

出國報告（出國類別：洽公）

核能二廠二號機週期二十一
填換爐心設計審查及參訪
San Onofre 電廠

服務機關：台灣電力公司

姓名職稱：李榮達/核能工程監

派赴國家：美國

出國期間：98 年 12 月 05 日至 12 月 20 日

報告日期：99 年 1 月 29 日

行政院及所屬各機關出國報告提要

出國報告名稱：

核能二廠二號機週期二十一填換爐心設計審查及參訪 San Onofre 電廠

頁數 36 含附件： 是 否

出國計畫主辦機關/聯絡人/電話

台灣電力公司/陳德隆/23667685

出國人員姓名/服務機關/單位/職稱/電話

李榮達/台灣電力公司/核能發電處/十一等核能工程監/02-23667100

出國類別： 1 考察 2 進修 3 研究 4 實習 5 其他

出國期間：2009/12/05~2009/12/20 出國地區：美國華盛頓州、加州

報告日期：2010/01/29

分類號/目

關鍵詞：填換爐心設計分析、POWERPLEX- 爐心監測系統、AREVA、SCE

內容摘要：(二百至三百字)

依預先擬定之填換爐心設計審查查核表審查，對廠家完成之核能二廠二號機週期二十一填換爐心設計相關計算書文件進行審查，確認廠家使用參數之正確性及相關分析作業均符合其品保要求，以確保核能電廠運轉之安全，另追蹤查核先前（CS1C24）填換爐心設計審查所提建議事項之辦理情形。

審查期間並就未來新燃料合約執行分析相關議題與 AREVA 專家舉行專業技術討論。本次審查提出 5 項建議事項供 AREVA 參考或修正，AREVA 公司亦同意本公司之審查意見，將成立 Condition Report 管控後續辦理情形。總結，本次爐心設計審查均符合本公司及 AREVA 公司內部之接受標準。

本次公派之第 2 項任務為參訪 SCE 公司 San Onofre 電廠，此次參訪重點主要為與電廠技術人員交換有關用過核燃料機組間傳送作業經驗，並取得作業程序等相關文件，San Onofre 電廠亦安排至該廠用過核燃料乾式貯存設施參觀。

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

目 次

內 容	頁次
壹、出國目的	1
貳、出國行程	2
參、任務過程	3
一、KS2C21 填換爐心設計審查	3
二、KS2C21 填換爐心設計審查查核表	5
三、其它查核及訪談事項摘要	19
四、審查期間重要會議摘要	23
1. 介紹 XEDOR 及其應用	23
五、審查後會議摘要	25
六、參訪 SCE 公司 San Onofre 電廠	27
肆、結論、心得與建議事項	32

壹、出國目的

本次出國往返程共計 16 日，主要有兩項任務，一為赴美國之核二廠填換爐心設計廠家法商亞瑞華公司 (AREVA-NP)，審查核二廠二號機週期二十一(KS2C21)有關反應器填換爐心設計分析作業，包括填換爐心執照分析報告 (Reload Licensing Analysis, RLA) 爐心運轉限制值報告 (Core Operating Limits Report, COLR)、設計指引、計算書及填換爐心燃料佈局安排是否符合安全性及經濟性之需求；另一項任務為至 SCE(Southern California Edison)公司所屬 San Onofre 電廠參訪，就其用過核燃料運機組間傳送經驗進行討論。

第一項任務之審查工作包括填換爐心設計審查、審查期間的問題與討論，並與 AREVA 專家舉行專業技術討論；包括核二廠二號機週期二十一再填換燃料執照分析(Reload Licensing Analysis, RLA)審查議題討論、XEDOR 介紹及 Exposure-Dependent MCPR 限值應用等；AREVA 公司亦安排至核燃料束製造工廠生產線參觀。最後在離開前並與 AREVA 所有工程師、分組主管及經理，進行審查後會議，提出 5 項建議供 AREVA 參考或改正。

經由本次審查結果，AREVA 公司所完成之核二廠二號機週期二十一填換爐心設計均符合 AREVA 公司內部及本公司所要求之接受標準，因此此爐心設計是可接受的。

第二項任務為參訪南加州愛迪生 (SCE) 公司 San Onofre 核電廠，San Onofre 核電廠於 1988 年間進行用過核燃料機組間傳送作業，將 1 號機用過核燃料傳送至 2、3 號機用過核燃料池。本次參訪主要與該廠實際參與規劃及執行傳送作業人員進行討論，了解其作業各階段之時間及作業流程

貳、出國行程

98年12月05日至98年12月20日(含往返程5日)共計16日，於美國華盛頓州里其蘭市(Richland, WA) AREVA公司及加州 San Onofre 電廠執行本項任務。詳細行程如下：

日期	行程	摘要
12/5~12/6	台北→西雅圖→帕斯克→里其蘭	往程
12/7	AREVA 公司	1. 辦理入廠手續及相關訓練(保安、工安及輻安) 2. 建立稽查用之電腦工作站 3. 召開審查前會議 4. 進行 KS2C21 爐心設計審查
12/8~12/11	AREVA 公司	1. 進行 KS2C21 爐心設計審查(中子分析相關計算書及指引) (1)KS2C20 Core Follow and Projection (2)KS2C21 Fuel Cycle Design (3)KS2C21 SLCS SDM analysis (4)KS2C21 Stability analysis (5)KS2C21 Control Rod Drop Accident 2. 查證 CS1C24 爐心設計審查及 NUPIC audit#20384 建議改正事項處理情形 3. 介紹 XEDOR 及討論其應用情形
12/12~12/13	里其蘭	星期假日
12/14~12/15	AREVA 公司	1. 進行 KS2C21 爐心設計審查(安全分析相關計算書及指引) (1)KS2C21 Transient Inputs (2)KS2C21 TTNB (3)KS2C21 FWCFNB (4)KS2C21 ASME Over-Pressurization (5)KS2C21 MCPRf analysis 2. 審查建議事項整理摘要
12/16	AREVA 公司	1. 參觀核燃料製造工廠 2. 審查後會議 3. 審查資料及報告整理
12/17	里其蘭→洛杉磯	路程
12/18	San Onofre 電廠	1. 討論 San Onofre 電廠用過核燃料機組間傳送經驗 2. 參訪乾式貯存設施
12/19~12/20	洛杉磯→台北	返程

參、任務過程

本次核二廠填換爐心審查任務分二方面進行審查，首先以本處之『台電沸水式反應器爐心設計審查指引』為依據進行『KS2C21 填換爐心設計審查』，其次在出發前將本處所關心之議題，先行傳送給 AREVA 公司，以便到美國後與 AREVA 公司相關專家討論，詳細問題與答覆內容參考以下第參、三節『其它查核及訪談事項摘要』。另請 AREVA 公司於審查期間安排說明 XEDOR 軟體模式、方法及其應用情形，詳第參、四節之『審查期間重要會議摘要』。最後，召開『審查後會議』(詳第參、五節)，將此行之審查結果提出供 AREVA 公司參考與修正。

本次任務第二部分為參訪南加州愛迪生公司 San Onofre 電廠紀要詳如第參、六節。

一、KS2C21 填換爐心設計審查

1. 主要依據本處之『台電沸水式反應器爐心設計審查指引』及參照廠家所發行之中子設計及暫態分析相關指引，審查廠家所完成之 KS2C21 填換爐心設計與分析計算書、並隨時與設計者討論澄清，並以查對爐心設計工作站內的輸入檔等方式，進行 KS2C21 填換爐心設計審查工作。
2. 在 KS2C21 填換爐心設計審查查核表中(詳以下第參、二節)，有詳細的審查結果及審查意見。審查結果均能符合台電及廠家的接受標準，本次審查提出 5 項建議案供 AREVA 公司參考(詳參、五節審查後會議內容)，其中於備用硼液系統之停機餘裕(SLCS SDM)及掉棒事件(CRDA)計算分析之輸入檔使用參數，分別有 1 及 2 項參數與 AREVA 公司之分析技術指引所述不同，經與廠家工程師確認並不影響分析結果。
3. 本週期 KS2C21 爐心設計之主要接受標準及分析結果摘要如下：

項目	接受標準	分析結果
全功率運轉能量需求，GWd	1573.0	1573 GWd
週期初停機餘裕(BOC CSDM)	1.0	1.06 % Δ k/k
最小停機餘裕	1.0	1.06 % Δ k/k
最小 CSDM 之燃耗	--	0.0 MWd/MTU

週期 R 值	--	0.0 % Δ k/k
最小備用硼液系統(SLC)停機餘裕	3 %	3.01 % Δ k/k
最小(SLC) 停機餘裕之燃耗	--	0.0 MWd/MTU
週期初(BOC)熱過剩反應度	1.0	1.34 % Δ k/k
最小 MAPLHGR 餘裕及燃耗	8.0 %	14.1 %@8,800 MWd/MTU
最小 LHGR 餘裕及燃耗	8.0 %	8.3 %@8,800 MWd/MTU
最小 CPR 餘裕及燃耗	8.0 %	8.0 %@12,760 MWd/MTU
週期末燃料束最大燃耗	54.0GWd/MTU	49.63 GWd/MTU
週期末燃料棒最大燃號	58.7GWd/MTU	52.76 GWd/MTU
燃料匣彎曲準則	GE SIL320& AREVA's Guideline	1. 符合 GE SIL320 Supp.3 規定 2. EFID 程式計算結果沒有 控制單元內有超過兩束 可疑燃料 3. 皆符合 AREVA PD 規訂
燃耗限值分析基礎	--	1628 GWd

