

出國報告（出國類別：洽公）

# 核二廠 2 號機週期 23 及 1 號機週期 24 爐心設計審查

服務機關：台灣電力公司

姓名職稱：林正忠 核能發電處核能工程監

何紹傑 核能發電處核能工程師

派赴國家：美國

出國期間：102 年 8 月 19 日至 9 月 1 日

報告日期：102 年 10 月 11 日

# 行政院及所屬各機關出國報告提要

出國報告名稱：

核二廠 2 號機週期 23 及 1 號機週期 24 爐心設計審查

頁數 53 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

林正忠/台灣電力公司/核能發電處/十一等核能工程監/02-23667088

何紹傑/台灣電力公司/核能發電處/七等核能工程師/02-23667088

出國類別：1 考察2 進修3 研究4 實習5 其他（洽公）

出國期間：2013/8/19~2013/9/1 出國地區：美國華盛頓州

報告日期：2013/10/11

分類號/目

關鍵詞：填換爐心設計、AREVA 公司

內容摘要：（二百至三百字）

本次任務主要審查核二廠 2 號機週期 23 及 1 號機週期 24 (Kuosheng Unit 2 Cycle 23 及 Kuosheng Unit 1 Cycle 24)之填換爐心設計分析，KS2C23 為本公司核二廠首次執行中幅度功率提昇計劃(Stretch Power Uprate，以下簡稱 SPU)之週期，該週期計劃於運轉週期中進行 SPU 功率提昇；此外，AREVA 公司目前亦已著手進行 KS1C24 填換爐心設計分析工作，該週期計劃於運轉週期初(BOC)即進行 SPU 功率提昇，相關填換爐心設計分析及安全評估分析工作將陸續進行及完成。

本次審查任務工作包括 KS2C23 SPU 及 KS1C24 填換爐心設計審查、審查期間的 14 項預先提出之稽查需求及問題討論，進行正式審查工作前有先與 AREVA 公司舉行稽查前會議，討論稽查前需求及審查標準，審查期間 AREVA 公司與本次任務審查團隊成員進行多次討論及說明審查意見。最後在完成本次審查任務後與 AREVA 公司人員進行稽查後會議，本次審查團隊提出 8 項審查建議事項，供 AREVA 公司參考或檢討修正。

總結，本次爐心設計審查符合本公司及 AREVA 公司內部之接受標準。  
本文電子檔已傳至出國報告資訊網 (<http://open.nat.gov.tw/reportwork>)

# 目 錄

內 容	頁次
壹、出國目的	1
貳、出國行程	3
參、任務過程	5
一、KS2C23 及 KS1C24 填換爐心設計審查	5
二、KS2C23 及 KS1C24 填換爐心設計審查查核表	11
三、審查期間訪談摘要	26
四、參訪燃料製造廠	38
五、審查期間重要討論會摘要	39
六、審查後會議摘要	42
肆、結論、心得與建議事項	45

## 壹、出國目的

本次出國往返程共計 14 日，主要任務為赴美國負責核一、二廠填換爐心設計廠家亞瑞華公司 (AREVA NP)，審查核二廠 2 號機週期 23 及 1 號機週期 24 (Kuosheng Unit 2 Cycle 23 及 Kuoshen Unit 1 Cycle 24，以下分別簡稱 KS2C23 及 KS1C24) 有關填換爐心設計分析作業，包括填換爐心安全分析報告 (Reload Licensing Analysis, RLA)、可用性評估報告 (Operability Assessment for SPU, OA)、填換爐心設計指引、作業程序書、計算書及填換爐心燃料佈局安排是否符合安全性及本公司爐心設計之要求。

KS2C23 為核二廠首次執行中幅度功率提昇計劃 (Stretch Power Uprate, 以下簡稱 SPU) 之週期，該週期計劃於運轉週期中 (週期燃耗由 8,000 MWd/MTU ~EOC) 進行 SPU 功率提昇，爐心功率預定由目前額定熱功率 2,943 MWt 提昇至 3,001 MWt。AREVA 公司重新分析並修訂該週期填換爐心安全分析報告 (Kuosheng Unit 2 Cycle 23 Reload Licensing Analysis for SPU, RLA) 與執行其它必要之安全分析及評估工作。另 KS1C24 計劃於運轉週期初 (BOC) 即進行 SPU 功率提昇計劃，預定於明 (103) 年 1 月 11 日開始啟動運轉，AREVA 公司目前亦已著手進行該週期爐心佈局設計工作，相關填換爐心設計分析及安全評估分析工作將陸續進行及完成。

由於 SPU 功率提昇計劃之安全評估分析工作範疇遠比本公司核能機組已執行之小幅度功率提昇 (Measurement Uncertainty Recapture, MUR) 工作更為廣泛，為查核及瞭解 AREVA 公司是否確實依相關程序書執行本項 SPU 評估分析工作，本次與核能研究所遴選專業人員派赴廠家共同執行 KS2C23 及 KS1C24 之 SPU 填換爐心設計及安全評估分析審查工作，確保 AREVA 公司執行填換爐心設計結果與設計品質符合本公司實際需求。

由於 KS2C23 為核二廠首次進行中幅度功率提昇 (SPU) 計劃之週期，AREVA 公司重新執行核二廠大部份事故或暫態分析項目，包括功率提昇分析 (Power Uprate)、暫態分析輸入變更 (Transient Analysis Input Changes)、喪失飼水加熱事件 MCPR 限值 (New loss of feedwater heating MCPR Limits)、新不穩定區分析 (New Stability Monitoring Regions)。另 AREVA 公司亦針對核二廠 SPU 運轉條件，重新針對 FSAR 第 15 章所有暫態分析項目進行評估及篩選，有必要分析者，則在 RLA 報告加以評估，並針對 SPU 運轉條件下非極限暫態事故 (Non-limiting events) 之適用性進行評估。本次任務除審查 AREVA 公司執行 KS2C23 及 KS1C24 之 SPU 填換爐心設計之計算書

(Calculation Notebooks)文件外，並進一步了解廠家填換爐心設計相關技術，確保核能電廠運轉之安全。

本次任務除審查 AREVA 公司執行 KS2C23 及 KS1C24 之 SPU 填換爐心設計外，也安排核能研究所人員赴 AREVA 公司協助本次審查任務進行，並與該公司相關技術人員進行討論，以進一步了解爐心佈局設計之流程與執行相關分析的細節，包括臨界功率關係式 ACE correlation 方法論、臨界熱功率比安全限值計算、修正後的 K-factor 計算方法、KS2C23 週期中 SPU 爐心設計之平行驗證作法、KS1C24 SPU 功率提昇計畫慢速暫態安全分析、瞭解 ACE correlation 之後續修正方法申照案之 NRC 審查狀態及審查意見。

本次審查任務主要審查 KS2C23 及 KS1C24 之填換爐心設計，審查方式採用爐心設計計算書文件審查，並查對爐心設計工作站之輸入檔與輸出檔，審查期間並與 AREVA 公司人員進行問題討論與釐清，完成 KS2C23 及 KS1C24 之填換爐心設計審查查核表。於審查完成後召開審查後會議，與 AREVA 公司負責本公司 KS2C23 及 KS1C24 之中子設計、安全分析及暫態分析工程師、主管，進行審查討論。本次審查工作總計向 AREVA 公司提出 8 項審查建議及 2 項需求，供 AREVA 公司進一步參考或改正。經由本次審查結果，確認 AREVA 公司執行 KS2C23 及 KS1C24 之 SPU 填換爐心安全分析報告，可符合 AREVA 公司內部及本公司所要求之接受標準，亦即該等週期填換爐心設計是可接受的。

## 貳、出國行程

102年8月19日至102年9月1日(含往返程5日)共計14日，於美國華盛頓州里其蘭市(Richland, WA) AREVA公司執行本項任務。詳細行程如下：

<u>日期</u>	<u>行程</u>	<u>摘要</u>
8/19	台北→舊金山	往程：由台北→舊金山
8/20	舊金山→巴斯科→里其蘭	往程：由舊金山→巴斯科→里其蘭
8/21	AREVA公司	(1) 辦理入廠手續及相關訓練(保安、工安及輻安) (2) 拜會爐心設計相關人員及參加爐心設計審查稽查前會議(Entrance Meeting) (3) 建立稽查用之電腦工作站及相關計算書收集 (4) 執行 KS2C23 SPU 爐心設計審查指引查証項目 (5) 審查團隊工作及問題討論
8/22	AREVA公司	(1) 進行 KS2C23 SPU 爐心設計審查 (2) 與中子設計小組 Dang 及 Ali 討論燃料匣彎曲議題 (3) 審查團隊工作及問題討論
8/23	AREVA公司	(1) 進行 KS2C23 SPU 爐心設計審查 (2) 與中子設計小組 Dang 討論本次預送 AREVA 公司之稽查議題 (3) 審查團隊工作及問題討論
8/24~8/25	里其蘭	星期假日
8/26	AREVA公司	(1) 進行 KS2C23 SPU 及 KS1C24 爐心設計審查 (2) 與安全分析小組 Sean 討論本次預送 AREVA 公司之稽查議題 (3) 與 Michael Bunker 洽詢臨界功率關係式 ACE

		correlation 後續修正方法申照案之 NRC 審查進度
		(4) 審查團隊工作及問題討論
8/27	AREVA 公司	(1) 進行 KS2C23 SPU 及 KS1C24 爐心設計審查並與負責工程師討論發現的問題 (2) 與中子設計小組 Dang 討論本次預送 AREVA 公司之稽查議題 (3) 審查團隊工作及問題討論
8/28	AREVA 公司	(1) 進行 KS2C23 SPU 及 KS1C24 爐心設計審查 (2) 整理本次審查結果及審查任務之建議事項 (3) 與中子設計小組 Dang 討論本次審查任務之建議事項 (4) 參訪 AREVA 公司核燃料製造工廠
8/29	AREVA 公司	(1) 進行本次審查團隊之內部會議 (2) 與 AREVA 公司進行稽查後會議 (Exit Meeting)
8/30~8/30	里其蘭→巴斯科 →西雅圖	返程
8/31~9/1	西雅圖→台北	返程

