

出國報告審核表

出國報告名稱：核四廠起動測試分析報告品質查驗及順道參加國際核能廢料處置研討會		
出國人姓名 (2人以上，以1人為代表)	職稱	服務單位
王琅琛	副處長	核能安全處
出國期間：97年9月1日至97年9月13日		報告繳交日期：97年11月5日
出國計畫主辦機關審核意見	☐ 1.依限繳交出國報告 ☐ 2.格式完整 ☐ 3.內容充實完備。 ☐ 4.建議具參考價值 ☐ 5.送本機關參考或研辦 ☐ 6.送上級機關參考 ☐ 7.退回補正，原因： ☐ 不符原核定出國計畫 ☐ 以外文撰寫或僅以所蒐集外文資料為內容以 ☐ 內容空洞簡略 ☐ 電子檔案未依格式辦理 ☐ 未於資訊網登錄提要資料及傳送出國報告電子檔 ☐ 8.本報告除上傳至出國報告資訊網外，將採行之公開發表： ☐ 辦理本機關出國報告座談會（說明會），與同人進行知識分享。 ☐ 於本機關業務會報提出報告 ☐ 9.其他處理意見及方式：	
層轉機關審核意見	☐ 1.同意主辦機關審核意見 ☐ 全部 ☐ 部分_____（填寫審核意見編號） ☐ 2.退回補正，原因：_____ ☐ 3.其他處理意見：	

說明：

- 一、出國計畫主辦機關即層轉機關時，不需填寫「層轉機關審核意見」。
- 二、各機關可依需要自行增列審核項目內容，出國報告審核完畢本表請自行保存。
- 三、審核作業應於報告提出後二個月內完成。

報告人：	單位	主管處	總經理
	主管：	主管：	副總經理：

行政院及所屬各機關出國報告
(出國類別：洽公)

核四廠起動測試分析報告品質查驗及順
道參加國際核能廢料處置研討會

服務機關：台灣電力公司

職 稱：核能安全處副處長

姓 名：王琅琛

派赴國家：美國

出國期間：97 年 9 月 1 日至 97 年 9 月 13 日

報告日期：97 年 11 月 5 日

行政院及所屬各機關出國報告提要

出國報告名稱：核四廠起動測試分析報告品質查驗及順道參加國際核能廢料處置研討會

頁數 10 含附件：☐是☒否

出國計畫主辦機關/聯絡人/電話 台灣電力公司／人資處／(02)2366-7685

出國人員姓名/服務機關/單位/職稱/電話

王琅琛／台灣電力公司／核能安全處／副處長／(02)2366-7173

出國類別：☐1 考察☐2 進修☐3 研究☐4 實習☒5 其他

出國期間：97 年 9 月 1 日 ~ 9 月 13 日 出國地區：美國

報告日期：97 年 11 月 5 日

分類號/目

關鍵詞：

內容摘要：(二百至三百字)

- 一、依據本公司核能營運品保方案，為確實掌握核四工程國外廠商各項品質管制作業之執行，本公司均配合廠家之作業進度，派員前往執行品質查驗，以確保核能安全相關設備之品質，為將來第四核能發電廠營運安全奠定良好基礎，進而提升核電廠運轉之可靠度及安全性。
- 二、核四廠起動測試分析係由核安處負責，GEH 公司最近修改完成之起動測試分析報告與核四廠起動測試之核能安全成功與否緊密相關，本計畫將派員赴美國 GEH 公司查驗該公司起動測試分析報告品質管制作業之執行情形，另核安處亦將針對該公司起動測試分析報告進行平行驗證，本次將與 GEH 公司人員當面討論該公司起動測試分析報告與本公司平行驗證之異同，以備明年六月核四廠起動測試使用。
- 三、另核四廠即將進行燃料裝填及起動測試，核能廢料處置管制作業隨即成為最重要的營運技術議題，與核四廠之核能安全及營運績效緊密相關，故安排於本次任務期間亦順道參加由美國核能協會主辦之國際核能廢料處置研討會，與國外專家研討核能廢料處置重要技術議題，將國外同業之經驗回饋至核四廠之核能廢料處置作業。

本文電子檔已傳至出國報告資訊網 (<http://open.nat.gov.tw/reportwork>)