4. 查閱廠家計算書之最小備用硼液系統(SLC)停機餘裕分析結果為 3.01% Δ k/k，而廠家提供之 KS2C21 爐心填換分析報告初稿內記載為 3% Δ k/k，已請其修正報告內容使其一致。【審查建議事項第四(1)項】
5. 由以上之分析結果，核二廠二號機週期 21 之爐心設計報告，符合台電之要求及 AREVA 公司內部之接受標準，因此可接受。

二、KS2C21 填換爐心設計審查查核表

A、Qualification requirements for the responsible engineers of Core Design、Transient Analysis & Q.C. people

實際負責爐心設計人員、暫態分析人員及品管人員之廠家內部資格要求

1. <u>J. Dirk Howlett</u> :	<u>10</u>	<u>B.S.</u>	<u>Engineering</u>
Transient analyst & QA internal reviewer (Project Engineer)	Experience (years)	Education (Major/Degree)	Discipline
2. <u>Stone S Luo</u> :	<u>25</u>	<u>Ph. D.</u>	<u>Nuclear Eng.</u>
QA internal reviewer & Transient analyst (Lead Engineer)	Experience (years)	Education (Major/Degree)	Discipline
3. <u>Sean C Mellinger</u> :	<u>20</u>	<u>B.S.</u>	<u>Nuclear Eng.</u>
Safety Supervisor	Experience (years)	Education (Major/Degree)	Discipline
4. <u>A.C. Constantinescu</u> :	<u>3</u>	<u>M.S.</u>	<u>Nuclear Eng.</u>
QA internal reviewer (Project Engineer)	Experience (years)	Education (Major/Degree)	Discipline
5. <u>Peng Wang</u> :	<u>9</u>	<u>Ph. D.</u>	<u>Nuclear Eng.</u>
Neutronic designer (Project Engineer)	Experience (years)	Education (Major/Degree)	Discipline
6. <u>Paul Smith</u> :	<u>1</u>	<u>M.S.</u>	<u>Nuclear Eng.</u>
Engineering Assistance (Assistant Engineer)	Experience (years)	Education (Major/Degree)	Discipline
7. <u>Dang Patchana</u> :	<u>10+</u>	<u>M.S.</u>	<u>Nuclear Eng.</u>
QA internal reviewer (Lead Engineer)	Experience (years)	Education (Major/Degree)	Discipline

Do the above responsible engineers meet the vender's qualification requirements ?

上述實際負責人員是否符合廠家內部之資格要求 ?

Yes V No

Comment : 依 AREVA 公司之設計指引 : (1). 中子物理工程師必須完成報告 EMF-2034 Rev.4 "BWR neutronics training requirements" 內容之訓練。 (2). 安全分析工程師

必須完成報告 EMF-2044 Rev.3 “BWR safety analysis qualification and training requirements”內容之訓練。(3). 品管人員(QA)則必須完成與分析者相同的訓練。若欲安排尚未完成相關訓練人員負責此工作時，需由管理階層指派資深工程師做為指導者，經查本次設計分析工作之負責人員資格與指派方式均符合廠家設計指引要求。

B、Vendor's Internal Quality-Assurance Performance：

爐心設計廠家是否完成其內部之品保程序

1. Has vendor finished internal QA procedure or independent-review on schedule?
(safety analysis and Core design)

廠家是否於時程內完成爐心設計品保程序？

Yes V No

Comments：爐心設計及暫態分析工作均已完成，並通過品保程序。

2. Is the vendor's internal QC process appropriate?

廠家品保程序是否適當？

Yes V No N/A

Comments：查核已完成 QA 審查之計算書均有依 EMF-1928(P) P104-119 rev.12 來撰寫 QA 審查計畫或要點，經核可後指定內部 QA 人員的審查結案。

3. Are there any comments or recommendations in vendor's internal independent review document? Have the comments or recommendations been corrected or reflected?

廠家於內部品保程序是否有任何發現或意見？上述發現與意見是否已經更正並反應？

Yes V No N/A

Comments：經查十份已完成 QA 審查之計算書，內部品管人員發現均經改正或說明後再次經品管人員審查後結案。

計算書編號名稱：

- (1)32-9121938 Kuosheng Unit 2 Cycle 21 Fuel Cycle Design
- (2)32-9122743 Kuosheng Unit 2 Cycle 21 Control Rod Drop Accident
- (3)32-9123107 Kuosheng Unit 2 Cycle 21 Stability Analysis
- (4)32-9120963 Kuosheng Unit 2 Cycle 20 Core Follow and Projection
- (6)32-9119235 KS2C21 MCPPrf Analysis
- (7)32-9119239 KS2C21 Transient Inputs
- (8)32-9119240 KS2C21 Turbine Trip Without Bypass
- (9)32-9119241 KS2C21 Feed Water Controller Failure Without Bypass
- (10)32-9119242 KS2C21 ASME Over-Pressurization

C、Core Design Audit Plan 爐心設計稽查計劃

Fuel System Design 燃料設計

1. Is the reload fuel type licensed by ROCAEC? Is there any change or update in dimensions or component from "Mechanical Fuel Design Report", that approved by ROCAEC? (including fuel channel)

填換燃料型式是否為原能會核准？填換料任何尺寸或組成是否不同於原核准之燃料型式（包括燃料匣）

Yes V No N/A

Comment : 仍使用 ATRIUM10 燃料，已獲原能會核備。另本週期將使用 14 束 KS1R21 批次之新燃料(LTP 設計有些微變更)，相關機械設計及熱水力分析報告已經原能會審查核備。

2. Does the enrichment (u-235) of reload fuel *match the TPC's expected average discharge fuel batch exposure?*

填換燃料濃縮度與預期退出燃耗是否匹配？

Yes No V N/A

Comment : KS2C21 填換燃料平均濃縮度為 4.001 wt%及 4.019 wt%，本次爐心設計考慮以下因素因此保守進行：1. 依原能會之要求保守的降低徑向尖峰因子(Radial Peaking Factor, RPF)。2. 考慮燃料匣彎曲因此須符合 GE SIL320 Supplemental 3 及該公司之 EFID 程式計算之準則。

Nuclear Design 爐心設計

1. AREVA【CASMO-4/MICROBURN-B2】 GE【TGCLA-04/PANACEA-10】 Are above lattice and 3D simulator code's version updated?

廠家目前使用之燃料格及三維穩定模擬程式之版本是否變更且獲得執照？

Yes V No N/A

Comment : 目前使用之分析程式 CASMO-4(uoct07)/MICROBURN-B2 (uapr05/R05)已獲原能會審查核備。

2. Are the cycle-specific information **【GE FRED】【AREVA Fuel Design Parameters】** reflected in core design?

廠家爐心設計是否反應 **【GE Fuel Release and Engineering Data】【AREVA Fuel Design Parameters】** ?

Yes No N/A

Comment : 經查對計算書 32-9121938，廠家爐心設計符合本公司之設計參數要求。

3. Does reloaded fuel cycle comply with vendor's internal fuel-shuffling-criteria?

廠家填換爐心設計是否遵守廠家內部燃料挪移準則？

Yes No N/A

Comment : 廠家使用 MICROBURN-B2 後，已改以 REMACCX 10 Check (< 2 kw/ft) 進行檢查。

4. Is the reloaded fuel cycle designed in accordance with approved procedure?

廠家填換爐心設計是否依照廠家內部核准之程序書執行？

Yes No N/A

Comment : 廠家填換爐心設計(計算書編號 32-9121938)是根據當時最新版本即 EMF-2000(P) guideline 2-2 rev.5 ,Sep.2007 執行。

5. Do vendor review and file TPC's "Core design review report"(Calculated by CASMO-3/SIMULATE-3 code)?

廠家爐心設計是否審閱並反應"台電爐心設計審查報告"之建議？

Yes No N/A

Comment : 廠家表示已審閱並反應"台電爐心設計審查報告(CDRR)"。

6. Check the input and design-record-file of lattice code, **【GE TGBLA, AREVA CASMO-4】**, especially the various pin rods distribution, rod dimensions. Is

there any update or error?

檢查廠家燃料格程式輸入檔及設計計算書，尤其是各種不同濃縮度燃料棒位置是否正確？燃料棒尺寸是否正確？

Yes V No N/A

Comment : 審查計算書及(CAZAM)輸入檔之燃料各種不同濃縮度燃料棒位置並無發現錯誤。另於 CS1C24 爐心設計審查時,提出 CS1R23 使用之 assembly fuel type 與 CS2R23 assembly fuel type 使用相同燃料型式名稱,但其燃料晶格設計並不相同,此狀況有可能造成分析設計人員之誤判或誤用,故建請其檢討,AREVA 公司亦依此建議於 2008 年 7 月發行指引修訂報告(GMR3094),將於相關設計指引文件中增加文字說明請設計須避免此情形(但目前尚未完成修訂)。本次審查期間本次使用之 KS1R21 批次燃料設計中有一晶格名稱與 KS1F18 批次燃料之其中一晶格名稱相同,但其晶格組成並不同,雖程式分析計算時已採用不同之 Library 檔案名稱,但仍再次建請其檢討避免此情形,並建請其發行之 GMR 能在 1 年內結案【審查建議事項第二項】。

7. Check the input and design-record-file of 3-D simulator code **【GE PANACEA】** **【AREVA MICROBURN-B2】**, including fuel type declaration, various fuel segment length, various fuel segment type declaration. Is there any update or error?
檢查燃料廠家三維穩態計算程式之輸入檔及計算書，包括燃料型式位置、各種不同燃料 Segment 長度及燃料 segment 位置之宣告是否正確？

Yes V No N/A

Comment : 檢視 min.ks2c21_shfl_step 輸入檔及計算書【32-9121938】並無發現錯誤。

8. Check all dimension parameters of fuel assembly . Is there any update or error ?
檢查所有燃料尺寸參數是否正確

Yes V No N/A

Comment : KS2C21 爐心全部為 AREVA 公司之 A-10 燃料,燃料尺寸參數與前依週期均相同,並無修改。經查對 CAZAM 輸入檔,未發現錯誤。

另查對備用硼液系統(SLCS)停機餘裕計算及控制棒掉棒事件(CRDA)分析之 MB2 輸入檔參數設定共計有 3 項(XENON、ILMCNT(2)、ILMCNT(36))設定與指引(GL 4.3 & 4.5)內所載不同,經與其工程師討論後,確認不影響本次填換爐心設計結果,但仍建請其

再次確認及澄清此參數設定的適當性。【審查建議事項第一.(2)&(3)項】

9. Check all thermal-hydraulic parameters are correct, including the loss coefficient of LTP、UTP、water tube inlet、water tube exit&spacer, leakage flow model, power-flow fitting coefficient etc. Consistent with "Fuel Design Report", that approved by ROCAEC? Is there any update or error?