## 參、任務過程

本次任務由林正忠及何紹傑兩位人員執行，並分三方面進行審查。首先，以『台電沸水式反應器爐心設計審查指引』為依據，進行『KS2C23 SPU 及 KS1C24 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，以俾到美國後與 AREVA 公司相關人員討論，議題與相關答覆共 14 項，參考以下參、三節『審查期間訪談摘要』。而在抵達 AREVA 公司後，AREVA 公司安排了數項討論會，詳以下參、五節之『審查期間重要會議摘要』，最後，召開『稽查後會議』（詳以下參、六節），將此行之審查結果提出建議供 AREVA 公司參考與改進。

### 一、KS2C23 SPU 及 KS1C24 填換爐心設計審查

- (一)依據本公司之『台電沸水式反應器爐心設計審查指引』逐項審查，配合 AREVA 公司提供之填換爐心設計指引及相關之計算書(詳表一、二)進行審查，並隨時與負責工程師討論澄清，以及查對爐心設計工作站內的輸入檔等方式，完成 KS2C23 SPU 及 KS1C24 填換爐心設計審查查核表。
- (二)在 KS2C23 SPU 及 KS1C24 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，審查結果符合本公司及 AREVA 的接受標準。
- (三)目前 KS2C23 預定於明(103)年 1 月中(爐心燃耗大於 8,000Mwd/MTU)進行 SPU 功率提昇案，其填換爐心執照分析報告(RLA for SPU)、爐心運轉限值報告(COLR for SPU)及可用性評估報告(OA for SPU)已提供本公司陳送原能會進行審查。為因應 SPU 功率提昇計畫，AREVA 公司須修訂本週期 SPU 適用之起動報告(SOR)及爐心監測系統輸入檔(POWERPLEX-III Input)予本公司使用。KS1C24 預計於明年 1 月 11 日起動運轉，其填換爐心執照分析報告(RLA for SPU)、爐心運轉限值報告(COLR for SPU)及可用性評估報告(OA for SPU)初稿正由 AREVA 公司編撰，此次任務同時進行 KS2C23 SPU 及 KS1C24 填換爐心設計計算書及相關報告審查。
- (四)經審查 KS2C23 SPU 及 KS1C24 爐心設計其主要分析結果及接受標準分別摘要如下：

KS2CY23 MOC SPU 爐心設計主要分析結果及接受標準

項目	接受標準	分析結果
全功率運轉能量需求, GWd	1674±33	1674 GWd
週期中停機餘裕(MOC CSDM)	$\geq 1.0 \% \Delta k/k$	1.63 % $\Delta k/k$
最小停機餘裕(MOC~EOC)	$\geq 1.0 \% \Delta k/k$	1.34 % $\Delta k/k$
最小CSDM之燃耗	--	9680 MWd/MTU
週期 R 值	--	0.29 % $\Delta k/k$
最大燃耗與限值之比值 (Peak Rod)	$\leq 1.0$	0.97
最大燃耗與限值之比值 (Peak Assembly)	$\leq 1.0$	0.94
全週期最低 SBLC 停機餘裕	$\geq 0.88 \% \Delta k/k$	1.19 % $\Delta k/k$ (10120 MWd/MTU)
週期中(MOC)熱過剩反應度	$\geq 1.0 \% \Delta k/k$	2.38 % $\Delta k/k$
最小 MAPLHGR 餘裕及燃耗	$\geq 8.0 \%$	14.6 % @ 8800 MWd/MTU
最小 LHGR 餘裕及燃耗	$\geq 8.0 \%$	11.2 % @ 13200 MWd/MTU
最小 CPR 餘裕及燃耗	$\geq 8.0 \%$	8.4 % @ 13200 MWd/MTU
週期末燃料束最大燃耗	$\leq 54.0$ GWd/MTU	50.9857 GWd/MTU
週期末燃料棒最大燃耗	$\leq 58.7$ GWd/MTU	56.931 GWd/MTU
爐心最大徑向因子	$\leq 1.600$	1.595 @ 13200 MWd/MTU
燃料匣彎曲準則	GE SIL320 & AREVA' s Guideline	1. 爐心設計符合 GE SIL -320 Supp.3 之規定 2. EFID 程式計算結果:沒有控 制單元內有超過兩束可疑 燃料(channel bow)

KS1CY24 爐心設計主要分析結果及接受標準

項目	接受標準	分析結果
全功率運轉能量需求, GWd	1405±33	1405 GWd
週期初停機餘裕(BOC CSDM)	$\geq 1.0 \% \Delta k/k$	1.12 % $\Delta k/k$
最小停機餘裕	$\geq 1.0 \% \Delta k/k$	1.12 % $\Delta k/k$
最小 CSDM 之燃耗	--	0.0 MWd/MTU (BOC)
週期 R 值	--	0.0 % $\Delta k/k$
最大燃耗與限值之比值 (Peak Rod)	$\leq 1.0$	0.96
最大燃耗與限值之比值 (Peak Assembly)	$\leq 1.0$	0.95
全週期最低 SBLC 停機餘裕	$\geq 0.88 \% \Delta k/k$	1.18 % $\Delta k/k$ (440 MWd/MTU)
週期初(BOC)熱過剩反應度	$\geq 1.0 \% \Delta k/k$	1.92 % $\Delta k/k$
最小 MAPLHGR 餘裕及燃耗	$\geq 8.0 \%$	15.1 % @ 8800 MWd/MTU
最小 LHGR 餘裕及燃耗	$\geq 8.0 \%$	10.2 % @ 8800 MWd/MTU
最小 CPR 餘裕及燃耗	$\geq 8.0 \%$	8.8 % @12320 MWd/MTU
週期末燃料束最大燃耗	$\leq 54.0$ GWd/MTU	51.2321 GWd/MTU
週期末燃料棒最大燃耗	$\leq 58.7$ GWd/MTU	56.3816 GWd/MTU
爐心最大徑向因子	$\leq 1.600$	1.583 @ 12320 MWd/MTU
燃料匣彎曲準則	GE SIL320 & AREVA' s Guideline	1. 爐心設計符合 GE SIL -320 Supp.3 之規定 2. EFID 程式計算結果:沒有控 制單元內有超過兩束可疑 燃料(channel bow)

由以上之分析結果, KS2C23 SPU 及 KS1C24 填換爐心設計結果, 符合本公司之要求及 AREVA 公司內部之接受標準, 因此可接受。

表一：AREVA 公司 KS2C23 填換爐心設計計算書

KS2CY23 MUR 計算書 (Kuosheng Unit 2 Cycle 23 Reload Licensing Analysis for MUR Power Uprate Program)	
32-9187369-000	Kuosheng KS1R23 (KSH1-24) Exposure-Dependent Heatup Analysis
32-9190397-000	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 Turbine Trip Without Bypass Analysis
32-9190398-000	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 Feedwater Controller Failure Without Bypass
32-9190399-000	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 ASME Overpressurization Analyses
32-9190400-000	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 LOCA Limiting Power History
32-9190402-000	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 MCPRf Analysis
32-9190406-000	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 MCPR Safety Limit Analysis
32-9190408-000	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 Thermal Limits
32-9191157-000	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 Fuel Cycle Design for Measurement Uncertainty Recapture (MUR) Power Uprate Program
32-9192550-000	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 Disposition of Events

KS2CY23 MOC SPU 計算書 (Kuosheng Unit 2 Cycle 23 Reload Licensing Analysis for Stretch Power Uprate (SPU) Program)	
32-9191070-000	Kuosheng Unit 2 Cycle 22 Core Follow and Projection
32-9197028-001	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 SPU Disposition of Events
32-9197029-000	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 SPU Heat Balance Analysis
32-9197030-001	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 SPU Pellet to Cladding Gap Heat Transfer Coefficient
32-9197031-001	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 SPU Transient Inputs
32-9197032-000	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 SPU Turbine Trip Without Bypass Analysis
32-9197033-000	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 SPU Load Rejection Without Bypass Analysis
32-9197034-000	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 SPU Feed Water Controller Failure Without Bypass

32-9197035-000	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 SPU ASME Overpressurization
32-9197036-000	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 SPU LOCA Power History Analysis
32-9197037-000	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 SPU MCPRf Analysis
32-9197038-000	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 SPU MCPR Safety Limit Analysis
32-9197039-000	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 SPU Thermal Limits
32-9197190-000	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 Stretch Power Uprate (SPU) Thermal Hydraulic Data for Mechanical Design
FS1-0009995 Rev 1	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 Fuel Cycle Design for Stretch Power Uprate (SPU) Program
FS1-0010187 Rev 1	Kuosheng Multicycle Step-Through to Support SPU Generic Licensing Analyses
FS1-0010617 Rev 1	Kuosheng Cycle Independent Loss of Feedwater Heating Analysis for SPU
FS1-0010619 Rev 1	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 Control Rod Drop Accident Analysis for SPU
FS1-0010620 Rev 1	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 Stability Analysis for SPU
FS1-0010741 Rev 1	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 Cycle Independent Control Rod Withdrawal Error Analysis for SPU
FS1-0010921 Rev 1	Kuosheng Cycle Independent Mislocation Analysis for SPU
FS1-0010975 Rev 1	Kuosheng Cycle Independent Flow Runup and LHGRFACf Analysis for SPU
FS1-0011337 Rev 1	Kuosheng Cycle Independent Misorientation Analysis for SPU
FS1-0011636 Rev 1	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 Neutronics Disposition of Events for SPU

