劣化的行為。
3. 完成「核能一級組件承受機械負荷之二維及三維應力分析比較研究」及「核能一

級組件承受熱負荷之二維及三維應力分析比較研究」論著。

4. 完成土壤結構互制分析的獨立驗證地震分析的全三維有限元素(3D FEM)建模
5. 完成土壤結構互制分析的獨立驗證地震分析及比對(包括 stick model 及 FEM model)
6. 完成均質非平行土層的地震影響分析

(二) 技術創新：

1. 對於核能一級組件之結構設計分析，應用三維有限元素分析方法進行應力分析，並以 ASME 設計規章之安全標準進行檢核，突破以往簡化之二維應力分析技術，利用三維真實尺寸與模型之分析結果更能精確計算出核能組件之結構應力狀態，避免二維簡化分析方法的各式假設以及分析結果的不確定性。
2. 鋁合金護套碘應力腐蝕拉伸試驗所使用的碘蒸氣產生器乃為自行設計開發的技術，此產生器控制碘蒸氣壓並且可成功的裝置於拉伸試驗機，對高燃耗鋁合金護套腐蝕劣化行為研究為重要技術。熱重分析儀(thermo gravimetric analyzer, TGA)，能將試片放置於各種不同組合之混合氣氛環境之下，即時連續記錄重量、溫度、時間等參數變化。最高操作溫度達 $\sim 1600^{\circ}\text{C}$ ，可通氫氣、空氣、氧氣、氮氣、氫氣、氦氣、一氧化碳、二氧化碳等氣體，濕度控制系統亦可提供水氣環境。
3. 在土壤結構互制分析的獨立驗證地震分析上以全三維的有限元素建模是首次應用在台灣核電廠的土壤結構互制地震分析。
4. 以更快速的求解方式完成龐大自由度之土壤結構互制地震分析。

(三) 經濟效益：

1. 藉由三維結構應力分析技術發展，可精確告知電廠核能組件的結構安全性，提供肇因分析，對於組件使用壽命能準確掌握，提早進行維修，有效縮減電廠大修或機組停機時間，提升經濟效益。
2. 獨立建構核電廠反應器廠房的地震分析模式及以更快速的求解方式完成龐大自由度之土壤結構互制地震分析可節省在未來強震侵襲下的地震安全分析所需之時間經濟效益非常可觀(提早一天即可節省數千萬至上億之發電損失)。

(四) 社會影響：

1. 隨著人民對核電廠設計安全性要求日益提升，以核反應器三維模型進行結構應力分析，更能準確地計算出組件在承受各項負荷後之結構強度，藉由本計畫對組件進行三維應力分析研究與技術發展，可充份掌握核反應器結構完整性與安全性，提供管制單位管制核電廠安全之依據，在嚴密的把關之下，使社會大眾處於無核安之疑慮。

2. 獨立建構核電廠反應器廠房的地震分析能力，可確保地震來襲之電廠結構安全增加對於民眾的公信力。

(五) 其他效益：

1. 本次核能組件三維應力分析研究乃針對組件進行一有系統且多項結構安全性檢核之關鍵性分析技術，有別於一般仿間只是利用一般 CAE 軟體建模，並用簡化分析方法所做之組件應力分析；此分析程序可延伸推廣至各項重要設備的結構強度計算，諸如乾式貯存設備、風機以及太陽能等設備，精確掌握其結構完整性，以維護組件的預期功能。
2. 建構核電廠反應器廠房的地震分析能力於本土的專業機構可提升自主的相關技術能力並能掌握國外顧問公司相關分析的正確性對於技術的提昇及核能地震安全均有潛在但重要的影響。

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	原訂值	初級產出量化值	效益說明	重大突破
學術成就(科技基礎研究)	A 論文	2	重要期刊 SCI：2 篇	現有氫化物對高燃耗燃料鋁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	1	0	原規劃核電廠地震反應分析工作委託大學執行，惟研究生招生情形不如預期，但不影響計畫執行。	

績效屬性	績效指標	原訂值	初級產出量化值	效益說明	重大突破
	D 研究報告	3	5 篇	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銦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)

本計畫全程 99 至 102 年，惟自 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)分項計畫繼續執行外，其他分項計畫全部移撥至原能會(核安署)，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(核反應器結構與組件完整性評估)。為符合 101 年度後的計畫內容與可看性，本章僅保留「高燃耗燃料護套性質與運轉績效研究」及「核反應器結構與組件完整性評估」子項計畫全程的工作成果。