檢查所有熱水力參數是否正確？

Yes V No N/A

Comment: 本週期使用之參數與前週期相同，KS1R21 批次修改 LTP 設計之熱水力及機械設計報告已送原能會完成核備。

10. If vendor's "Fuel Cycle Design" available, check the input of thermal limit library. Correct or not?

檢查爐心設計熱限值資料庫是否正確？

Yes V No N/A

Comment: 審查結果未發現錯誤。

11. Does **【GE peak pellet discharge exposure】** or **【AREVA peak discharge rod exposure、peak discharge assembly exposure】** of reload cycle remain within the ROCAEC approved limit?

填換爐心 EOC 退出燃料燃耗是否正常？

Yes V No N/A

Comment: 預估週期末最大退出燃料束燃耗為 51.34 GWd/MTU < 54.0 GWd/MTU，最大退出燃料棒燃耗為 57.24 GWd/MTU < 58.7 GWd/MTU，所有退出燃料燃耗均符合原能會核准之燃耗限值。

12. Are the hot-target eigenvalue and cold-target eigenvalue updated and established appropriately?

熱爐及冷爐之目標增殖因數 (keff) 是否反應電廠最新爐心追隨計算結果？

Yes V No N/A

Comment : 本週期使用 MICROBURN-B2 進行爐心設計， AREVA 公司於之前已執行了 “ Kuosheng MICROBURN-B2 Benchmarking Calculations ” ，以求得熱爐及冷爐之目標增殖因數，此目標增殖因數已反應電廠最新爐心追隨計算結果(包含 KS1C20 及 KS2C20 的爐心追隨結果)。

13. Is the radial RMS error between TIP trace measurement data and off-line axial power profile of core follow calculation reasonable? 【AREVA: one standard TIP deviation $6\% \times 1.645 = 9.87\%$, 95% possibility ,95% confidence less than 9.87 % for CASMO/MICROBURN code】 【GE : 8.6% TIP uncertainty is used for SLMCPR calculation for TGBLA04/PANACEA10 code】 ? Are the TIP total nodal RMS error reasonable ?

本週期爐心追隨計算結果與電廠 TIP 測量值之間誤差是否合理？

Yes V No N/A

Comment : KS2C20 之爐心追隨計算執行至 08/24/2009(6565.2MWd/MTU) 【計算書 32-9120963-000】，結果與電廠 TIP 測量值之間誤差值(RMS)最大為 $5.58\% \leq 6\%$ [符合 GL 2.7 要求]。

唯本次發現AREVA 公司相關指引(GL 2.7)內載明分析者需進行2-D maximum core radial powers should be compared between measured and calculated values” 並驗證其誤差為合理，經查本次分析者並未執行此部分，與分析者研討後確認不影響本次設計分析結果，但仍建請AREVA公司檢討執行此項目之必要性，並對指引做適當之修訂，以與實際分析工作內容一致【審查建議事項第一(1)項】。

14. Are the over-all average differences between on-line and off-line MFLPD & MAPRAT of core follow calculation reasonable? 【TPC think the differences less then 5% in 3-D Simulator code are reasonable.】 .Are over-all average differences between on-line and off-line MCPR reasonable? 【TPC think the differences less then 3% in 3-D Simulator code are reasonable.】 . Are the off-line results more conservative than on-line?

爐心追隨計算之 MFLPD 及 MAPRAT，其線上計算 (LPRM adaptive) 與離線計算 (Non LPRM adaptive) 結果之全週期平均誤差是否是否合理？【台電經驗:小於 5%】？MCPR 誤差是否合理【台電經驗:小於 3%】？

Yes V No N/A

Comment : KS2C20 爐心追隨計算至 2009 年 8 月底之結果，MAPRAT 平均誤差=1.7% 及 MFLPD

平均誤差=1.6 % 均符合本題之標準 5%，而 MCPR 平均誤差=1.4 % 符合本題之 3%標準。

15. Will the reload core designs meet planed full-power-cycle energies ?
(Nominal-window consideration) ?

填換爐心設計是否符合電廠滿載能量需求？

Yes V No N/A

Comment : 能量為 1573 Gwd，符合本公司於爐心設計會議上之要求。

16. Will the reload core designs meet shut-down-margin (SDM) requirement ?
(Short-window consideration)

填換爐心設計是否符合電廠停機餘裕需求？

Yes V No N/A

Comment : BOC 的停機餘裕(SDM)為 1.06 % \geq 1.0 %符合接受標準。

17. Will the step-through rod patterns of reload core design meet the requirement ?
Including thermal limits ratio margins, full power operation capability,
spectrum-shift strategy etc.

填換爐心控制棒佈局設計是否符合"熱限值餘裕"，"滿載運轉"及"能譜偏移運轉"要求？

Yes V No N/A

Comment : 最小熱限值餘裕 MAPLHGR 為 14.1%、LHGR 為 8.3%及 MCPR 為 8.0%，均符合 8%之接受標準。

18. Will the reload core design meet the SBLC system concentration requirement ?
填換爐心設計是否符合 SBLC 系統要求？

Yes V No N/A

Comment : SBLC 最小停機餘裕為 3.01 %，大於 3%之接受標準。

19. Is the reloaded fuel cycle optimum design considering the fuel utilization ?
考慮燃料使用率，本填換爐心設計是否為最理想之設計？

Yes V No N/A

Comment：廠家設計符合所有 AREVA 及台電之接受標準，且本次廠家已依本公司所提應用「減少燃料挪移原則」。因爐心設計尚需考慮以下因素：1. 依原能會之要求保守的降低徑向尖峰因子(Radial Peaking Factor, RPF)。2. 燃料匣彎曲因此須符合 GE SIL320 Supplemental 3 及該公司之 EFID 程式計算之準則，故本次填換爐心設計結果為合理之設計。

Transient Analysis 暫態分析

1. Is the version of CPR correlation consistent with ROCAEC approved version?

【GE GEXL】【SPC ANFB&SPCB】

廠家使用之臨界功率比關係式版本是否正確？

Yes V No N/A

Comment : KS2C21 使用之臨界功率比關係式版本為 SPCB rev.2 此版本已獲原能會核備使用。

2. Are the distributions of additive constant of CPR correlation updated?

廠家使用的 CPR 關係式，其中 additive 常數分佈是否正確或改版？

Yes V No N/A

Comment : 本週期使用 CPR 關係式為使用依 KATHY LOOP ERROR 修訂後之 additive 常數分佈 (AREVA 信函 KAM:07:084 /FAB07-2394, Aug 2007)。

3. Is the cycle-specific SLMCPR and delta CPR significant different from previous cycle? Why? Are the "Uncertainty input parameters" for SLMCPR calculation updated?

最小臨界功率比之限制值和前週期是否沒有顯著不同？為什麼？計算 SLMCPR 所需輸入之 Uncertainty 參數是否有變更？

Yes No V N/A

Comment : 最小臨界功率比之限制值和前週期無顯著不同，計算 SLMCPR 所需輸入之 Uncertainty 參數也沒有變更。

4. Have the plant-specific transient parameters 【GE OPL-3】【AREVA Plant parameter document】 been compared to the previous cycle? Have the differences been identified and reflected?

暫態分析所用的電廠實際運轉參數沒有和前週期有不同之處？若有，其影響為何？

Yes V No N/A

Comment : 暫態分析所用的電廠實際運轉參數沒有和前週期有不同之處。另查核過程有 2 項發現：(1)於核二廠 KS2C21 PPD (電廠參數文件) 中已將儀器零點參考高度修正

爲"0cm"，但 AREVA 公司於暫態分析時仍使用原參考高度值 520.62cm，已建請於下一版核二廠 PPD 文件中於相關項目中加註【審查建議事項第五項】。(2)於 FWCFNB 及 ASME 過壓分析中之 scram delay time，分析者實際使用 0.11(0.09+0.02 bias)秒，而在計算書內文說明中卻敘述是依 KS2C21 PPD 內之數值 0.1 秒，已建議其計算書之文字說明需與分析使用內容一致【審查建議事項第三(3)項】

5. Are the power-dependent OLMCPR well-derived from following transient? Is the methodology of transient changed or updated from previous cycle?