表二：AREVA 公司 KS1C24 填換爐心設計計算書

FS1-0011967 Rev 1	Kuosheng Unit 1 Cycle 23 Core Follow and Projection
FS1-0012042 Rev 1	Kuosheng Unit 1 Cycle 24 Fuel Cycle Design
FS1-0012161 Rev 1	Kuosheng Unit 1 Cycle 24 Stability Analysis
FS1-0012227 Rev 1	Kuosheng Unit 1 Cycle 24 Control Rod Drop Accident Analysis
FS1-0012316 Rev 1	Kuosheng Unit 1 Cycle 24 Disposition of Events

## 二、KS2C23 及 KS1C24 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>Adrian.Constantinescu</u> : Neutronics_Engineer (Project Engineer)	<u>7+</u> Experience (years)	<u>M.S.</u> Education (Major/Degree)	<u>Nuclear Eng.</u> Discipline
2. <u>Paul Smith</u> : Neutronics_Engineer (Project Engineer)	<u>4+</u> Experience (years)	<u>M.S.</u> Education (Major/Degree)	<u>Nuclear Eng.</u> Discipline
3. <u>Garrett Grove</u> : Neutronics_Engineer (Project Engineer)	<u>1+</u> Experience (years)	<u>M.S.</u> Education (Major/Degree)	<u>Nuclear Eng.</u> Discipline
4. <u>P. D. Patchana</u> : Neutronics_Engineer (Team Leader)	<u>15+</u> Experience (years)	<u>M.S.</u> Education (Major/Degree)	<u>Nuclear Eng.</u> Discipline
5. <u>J. Dirk Howlett</u> : Safety Analysis Engineer (Project Engineer)	<u>13+</u> Experience (years)	<u>B.S.</u> Education (Major/Degree)	<u>Nuclear Eng.</u> Discipline
6. <u>Sean C. Mellinger</u> : Safety Analysis Engineer (Team Leader)	<u>23+</u> Experience (years)	<u>B.S.</u> Education (Major/Degree)	<u>Nuclear Eng.</u> Discipline
7. <u>Stone S. Luo</u> : Safety Analysis Engineer (Project Engineer)	<u>14+</u> Experience (years)	<u>Ph.D.</u> Education (Major/Degree)	<u>Nuclear Eng.</u> Discipline
8. <u>Janet C.H.</u> : Safety Analysis Engineer (Project Engineer)	<u>27+</u> Experience (years)	<u>B.S.</u> Education (Major/Degree)	<u>Mechanical Eng.</u> Discipline
9. <u>Dazhi Wang</u> : Safety Analysis Engineer (Project Engineer)	<u>12+</u> Experience (months)	<u>Ph.D.</u> Education (Major/Degree)	<u>Nuclear Eng.</u> 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            N/A           

Comment :

- (1). 中子物理工程師必須完成報告 EMF-2034 Rev.5 “Neutronics Richland Design and Analysis Training Requirements” 內容之訓練(April 2012)。
- (2). 安全分析工程師必須完成報告 EMF-2044 Rev.4 “Thermal Hydraulics Richland Analysis Training Requirements” 內容之訓練(June 2012)。
- (3). 品管人員(QA)則必須完成與分析者相同的訓練，一般 AREVA 公司會指派較資深的人員擔任 QA 內部審查者。
- (4). 職於審查 AREVA 公司提供之填換爐心設計人員及相關訓練紀錄時，發現 Traingin /Qualification 紀錄表上登錄 Garrett Grove 未完成” EMF-2034 Rev.5 “neutronics Richland Design and Analysis Training Requirements ” 之 3.2.4 項訓練內容 (Neutronic Safety Analyses 【CRWE, CRDA, FMLD, FMROTATE, Stability, LFWH, SBLC, and LHGRFAC-f】 )，惟去年本公司稽查時 AREVA 公司表示 Garrett Grove 已完成相關訓練，因此職於本次稽查工作第一天即要求 AREVA 公司說明該員訓練紀錄與去年之說明不同之原因，AREVA 公司表示需再詳查，直至本次稽查最後 2 日仍未提出說明，因此職針對該項紀錄不同提出 Finding，AREVA 遂於本次稽查最後 1 日提出說明，並表示 3.2.4 項訓練包括許多子項(各子項所需完成訓練之相關 guideline 並未於上述 3.2.4 項中說明)，分析人員需完成所有子項之訓練，始完成 3.2.4 項訓練。經職要求 AREVA 公司提供該員之詳細訓練紀錄，已確認該員僅完成部分子項訓練，並未完成 3.2.4 訓練。惟職認為 AREVA 公司對於未於訓練需求文件中詳細說明之訓練需求，應主動提供詳細之訓練紀錄，以利本公司稽查工作之進行，因此職於本次稽查後會議針對該議題提出相關建議。

## 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  No  N/A

Comments：KS2C23 MOC SPU 填換爐心設計已經完成，並依 Licensing Analysis Work Plan 時程完成填換爐心分析報告(RLA)及相關內部審查程序，上述報告在定稿前已分送本公司相關單位審查。KS1C24 填換爐心設計至稽查結束時僅完成 4 份計算書。

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

廠家品保程序是否適當？

Yes  No  N/A

Comments：查驗 KS2C23 MOC SPU 及 KS1C24 填換爐心設計已完成的計算書，均根據 AREVA 公司 EMF-1928(P) P104, 119 Revision 16「Engineering Work Practices Calculation Packages」及 FSOP-07 Revision 3「AREVA FUEL BU OPERATING PROCEDURE」兩本程序書撰寫，並經內部 QC 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  No  N/A

Comments：經抽驗 KS2C23 MOC SPU 及 KS1C24 填換爐心設計計算書，AREVA 公司內部 QC 人員的發現均經改正或說明後再次經 QC 人員審查後結案。

## 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：填換燃料型式(ATRIUM-10)及使用燃料匣均已提報原能會並獲得核備。

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   V   No        N/A       

Comment：查閱計算書 47-9149851-000 (Multi-Cycle Fuel Management Analysis for KS2C23 AREVA NP Fabrication Batch KS2R22)及 47-9162785-000 (Multi-Cycle Fuel Management Analysis for KS1C24 AREVA NP Fabrication Batch KS1R23)，可知 KS2C23 及 KS1C24 的填換燃料濃縮度預估值皆為 4.046 wt% U-235；再查閱計算書 FS1-0011636 Rev 1 (KS2C23 Neutronics Disposition of Events for SPU)及 FS1-0012316 Rev 1 (KS1C24 Disposition of Events)，可得 KS2C23 及 KS1C24 的填換燃料濃縮度實際值分別為 4.044 及 4.043 wt% U-235。由於這兩個週期之填換燃料濃縮度實際值與預估值的一致性已達到小數點第二位，故可推斷 KS2C23 MOC SPU 及 KS1C24 爐心設計之預期退出燃耗應可接受。

### Nuclear Design

#### 爐心設計

1. AREVA 【CASMO-4/MICROBURN-B2】 GE 【TGBLA-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：查驗計算書 51-9195362-000 (KS2C23 Licensing Analysis Work Plan for SPU Program)及 51-9200108-001 (KS1C24 Licensing Analysis Work Plan for SPU Program)，目前使用之分析程式 CASMO-4/MICROBURN-B2 已經獲得原能會審查核備。

2. Are the cycle-specific information 【GE FRED】【AREVA Plant Parameters Document and Work Plan】 reflected in core design?  
廠家爐心設計是否反應【GE Fuel Release and Engineering Data】【AREVA Plant Parameters Document and Work Plan】？

Yes  No  N/A

Comment：經查核爐心設計計算書 FS1-0009995 Rev 1 (KS2C23 Fuel Cycle Design for Stretch Power Uprate (SPU) Program)之 table2.1 及 51-9195362-000 (KS2C23 Licensing Analysis Work Plan for SPU Program) table 2，KS2C23 MOC SPU 爐心設計符合設計參數要求。

另查核爐心設計計算書 FS1-0012042 Rev 1 (KS1C24 Fuel Cycle Design)之 table2.1 及 51-9200108-001 (KS1C24 Licensing Analysis Work Plan for SPU Program)之 table 2，KS1C24 爐心設計亦符合設計參數要求。

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：KS2C23 MOC SPU 爐心設計依計算書 51-9195362-000 (KS2C23 Licensing Analysis Work Plan for SPU Program)執行，經查驗廠家計算書 FS1-0009995 Rev 1 (KS2C23 Fuel Cycle Design for Stretch Power Uprate (SPU) Program)之 Appendix C (GE SIL 320 及 AREVA Fuel Management Guideline Compliance Check)與 Appendix D (REMACCX Criteria Check) 準則檢查： $\text{Max}(P\text{-Pcs}) \leq 2 \text{ kw/ft}$ ，確認廠家遵循內部燃料挪移準則進行 KS2C23 MOC SPU 爐心設計。

KS1C24 爐心設計依計算書 51-9200108-001 (KS1C24 Licensing Analysis Work Plan for SPU Program)執行，經查驗廠家計算書 FS1-0012042 Rev 1 (KS1C24 Fuel Cycle Design)之 6.7 (GE SIL 320)、6.8 (AREVA Fuel Management Guideline Verification)與 6.9 (REMACCX Criteria Check) 準則檢查： $\text{Max}(P\text{-Pcs}) \leq 2 \text{ kw/ft}$ ，確認廠家遵循內部燃料挪移準則進行 KS1C24 爐心設計。

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：審查廠家填換爐心設計計算書 FS1-0009995 Rev 1 (KS2C23 Fuel Cycle Design for Stretch Power Uprate (SPU) Program)及 FS1-0012042 Rev 1 (KS1C24 Fuel Cycle Design)，KS2C23 MOC SPU 及 KS1C24 爐心設計依據當時最新版本 EMF-2000(P) Guideline 2-2 Rev. 6 及 EMF-2000(P) Guideline 2-8 Rev. 4 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)"，惟本公司 CDRR 報告送往廠家之時間點為機組起動後，廠家建議本公司獨立驗證結果須於 RLA/COLR 初稿完成前送廠家參考，廠家才有充裕時間進行驗證並修改。

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?