一、學術成就(科技基礎研究) (權重 25%)

一、核反應器結構與組件完整性評估

101年度計畫成果：

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。

102年度計畫成果：

1. 應用三維有限元素分析方法進行應力分析，更能精確計算出核能組件之結構應力狀態，突破以往簡化之二維應力分析技術，避免二維簡化分析方法的各式假設以

及分析結果的不確定性。

2. 綜合如有關核電廠土壤結構互制之地震分析，本年度計畫成果有(1)完成土壤結構互制分析的獨立驗證地震分析的全三維有限元素(3D FEM)建模，(2)完成土壤結構互制分析的獨立驗證地震分析及比對，(3)完成均質非平行土層的地震影響分析，(4)以更快速的求解方式完成龐大自由度之土壤結構互制地震分析。

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). 完成不同氫化鋁方位對應力消除退火鋁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).完成再結晶鋁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鋁合金研討會，會議論文：“Fracture Properties of Zircaloy-4 Cladding with Recrystallized and Stress-Relieved Annealing Conditions”。(D).完成再結晶鋁合金護套高溫劣化行為研究，並評估含氫化鋁再結晶護套氫脆效應，已投稿國外學術期刊。(E).完成 400°C 不同環向應力鋁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鋁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).持續針對再結晶鋁合金護套的氫脆行為，研究氫化鋁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°C 測試環境，再結晶鋁合金護套仍然隨著氫化鋁含量增加而遞減，推測原因為再結晶鋁合金護套容易在護套橫截面外環上形成氫化鋁層緣(hydride rim)，在高溫下局部密集高濃度的氫化鋁，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 年第二屆亞洲鋁合金會議。

4. 102 年度計畫成果：(A)研究成果完成學術論文“The influence of hydride on Fracture toughness of recrystallized Zircaloy-4 cladding”，投稿至 Journal of Nuclear Materials 已被接受。該文主要探討 Zircaloy-4 合金護套經過退火再結晶處理 (recrystallization annealed, RXA) 的破壞韌性。結果發現材料的破裂韌性隨著氫含量(150~800 wppm)增加而降低。然而不管處於 25°C 或 300°C 高溫測試環境下，經 RXA 熱處理的 Zircaloy-4 合金材料皆比相同測試條件下的應力消除退火處理 (stress relief annealed, SRA) 之 Zircaloy-4 護套材料有著較佳的破壞韌性值。實驗發現材料經過退火再結晶熱處理，可以增強 Zircaloy-4 合金的材料韌性。由於其機械性質提升，可消除部分氫化銦析出物所造成的劣化效應。(B)研究報告部分，銦合金護套應力腐蝕劣化行為評估結果發現，經充氫 300 wppm H 的銦合金材料比未充氫的材料在相同測試條件下，發現其劣化程度更為加劇，特別是當測試溫度在 300°C 下，其延性與伸長量皆有明顯的下降，產生腐蝕劣化的行為。由於高燃耗燃料護套氫含量升高，而分裂產物也同時增加，對護套而言應力腐蝕確實對機械強度造成負面影響，因此未來燃料棒完整性評估應該建立合理的修正方法。(C)發表會議論文“Effect of Hydrogen on the Oxidation Kinetics of Zircaloy-4 Cladding at 650°C in Air”，發表於第二屆亞洲銦合金研討會，該文探討核燃料銦合金護套在空氣環境與水氣環境下，溫度在 500~800°C 區間之氧化行為，模擬用過燃料高溫無適度冷卻循環之情境，研究結果可應用於用過燃料護套完整性評估。由於用過燃料護套具有氫化之特性，因此實驗使用之銦合金氫化試片，為模擬不同燃耗燃料，氫含量之分佈範圍選定為 100ppm~1000ppm。

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

101年度計畫成果：

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算有效性。

102年度計畫成果：

1. 開發核能機械組件三維應力分析程序以及各項 ASME 設計規章應力檢核工具，將機械組件設計流程標準化及模組化，提升本所對核能機械組件之設計研發能力。
2. 完成土壤結構互制分析的獨立驗證地震分析及比對(包括 stick model 及 FEM model)及完成均質非平行土層的地震影響分析。