與功率相關之臨界功率運轉限制值是否經由下列暫態分析推演得到？暫態分析方法是否變更？

- | | |
|---|---------------|
| ● Turbine Trip w/o Bypass | ● 汽機跳脫，旁通閥未開？ |
| ● Load Rejection w/o Bypass | ● 負載跳脫，旁通閥未開？ |
| ● Loss of Feedwater Heating | ● 喪失飼水加熱 |
| ● Inadvertent HPCI Startup | ● 非預期 HPCI 啟動 |
| ● Feedwater Controller Failure w/o Bypass | ● 飼水控制失效 |
| ● Control Rod Withdrawal Error | ● 控制棒誤抽出 |

Yes No N/A

Comment：本次功率相關之臨界功率運轉限制值是經由上述暫態分析推演得到(以最嚴重的暫態事故分析結果涵蓋)，暫態分析方法沒有變更。

6. Are the flow-dependent MCPR well-derived from Flow-run-out transient? Is the methodology of transient changed or updated from previous cycle?

與流量相關之臨界功率運轉限制值是否經由 Flow-run-out 暫態分析推演得到？暫態分析方法是否變更？

Yes No N/A

Comment：是由 Flow-run-out 暫態分析推演得到(屬 cycle independent，本週期末重做)；分析方法並無改變。

7. Is LHGR Limit well-derived from 45% Mechanic-Over-Power (Cladding strain less than 1%) & 25% Thermal-Over-Power analysis (Fuel-center-line temperature less than melt temperature) 【AREVA Protection Against Power Transient: 35

% over LHGR limit】？

單位線性熱功率限制值是否經由暫態分析求出？

Yes V No N/A

Comment：單位線性熱功率限制值是經由暫態分析求出

8. Is APLHGR Limit well-derived from LOCA analysis? (Cladding temperature less than 2200°F)

平面線性功率限制值是否經由 LOCA 分析求出？

Yes V No N/A

Comment：是由 LOCA 分析求出(屬 cycle independent)，本次使用 KS1R21 燃料之新晶格設計計算所得 PCT 低於之前燃料設計計算所得 PCT(1754°F)

9. Is there no new safety issue should be analyzed?

是否沒有新的安全議題需要被分析？

Yes No N/A V

Comment：N/A

10. Is the Stability Exclusion Region well identified in operation domain?

非穩定運轉限制區是否從電廠最大運轉區中清楚劃出？

Yes V No N/A

Comment：本週期之非穩定運轉限制區(Z 區) 以 DR=0.85 及 DR=0.9 進行分析計算，並將結果清楚標示在 Power-flow map 上。

11. Is the Peak-Cladding-Temperature (PCT) of LOCA accident analysis updated from previous cycle? Should the update be submitted to ROCAEC ?

LOCA 分析中之最高燃料護套溫度是否沒有變更？

Yes V No N/A

Comment：分析 KS2C21 新使用的燃料晶格，結果 PCT 最大值仍小於之前週期分析計算所得最高燃料護套溫度 1754°F (< 2200°F)，此結果將併同 RLA 報告陳報原能會。

12. Is the result of Overpressure-Protection analysis acceptable (Pressure less

than 1375psig) ?

過壓保護暫態分析是否可接受？

Yes _____ No _____ N/A V

Comment : 過壓保護暫態分析之分析結果 Pr(Steam Line) = 1297psig ; Pr(Vessel Dome) = 1245.86psig ; Pr(Vessel Lower Plenum) = 1295.38psig 皆小於 1375psig 之限值，符合限值可接受。

13. Is the result of Control-Rod-Drop accident analysis acceptable (Fuel enthalpy less than 280 cal/gm) ?

控制棒掉落事故分析是否可接受？

Yes V No _____ N/A _____

Comment : 控制棒掉落事故分析熱焓值 217.7cal/gm 符合限值可接受。

14. AREVA 【COTRANSA2、XCROBRA、XCROBRA-T、SAFLIM2、ANFB、SPCB】 GE 【TGBLA、ISCOR、PANACEA、GESTR-M、ODYN、REDY、TASC、GEXL】 Are above transient codes' version updated ?

Yes V No _____ N/A _____

Comment : 最新版本為 COTRANSA2 : uoct08 , XCOBRA : uju107 , XCOBRA-T : uju107 , SAFLIM2 : uapr07 , SPCB Rev.2 : usep03 。

15. AREVA 【EXEM/BWR、RELAX、FLEX、HUXY】 GE 【SAFER/GESTR-L】 Are above ECCS codes' version updated ?

Yes V No _____ N/A _____

Comment : EXEM/BWR : 是一個方法論而不是程式 , RELAX : ufeb05 , HUXY : ujan01 / r03 。

16. Special issue discussion:

Comment : 詳(參、三)其它查核及訪談事項摘要 , (參、四)審查期間重要會議摘要 , 以及(參、五)審查後會議摘要。

三、其它查核及訪談事項摘要

1. 請 AREVA 公司針對此次審查準備稽查辦公室，並須包含必要的電腦及通訊設備供稽查人員審查時使用。

【結果】AREVA 公司於本公司稽查人員抵達前即已安排稽查辦公室，其中並已備妥 1 套個人電腦且可連接至其公司的內部網路，並有可供使用的通訊設備可與台灣公司內相關人員討論時使用。

2. 要求 AREVA 公司針對此次審查標的核二廠二號機週期二十一爐心設計提供相關的指引、程序書及計算書。

【結果】AREVA 公司於審查前 1 個月即依要求先提供本次審查相關文件清單。並於稽查辦公室備妥中子分析相關計算書影本，暫態分析相關計算書則依所選定之文件提供計算書影本；設計分析指引文件電子檔均已存放至個人電腦之專用目錄供查閱。

3. 追蹤查核 CS1C24 爐心設計審查所提建議事項辦理情形。

【結果】97 年 6 月間於 AREVA 公司進行 CS1C24 爐心設計審查時提出 1 項需改進事項及 5 項建議事項，AREVA 公司針對各項建議進行改進，並發行 CR(condition report：2008-3590、-3592、-3594、-3596、-3597)。經查已有 4 份 CR 已完成處理並結案，且均進行具體改進措施，而其中一項 CR 之改正措施需進行 GL 修正，AREVA 公司亦於 2008 年 7 月發行 GMR(GL Modified Report)，但迄今尚未進行修訂，已建議其檢討 GMR 結案的適當期限【審查建議事項第二項】。

另尚有一份 CR-3597 未結案，內容為 AREVA 公司將於 Nuclear Fuel Design Report 中載明新設計批次燃料之中子臨界分析結果，據了解 AREVA 公司已先用人為方式於 Nuclear Fuel Design 報告中加入此章節敘述，唯尚未修改其報告自動編輯軟體。

4. 追蹤查核 NUPIC audit #20384 所提發現(Finding)事項辦理情形。

【結果】依 98 年 11 月核安處簽會本處有關 NUPIC 稽查 AREVA 公司 Richland 製造廠計有 5 項發現，經本處評估其中 3 項與爐心填換設計分析工作有相關，故將其列為本次追蹤查核項目，查核結果如下：

(F1) 完成之設計文件仍存放於計畫工程師辦公室，未依 QA 文件紀錄保存要求，以避免損毀、劣化及遺失。

*經查本項 AREVA 公司已成立 CR 2009-5459 進行處理改正（尚未結案），本事件歸屬人為疏失。查核中子及暫態分析部門，完成之設計分析文件均已存放於專屬空間進行保管(存)，避免損毀、劣化及遺失。

(F2) 程序書未要求設計軟體（Engineering Software System 及 Manufacturing Equipment Software）之獨立驗證、審核及確認軟體設計符合要求（10 CFR50 Appendix B ,QA program, NQA-1 要求）。

*經查 AREVA 公司已成立 CR 2009-5467 進行處理改正（尚未結案），將修訂相關程序書內容以符合 NQA-1 要求，此屬核燃料製程管理部分。查核中子及暫態分析所使用之設計軟體均為有執照之商用軟體， AREVA 公司亦對相關模式進行 V&V 驗證。

(F3) 未依 CR 改正措施要求，通知可能受影響之相關客戶。

*本項已成立 CR 2009-5475 進行處理改正（尚未結案）。其內容為 AREVA 公司發現 POWRPLEX III UDEC08 版之軟體錯誤（PREDICT 功能中無法累積控制棒燃耗），故成立 CR-2009-4783 進行處理，其中要求需連繫通知相關客戶（包括 TPC）以確認其是否受影響，但在 NUPIC 稽查時仍尚未通知。

*經查 AREVA 公司於 NUPIC 提出稽查發現後，即發函通知相關客戶（給本公司信函為 KAM:09:134 FAB09-2361），亦已完成相關 MICROBURN B2 錯誤修正，新版為 POWRPLEX III uapr09。

5. 查核控制棒本領比較計算書及結果。

【結果】核二廠自 1 號機週期 19 開始使用西屋公司之 CR99 型控制棒葉片（CRB），故於反應爐內同時有 4 種型式控制棒葉片(奇異 Duralife D100、D230、Marathon 及西屋 CR99)。因 MICROBURN B2 對於反應爐內控制棒之模擬分析只能設定 5 種 Section，核二廠原反應爐內 3 種 CRB 於模擬分析中已使用 5 種 Section，致使引進 CR99 控制棒時於 MICROBURN B2 無法直接模擬 CR99 CRB，AREVA 公司即針對 CR99 控制棒本領進行評估分析，以決定何種型式 CRB 之控制棒本領較接近 CR99。

查閱"Evaluation of Westinghouse CR99 Blade Worth for Kuosheng Units"計算書，AREVA 公司針對 KS1-F18 製造批次（A10-3999B-14GV65）