檢查廠家燃料晶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  No  N/A

Comment：查驗 KS2R22、KS1R23 及 KS2R23 之 Cross-Section Library Generation 計算書 (32-9157294-000、32-9165727-000 及 32-9187713-000)及工作站廠家燃料晶格程式輸入檔，並無發現錯誤。

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  No  N/A

Comment：查核 KS2C23 MOC SPU 及 KS1C24 爐心設計輸入檔及計算書並無發現錯誤。核對資料如下：KS2C23 MOC SPU 輸入檔(hsc.ks2c23\_step\_spu)及計算書 FS1-0009995 Rev 1 (KS2C23 Fuel Cycle Design for Stretch Power Uprate (SPU) Program)；KS1C24 輸入檔

(hsc.ks1c24\_step)及計算書 FS1-0012042 Rev 1 (KS1C24 Fuel Cycle Design)。

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 : KS2C23 及 KS1C24 爐心全部皆採用 AREVA 公司之 ATRIUM-10 燃料，燃料尺寸參數輸入並無發現錯誤。

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 : 查驗 KS2C23 MOC SPU 及 KS1C24 爐心設計輸入檔(hsc.ks2c23\_step\_MUR\_ proj、hsc.ks2c23\_step\_spu 及 hsc.ks1c24\_step)之熱水力參數並無發現錯誤。

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 : 查驗 KS2C23 MOC SPU COLR 報告及 KS1C24 FCD 報告(COLA-103-3189- prelim000\_DS 及 FS1-0012042 Rev 1) 和工作站爐心設計輸入檔 (hsc.ks2c23\_step\_MUR\_ proj、hsc.ks2c23\_step\_spu 及 hsc.ks1c24\_step)之熱限值資料並無發現錯誤。

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 : 審查計算書 FS1-0011636 Rev 1 (KS2C23 Neutronics Disposition of Events for SPU)，KS2C23 爐心設計最大退出燃料束燃耗為 50.9857 GWd/MTU < 54.0 GWd/MTU，最大退出燃料棒燃耗為 56.931 GWd/MTU < 58.7 GWd/MTU，符合原能會核准之燃耗限值。

另審查計算書 FS1-0012042 Rev 1 (KS1C24 Fuel Cycle Design)，KS1C24 爐心設計最大退出燃料束燃耗為 51.2321 GWd/MTU < 54.0 GWd/MTU，最大退出燃料棒燃耗為 56.38 GWd/MTU < 58.7

GWd/MTU，亦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: KS2C23 及 KS1C24 週期使用 MICROBURN-B2 進行爐心設計，AREVA 公司於之前已執行了“KS2C22 Core Follow and Projection (計算書 32-9191070-000)”及“KS1C23 Core Follow and Projection (計算書 FS1-0011967 Rev 1)”計算，以決定 KS2C23 及 KS1C24 熱爐及冷爐之目標增殖因數，此目標增殖因數已反應電廠爐心追隨計算結果。

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: 經查 KS2C22 爐心追隨計算結果與電廠 TIP 量測值之誤差符合要求，另根據 AREVA 公司程序書(EMP-2000(P) Guideline 2.7 Rev2 6.4)規定，KS1C23 尚在運轉中，因此無須執行 TIP 量測值之誤差計算。

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 than 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 than 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: 查核 KS2C22 爐心追隨計算報告(47-9199861-000)，該週期 MAPRAT、MFLPD 及 MCPR 最大誤差分別為 3.0%、3.7%及 4.1%，均符合本題之標準 5%。而該週期 MCPR 最大誤差為 4.1%，AREVA 認為 MCPR 接受標準若訂為 5%應屬合理，而非 3%。

另查核 KS1C23 爐心追隨計算書(FS1-0011967 Rev 1)，該週期 MAPRAT、MFLPD 及 MCPR 最大誤差分別為 5.4%、3.8%及 3.2%，除了 MAPRAT 之外均符合本題之標準 5%。AREVA 認為 MAPRAT 最大誤差 5.4%超出接受標準的幅度仍在可接受範圍內，且不會對電廠運轉產生任何衝擊，其相關說明如下：

The difference between MB and POWERPLEX in margin to APLHGR Limit (5.4%) is larger than commonly encountered in Taipower plants (typically less than 5%). However, the differences are only slightly higher than those previously encountered recently for KS plants\*. In addition, the minimum margin to the APLHGR limit during the effected exposure ranges was more than 14.4%. Therefore, the relative large differences had no impact on plant operations. For these reasons, the deviation between MB and POWERPLEX is considered insignificant.

\*KS2C21 encountered under-prediction in margin to LHGR and APLHGR limits up to 5.6% and 5.3%, respectively. (47-9173629-000)

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  No  N/A

Comment：審查計算書 FS1-0009995 Rev 1 (KS2C23 Fuel Cycle Design for Stretch Power Uprate (SPU) Program)及 FS1-0012042 Rev 1 (KS1C24 Fuel Cycle Design)計算結果，KS2C23 及 KS1C24 週期能量分別為 1674±33 Gwd 及 1405±33 Gwd，兩者皆符合本公司爐心設計要求。

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  No  N/A

Comment：審查計算書 FS1-0009995 Rev 1 (KS2C23 Fuel Cycle Design for Stretch Power Uprate (SPU) Program)及 FS1-0012042 Rev 1 (KS1C24 Fuel Cycle Design)計算結果，KS2C23 MOC SPU 之 MOC 停機餘裕(CSDM)為 1.63%，最小的停機餘裕(CSDM)為 1.34%；KS1C24 之 BOC 停機餘裕(CSDM)為 1.12%，兩者皆符合接受標準(≥1.0%)。

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  No  N/A

Comment：審查計算書 FS1-0009995 Rev 1 (KS2C23 Fuel Cycle Design for Stretch Power Uprate (SPU) Program)及 FS1-0012042 Rev 1 (KS1C24 Fuel Cycle Design)計算結果，KS2C23 MOC SPU 及 KS1C24 熱限值餘裕分別為MAPLHGR=14.6%及 15.1%·LHGR= 11.2%及 10.2%·MCPR=8.4% 及 8.8%，均符合接受標準(≥8%)。

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  No  N/A

Comment：審查計算書 FS1-0009995 Rev 1 (KS2C23 Fuel Cycle Design for Stretch Power Uprate (SPU) Program)及 FS1-0011636 Rev 1 (KS2C23 Neutronics Disposition of Events for SPU)計算結果，KS2C23 MOC SPU 之 MOC SBLC 最小停機餘裕別為 1.19%，符合接受標準(≥ 0.88%)。

另查核計算書 FS1-0012042 Rev 1 (KS1C24 Fuel Cycle Design)及 FS1-0012316 Rev 1 (KS1C24 Disposition of Events)計算結果，KS1C24 BOC SBLC 最小停機餘裕別為 1.18%，符合接受標準(≥0.88%)。

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  No  N/A

Comment：經查驗計算書 FS1-0009995 Rev 1 (KS2C23 Fuel Cycle Design for Stretch Power Uprate (SPU) Program)及 51-9195362-000 (KS2C23 Licensing Analysis Work Plan for SPU Program)，廠家的設計標準只要符合接受標準即可，若要得到最理想之設計，則必須花較多時間嘗試其他爐心燃料佈局及控制棒佈局可為安全分析所接受。KS2C23 MOC SPU 爐心設計符合 AREVA 公司及本公司之接受標準。

另查驗計算書 FS1-0012042 Rev 1 (KS1C24 Fuel Cycle Design)及 51-9200108-001 (KS1C24 Licensing Analysis Work Plan for SPU Program)，廠家的設計標準只要符合接受標準即可，若要得到最理想之設計，則必須花較多時間嘗試其他爐心燃料佈局及控制棒佈局可為安全分析所接受。KS1C24 爐心設計符合 AREVA 公司及本公司之接受標準。

## Transient Analysis 暫態分析

1. Is the version of CPR correlation consistent with ROCAEC approved version? **【GE GEXL】**  
**【AREVA SPCB or ACE】**  
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 : KS2C23 SPU 使用之臨界功率比關係式版本為 ACE/ATRIUM Rev1, ANP -10249(P)(A), 此版本已獲得原能會核備使用, 但由於此版本 K-factor 計算不保守影響, AREVA 公司另採用 Modified ACE Correlation(或 as-submitted ACE correlation)重新分析 KS2C23 SPU 之 CPR, 並評估其影響及適用性, 以確認 KS2C23 SPU 之 RLA 報告分析結果可用性。AREVA 公司並發行 KS2C23 SPU 可用性評估報告(12-9196633-000 及), 確認原有之 CPR 餘裕可以涵蓋 CPR 之 K-factor 計算不保守影響, KS2C23 SPU 之 RLA 報告分析結果仍適用。

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 : 查對計算書 32-9197038-000(KS2C23 SPU MCPR Safety Limit Analysis), 根據 Reference 3, KS2C23 SPU 使用 CPR 關係式及 Additive Constant 為 ACE/ATRIUM Rev1, ANP -10249(P)(A)所計載。

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   V   No    N/A       

Comment : KS2C23 SPU 及 KS2C23 MUR 均採用之臨界熱功率關係式皆為 ACE/ATRIUM Rev1, ANP -10249(P)(A), SLMCPR 皆為 1.10。查核計算書 32-9197038-000(KS2C23 SPU MCPR Safety Limit Analysis)之 Table 2.2 及 ANP-3169(P)(KS2C23 RLA)之 Table 3.2, 計算 SLMCPR 所需輸入之 Uncertainty 參數, 只有 Channel Bow Local Peaking Factor 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有沒有和前週期有不同之處？若有，其影響為何？