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鋁合金試片充氫技術，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 年度計畫成果：(A)建立鋁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「鋁合金材料照射研究試片氫化，分析量測鋁合金護套之氫含量。(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，特別考量鋁合金護套冶金性質與氫化鋁效應，建立本所核燃料爐心行為分析與影響評估技術。(C)利用雷射影像處理分析技術，量測鋁合金護套徑向潛變之變形量。
3. 101 年度計畫成果：(A)開發碘蒸氣產生器並裝置於拉伸試驗機，建立鋁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鋁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，鋁合金護套的應力腐蝕劣化行為評估。(B)針對鋁合金護套的氫化鋁層緣析(hydride rim)出行為進行研究，了解其在燃料護套韌性上的影響。
4. 102 年度計畫成果：本計畫中鋁合金護套碘應力腐蝕拉伸試驗所使用的碘蒸氣產生器乃為自行設計開發的技術，此產生器控制碘蒸氣壓並且可成功的裝置於拉伸試驗機，可進行鋁合金護套腐蝕劣化行為評估，對高燃耗燃料護套劣化研究為重要技術。新建置之熱重分析儀(thermo gravimetric analyzer, TGA)，能將試片放置於各種不同組合之混合氣氛環境之下，即時連續記錄重量、溫度、時間等參數變化，進行鋁合金之氧化等化學反應實驗，對護套劣化實驗建立先進能力。

三、經濟效益(產業經濟發展)(權重 5%)

一、核反應器結構與組件完整性評估

101年度計畫成果：

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。

102年度計畫成果：

1. 由本研究發展出之三維應力分析技術可提升國內對於核能組件的自製研發與設計能力，節省以往凡事須仰賴國外設計分析所耗費的龐大成本。

2. 獨立建構核電廠反應器廠房的地震分析模式及以更快速的求解方式完成龐大自由度之土壤結構互制地震分析可節省在未來強震侵襲下的地震安全分析所需之時間經濟效益非常可觀(提早一天即可節省數千萬至上億之發電損失)。

二、燃耗對核燃料運轉及貯存性質影響研究

101年度計畫成果：

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。

102年度計畫成果：

燃耗對核燃料運轉及貯存性質影響研究：國內核一、二廠用過燃料池之儲存空間有限，乾式貯存技術已經相當純熟，國內推動也是勢在必行。本研究著重用過燃料行為以及完整性之探討，可以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 25%)

一、核反應器結構與組件完整性評估

101年度計畫成果：

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。

102年度計畫成果：

1. 採用三維應力分析技術可精確分析出組件的結構強度，充份掌握核反應器結構完整性與安全性，藉由公開且透明化的設計文件，可減少民眾對核電廠設計安全性的疑慮。
2. 獨立建構核電廠反應器廠房的地震分析能力，可確保地震來襲之電廠結構安全增加對於民眾的公信力。

二、燃耗對核燃料運轉及貯存性質影響研究

101年度計畫成果：

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。

102年度計畫成果：

燃耗對核燃料運轉及貯存性質影響研究：福島意外事故後，不論是核電廠用國燃料池，或是用過核子燃料乾式貯存，都受到國人極大的關注。本研究可應用於用過核子燃料行為及乾式貯存燃料之完整性評估，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。

福島事故之後，日本於 102 年 8 月成立「國際廢爐研究開發機構」，由我國駐日代表處 12 月傳送回來的資訊中顯示，從福島核能一廠第 1~4 機組之用過核子燃料移出用過核子燃料，以及相關的研發技術是該機構重要的執行計畫。本所能同時進行燃料劣化研究，對環境之永續經營亦能有所貢獻。

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

101年度計畫成果：

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。

102年度計畫成果：

1. 三維應力分析技術及標準化的分析程序可延伸應用至各式重要設備的結構強度計算，有助於其它產業中機械組件的設計與製造，有效縮短設計開發時程，製造出更具高安全性能的設備。
2. 建構核電廠反應器廠房的地震分析能力於本土的專業機構可提升自主的相關技術能力並能掌握國外顧問公司相關分析的正確性對於技術的提昇及核能地震安全均有潛在但重要的影響。

二、燃耗對核燃料運轉及貯存性質影響研究

101 年度計畫成果：

1. 參加第一屆亞洲鋳合金會議，宣讀本所在鋳合金護套氫脆行為上的研究成果，並

聽取中國、韓國及日本等國在鋳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。

101 年度計畫成果：

參加 NuMat2102: The Nuclear Materials Conference 國際研討會，發表本所在鋳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鋳有限元素模擬分析資訊交流與發展應用。