之燃料晶格，考慮在 0%、40%、80%空泡、不同功率條件(Hot operation、Cold Zero Power) 及燃料燃耗情況下，以 CASMO-4 分析計算 4 種 CRB 之控制棒本領並比較其差異，CR99 與其它 3 種 CRB 之最大差異值如下表，由其結果顯示 D230 之控制棒本領與 CR99 最接近，AREVA 公司亦建議以 D230 來模擬 CR99，查核其計算書均符合品保要求。

控制棒型式	與 CR99 控制棒本領之差異 [#] (Max,%)
D-100	4.37~6.23
D-230	0.34~0.92
Marathon	0.93~1.58

僅標註最大差異值的變動範圍(因有不同的計算條件)

6. 討論依燃耗調整之 $MCPR_p$ 限值(Exposure-dependent $MCPR_p$)設計及應用。

AREVA 公司於新核燃料製造標中採用燃耗及功率調整之 $MCPR_p$ 之爐心設計方式，故依新合約進行填換爐心設計分析工作，原則上需採用此方法。此方法可以使初始週期之 $MCPR_p$ 限值比較不受限，提高運轉彈性及較佳之燃料使用經濟性。

依燃耗及功率調整之 $MCPR_p$ 限值已在美國 BWR 電廠使用多年，AREVA 在美國有非常多經驗，目前已有 6 個使用 AREVA 燃料之電廠包括 8 部機組 17 個燃料週期，採用此方法設計。

目前規劃將於核二廠 1 號機第 22 週期開始使用此方式，依 AREVA 公司中子設計領導工程師表示在電廠實際應用時，所有的 $MCPR_p$ 限值會在記錄在 RLA 及 COLR 中，同時也是 POWERPLEX-III 之輸入值，電廠核工人員則依所規劃設計之爐心平均燃耗切換點，切換至下一組限值。

7. 討論核二廠破損燃料棒檢修後再使用之規劃。

核二廠一號機週期十九、二十發現破損之 2 束核燃料均已由 AREVA 公司修復，目前核二廠將其暫歸為「不再使用核燃料」，但此兩束核燃料均為第二次燃燒

(Twice-burnt) 之 ATRIUM-10 型燃料仍具有極高之經濟價值，AREVA 公司亦提供破損燃料修復後再使用準則，本公司則依前述準則及民 79 年 6 月核管會議紀錄訂定「本公司 AREVA 燃料修復後再使用準則」，唯原能會核管處十分關心本公司 AREVA 燃料修復後再使用規劃及如何確保修復後再使用核燃料完整性，希望先了解相關評估方式，本次審查期間與 AREVA 公司台灣專案經理及中子分組領導工程師討論後，

同意若計畫於 KS1C22 再使用此 2 束修復後核燃料，可利用 AREVA 工程師於 KS1C22 Kick-off 會議訪台期間，安排至原能會報告說明相關作法。返國後與原能會報告審查人員連繫，其表示先提供相關資料供其參考，再決定是否安排會議簡報。

8. 參訪 AREVA 公司核燃料製造工廠。

本次審查期間適逢 AREVA 公司正進行核一廠 CS2R24 批次燃料的製造工作，特請 AREVA 公司安排半日時程參觀核燃料製造生產線。本次參訪項目有燃料丸壓製、燃料丸燒結後研磨及目視檢查、裝填燃料丸、燃料棒上下端塞焊接、燃料棒水平量測與調整、及燃料束組裝工作，另至機械工廠參觀下繫板(LTP)機械加工製程。

燃料丸壓製：目前 AREVA 公司部分燃料丸生產線已開始生產 FS-10 設計之燃料丸，此設計主要為改變原有燃料丸之削角設計以減少發生於製造過程發生燃料丸缺角情形，可降低燃料因 MPS(Missing Pellet Surface, MPS)導致 PCI 破損的機率。本公司預定從 CS1R25 (核一廠)、KS2R21(核二廠)批次開始引用此設計。

燃料丸燒結後目視檢查：AREVA 公司自 2004 年起為因應燃料丸 MPS 問題，修訂燃料丸目視檢查規範，採更嚴格的篩選標準以改善 MPS 問題。同時規劃引進燃料丸自動檢視系統 (AVIS, Automatic Visual Inspection System)，篩選規範與人工目視標準相同，目前 AREVA 公司引進一套安裝在其中一條生產線，現階段仍在進行測試，參訪時設備正故障檢修中未運作。

裝填燃料丸、燃料棒上下端塞焊接：均採自動化作業，流程為先完成燃料棒下端塞焊接工作，再進行燃料丸裝填（以振動方式慢速裝填），最後再進行上端塞封焊。

燃料棒水平量測與調整：燃料棒裝填封焊後，經 γ 照射確認燃料丸裝填正常後，於水平量測台由技術人員進行量測及調校，若有需調整之燃料棒則由技術人員以特殊工具進行調整，現場技術人員表示依其程序書並不需對調整之燃料棒進行記錄。

下繫板(LTP)機械加工製程：本項製程參訪時，AREVA 陪同人員特別介紹該公司針對防止於製程中異物入侵 LTP 之措施。目前燃料廠家 LTP 設計，為防範運轉中異物入侵燃料束，均設計採用具高效能濾網之 LTP(如 Fuelguard 設計)，但在 LTP 製造加工時所產生的金屬屑，亦有機會進入此濾網且不易取出，此異物若未被發現則有可能隨燃料束進入反應爐，增加燃料發生爐屑磨損的風險。AREVA 公司於此加工製程，改以雷射切割可減少金屬屑的產生，另在水刀加工研磨時先將 LTP 所有開口以壓克力封套進行封口避免異物入侵，由此可看出廠家在管制異物入侵所做之努力。

四、審查期間重要會議摘要

1. 介紹 XEDOR 及其應用。

目前 AREVA 公司是以 REMACCX-10、燃料預調節及 Soft operation 策略來防範運轉中因 PCI（燃料丸與護套相互作用）而發生燃料護套受損情形。依新合燃料製造合約 AREVA 公司將提供 XEDOR 應用程式給核二廠使用，XEDOR 應用程式可以於機組升載期間提供即時線上(on-line)計算燃料護套（cladding）應力值功能，電廠核能工程師可應用此工具進行燃料護套所受應力預測及即時監視，確認護套所受應力值於允許範圍內，以確保燃料之完整性。

本次審查期間 AREVA 公司請 XEDOR 模式建立及程式開發者 Farawila 先生進行簡報說明，台灣計畫經理 Ms.KRIS、機械材料經理 Mr.GALIOTO 及中子物理工程師王鵬亦陪同參與討論，茲就 XEDOR 程式模式及應用情形摘述如下：

XEDOR 程式模式：

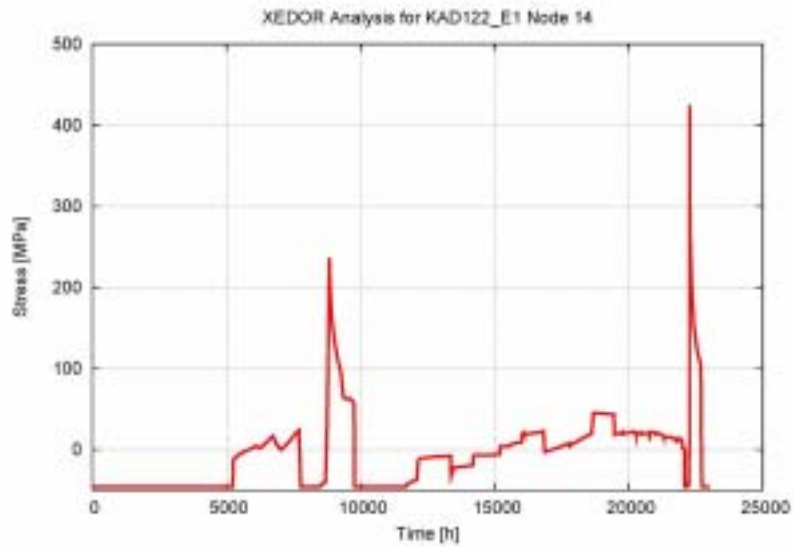
為能符合線上計算之「即時」功能需求，故採簡化 AREVA 公司之燃料行為程式（RODEX4）來計算燃料丸及護套間隙、護套所受應力、預調節狀況、最大允許 LHGR、在最大 LHGR 下之最大允許升載率(Ramp rate)。XEDOR 程式最主要應用是做為功率管理策略工具，此功能將內建於爐心監測系統（core monitoring system）。在燃料丸及護套間隙（GAP）計算是分別考慮「OPEN GAP」及「Close GAP」情形，使用應力對時間的一次微分方程式，相關的參數有①護套的潛變（creep）、②燃料丸密化、腫脹和潛變、③燃料丸熱膨脹等因素。對應相關的運轉參數有燃耗、功率、護套溫度、快中子通量等。