核四廠起動測試分析報告品質查驗及順道參加國際核能廢
料處置研討會

摘要

本次品質查驗重點主要是訪問 GEH 公司查驗核四廠起動測試程序書及分析報告品質管制作業之執行情形，實際瞭解執行品質業務之落實。查驗結果，就整體起動測試程序書及分析報告之品保作業而言，GEH 公司之品保作業中品質查驗執行得相當良好，對其品質可靠度應可予肯定。惟徒有良好之品保作業亦不足於成事，GEH 公司過去這幾年因核能市場不景氣，核能人力亦相對難尋，起動測試程序書及分析報告撰寫相關人員皆屆臨退休，體力精神相對無法負荷這種熬夜的工作，部份行事如審查作業難免應付了事，本公司獨立專業之審查及步步為營之精神才是管理廠商之唯一方案。

GEH 公司雖然在 2008/06/03 完成核准發行核四廠起動測試程序書及分析報告送台電使用，但經本處詳加審查並與使用單位核四廠相關人員多次討論後，還是發現甚多問題。經 GEH 公司相關人員當面提出佐證資料討論，其中，最主要問題在於 GEH 公司認為自己是 NSSS VENDOR，不必理會 BOP 部份，因此僅以想當然爾來假設 BOP 部份，所以才問題叢生；一般性問題諸如程序書現場無法執行、程序書與分析報告、電廠現行設計及運轉規範設定點不一致等。而針對個別的程序書與測試暫態分析報告，包括喪失飼水加熱、飼水泵跳脫、反應爐隔離、爐內泵跳脫、汽機跳脫及喪失外電等也分別提出問題，GEH 公司相關人員同意必須依據核四廠目前之設計資料重新修改，並答應寄來相關之光碟片。

另外與國外專家研討核能廢料處置重要技術議題，美國 DOE 核廢料處置技術所作的長期績效評估符合 NRC 的法規要求，與 EPRI 所作獨立評估的結果相當且更保守；法國、瑞典的作法雖然與美國大有歧異，但長期的整體績效與美國相近。國外同業之經驗將回饋至核四廠之核能廢料處置作業。

核四廠起動測試分析報告品質查驗及順道參加國際核能廢料處置研討會

目錄

	頁次
壹、出國任務說明	1
貳、出國行程	2
參、過程與心得	3
肆、結論與建議	9
伍、附件	10

壹、出國任務說明

依據本公司核能營運品保方案，為確實掌握核四工程國外廠商各項品質管制作業之執行，本公司均配合廠家之作業進度，派員前往執行品質查驗，以確保核能安全相關設備之品質，為將來第四核能發電廠營運安全奠定良好基礎，進而提升核電廠運轉之可靠度及安全性。

核四廠起動測試分析係由核安處負責，GEH 公司最近修改完成之起動測試分析報告與核四廠起動測試之核能安全成功與否緊密相關，本計畫將派員赴美國 GEH 公司查驗該公司起動測試分析報告品質管制作業之執行情形，另核安處亦將針對該公司起動測試分析報告進行平行驗證，本次將與 GEH 公司人員當面討論該公司起動測試分析報告與本公司平行驗證之異同，以備明年六月核四廠起動測試使用。

另核四廠即將進行燃料裝填及起動測試，核能廢料處置管制作業隨即成為最重要的營運技術議題，與核四廠之核能安全及營運績效緊密相關，故安排於本次任務期間亦順道參加由美國核能協會主辦之國際核能廢料處置研討會，與國外專家研討核能廢料處置重要技術議題，將國外同業之經驗回饋至核四廠之核能廢料處置作業。

貳、出國行程

97.9.1~9.2	台北—美國北卡威明頓	往程
97.9.3~9.6	北卡威明頓(GE 公司)	核四廠起動測試分 析報告品質查驗
97.9.7	北卡威明頓—拉斯維加斯	行程
97.9.8~9.10	拉斯維加斯(核能協會)	核廢料處置研討會
97.9.11~9.13	美國拉斯維加斯—台北	返程

參、過程與心得

一、訪問 GEH 公司查驗核四廠起動測試程序書及分析報告品質管制作業之執行情形，實際瞭解執行品質業務之落實。

本次訪問 GEH 公司共執行三項品質查驗作業：

1. 起動測試程序書及分析報告獨立設計審查作業之執行情形

GEH 公司起動測試程序書及分析報告獨立設計審查作業主要係依 Engineering Operating Procedure EOP 42-6.00：Independent Design Verification 執行，分為 1. Plan The Verification、2. Prepare for the Verification、3. Perform the Verification、4. Approve the Verification and 5. Document the Verification Results 五階段執行，參與之人員包括 RM (Responsible Manager)、RE (Responsible Engineer) and RV (Responsible Verifier)。