102 年度計畫成果：

1. 參加第一屆亞洲鋳合金會議，宣讀本所在鋳合金護套氫脆行為上的研究成果，並聽取中國、韓國及日本等國在鋳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，發表本所在鋳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鋳有限元素模擬分析資訊交流與發展應用。
4. 參加第二屆亞洲鋳合金會議，宣讀本所在鋳合金護套氧化行為上的研究成果，探討用過核燃料鋳合金護套在空氣環境與水氣環境下之氧化行為，此項之研究獲得日本 NFD 與 JAEA 人員之重視，特別與其交換研究心得。

柒、與相關計畫之配合

配合本計畫執行，核研所參與美國電力研究所(Electric Power Research Institute)之核燃料工業第 6 期研究計畫(Nuclear Fuel Industry Research Program, NFIR-6)，每年舉辦兩次指導委員會會議。本所為參與會員，得以共同研討核燃料重要研發議題，並決定優先質性順序，聽取研究計畫各承辦單位之定期成果報告。

核研所燃材組精進鋳合金試片之充氫技術，並於 NFIR-6 計畫獲得指導委員會支持，得到試片充氫之委託工作。本所技術獲得國際肯定，亦爭取到外部委託經費。依據不同氫含量要求，本所完成之試片，現在正於美國 Idaho National Laboratory 之研究反應器 Advance Test Reactor 進行照射，照射達到預定之中子通量之後，接著進行鋳合金照射成長之數據分析，以釐清近年來沸水式反應器燃料匣彎曲之重要議題。

配合 NFIR-6 執行進度，核研所於 102 年 10 月，派員參加 NFIR 計畫第 64 屆指導委員會會議，參與主要議題：高燃耗燃料微分裂氣體釋出機制、高燃耗燃料功率快速上升之完整性變化、徑向排列氫化鋳對護套脆性溫度提升的影響、徑向排列氫化鋳對用過核子燃料乾式貯存後續操作與管理影響評估、高氫含量鋳合金之照射成長等。對本所未來研發計畫擬定，以及參與乾式貯存工作皆有重大效益。

八、後續工作構想之重點

核反應器組件在承受各種不同循環負荷下所造成的疲勞一直是設計上關注的重點，組件疲勞加上在高溫高壓下的運轉環境會嚴重降低組件的使用壽命，影響電廠的運轉安全。將三維應力分析關鍵技術應用於組件的疲勞分析更能適切地評估出組件的使用壽命，防止組件在循環負荷下使用過久導致龜裂發生。未來本研究將以三維應力分析技術推展至組件的疲勞分析方面，充分掌握住核能電廠的設計安全。

在核電廠的土壤結構互制地震分析方面，本研究是以最新核四廠的相關分析所採之模式及技術為基礎。福島核災後，既有運轉中的核電廠相關地震分析也有更新更高的要求，可利用本研究所建立之技術能力來應用到既有運轉中核電廠的相關分析中。

高燃耗燃料鋁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。藉由核研所之鋁合金試片充氫技術可以模擬高燃耗燃料護套，以進行潛變與應力腐蝕實驗，對未來乾式貯存之安全分析應用有極大幫助。後續工作構想為，核子燃料營運績效及貯存分析驗證技術研究，重點為：高燃耗燃料護套氫化物效應、受損燃料乾式貯存技術分析以及高燃耗核子燃料運轉與貯存行為分析技術等。

玖、檢討與展望

核電廠於實際運轉時，各種設備所承受的負荷甚多且複雜，各種不同型式的機械負荷、熱負荷以及地震負荷對組件結構應力均會造成不同程度的影響，藉由本次研究發展之核能組件三維應力分析流程及結構強度安全檢核步驟，不但可提供管制單位管制核電廠安全之依據，未來更可應用於重要核能設備結構完整性的檢核與驗證，也可推廣研究各項負荷對組件設計的影響，以期更能掌握住核反應器組件的設計安全餘裕，對我國的核安管制具有一定程度的貢獻。

在核電廠的土壤結構互制地震分析方面，傳統模擬土壤之側向彈簧使用之計算使用 Novak's Theory 基於二維波傳，基底彈簧之計算使用 Vibration Admittance Theory 基於三維波傳，此部分可使用 SASSI 的阻抗分析取代或使用最佳簡化分析取代會得到更接近 SASSI 的分析結果。另由於 SASSI Detailed Model 已考慮因剛心與質心差距所產生的扭矩，且能求解結構物細部之反應，本計畫之 Detailed Model 分析模型結構體共有 4 萬多個自由度，土壤阻抗互制點則有 4 千個自由度，以四核心之 Intel Core i7 3770 執行，求解一頻率僅需 1 分鐘，以目前之科技水準相關分析實無理由再使用 Stick Model 分析土壤結構互制效應，建議日後之 SSI 分析皆使用 Detailed Model。