XEDOR 程式應用：

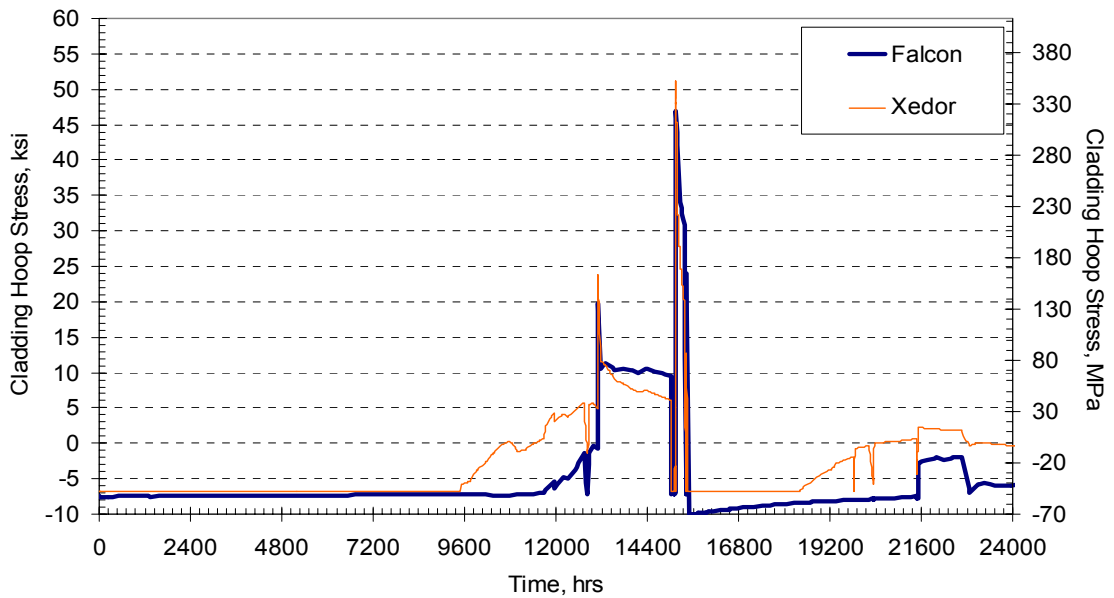
在美國是用於 BWR 電廠控制棒節驅動（Notch control rod drive），於歐洲 BWR 電廠則用於控制棒微調驅動（fine motion control drive）；PWR 電廠則用於軸向功率控制。AREVA 公司依 Ramp Test 及 PCI 破損燃料資料庫計算所得應力數據，並採用適當的保守度後決定運轉時之應力限值，目前建議用 275 MPa 為限值。簡報內並以核二廠二號機第十四週期破損燃料(ID：KAD122)（參圖一）和 LaSelle 二號機破損燃料(ID：29A032)之升載歷程及計算所得應力為例進行說明及討論。另

AREVA 公司亦將 XEDOR 程式計算結果與 FALCON 程式（美國電力研究院 EPRI 開發之程式）（參圖二）、RODEX 4 程式計算結果做比較。

AREVA 公司已發行 XEDOR 正式版，並建置於爐心監測系統內(POWERPLEX III XD 版)，自 2009 年 9 月開始在美國 BROWNBERRY 電廠測試使用。



圖一：KAD122 E1 XEDOR 分析之應力情形



圖二：XEDOR 與 FALCON 分析結果比較

五、審查後會議摘要

1. 審查後會議參加人員有燃料品保經理 Mr.Tupper、台灣計畫經理 Ms. Mitchell、BWR 中子物理分析小組：分組主管 Mr.Riley、工程師 Peng Wang、Adrian C Constantinesc、Paul Smith；安全分析小組：分組主管 Mr.Mellinger、領導工程師 Stone Luo 及本公司審查者李榮達等 9 人。
2. 於會議中提出本次審查總結英文摘要（如附件一）書面文件，供 AREVA 公司參考。
3. 首先感謝 AREVA 公司於審查期間提供之協助，各項支援及設施提供均較前次審查有顯著的改善。本次審查結果，AREVA 公司所提供之核二廠二號機週期二十一填換爐心設計均符合本公司及 AREVA 公司內部所要求之接受標準，因此 KS2C21 爐心設計是可接受的。本次審查期間未發現主要缺失，但仍有次要缺失（不影響分析評估結論），本次提出 5 項建議：

建議一：請 AREVA 公司確認及澄清中子物理設計分析相關指引部分內容（如：設定參數、評估項目），因部分參數設定與評估項目與計算書（或輸入檔）所載不同。本次審查發現 3 處差異：

- （1）中子物理設計分析指引 2.7 文件內載明分析者要執行二維(2-D)爐心徑向功率比較（分析計算與量測值間），但在 KS2C20 爐心追隨計算書中並未執行此項目。
- （2）查對備用硼液系統停機餘裕(SLCS SDM)分析計算之 Microburn-B2 計算輸入檔，發現 XENON 參數設定值為"1"(Equivalent)與指引 4.3 內所載要設定為"2"(XENON Free)不一致。
- （3）查對控制棒掉棒事件(CRDA)分析計算之 Microburn-B2 計算輸入檔，發現 ILMCNT(2)及 ILMCNT(36)參數設定值亦與指引 4.5 內容所載不一致。

本項建議中所發現之差異，於會議中 AREVA 工程師已當面解釋確認不影響本次 KS2C21 爐心填換設計結果。

建議二：追蹤前次(CS1C24)爐心填換設計審查所提建議事項之辦理情形，其中一項 CR 改正措施需修訂指引（GL）內容，將於 GL 中加入「請分析者避免

及確認發生不同的燃料束設計卻使用相同的燃料型式名稱之情形」，AREVA 公司已於 2008 年 7 月 發行 GMR 3094(GL Modified Report)，但迄今尚未進行修訂。本次審查 KS1-R21 燃料批次之建立燃料晶格資料庫計算書（執行時間為 2008 年 9 月），發現分析者在檢視相關 GMR 時並未將此 GMR 3094 列入清單，經詢問分析者亦表示確實有遺漏之情形，另此次發現在訂定 KS1R21 批次燃料晶格名稱時亦出現與 KS1F18 使用相同名稱之情形，而此兩種晶格設計並不同。

故建請 AREVA 公司檢討「設計分析者檢視相關指引修訂報告(GMR)之流程與方法」，以避免發生分析者遺漏（未檢視）重要 GMR 的情形。並請 AREVA 公司考量每年能重新審查 GMR 一次，使發行之 GMR 均能在一年完成修訂及結案。

建議三：請 AREVA 公司增進暫態安全分析相關計算書內容之完整性。 本次審查暫態安全分析計算書發現 3 處記載過於簡略或不一致：

- (1) 在 TTNB(Turbine Trip No Bypass)暫態分析計算書中，有關分析之主要假設章節內容僅敘述「本分析無主要假設」，此內容太過簡要，故請其至少要標註主要假設參考資料來源以便查閱。
- (2) 在 TTNB 及 FWCFNB(FeedWater Control Failure No Bypass)暫態分析計算書中，發現分析者僅對本次新使用的燃料型式進行分析，而未對全爐心內所使用的不同型式燃料進行分析，查閱計算書中未有任何討論及說明，故建請分析者於日後能補充敘述相關討論及說明。
- (3) 在 FWCFNB 及 ASME 過壓暫態分析計算書第 5.1 節內容敘述所使用的急停延遲時間為 0.1 秒（同電廠參數文件內之數值），但查閱暫態分析輸入檔，分析者於分析計算時是使用 0.11 秒(0.09+0.02s bias)。

建議四：建請 AREVA 公司依本次燃料設計計算書(Fuel Design Notebook)之內容修訂 KS2C21 爐心填換執照分析 (RLA) 報告稿本。須修訂 2 處：

- (1) 修訂冷爐停機餘裕對應之反應度值為 0.9699，原報告稿本內為 0.970
- (2) 將控制棒掉棒事件(CRDA)暫態分析之假設條件：「假設無不可用

(inoperable) 控制棒」，於 RLA 報告中補充說明。

本項 AREVA 公司已依建議內容完成 KS2C21 RLA 內容修訂。

建議五：本次審查發現 AREVA 公司使用於暫態分析之儀器零點數值為 520.6cm，但目前電廠參數文件(PPD)內所載儀器零點數值為 0 cm，故建議 AREVA 公司於核二廠下個週期 PPD 文件內加註說明。

AREVA 公司台灣專案經理 Kris 及燃料品保經理均表示感謝台電公司稽查人員提出的建議，除第四項建議已完成報告修訂外，該公司將針對其餘各項建議進行檢討及改進，並發行 4CR(condition report：2009-8434、-8435、-8436、-8438)進行管控追蹤。

六、參訪 SCE 公司 San Onofre 電廠紀要

本處日前針對「用過核燃料機組間傳送作業」議題收集國際間之資料，就收集之資料顯示美國（如：San Onofre 電廠）與韓國（韓電）均曾有相關經驗，本次經連繫美國南加州愛迪生（SCE）電力公司所屬 San Onofre 電廠（SCE 公司約持有 75.1%股份），該廠表示歡迎本公司派員參訪及討論相關經驗，故於本次公務行程安排一日至 San Onofre 電廠參訪。

San Onofre 電廠為 PWR 型式核電廠（參下表資料），目前有 2 部機仍在商業運轉（2、3 號機），1 號於 1992 年永久停止運轉（共商轉 25 年），並於 2008 年完成除役作業。

機組	淨發電量 MWe	容量因素 (2008 年)	型式	商轉日期	運轉執照期限
2	1070	94	PWR	8/8/1983	2/16/2022
3	1080	69	PWR	4/1/1984	11/15/2022

本次參訪主要由該廠計畫部門經理 Mr.Morales 安排接待及座談會，Mr.Morales 已在 San Onofre 電廠工作超過 25 年，早期是在機械維護部門，後轉任至專案計畫管理，先後經歷該廠重要工程計畫如用過核燃料機組間運送計畫、用過核燃料乾式貯存計畫及 1 號機除役計畫，目前則負責該廠 2、3 號機蒸氣產生器更換計畫及反應爐蓋更換計畫等兩項重大工程，參訪期間適逢該廠仍在進行 2 號機蒸氣產生器更換工作之大修作