Yes   V   No        N/A       

Comment : KS2C23 SPU 之 SLMCPR 為 1.10。在額定功率下，MOC 至 NEOC 期間之 MCPR Limit 為 Loss of Feedwater Heating (喪失飼水加熱)所致之 1.197，NEOC 至 EOC 期間之最大 $\Delta$ CPR 為 Turbine Trip w/o Bypass (汽機跳脫無旁通)所致之 0.15。但 AREVA 公司考量保守度於 MOC 至 NEOC 期間之 $\Delta$ CPR 計算，因此 KS2C23 SPU 之 MCPR<sub>p</sub>(MOC 至 NEOC 期間)為 1.25，MCPR<sub>p</sub>(NEOC 至 EOC 期間)為 1.27。KS2C23 SPU 暫態分析採用不同 power/flow map 運轉狀態點進行相關暫態分析，以建立 MCPR 限值，其分析之暫態項目為：Feedwater Controller Failure with No Bypass (FWCFNB)、Loss of Feedwater Heating (LFWH)、Load Rejection with No Bypass(LRNB)、Turbine Trip with No Bypass(TTNB)，KS2C23 SPU RLA 報告確認 MOC 至 NEOC 時，LFWH 分析結果可涵蓋 LRNB、FWCFNB 及 TTNB 分析結果，NEOC 至 EOC 期間，TTNB 可涵蓋其他暫態之分析結果。

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                                 | ● 汽機跳脫無旁通？  |
| ● Load Rejection w/o Bypass                               | ● 負載跳脫無旁通？  |
| ● Loss of Feedwater Heating                               | ● 喪失飼水加熱    |
| ● Feedwater Controller Failure w/o Bypass <b>【KS】【CS】</b> | ● 飼水控制失效無旁通 |
| ● Control Rod Withdrawal Error                            | ● 控制棒誤抽出    |

Yes   V   No        N/A       

Comment : KS2C23 SPU 之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。審核計算書 32-9197039-000(KS2C23 SPU Thermal Limits)之 Table 6.3 及 Table 6.4 結果顯示，額定功率時 Turbine Trip with No Bypass (TTNB)為本週期極限暫態事故，其中 KS2C23 SPU 暫態分析採用不同 power/flow map 運轉狀態點進行相關暫態分析，以建立 MCPR 限值，其分析之暫態項目為：Feedwater Controller Failure with No Bypass (FWCFNB)、Loss of Feedwater Heating (LFWH)、Load Rejection with No Bypass(LRNB)、Turbine Trip with No Bypass(TTNB)、Control Rod Withdrawal Error(CRWE)。

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：查核計算書 32-9197037-000(KS2C23 SPU MCPRf Analysis)，KS2C23 SPU 流量相關之臨界功率運轉限制值是由 Flow-run-up 暫態分析推演得到。

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  No  N/A

Comment：查核計算書 32-9197039-000(KS2C23 SPU Thermal Limits)，LHGR 設計限值為燃料棒機械特性所決定，但 LHGRFAC<sub>p</sub> 是由暫態分析求出，以得到在不同功率之 LHGRFAC<sub>p</sub> 之限值。KS2C23 SPU 之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  No  N/A

Comment：查對計算書 32-9197036-000(KS2C23 SPU LOCA Power History Analysis)及 32-9187369-000(KS1R23 Exposure-Dependent Heatup Analysis)，MAPLHGR 是由 LOCA/ECCS 分析所計算得到，當有新的燃料束裝載時需進行分析，基本上屬於與週期無關(Cycle Independent)之分析項目。

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

Comment：因為 KS2C23 在 MOC 後進行 SPU，因此在 MCPR<sub>p</sub> 分析時需考慮所有暫態，即 Feedwater Controller Failure with No Bypass (FWCFNB)、Loss of Feedwater Heating (LFWH)、Load Rejection with No Bypass(LRNB)、Turbine Trip with No Bypass(TTNB)、Control Rod Withdrawal Error(CRWE)。而在計算 SLMCPR 時，亦須考慮 Pressure Regulator Fail

Downscale(PRFDS)事件。

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  No  N/A

Comment：查對計算書 FS1-0010620(KS2C23 SPU Stability Analysis) 及 32-9197028-000(KS2C23 SPU Disposition of Events)，KS2C23 SPU Power-Flow 圖上，KS2C23 SPU 週期之非穩定運轉限制區由衰變比值曲線(DR)為 DR=0.85 及 DR=0.9 來標訂邊界。

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  No  N/A

Comment：審查計算書 32-9187369-000(KS1R23 Exposure-Dependent Heatup Analysis)之 Table 2.1 結果，KS1R23 晶格(Lattice)設計之最高燃料護套溫度(PCT)為 1704°F，分析燃耗值為 0.0 MWD/MTU，晶格型式為 A10B-4525L-15GV50，KS2C23 週期之最高燃料護套溫度(PCT)為 1704°F。

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

Comment：審查計算書 32-9197035-000(KS2C23 SPU ASME Overpressurization)計算結果，KS2C23 MOC SPU 過壓保護暫態分析範圍包括 MSIV Closure、TCV Closure 及 TSV Closure，該三項 ASME 過壓暫態分析結果反應爐壓力皆小於 1,375psig 之限值。並確認在 SPU 運轉狀態下，MSIV Closure 分析結果可涵蓋 TCV Closure 及 TSV Closure 分析結果，MSIV Closure 分析結果仍為 ASME 過壓分析最嚴重暫態事件。KS2C23 MOC SPU MSIV Closure 暫態分析結果 Pr( Steam Line ) = 1246 psig、Pr(Vessel Dome) = 1248 psig 及 Pr(Vessel Lower Plenum)=1277 psig，皆小於 1,375psig 之限值，符合限值可接受。  
KS1C24 尚無計算書可供審查。

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  No  N/A

Comment：審查計算書 FS1-0010619 Rev 1 (KS2C23 Control rod drop accident analysis for SPU)計算結果，KS2C23 MOC SPU 週期之控制棒掉棒事故分析燃料最大熱焓值為 264 cal/gm，符合小於 280cal/gm 之限值要求，大於燃料棒受損熱焓(170 cal/gm)之根數為 728 根，符合小於 770 根之限值要求。

KS1C24 尚無計算書可供審查。

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  No  N/A

Comment：最新版本為 COTRANSA2：uapr12、XCROBRA：ufeb11/usep11、XCROBRA-T：umar10/uoct11、SAFLIM2：udec11、ACE：ACE/ATRIUM Rev 1, ANP-10249(P)(A)。

註：AREVA 公司已於 2011 年 12 月向 NRC 申請採用 Modified ACE Correlation 分析計算 CPR，唯目前 NRC 尚未核准 AREVA 公司本項申請案。

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

Yes  No  N/A

Comment：經查核程式版本記錄 51-9067232-026 (BWR-S Code Version List)，EXEM/BWR- 2000 是 AREVA 公司 LOCA 分析的方法論而不是程式，RELAX：uapr12/umay12，HUXY：uaug10。

16. Special issue discussion:

Comment：詳參、三、審查期間訪談摘要，參、四、審查期間重要會議摘要，以及參、五、審查後會議摘要。

### 三、審查期間訪談摘要

#### (一)本公司預送 AREVA 公司之稽查議題

1. 要求 AREVA 公司針對此次任務提供查查辦公室，並須準備包括必要的電腦設備供本次查查團隊人員使用。

**【答】：**AREVA 公司於本公司人員抵達前即已安排稽查辦公室，包括已備妥 4 台個人電腦且可連接至其公司的內部網路及工作站主機(Work Station)之功能。並在本次審查團隊抵達稽查辦公室後，AREVA 公司亦派專人協助由個人電腦連結 AREVA 公司內部網路及工作站主機之操作，說明如何直接查詢相關文件及檔案的輸入檔與輸出檔(I/O 檔)。

2. 要求 AREVA 公司針對此次審查標的 KS2C23 SPU 及 KS1C24 填換爐心設計提供相關的指引、程序書及計算書。

**【答】：**AREVA 公司於其事先準備的稽查辦公室 4 台個人電腦，由專人協助說明如何登錄查詢本次審查填換爐心設計相關的計算書、指引、人員訓練紀錄、專案報告、工作站主機(Work Station)相關的輸入檔及輸出檔(I/O 檔)，並提供相關計算書紙本供本審查團隊於辦公室進行查核，若有需參考資料，AREVA 公司亦會隨時提供紙本參考。

3. 請 AREVA 公司介紹此次審查週期之填換爐心設計人員及相關訓練紀錄與工作經驗。

**【答】：**AREVA 公司於稽查前會議時介紹其負責本公司填換爐心設計人員，並於其事先準備的稽查辦公室 4 台個人電腦中，提供此次審查標的之填換爐心設計人員及相關訓練紀錄與工作經驗文件電子檔及紙本。

4. 請 AREVA 公司說明 NRC 對臨界功率關係式(ACE correlation)之後續處理狀況，包括其修正及驗證方法、NRC 審查狀態及審查意見、AREVA 公司之回應。

**【答】：**關於修訂 K-factor 方法報告「ANP-10249PA Revision Supplement 1P Revision 0」，已於 2011 年 12 月送交美國核管會(USNRC)，USNRC 本來預期在 2013 年 9 月以前會提供 SER 初稿，不過至今仍未有任何回覆，也沒有對該報告提出問題。AREVA 公司允諾，一旦 USNRC 核可報告後，即會提供相關文件給本公司。在還沒取得 USNRC 的核可之前，AREVA 公司會持續在每個週期提供可用性評估報告(operability assessment)，以確保目前所用的 ACE correlation 不會對運轉安全造成影響。