高燃耗用過核子燃料乾式貯存為目前國際上關切的議題，目前在設計、運轉或安全上以原則性的敘述居多。本所應加強高燃耗燃料運轉與貯存相關研究，並與國際研究計畫合作交流，譬如 NFIR, Extended Dry Storage Extended Storage Collaboration Program (ESCP) 等，以協助未來國內高燃耗用過核子燃料乾式貯存作業。2011 年日本福島事故之後，確保核能安全成為人民關注的事項，也是重要的期盼。配合政策，本所應主動積極發掘潛在議題，提早備妥因應對策。

填表人：廖俐毅 聯絡電話：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

(請選擇合適之佐證資料表填寫，超過1筆請自行插入列繼續填寫，未使用之指標資料表請刪除)

計畫名稱：

【A 學術成就表】

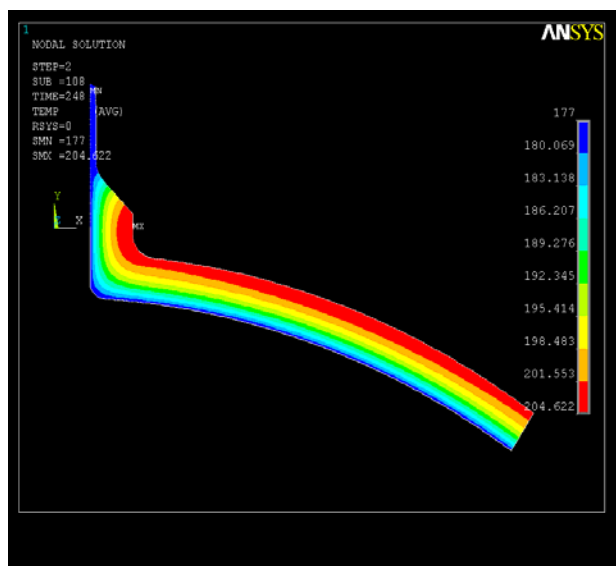
中文題名	第一作者	發表年 (西元年)	文獻類別
氫於鋁 4 合金中空氣環境下 650°C 之氧化機構研究	陳仁宏	2013	f
添加氫化物對再結晶鋁四合金護套之破裂韌性影響	許曉弘	2013(接受)	d
利用動態原子力顯微鏡來成像出金屬玻璃薄膜之奈米尺度結構	曾季芳	2013	d

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

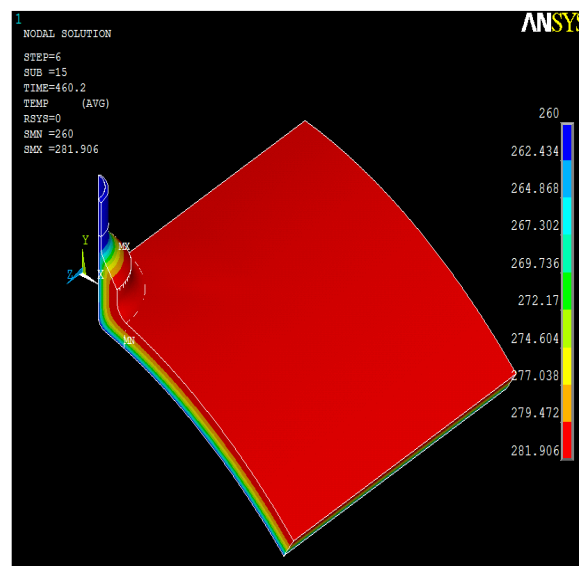
【D 研究報告表】

報告名稱	作者姓名	出版年 (西元年)	出版單位
鋁合金熱循環氣相充氫技術	陳仁宏 等	2013	核研所
固溶氫對鋁四合金護套空氣氧化之效應	陳仁宏 等	2013	核研所
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(2/2)	廖克弘	2013	核研所
核能一級組件承受機械負荷之二維及三維應力分析比較研究	林晉宇 等	2013	核研所
核能一級組件承受熱負荷之二維及三維應力分析比較研究	黃冠榮 等	2013	核研所