業，Mr.Morales 仍特別撥空陪同參訪並安排與該廠工程技術人員座談，可感受到其十分友善及熱於分享相關經驗，另 Mr.Morales 請其助理在抵達該廠參訪前已辦妥相關入廠申請程序，故參訪者僅需至該廠 C.P.F.(Central Processing Facility)報到及簽名即可進廠，與先前認知參訪美國核電廠會有繁複的進廠程序截然不同。本次參訪行程主要有兩部分，一為座談會；一為參觀乾式貯存設施，相關內容摘述如下：

1.座談會：

(1) 參加人員有 Mr.Morales (計畫部門經理)、Ms.DeBoi (乾貯專案計畫經理)、Mr.Orewyler(產品支援經理)、Mr.Tipton (反應器與燃料維護資深工程師)、Mr.Ashe-Everest(工程部門工程師)及本公司李榮達。(圖三為與 Mr.Morales 及 Ms.Deboi 合影照片)

(2) 用過核燃料跨機組傳送經驗：

San Onofre 電廠是於 1988 年間進行機組間用過核燃料傳送作業，主要因應 1 號機用過燃料池容量不足的狀況，將 1 號機之用過核燃料傳送至 2、3 機用過核燃料池，合計共傳送 188 束用過核燃料，當時是租用奇異公司所設計製造之 IF-300 傳送護箱(Cask，參圖四)，每次可運送 7 束核燃料，此護箱已取的美國核管會核發之使用執照。此護箱設計是採「含水」(濕式)運送方式，即運送期間護箱內是灌滿水。本次亦特別詢問其傳送作業各階段工作所需時間，Mr.AsheEverest 為當時參與此項作業之工作人員，在座談會中立即提供 IF-300 運送作業程序書及作業各項工作詳細時程表(參附件二)供本公司參考，運送作業一趟總計約需 3 天(24 小時工作情況下)。

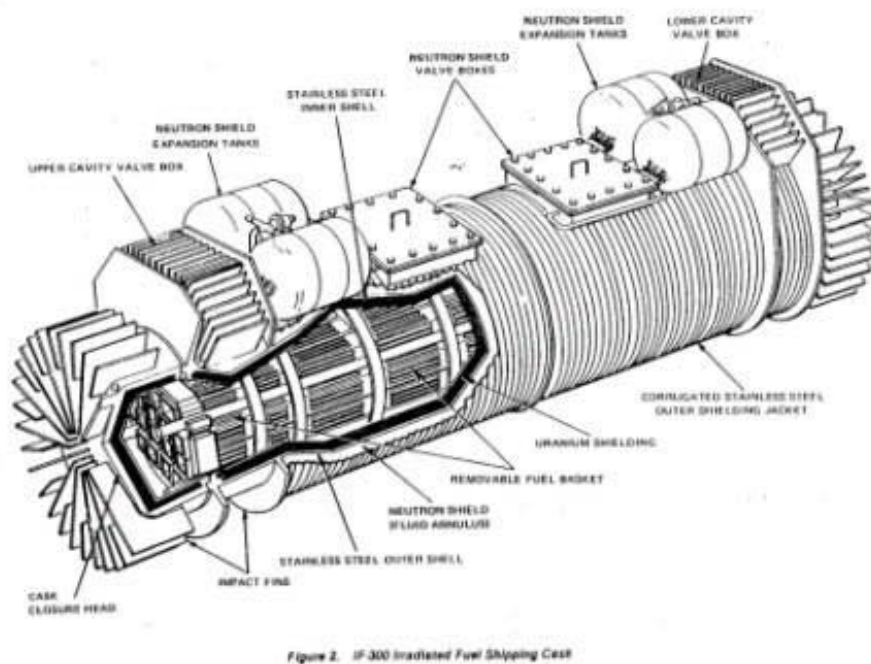
Mr.Morales 表示該廠在執行用過核燃料運送作業或乾式貯存前，僅對用過核燃料進行目視檢查以確認核燃料結構的完整性，但並不執行燃料啜吸作業，其認為從核燃料運轉監測數據即可判斷確認核燃料的完整性。對於運送設備運離廠房的除污標準，則依循該廠既有之輻防管制措施，並提供相關輻防管制數值供參考。對於若採「不含水」(乾式)運送方式，用過核燃料回貯至燃料池階段須注意重點，Mr.Morales 表示該廠亦無相關經驗，但提供乾貯護箱(TN24)

Unloading 程序書供本公司參考，依 Unloading 程序書所述回貯護箱灌水階段，僅就護箱內壓做監視及控制灌水之流量(避免超過護箱設計壓力限值)，並未提

及灌水時會對燃料護套會有不當影響。不過 Mr.Morales 表示若採乾式運送方式，用過核燃料回貯至燃料池後，建議執行燃料啜吸作業以確認燃料之完整性，若日後本公司有實際作業經驗可提供該廠參考。



圖三：與 Mr.Morales 及 Ms.Deboi 合影照



圖四：奇異 IF-300 傳送護箱示意圖

2. 參觀乾式貯存設施及廠區

本次參訪期間 Mr.Morales 特別安排至乾式貯存設施參觀，並請乾貯計畫經理 Ms.Deboie 陪同隨行。San Onofre 電廠是採用 TN-24 混凝土模組系統（參圖五），護箱為水平向貯放（參圖六），每個護箱可裝填 24 束 PWR 核燃料（圖七），各模組間採「公母」座之設計，可增強模組間之相互間支撐力量，依其計畫經理表示選擇 TN-24 系統主要因素為其佔地小、耐震度高，其抗震設計水平為 1.5g、垂直為 1g，另混凝土模組設計為「Anti-missile」，可承受颶風帶來外來物之猛烈撞擊。目前已安裝 35 個模組，計約貯放 840 束核燃料，另此 TN-24 護箱設計亦可放置破損核燃料，但需使用特製之提籃及封蓋，目前貯放有 30 束破損核燃料。另詢問其 TN-24 系統排水抽氣所需時間，Ms.Deboie 表示約需 2~4 天(24 小時作業)，與裝填燃料熱負載及提籃硼吸收材質密度有關。

另在廠區參觀時，Mr.Morales 特別介紹兩項設施：

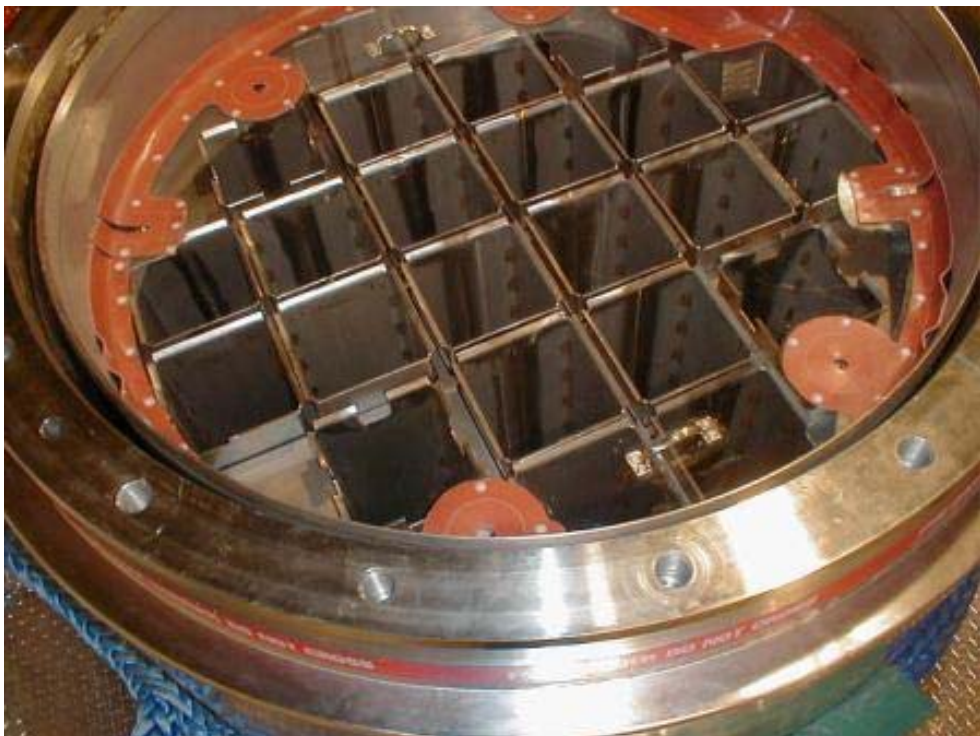
- (1) 機械工廠：該機械工廠已取得 ASME N stamp 認證及 TN 公司授權，可自行製造乾式貯存 TN-24 護箱之提籃(Canister)及密封鋼筒 (TSC)，此可降低製造成本配合電廠需用時程，但所製造設備僅限用於 San Onofre 電廠。
- (2) 露營車停放區：因適逢該廠 2 號機機組大修，該廠為解決外來包商工人居住問題，於廠區內規劃有露營車停放區提供水及瓦斯服務，外包商人員繳交租金則可將私人露營車停放於此區。