本次實際查證其品質管制作業之執行情形，證實 GEH 公司皆能依 EOP 42-6.00 規定進行測試程序書及分析報告獨立設計審查作業，GEH 公司皆能依 EOP42-6.00 規定在電腦網路進行；附件一詳列 GEH 公司獨立設計審查作業之紀錄，由紀錄可看出 GEH 公司在 2006/03/20 即已完成測試程序書及分析報告獨立設計審查作業，同時提出之 27 個意見也在 2007/3/30 解決並核准發行送台電審查。

GEH 公司亦依 EOP 42-6.00 規定進行本公司之意見審查，包括：1. Verification Requirement、2. Independent Verification and 3. Approval of Verification 審查作業，詳附件二之紀錄。由紀錄可看出 GEH 公司在 2008/06/03 完成解決台電所提出之意見，並核准發行送台電使用。

2. Design Record File for 核四廠起動測試程序書及分析報告品質管制作業之執行情形

GEH 公司核四廠起動測試程序書及分析報告 Design Record File 品質管制作業完全在 GEH 公司之電腦網路進行，主要依 Engineering Operating Procedure

EOP 42-10.00 執行，分為：1. Create DRF、2. Populate the DRF and 3. Close DRF 三階段執行，參與之人員包括 RM (Responsible Manager)、RE (Responsible Engineer)。

本次實際查證其品質管制作業之執行情形，證實 GEH 公司皆能依 EOP42-10.00 規定在電腦網路進行；本次特別查證核四廠起動測試程序書及分析報告之 Design Record File 作業，逐條查驗核四廠起動測試程序書及分析報告之 Design Record File 品質管制作業之執行情形，發現核四廠起動測試程序書及分析報告品質管制作業皆能依規定進行，詳如附件三核四廠起動測試程序書及分析報告品質管制作業留下之紀錄。

3. 核四廠起動測試程序書及分析報告本公司審查意見及答覆

GEH 公司雖然在 2008/06/03 完成核准發行核四廠起動測試程序書及分析報告送台電使用，但經本處詳加審查並與使用單位核四廠相關人員多次討論後，還是發現甚多問題。其中，一般性問題諸如程序書現場無法執行、程序書與分析報告、電廠現行設計及運轉規範設定點不一致等。而針對個別的程序書與測試暫態分析報告，包括喪失飼水加熱、飼水泵跳脫、反應爐隔離、爐內泵跳脫、汽機跳脫及喪失外電等也分別提出問題。

在此次品質查證之前本公司已先將審查意見送 GEH 公司準備當面討論，詳如附件四本公司 The Startup Test Procedures & STAR 第一次審查意見及 GEH 公司當面答覆。本公司另亦當面提出五個新問題詳如附件五本公司 The Startup Test Procedures & STAR 第二次審查意見及 GEH 公司當面答覆。

本公司主要審查意見是 The Startup Test Procedures 與 STAR 有相當大之差異，特別是該報告 Procedures 與核四廠很明顯是不一致。因此無法供本公司核四廠起動測試驗證使用，經當面提出佐證資料討論，GEH 公司相關人員同意必須依據核四廠目前之設計資料重新修改，GEH 公司相關人員雖當面提出佐證資料討論，但答覆寄來相關之光碟片。

二、參加核廢料處置研討會－（IHLRWM '08）

本研討會由美國核能協會主辦在拉斯維加斯舉行共 233 人與會，研討會主要目標為探討核廢料處置技術，會議結論 DOE 核廢料處置技術所作的長期績效評估符合 NRC 的法規要求，與 EPRI 所作獨立評估的結果相當且更保守；法國、瑞典的作法雖然與美國大有歧異，但長期的整體績效與美國相近。

部份與本公司較密切之議題結論簡介如下：

1. 1998 DOE 依國會指示，完成支持可行性評估的整體系統績效評估（TSPA-VA），俾便美國總統、國會以及民眾在 DOE 決定最終處置場之前，對於計畫進程有所瞭解。此一 TSPA 亦支持了 2000 年佐證建議場址的 TSPA-SR 及 2002 年所提建議場址 SR。TSPA-SR 完成後，DOE 隨即依據新科學證據，予以更新為科學與績效補充分析 SSPA，TSPA-SR 與 SSPA 兩者即為 2002 年 SR 及環境影響說明的基礎。

自 TSPA-SR 完成至今，YM 的設計已有修改，TSPA 的模式與數據也有變化。如 TSPA-SR 估算 270,000 年的最高年平均劑量為 4.9mSv，目前 TSPA 則估算 1,000,000 年的最高年平均劑量為 0.02mSv。