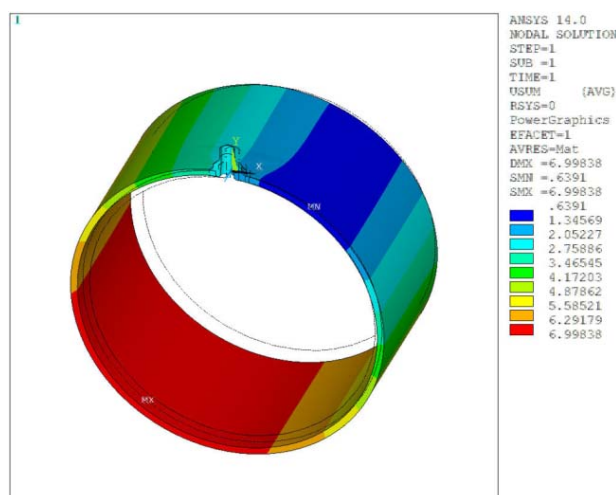
附錄二、佐證圖表



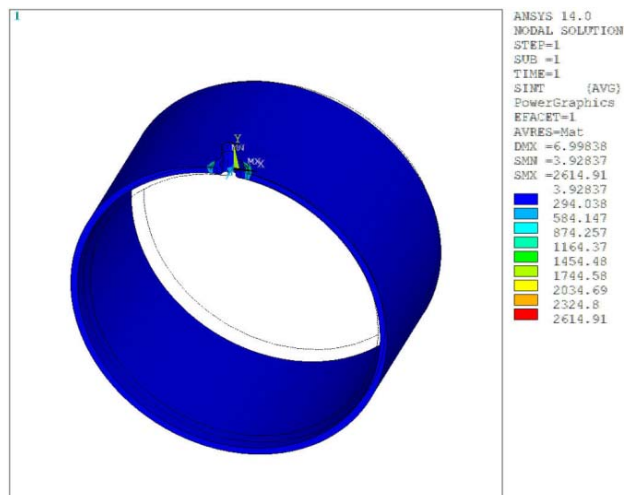
核能組件（管嘴）二維應力分析



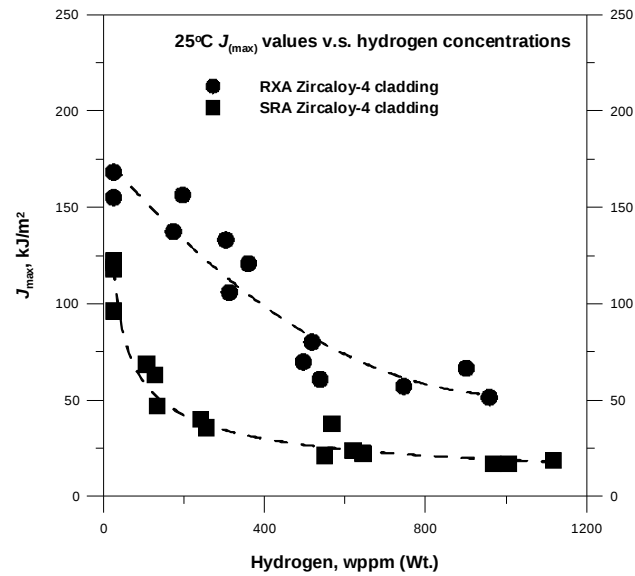
核能組件（管嘴）三維應力分析



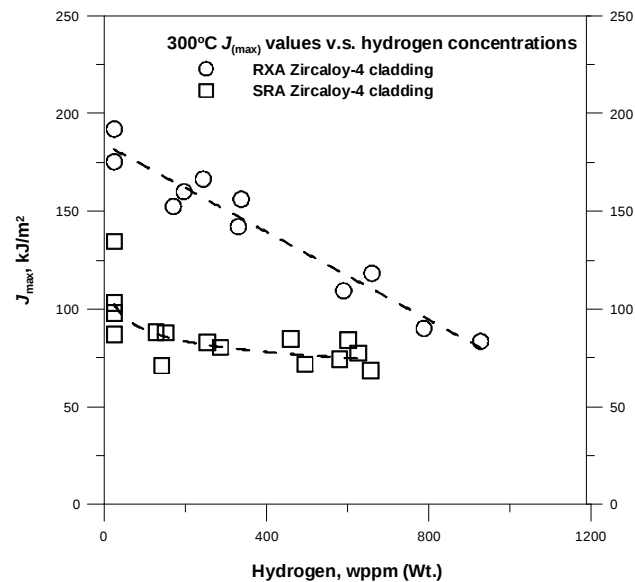
核能組件三維應力分析-變形量分佈圖



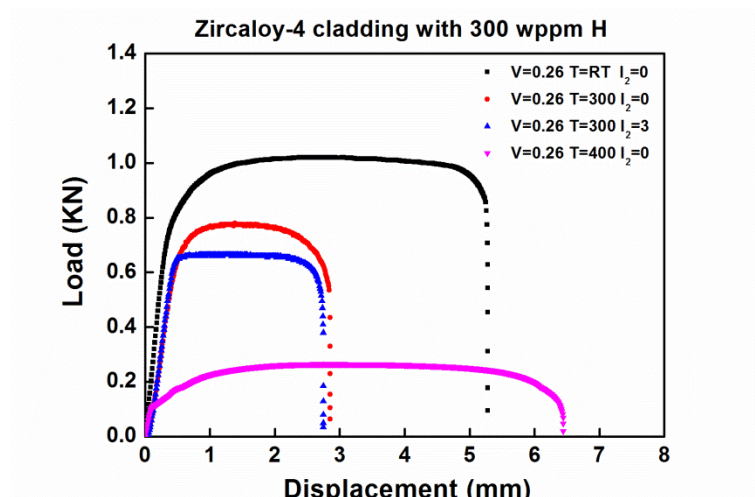
核能組件三維應力分析-應力分佈圖