圖五：TN-24 混凝土模組鳥瞰圖



圖六：TN-24 護箱裝載作業



圖七：TN-24 護箱及提籃

肆、結論、心得與建議事項

一、結論

1. 本次審查結果，AREVA 公司所提供之核二廠二號機週期二十一填換爐心設計均符合本公司及 AREVA 公司內部所要求之接受標準，因此 KS2C21 爐心設計是可接受的。另針對其它查核及訪談事項，AREVA 亦給予滿意之答覆均未發現主要缺失。
2. 本次參訪美國 SCE 公司 San Onofre 電廠，雖只一日的行程且該廠正進行機組大修，但在該廠經理 Mr.Moralos 熱心協助安排下，得有機會與該廠參加用過核燃料運送作業及乾貯計畫之主辦人員交換經驗，並取得完整作業程序書等書面文件，雙方互動情形十分良好，Mr.Moralos 多次表示未來在工作推動期間若有任何議題歡迎隨時提出討論，故透過本次參訪除收集取得相關經驗資料，並建立雙方技術交流管道。

二、心得

1. 本次審查期間 AREVA 公司已完成核二廠二號機週期二十一填換爐心設計之中子物理及安全暫態所有分析工作，依 AREVA 公司所提交的文件清單，相關技術指引文件有 37 份、分析計算書有 21 份，其技術指引文件十分完整且內容詳細，而目前負責本公司核一二廠填換爐心設計分析計算之工程師均具相當經驗。但在此次審查期間發現雖分析工程師已有經驗，反而未留意技術指引中部分細節，故經由本公司定期派員審查，雖審查時程有限無法對所有文件全面審查，但藉此可再強化廠家分析工程師之警覺性與增加分析工作的嚴謹性，確保核電廠爐心營運之安全。
2. 在美國遭 911 恐怖攻擊事件後，美國核電廠對於外賓參訪管制十分嚴格，依過去經驗透過燃料廠家或 INPO 進行連絡常遭拒絕或無回應。本次參訪電廠安排模式為先依所收集美國核電廠的經驗資料選擇參訪對象，之後透過 EPRI 唐博士提供核電廠相關技術領域連絡人資料，再由本公司直接與該廠技術主管連繫安排，最後順利成行並建立經驗交流管道，此模式可供未來本公司欲與美國核電廠進行經驗交流者參考，另本次參訪 San Onofre 電廠之事前資料收集及連繫工作，承蒙本處黃資深專業工程師鼎力協助而得以順利成行，除感謝其不吝指導後進之精神外，亦可感受到團隊工作的效力。
3. 本次是個人首次於「寒冬」赴美國公務，公務地點又在美西北地區，公務期間當地氣溫均在攝氏零度以下，最後數日當地均在下雪，雪地駕車是難得經驗，在廠家陪同人員指導下學習不少相關知識。

三、建議

1. 核二廠二號機週期二十一依現行核燃料製造合約執行之最後一次填換爐心設計工作，工作內容與先前相同，部分暫態安全分析是延用「非週期相關」(cycle independent) 的分析結論。接下來核二廠一號機週期二十二 (KS1C22) 將依新核燃料製造合約進行填換爐心設計工作，AREVA 公司將採行數項新方法論 (如 ACE、Exposure dependent MCPR、SLCS SDM 計算等) 應用於填換爐心設計工作，AREVA 分析工程師亦表示過去引用之「非週期相關」分析報告內容均需重新評估是否適用，故對於 KS1C22 填換爐心設計分析工作內容將有很大之差異。故建議本公司應針對執行新燃料製造合約首次填換爐心設計分析工作派員進行審查，另因預期廠家分析工作內容改變甚多，在本公司出國預算許可的情形下能加派審查人員或延長審查時程。
2. 本次雖發現廠家填換爐心設計分析作業部分內容與其技術指引所載不一致，但綜觀其技術指引內容十分詳細且完整，舉凡目的、定義、法規與接受標準、分析方法、假設條件、分析需要輸入資料、計算說明等均有完整敘述，此對於分析作業標準化及人員訓練、傳承有顯著助益。本公司目前亦以 Simulate-3、Retran 等商程式進行填換爐心設計及暫態安全分析之平行驗證工作，建議可參考廠家技術指引格式內容編寫平行驗證工作之技術指引，可做為執行參考文件及傳承相關經驗。
3. San Onofre 電廠除在用過核燃料運送作業有相關經驗外，另在用過核燃料乾式貯存計畫、蒸氣產生器更換、反應器壓力槽頂蓋更換、電廠除役等重大工程均有經驗，日後本公司若欲收集相關技術經驗資料，建議可邀請該廠專家進行技術指導或至該廠進行技術參訪。

附件一：Summary on the K2C21 Core Design analyses audit
Dec. 16, 2009 by Jason Lee

Conclusion : The AREVA's core design analysis process is conscientious.

The results of the K2C21 Core Design analyses is acceptable.

Recommendations :

1. Please confirm whether the applicable Neutronics Guidelines need clarification or the values used are actually different from the Guidelines.

(1) The GL 2.7 section 3.1 asks analyst to do "2D core radial powers comparison between the calculation and measurement", but the compared results are not found in the KS2C20 CORE FOLLOW and PROJECTION calculation notebooks(32-9120963-000)

(2) The value of XENON used in the SLCS SDM MB2 input file is different from that in Guideline 4.3 as follows:

	GL 4.3	Input file
XENON	2	1

(3) The values of ILMCNT(2) and ILMCNT(36) used in the CRDA MB2 input file are different from those of Guideline 4.5 as follows:

	GL 4.5	Input file
ILMCNT(2)	0	2
ILMCNT(36)	2 or 3	1

2. AREVA has issued the GMR 3094 that requires adding a statement to EMF-2000 Guideline 2.1 to ensure the designer using a unique bundle name for new nuclear designs according to the CS2C24 audit recommendation on Jul 9, 2008. But the GMR 3094 isn't found in the GMR Review list of the KS1-R21 ATRIUM 10 CROSS-SECTION Library generation analysis notebook that was issued on Sep 18, 2008. Although the fuel bundle names are different, a lattice name as same as the KS1F18 batch was used in the KS1R21 batch, actually these two lattice designs are different.

Please review AREVA's GMR review process again to ensure the analyst not to miss the related GMR issue. By the way the condition of this GMR still open, I recommend that AREVA can review the GL once one year and the GMR could be closed in one year.

3. Please enhance the integrity of some safety analyses notebook.

(1) The description of the major assumptions on the KS2C21 TTNB analysis notebook is too curt. At least, the analyst should describe the reference document and related section, if he doesn't want to use a duplicate wording.

- (2) The analyst only calculated two fuel types (KS2F18, KS1R21) on the KS2C21 TTNB and FWCFNB analyses, actually, there are four fuel types used in the KS2C21 core design. But there is no related description or discussion for the reasons in the analysis notebooks.
 - (3) The analyst described “a scram delay of 0.1 seconds is used “at the section 5.1 of the FWCFNB and ASME over-pressurization notebooks. Actually, analyst used the value 0.11 (0.09+0.02 bias) seconds in the analyses. It is inconsistent.
4. Please modify the preliminary KS2C21 RLA report contents as follows according to the FCD notebook:
- (1) Changing the CSDM value to 0.9699 (was 0.970)
 - (2) The control rod drop accident (CRDA) analysis assumes no inoperable rods. It is more restrictive than the KS plant Technical Specification requirement. Please add the assumption to RLA.
5. The value of the instrument zero is modified to 0 cm from 520.62cm according to the KS2C21 PPD. But the input of the safety analyses still need use the value 520.62. Please add a note of the analysis input requirement on the KS next cycle PPD.

附件二：

CHANGES TO TRANSSHIPMENT DETAILED SCHEDULE

THE FOLLOWING ARE RECOMMENDATIONS AS TO TIME CHANGES TO THE TRANSSHIPMENT TIME TABLE. (P) INDICATES PARALLEL WORK ITEM

ACTIVITY	OLD TIME (HRS)	NEW TIME (HRS)
PICK UP CASK AT S.T.BAY	1	1
TRANSPORT CASK TO DECON PAD	1/2	1
ERECT SCAFFOLD	3	2
FILL AND VENT CASK	1	1
DE-TORQUE HEAD	4	5
REMOVE SCAFFOLD	2	1
PLACE CASK INTO POOL	1	2
REMOVE HEAD	1	1/2
LOAD CASK	1	2
REPLACE HEAD	1	1
REMOVE CASK FROM POOL	1	1+1/2
PERFORM INITIAL SURVEY	2	1/2
ERECT SCAFFOLD	3	2
DECON SISTER HOOK	(NEW ITEM)	1+1/2 (P)
DECON HEAD	3	3
TORQUE HEAD	5	3
DECON CASK	5	3 (P)
PERFORM FINAL SURVEY	2	1 (P)
PERFORM CASK LEAK TEST	3	3
WRAP CASK	1	1
REMOVE SCAFFOLD	2	1
PICK UP CASK	1	1
TRANSPORT CASK TO SOUTH END OF T.D.	1/2	1/2
PLACE CASK ON TRACTOR TRAILER	1	1
TRANSPORT CASK TO UNIT 2/3	1	1/2
PLACE CASK IN DECON AREA	1	1
ERECT SCAFFOLD	1	1
FILL & VENT CASK	1	1
DETORQUE HEAD	4	5
PLACE CASK IN POOL	1	1
REMOVE HEAD	1	1
UNLOAD CASK	1	2
REPLACE HEAD	1	1
REMOVE CASK FROM POOL & DECON	4	3
PERFORM INITIAL SURVEY	2	1
ERECT SCAFFOLD	1	1
DECON HEAD	3	1
TORQUE HEAD	5	3
DRAIN AND PERFORM LEAK TEST	3	3
WRAP CASK	1	1
REMOVE SCAFFOLD	1	1
PLACE CASK ON TRAILER	1	1
TRANSPORT CASK TO UNIT 1	1	1
TOTALS	72	62 1/2