2. 整體系統績效評估簡介

2.1. TSPA-VA（1998）

廢料外桶採用 10cm 厚度碳鋼環繞 2cm 厚的鎳基合金 Alloy-22，與後續設計所用的全 Alloy-22 外桶不同。

廢料安置坑道之間的間距為 28m，與後續設計的 81m 也大有不同。分析結果也沒有考慮防滴裝置與回填（backfill）。

基準狀況的結果僅考慮正常運轉及少數由於未知生產缺陷所造成的廢料外桶早期失效，總平均年劑量的摘述並不含罕見的岩體或地震引起的斷開事故。

100,000 年後的長期平均年劑量率取決於 ^{237}Np ，早期則取決於 ^{99}Tc 。在 200,000 年以前的平均年劑量率爬升主要因素係滲漏的環境造成廢料外桶

大幅度銹蝕，迅速釋出 99Tc，後續並釋出 ^{237}Np 。在 200,000 年以後，釋出 ^{237}Np 的主要機制係受控於用過燃料曝露在滲入坑道積水的速率，而此一速率又取決於廢料外桶及鋁合金護套因腐蝕及受落石砸損的失效率。在 1,000,000 年後多數護套會保持完整，因此 ^{237}Np 的釋出率取決於用過燃料曝露於積水的速率。

2.2. TSPA-SR (2000)

廢料外桶採用 2cm Alloy-22，內襯以 5cm 不銹鋼；廢料安置坑道之間的間距為 81m；安裝鈦質防滴板；以機率性方法考慮岩體斷開事故及地震引起的護套損壞，但不考慮地震對其它設備所造成的損壞；Alloy-22 的腐蝕率假設得比較嚴重；不考慮未知生產缺陷。

分析結果：

基準案例不考慮長期的冰河效應，亦不考慮輻射產物滯留在二次鈾礦物晶格的效應，200,000 年後多數外桶均損壞，造成 270,000 年後發生最高年平均劑量 4.9mSv，劑量主要來自 ^{237}Np 。鈦質防滴板能有效防水達 40,000 年，但護套的能力因假設較低，因此 ^{237}Np 的釋出量係受控於溶解限度，而非曝露於水的速率。

若考慮 ^{237}Np 有較低的溶解限度（滯留在二次鈾礦物晶格），在 1,000,000 年後，年最高年平均劑量為 0.30mSv；若再追加考慮冰河效應（冷凝水造成的滲水及地下水位提高），在 700,000 年後，年最高年平均劑量為 1.2mSv。

2.3. TSPA-FEIS (2002)

反映 3 項新資訊：

1. 量化不準度以及 SR 所未能完整處理的保守度；
2. 新的技術資訊；
3. 坑道壁溫低於沸點

包含：

1. TSPA-SR 另項評估所引入的長期氣候變遷模式；

2. Np 溶解度較 TSPA-SR 另項評估為高，但較 TSPA-SR 基準評估為低；
3. 再假設由於未知生產缺陷所造成的廢料外桶早期失效；
4. 更新 Alloy-22 的腐蝕模式。

結果：

平均年劑量與 SR 另項評估結果相似。年劑量開始爬升的時間較先前評估為晚（因為 Alloy-22 的腐蝕模式已更新），延至約 80,000 年左右。最大年劑量約為 1.50mSv，發生在 476,000 年。主要的劑量來源是 Np，其隨地下水外釋的控制因素為溶解度限度，而非積水接觸廢料的速率。

2.4. TSPA-LA (2008)

反映設計變更、模式變更、法規變更及計算變更

設計變更：

引入用過核燃料運送、老化及棄置所需的罐桶，在燃料與外桶之間新增 2.5cm 的不銹鋼，Alloy-22 的厚度增為 2.5cm。

模式變更：

1. 包含地震對於外桶及防滴板的損害
2. 修改 Alloy-22 腐蝕模式，在低溫時腐蝕較慢

法規變更：

1. 長期氣候以地表上不確定但固定浸透率的方式來概估
2. 劑量計算採用最新的 ICRP 建議

計算變更：

年劑量率考慮岩體及地震所造成的開斷，並考慮罕有事件的時間與機率。

結果：

最高年劑量為 0.02mSv，發生在 1,000,000 年後。其間影響年劑量的主要因素多數時間係岩體被侵入事件，地震所造成的外釋則略遜之。800,000 年以後約 10% 外桶的腐蝕，與地震事件合併造成劑量高於岩體被侵入事件所造成者。在此之前，外釋量係由外桶應力腐蝕裂痕外釋為主，其中 ^{99}Tc