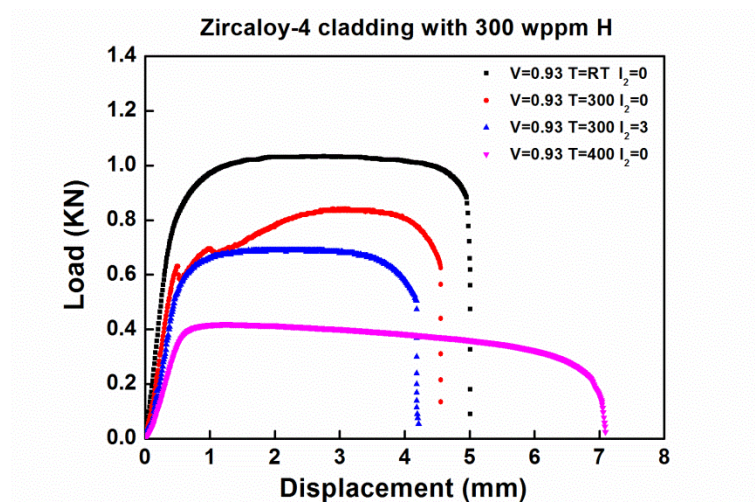
不同氫含量之 RXA 與 SRA 鋳合金護套在 25 °C 測試所獲得的破壞韌性值(J 積分)曲線圖。



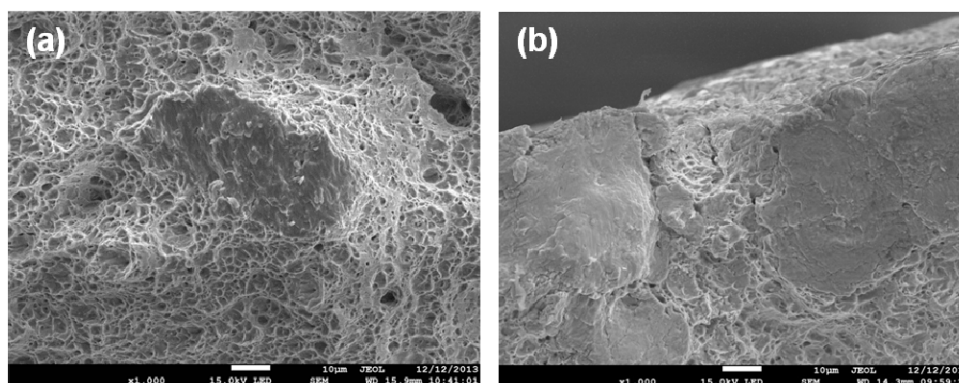
不同氫含量之 RXA 與 SRA 鋳合金護套在 300 °C 測試所獲得的破壞韌性值(J 積分)曲線圖。



經充氫 300 wppm 之鋳四合金護套在相同拉伸速率(0.26 mm/hr)，不同測試條件下(T 為溫度， I_2 為碘蒸氣壓力)之典型 Load-Displacement 曲線圖。