5. 請 AREVA 公司說明用來製作中子截面資料庫之 CASMO-4 程式及自動化介面 CAZAM

程式版本的演進歷程、主要差異及影響程度。

**【答】**：中子分析工程師主管 Dang Patchana 表示，關於 CASMO-4 程式從專題報告(topical report)至今所用之版本的主要改變，是由 Studsvik 公司所提供之 1.14 版演進至 2.05 版。雖然這些版次變更均是相當基本的，而非重大改版，但 AREVA 公司仍進行相關影響評估，並確認改版所致之影響是在專題報告所允許的變動範圍之內。

此外，Dang Patchana 亦表示，AREVA 公司所用之 CASMO-4 程式均為 Studsvik 公司所提供之一般版本，其方法論從未隨著程式版次而有所變動，不過模擬方式或輸入方式可能會有所更改，而這些版次變更對控制棒棒值(rod worth)所造成之影響則在 1.0%以下(專題報告「EMF-2158(P) Revision 0, Siemens Power Corporation Methodology for Boiling Water Reactors: Evaluation and Validation of CASMO-4/MICROBURN-B2」所允許的 control rod worth deviation 為 3.0%)。經查文件「51-9046529-004, BWR-N USE Code Version List」之後，可知 CASMO-4 程式由 1.14 版改至 2.05 版對冷、熱爐 K-eff 所造成之差異均在 1 mk 以內。

6. 請 AREVA 公司請廠家提供最新的冷爐 Keff Benchmarking report 或計算書，或說明目前冷爐目標 Keff (Cold target Keff)之制訂方式，特別是週期中(MOC)冷爐目標 Keff 的決定方式及保守度。

**【答】**：中子分析工程師主管 Dang Patchana 表示，核一、二廠的冷爐臨界計算基準驗證報告(benchmarking report)皆被記載於各廠的”CASMO-4/MICROBURN-B2 Benchmarking Reports”之內，並已於 2006 年提供給本公司，此後，AREVA 公司並未再針對冷爐臨界計算而發行新版的基準驗證報告。以核二廠為例，相關文件為「ANP-2530(P) Revision 0, CASMO-4/MICROBURN-B2 Benchmarking Report for Kuosheng Unit 1 and 2」。

在 2006 年時，AREVA 公司的核一、二廠冷爐臨界計算基準驗證，是以該廠兩部機組中最鄰近之五、六個週期的冷爐停機餘裕測試(shutdown margin test)結果為依據，然後利用涵蓋(bounding)的方式，訂出一個可以涵蓋大部分冷爐停機餘裕測試結果的下限值，此一下限值即為各廠的冷爐目標 K-eff (cold target K-eff)。對於 2006 年之後的各週期，該公司會根據預測值與冷爐停機餘裕測試結果之間的非保守

(non-conservative)差異，而定期更新各廠的冷爐目標 K-eff。也就是說，惟有預測值與冷爐停機餘裕測試結果之間出現非保守差異時，該公司才可能更新週期初(BOC)、週期中(MOC)或全週期的冷爐目標 K-eff。綜上所述，AREVA 公司會檢視各週期的預測值及冷爐停機餘裕測試結果，當出現單一週期的非保守差異過大(超過 2 mk)或連續兩週期的非保守差異同向偏離等等現象時，將會立即修正冷爐目標 K-eff。目前，核二廠最近幾個週期的 BOC 冷爐臨界 K-eff (cold critical K-eff)已低於既有的最小 MOC 冷爐臨界 K-eff，故依 bounding 的概念，可僅用一最小定值當作全週期的冷爐目標 K-eff，也就是說，除非日後出現更小的 MOC 冷爐臨界 K-eff，或 BOC 冷爐臨界 K-eff 又回復到高於最小 MOC 冷爐臨界 K-eff 的狀態下，否則毋須另行訂定 MOC 冷爐目標 K-eff。此外，由於初始設計階段的冷爐停機餘裕估算皆於 short window 基準之下執行，不過爐心卻幾乎皆於 nominal window 才進行實際運轉，因此這樣的設計方式亦在無形中為冷爐目標 K-eff 加入不少保守度，故 AREVA 公司確信現在所採用的冷爐目標 K-eff 制訂方式具有足夠的保守度。

7. 請 AREVA 公司提供慢速暫態安全分析相關計算書，並說明 SPU 對慢速暫態安全分析方法所造成之改變或差異。

**【答】：**中子分析工程師主管 Dang Patchana 表示，由於 KS1C24 中子分析計算書的最終版本尚未完成品保審查程序，故目前僅能提供相關計算書的初版紙本。針對核二廠中幅度功率提昇(SPU)的相關分析需求，AREVA 公司完成了核二廠兩部機組的多週期設計報告，以做為下游慢速暫態通用性分析(generic analysis)結果的可用性評估基礎，亦做為臨界功率關係式 K-factor 計算方法修訂後中幅度功率提升之可用性評估報告 (operability assessment)的基礎。由於中幅度功率提昇的所有中子暫態分析皆屬於通用性分析範疇，或與週期無關，故 KS2C23 MOC SPU 的中子暫態分析結果可應用於 KS1C24 SPU。

綜上所述，雖然核二廠兩部機組將陸續實施中幅度功率提升(SPU)，但因額定功率實際上的增加幅度不大，故無須變更本題所述之四項慢速暫態安全分析方法論及程序，僅須更改相關分析輸入檔內容，即可執行相關分析。相關作法可見「FS1-0010741 Rev 1, Kuosheng Unit 2 Cycle 23 Cycle Independent Control Rod Withdrawal Error Analysis for SPU」、  
「EMF- 2000(P) Guideline 4.3 Revision 6, Guidelines for BWR

Neutronics Analysis Evaluation of the Standby Liquid Control System」,「FS1-0010975 Rev 1, Kuosheng Cycle Independent Flow Runup and LHGRFACf Analysis for SPU」及「FS1-0010617 Rev 1, Kuosheng Cycle Independent Loss of Feedwater Heating Analysis for SPU」。

8. 請 AREVA 公司說明對於使用 Zr-4 channel 卻仍發生燃料匣彎曲之後續因應策略。

**【答】**：機械分析方面的專家 Ali Zbib 於 8/22(四)上午表示，雖然核一、二廠曾有控制棒插入時摩擦力過大的情形出現，但因沒有進行燃料匣彎曲的量測，難以確認其真正的原因，故核一、二廠迄今尚無被證實是因 Zr-4 燃料匣彎曲而導致控制棒停妥時間過長之事件發生。不過，AREVA 公司承認，最近有 3 個使用該公司 Zr-4 燃料匣的美國電廠已發生控制棒停妥時間過長的事件，其中的 Susquehanna 電廠 2 號機，將在 2014 年 6 月針對高度彎曲的 Zr-4 燃料匣進行量測，然後 AREVA 公司會根據量測結果，而發展出一套可在爐心設計階段減緩燃料匣彎曲的指引(guideline)，並於包含核一、二廠在內的電廠實施，因此這套指引將會擴充或取代本公司各機組目前所使用的 SIL-320 supplement 3 指引。

對 AREVA 公司而言，燃料匣彎曲的解決方法一直是被最優先考慮的，所以該公司從未間斷能完善解決這個議題的相關行動。藉著改進對燃料匣彎曲機制的理解，該公司持續發展一套名為 ACFE (AREVA cell friction evaluation)的程式，並預計在 2013 年 12 月可得到新版程式，且將在 2014 年 Susquehanna 電廠量測結束之後更新該程式的模式。此外，AREVA 公司也意識到，隨著運轉條件的擴張，例如延長週期長度及增加燃耗程度，均可能導致 Zr-4 對所有反應器而言並非是可行的長遠之計。因此，AREVA 公司將採用一項名為 Zry-BWR BQ (Zry-BWR Beta-Quenched)的新材料，該材料從 2004 年起即在歐洲反應器內處於輻射之下，其在尺寸穩定性(dimensional stability)及抗腐蝕能力(corrosion resistance)方面均展現相當好的結果，另外亦將在 2014 年 9 月開始蒐集更多與 Zry-BWR BQ 燃料匣相關的數據，故 Zry-BWR BQ 可能是 AREVA 公司解決燃料匣變形的長遠之計。

9. 關於 ACE//ATRIUM-10 Critical Power Correlation：

(1) 請 AREVA 公司說明核一、二廠從哪個週期開始由 Revision 0 改用 Revision 1 的 ACE 關係式？

**【答】**：AREVA 公司在 2006 年 5 月 2 日把「ANP-10249P Revision 0」報告送交 USNRC，在 2007 年 8 月 20 拿到 USNRC 的許可(approval)，同時，AREVA 公司發現 KATHY 實驗設備在計算半長棒功率部份會出現問題，本公司亦曾對此提出質疑，內容為當時應用於 ATRIUM-10 燃料的 SPCB 臨界功率關係式，因此在 2007 年 8 月至 2008 年 7 月中，AREVA 公司致力於修正該問題，於 2008 年 7 月 31 日提供 USNRC 修訂報告，名為「ANP-10249P Revision 0 Supplement 1 Revision 0」，並在 2009 年 9 月 23 日獲得核可。另外，ROCAEC 於 2009 年 10 月 30 日核可「ANP-10249PA Revision 0」以及「ANP- 10249PA Revision 0 Supplement 1 Revision 0」。

「ANP-10249PA Revision 1」所修訂的內容乃根據「ANP-10249PA Revision 0 Supplement 1 Revision 0」。

ACE 關係式的分析應用分別於核一廠二號機週期 25、一號機週期 26 及核二廠一號機週期 22、二號機週期 22 開始，所有的分析週期皆使用「ANP-10249PA Revision 1」，而從未使用「ANP-10249PA Revision 0」。