與 ^{129}I 由於沒有溶解限度，因此快速擴散，成為多數時間內的重要的影響因素。由於岩體侵入模式中平流傳輸仍有重要地位，因此 ^{239}Pu 、 ^{242}Pu 、 ^{226}Ra 及 ^{237}Np 亦為重要的影響因素。

3. 與 EPRI IMARC 分析比較

EPRI 分析評估的設計與 DOE 相同，基本數據也相同。不過 EPRI 獨力評估會影響貯存系統的組件的主要過程，且其程式 IMARC 也採用不同的情境構建與劑量推估方法（邏輯樹方法）。EPRI 分析所依據的設計為 2005 年以前，未涵蓋此後的重要設計變更。

結果

EPRI 對於常態最大平均劑量的估算為 0.0002mSv（發生於 1,000,000 年），小於 TSPA-LA 估算之 0.0055mSv（發生於 740,000 年）。原因包括 EPRI 採用較低的坑道洩漏佔比；其常態銹蝕的速率亦較低；Np、Pu 與 Th 的溶解限度較低；僅考慮用過核燃料部份。

4. 與國際其它貯存計畫比較

瑞典及法國的最終貯存場設計及要求均與美國不同。

瑞典與美國均設計強健且耐久的屏蔽系統，Forsmark 場址為石墨地質，1,000,000 年內損壞的銅質桶罐僅佔 1%，年平均個人風險為 6E^{-6} ，轉換為年劑量 0.08mSv/年。

法國場址 Meuse/Haute Marne 場址為黏土地質，法國人宣稱滲漏率極低，外釋主要係經由空氣擴散路徑，最大劑量率發生在 330,000 年後，為 0.02 mSv/年。

肆、結論與建議

本次品質查驗重點主要是訪問 GEH 公司查驗核四廠起動測試程序書及分析報告品質管制作業之執行情形，實際瞭解執行品質業務之落實。查驗結果，就整體起動測試程序書及分析報告之品保作業而言，GEH 公司之品保作業中品質查驗執行得相當良好，對其品質可靠度應可予肯定。惟徒有良好之品保作業亦不足於成事，GEH 公司過去這幾年因核能市場不景氣，核能人力亦相對難尋，起動測試程序書及分析報告撰寫相關人員皆屆臨退休，體力精神相對無法負荷這種熬夜的工作，部份行事如審查作業難免應付了事，本公司獨立專業之審查及步步為營之精神才是管理廠商之唯一方案。

GEH 公司雖然在 2008/06/03 完成核准發行核四廠起動測試程序書及分析報告送台電使用，但經本處詳加審查並與使用單位核四廠相關人員多次討論後，還是發現甚多問題。經 GEH 公司相關人員當面提出佐證資料討論，其中，最主要問題在於 GEH 公司認為自己是 NSSS VENDOR，不必理費 BOP 部份，因此僅以想當然爾來假設 BOP 部份，所以才問題叢生；一般性問題諸如程序書現場無法執行、程序書與分析報告、電廠現行設計及運轉規範設定點不一致等。而針對個別的程序書與測試暫態分析報告，包括喪失飼水加熱、飼水泵跳脫、反應爐隔離、爐內泵跳脫、汽機跳脫及喪失外電等也分別提出問題，GEH 公司相關人員同意必須依據核四廠目前之設計資料重新修改，並答應寄來相關之光碟片。

另外與國外專家研討核能廢料處置重要技術議題，美國 DOE 核廢料處置技術所作的長期績效評估符合 NRC 的法規要求，與 EPRI 所作獨立評估的結果相當且更保守；法國、瑞典的作法雖然與美國大有歧異，但長期的整體績效與美國相近。國外同業之經驗將回饋至核四廠之核能廢料處置作業。

伍、附件

附件一

GEH 公司核四廠起動測試分析報告獨立設計審查作業紀錄

附件二

GEH 公司核四廠起動測試分析報告本公司意見獨立設計審查作業紀錄

附件三

核四廠起動測試程序書及分析報告 Design Record File 品質管制作業紀錄

附件四.

本公司 The Startup Test Procedures &STAR 第一次審查意見及 GEH 公司當面答覆

附件五.

本公司 The Startup Test Procedures &STAR 第二次審查意見及 GEH 公司當面答覆