經充氫 300 wppm 之鋳四合金護套在相同拉伸速率(0.93 mm/hr)，不同測試條件下(T 為溫度， I_2 為碘蒸氣壓力)之典型 Load-Displacement 曲線圖。



鋳合金護套在碘氣氛環境下經拉伸試驗後所得到 SEM 破斷面微結構圖。(a)拉伸速率(0.26mm/hr)與(b) 拉伸速率(0.93mm/hr)。

附錄三、102 年度期中審查意見回覆

102 年度科技計畫期中審查意見回覆表

計畫名稱：	
審查單位：核能研究所	
審 查 委 員 意 見	回 覆 說 明
1.第 5 頁之「參、一、質化成果」表格內之「第(1)、2 項」敘及「土壤.....分析期中查訪」不應屬於「預期成果」的一環，惠請予以修正之。	遵照委員意見予以刪除。
2. 第 9 頁之「二、(一)計畫人力」表格內之「人力差異」一欄之五個數字均正負號顛倒，惠請予以修正之。	遵照委員意見予以修正。
3. 第 9 頁之「二、(二)主要人力」表格內之「計畫主持人投入人力僅 0.12 人月」，及第 10 頁其中一位副研究員投入人力掛零，均明顯偏低；請予以說明主要差異原因。	人月數依照個人每日所填之工時所統計之結果，已補足計畫主持人投入人力 1.2 人月，副研究員 2.4 人月。
4.尚無具體成果及效益產出，建議計畫主導及管理單位加強督導。	謝謝委員意見，將加強督導本計畫之成果及效益產出。
5.計畫規劃大都為既有技術，建議加強創新技術與實用案例之規劃與探討	本計畫目的在於提升核能安全管制技術研究，精進既有之核安技術，培育技術人才，並適時提供管制單位專業

	審查知識，「核反應器結構與組件完整性評估」計畫已實用於螺栓斷裂事件，成為技術根基。
6. 依據表格說明執行率為執行數/流用後預算數，請依據該計算公式修正提報之預算執行率	謝謝委員意見，表格中「執行率為執行數/流用後預算數」適用於期末報告，因為期末之流用後預算數等於累計分配數，期中宜用「執行率為執行數/累計分配數」才符合執行率意涵。
7. 本計畫重點應在建立具應用價值之相關技術，建議調整效益權重配比，降低學術成就，增加技術創新效益權重	「學術成就」項目選定是依 <u>重要成果及重大突破 KPI</u> 的績效指標，並依績效指標相對應的 <u>績效屬性</u> 進行內容說明，雖然被歸類於學術成就中，但仍偏向於技術性研究與貢獻。技術創新的績效指標內涵 <u>專利</u> 、 <u>技術移轉</u> 、 <u>技術報告</u> 、 <u>技術服務</u> 等，較不屬於本計畫重點。

附錄四、102 年度期末審查意見回覆

102 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：	
審查單位：核能研究所	
審查委員意見	回覆說明
本計畫為四年期程，因政府組改因素，自 101 年度起部分分項計畫工作移撥至原能會，另外增加有關地震及核反應器結構與組件完整性評估等議題。這樣的計畫變更，未來若面對外界的監督或評審，建議應有完整的論述說明。	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)分項計畫繼續執行外，其他分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」。
核電廠反應器及組件結構在實際運轉所承受的各種負荷(機械負荷、熱負荷以及地震負荷)甚多且複雜，均會造成不同程度的影響。此計畫研究的成果，未來不僅可提供安全管制的參考依據，對於減少民眾對核電使用安全的疑慮亦有助益，值得肯定。	謝謝審查委員肯定。
用過核燃料乾式貯存在國際上雖是已相當成熟的技術，但在國內仍有環保及貯存安全的問題，為社會大眾所關切。本計畫持續參與 NFIR-6 國際合作計畫，並有不錯的成果表現，值得嘉許。未來對於高燃耗用過核子燃料乾式貯存之相關評估與應用，應多予著力。	謝謝審查委員肯定，未來將多著力於高燃耗用過核子燃料乾式貯存之相關評估與應用。
比較 102 年度預期目標與實際達成情形，尚稱符合，但在人力的運用上，「助理」投入人力相對高於研究人力，頗不恰當。	謝謝審查委員提醒，助理包括副研發師、助理工程師、副工程師、助理研發師、研究助理等，仍具實質研究能力。