(2) 請 AREVA 公司說明 Revision 1(P)(A)之發行日期比 Revision 1 早之原因，以及 Revision 1 是否由美國核管會核准？

**【答】**：「ANP-10249P Revision 1」報告乃根據「ANP-10249PA Revision 0 Supplement 1 Revision 0」內容做修訂。AREVA 公司發行「ANP-10249PA Revision 1」的日期為 2009 年 12 月，所以報告”裡面”(inside)的紀錄日期為 December 2009，然而根據 USNRC 審定的「ANP- 10249PA Revision 0 Supplement 1 Revision 0」，為 2009 年 9 月 23 日獲得核可，因此「ANP-10249PA Revision 1」報告的”封面”(cover)日期為 September 2009。

因為 KATHY 的誤差同時對 SPCB 和 ACE 關係式造成影響，而 USNRC 僅對 SPCB 關係式的修訂報告提出兩個問題，這部份記載於 SPCB 報告「EMF-2209(P)(A) Revision 3 [September 2009]」，所以 ACE 報告「ANP-10249PA Revision 1」沒有 QA 部份。

10. 請說明 ACE/ATRIUM-10 Critical Power Correlation Revision 0 和 Revision 1 的差異。

(1) Additive constant 是根據實驗與 K-factor 的誤差校驗，在 R1 版 K-factor 的算法似乎無更動，但為何 Additive constant 會和 R0 版不一樣？

**【答】**：Revision 0 和 Revision 1 的差異已在問題 9 的回覆提到，主要是半長棒內部的銅導體 (Inner Copper Conductor, ICC) 所產生的熱能沒有被計算到，導致所有的功率分布（包括軸向和徑向）皆有些微的影響，將此半長棒的功率效應回饋到整個燃料束來看，歸納如下：

燃料束功率改變率：約 0.000754

燃料束軸向功率：可忽略

燃料束徑向功率：很小但仍有反應在計算上

K-factor 主要受徑向功率影響，而這變化造成 additive constants 也因此改變，因此需要重新計算 additive constants。

(2) 在 R1 和 R0 版的 Table 3.4，看到 STS-17.1 的 K-factor 沒有變化，但是從 Table 3.3 發現位置 1 的燃料棒其 Additive constant 有變，試問在 K-factor 計算公式不變的情況下，為何算出來的 K-factor 沒有變化？

**【答】**：一般而言，ICC 會造成半長棒 (PLR) 之 RPF 上升，但卻使得全長棒 (FLR) 之 RPF 下降。已知“整體 K-factor” (overall K-factor) 為“理論 K-factor” (theoretical K-factor) 加上 additive constant，以這個案例來說，rod 1 之 additive constant 由 -0.0095 上升到 -0.0088，不過 theoretical K-factor 也因為 RPF 在 rod 1、2、11 下降而跟著變小，造成 rod 1 之 overall K-factor 數值在 revision 0 改版到 revision 1 時沒有改變。

(3) 在 R1 和 R0 版的 Table 3.4，K-factor 差異最大者為 STS-17.11，約為 0.0055，試問此差異是否會造成預測 CPR 的結果有差異，造成 Table 6.4 的數據要修正？

**【答】**：在 ANP-10249 Revision 1 報告中並未更新 Table 6.4 之計算結果，Revision 1 僅包含 ANP-10249, Rev 0, Supplement 1 報告中的更新部分。

11. 有關 ACELIB.geom and ACELIB.corr 之議題：

(1) 本公司目前取得的檔案為 Revision 0 October 2, 2005，請 AREVA 公司提供現在分析所用的檔案以及歷屆各版本，並附上 Reference。

**【答】**：AREVA 公司允諾，在稽查之後的每個週期，若 ACELIB.geom 和 ACELIB.corr 檔案被修訂時會提供給本公司。

(2) 當 ACELIB 的版本變更時，ACE 關係式的程式碼是否也跟著變更？

**【答】**：根據中子分析工程師主管 Dang Patchana 表示，就他所知，使用 approved K-factor 之 ACE code 並未改版過，所有的變化僅反應在 ACELIB.geom 和 ACELIB.corr 檔案。而目前送審中之 modified K-factor 的 ACE code，在通過 USNRC 審查之後，會將新版的 code 送至本公司。

(3) 當 ACE 版本變更時，POWERPLEX-III 是否亦需變更 ACE 關係式？

**【答】**：根據安全分析工程師主管 Sean Mellinger 表示，當 ACELIB.geom 和 ACELIB.corr 被更動時，將在新的週期運轉前，把資料植入電廠所用的 POWERPLEX-III 裡面。

12. 請 AREVA 公司說明 MCPR 安全限値之方法論：

(1) 在 KS2C23 的 RLA 報告 ANP-3169, 1.3.2 小節中提到 SLMCPR 因為 ACE 和 fuel cycle design 影響而減少 0.03, 請解釋 KS1C23 到 KS2C23, ACE 有哪些改變？

**【答】**：根據安全分析工程師主管 Sean Mellinger 表示，當 ACELIB.geom 和 ACELIB.corr 被更動時，將在新的週期運轉前，把資料植入電廠所用的 POWERPLEX-III 裡面。

SLMCPR 在 KS1C23 和 KS2C23 之計算方法並無變動，使用同樣的 ACE 版本，唯一不同的是爐心燃料裝填不同造成燃耗和功率的分布有改變。在 KS1C23 的可用性評估報告(OA)中，採用 modified K-factor (nodal K-factor) 方式計算會得到 SLMCPR=1.13 的結果，因此 Reload 報告之 SLMCPR 為 1.13。

後來 AREVA 公司發現，使用 nodal K-factor 時，程式(code)會出現錯誤且導致 K-factor 失準，造成比較多燃料發生 BT (boiling transition) 的情況，而使 SLMCPR 較大，因而在 KS2C23 時，更正此錯誤。

KS2C23 用 nodal K-factor 和 approved K-factor 之 SLMCPR 都是 1.10，所以在 Reload 報告中計載的 SLMCPR 為 1.10。

(2) 請說明如何計算 Channel Bow 造成局部功率不準度的影響程度。關於 RLA

報告提到，使用 Zr-2 燃料會增加 40%的影響，Zr-4 則不用考慮，請問根據為何？

**【答】**：AREVA 公司在 SLMCPR 計算時，爲了處理燃料匣彎曲(channel bow)對局部功率的影響而所採用之方法如下：

由 CASMO-4 程式提供 2x2 的燃料模型，改變 water gap 大小來模擬燃料匣彎曲的影響，分別建立兩組模型，一爲考慮 bow 的影響，一爲沒有 bow 的影響，計算結果反應在燃料束中每根燃料棒的局部功率，接著透過下式計算出燃料匣彎曲對局部功率的影響：

$$SBOW = \frac{LPF_b - LPF}{LPF_b} \times \frac{\sqrt{\sigma_1^2 + \sigma_2^2}}{X_1 + X_2} = \frac{\Delta LPF}{LPF_b} \times FMULT$$

其中

LPF = Unbowed local peaking factor

LPF<sub>b</sub> = Bowed local peaking factor

ΔLPF = Change in local peaking due to bow  
= LPF<sub>b</sub> - LPF

X<sub>1</sub> = Mean bow for channel of interest at exposure of interest

X<sub>2</sub> = Mean bow for surrounding channels at surrounding exposure

σ<sub>1</sub> = Standard deviation of data for channel of interest

σ<sub>2</sub> = Standard deviation of data for surrounding channels

FMULT = Composite statistical scaling factor

$$= \frac{\sqrt{\sigma_1^2 + \sigma_2^2}}{X_1 + X_2}$$

(3) 請說明 KS2C23 修訂之 K-factor 使得 SLMCPR 減少之原因。

**【答】**：目前 USNRC 尚未通過 modified K-factor (nodal K-factor)之方法論，因此現階段 AREVA 公司在每個週期都會進行兩種 K-factor 方式計算評估 SLMCPR，關於 nodal K-factor 的影響評估皆會被紀錄於可用性評估報告(OA)裡面，不過 Reload 報告的 SLMCPR 數據將會取較保守的結果作為電廠運轉數據。

13. 請 AREVA 公司說明 PLFR 的 rod exposure 是 67.2 MWd/kgU 或 71.1 MWd/kgU。

**【答】**：中子分析工程師主管 Dang Patchana 表示，67.2 及 71.1 MWd/kgU 均非半長棒(PLFR)的燃耗限值，這兩個數據均為 RODEX2A 程式的計算結果。當半長棒具有等同於全長棒(FLFR)之最大燃料棒內壓時，其所對應之燃耗為 67.2 MWd/kgU，一旦半長棒的內壓開始超出燃料棒內壓限值時，則所對應之燃耗為 71.1 MWd/kgU。全長棒的燃耗限值為 58.7 MWd/kgU，而半長棒的最大燃耗則受此燃耗限值規範，也就是說，只要遵守全長棒的燃耗限值 58.7 MWd/kgU 及已被許可的 LHGR 限值，則所有燃料棒皆會符合熱 - 機械設計準則(thermal-mechanical design criteria)的要求。

14. 請 AREVA 公司提供以下報告：

- (1) 51-9067232-026, " BWR-S Code Version List," May 2013
- (2) 51-9046529-004, " BWR-N Use Code Version List," August 2013
- (3) FS1-0006911, Revision 4.0, FSQA-01-MICROBURN-B2-USEP12-0, SRD-1
- (4) 2A4, MICROBURN-B2-USEP09-0-0, Software Release Authorization, June 2010

**【答】**：中子分析工程師主管 Dang Patchana 表示，已提供項目 1 及 2 的電子檔，不過，項目 3 及 4 僅為程式版次說明，與核二廠中幅度功率提升無技術上之關連，故無法提供之。

## (二)其它稽查訪談重點摘要

1. Please explain why the dryout location of ACE correlation are always at the same height?

【答】：對於此問題，安全分析工程師主管 Sean Mellinger 請到 ACE 關係式的負責人 Michael Bunker 來為我們解釋。

根據經驗，當流體通過 spacer 之後，會減緩紊流的情況，因此 dryout 的現象往往發生在流體流入 spacer 之前，所以進行實驗時，將 thermocouple 安裝在 spacer 之前一小段，以觀察溫度是否有遽增的現象，來判定 dryout 發生。

2. In SLMCPR calculation, how to determine the core flow?

【答】：關於此問題，AREVA 公司安全分析工程師 Stone Luo 說明如下：

在 SLMCPR 計算時，需先透過 push power 的方式決定分析狀態點，而爐心流量則是根據 power / flow map(可參考 Reload Licensing Analysis 報告 Figure 1.1)，如核二廠的爐心流量在額定功率情狀下為 79.48%~105%(參考 KS2C23 MOC SPU 之 RLA 報告)，因此 SLMCPR 計算時，分別選用最低流量(79.48%)和最高流量(105%)進行計算，取兩者中較保守的計算結果。

3. In SLMCPR calculation, please explain the iteration process of push power?

【答】：本問題為延續上一題之討論，同樣由 Stone Luo 工程師說明：

在計算 SLMCPR 時，會先假設一個 assumed SLMCPR，接著調高爐心功率，分別在最低爐心流量和最高爐心流量的條件下，觀察整個爐心的燃料 MCPR(爐心中最小的 CPR 值)有無頂到 assumed SLMCPR，若 MCPR 大於 assumed SLMCPR 則調高功率，當 MCPR 等於 assumed SLMCPR 時，此狀態點則為 Reload 報告中 Table 3.1 的數據，如下所示。

Table 3.1 Safety Limit Nominal Input Parameters

Parameter	Value
Reference pressure, psia	1.040
Core power, MWt	4.300
Core flow, Mlbm/hr	68.73
Core inlet enthalpy, Btu/lbm	517
Feedwater temperature, °F	420
Feedwater flow rate, Mlbm/hr	10.51
Ratio of predicted to actual rods in BT	1.000

4. According to Chinshan calculation notebook, MCPRp and LHGRFACp are separated by two calculation notebooks. Why the Kuosheng combined these instead of two books?

**【答】**：安全分析工程師主管 Sean Mellinger 表示，MCPRp 和 LHGRFACp 兩者都屬於 thermal limits，因此核二廠以一本”Thermal Limits”的計算書來敘述 MCPRp 和 LHGRFACp。往後核一廠也有可能比照辦理。

5. In operability assessment, which modified K-factor method AREVA used?

**【答】**：目前 modified K-factor 有兩種計算方式，一種是根據每根燃料棒的軸向 K-factor 組成去計算每根燃料棒的 CPR，是較費時的計算方式；另一種為：燃料束中，將各軸向平面中最大的 K-factor 選出，接著計算該燃料束的 CPR，該方式可節省計算時間並得到較保守的結果。目前可用性評估報告(OA)在計算 CPR 時，選用第一種較費時的計算方式來分析 modified K-factor 和 approved K-factor 之差異。

6. Please introduce the calculation method of independent review for KS2C23 MOC SPU core design.

**【答】**：因電廠運轉至 MOC 才將功率提升至 3001 MWt，故在 MOC 之前的驗證，是由 BOC 爐心追隨計算(core follow)至某一個燃耗點，再接續以原先設計的(project)控制棒佈局及流量計算至燃耗值為 8.000 Gwd/MTU 處，並將計算結果儲存為一個再起始檔(restart file)，以供進行 SPU 之爐心模擬計算時讀取爐心之初始狀態。

提升功率之後(SPU)，OLMCPR 及冷、熱爐目標 K-eff 皆與提升功率前(MUR)相同，三個熱限值餘裕仍符合本公司之 8% 要求；因燃料佈局(loading pattern)沒有異動，故冷爐停機餘裕(SDM)沒有明顯的變化；額定功率提升後，因產生較多的毒物而導致熱爐 K-eff 降低，為了將熱爐 K-eff 提高至熱爐目標 K-eff，故需調整控制棒佈局以符合熱爐目標 K-eff。

7. The difference between MB and POWERPLEX in margin to APLHGR Limit is 5.4% for KS1C23, is it reasonable?

**【答】**：中子分析工程師主管 Dang Patchana 表示，KS1C23 的 MAPRAT 最大誤差 5.4% 僅稍微超出接受標準(5%)，其超出幅度仍在可接受範圍內，類似的情形也曾出現在 KS2C21。此外，在這段週期長度中，最小 MAPRAT 餘裕超過 14.4%，遠大於本公司要求的 8%，故 MAPRAT 最大誤差稍微過大並不

會對電廠運轉產生任何衝擊。基於前述理由，毋須對 MAPRAT 最大誤差稍微過大而太在意。

#### 四、參訪燃料製造廠

AREVA 公司安排本次稽查人員於 8/28(三)參訪燃料製造工廠,由專案經理 Bob Follett 帶領參觀。由於 Bob Follett 先前任職於該工廠,因此對其生產動線與工作人員都非常熟稔。因核二廠已發生 2 次新燃料 spacer 受損,故本次參訪將只著眼於燃料束組裝及運輸之上。參訪人員於參訪前均須先穿上防護鞋,並戴上護目鏡後,才能進入工廠內。燃料束製造組裝廠負責將燃料丸裝填至燃料護套中,再將燃料護套集結成燃料束。由於本過程須確保燃料丸及燃料束的排列不能出錯,故十分重視燃料丸裝填的部份及燃料丸裝填完畢後的檢測部份。燃料丸裝填時,只有通過考核的工作人員才可以進入地上有紅線圍繞的紅線區(foreign material exclusion zone, FMEZ),未獲准人員不得進入。而燃料丸裝填完畢後的燃料棒檢測用 scanner 是由資深工程師負責操作,藉由中子及加馬射線來分辨燃料棒軸向的濃縮度,以驗證燃料棒軸向裝填的正確性。燃料束製造組裝廠整體環境清潔明亮,材料、器具也都陳列整齊。廠內所有動線皆有 FMEZ 的設置,以防止異物侵入,此外,地上還繪有開門區、警戒區(黃線)等標示,管理良好。最後, Bob Follett 還約略講解燃料束的裝箱過程。

在參訪燃料束製造組裝廠的過程中,稽查領隊林正忠課長發現,燃料束吹氣及檢驗區的導向孔(the guide hole at bundle blow down and bundle inspection area)內部並無防護措施,一旦發生碰撞時,極有可能造成 spacer 受損,故建議 AREVA 公司應在導孔內加裝軟性材料(softer material)。此外,林正忠課長進一步建議,AREVA 公司可以針對燃料束吹氣及檢驗過程進行攝影記錄,日後若再遇到 spacer 受損的情況發生,將較方便追查受損的原因所在。

## 五、審查期間重要討論會摘要

### (一) 銦-4(Zr-4)燃料匣彎曲議題討論會

本次稽查過程，林正忠課長在公司電子信箱中同時也接獲 EPRI 寄來最新有關 BWR 燃料匣彎曲方面的最新訊息。信中提到美國最近所發生控制棒葉片高摩擦力的情形，相信是因 Zr-4 燃料匣彎曲所引起。為此經詢問 Dang Patchana，並由其安排 AREVA 公司機械分析方面的專家 Ali Zbib 針對燃料匣彎曲相關議題進行簡報，會中並就相關的問題進行討論。惟有關簡報檔案內容 AREVA 表示目前不方便提供，因此於此對簡報內容先行摘要如下：

1. 美國 PPL Susquehanna 電廠於 2012 年 6 月反應器發生急停時，發現 3 根控制棒於插全入後無法停妥 (unsettle)，今(2013) 年 4 月停機大修過程，也發生若干控制棒停妥不順暢的情形，因此 AREVA 應早已認知 Zr-4 非解決燃料匣彎曲的最終手段，故目前也正在發展 Zr-4 燃料匣彎曲相關的預測模式。
2. 目前 AREVA 新發展燃料匣彎曲的預測模式，Ali 提到考慮了中子通量梯度(flux gradient)所造成的燃料匣彎曲及 shadow corrosion 所造成的燃料匣彎曲，可用以取代目前所使用的 SIL320 燃料管理導則(fuel management guideline)以及與 shadow corrosion 相關的燃料管理導則(例如 EFID)。
3. 由於 Zr-4 燃料匣彎曲的數據 AREVA 目前僅持續在美國 PPL Susquehanna 電廠蒐集，就前蒐集到的 Zr-4 燃料匣彎曲的數據來看，Ali 表示 Zr-4 的彎曲程度明顯的較 Zr-2 的彎曲小。惟在較高燃耗的部分，Zr-4 仍缺乏量測數據。對此部分的數據 Ali 表示要到明年在美國 Susquehanna 電廠的 Zr-4 燃料匣進行量測後，才會有較多的相關數據。因此對本公司所關心是否有新的 Zr-4 燃料匣管理導則部分，AREVA 表示目前因數據不足尚無法提供。惟 AREVA 強調就目前以量測到的 Zr-4 燃料匣彎曲的數據來看，AREVA 相信其彎曲程度應不致造成控制棒插入時有摩擦力過大的情形。
4. 本公司核一廠 CS2C26 及 CS1C27 在冷爐時發生因控制棒插入時摩擦力過大，在經過與用過燃料池中的剛退出燃料調換後，方始通過週期初的摩擦力測試。此一狀況雖然 AREVA 說法是因沒有量測數據，故不能顯示出 Zr-4 燃料匣有異常彎

曲的情形，也因此目前無須針對 Zr-4 燃料匣建立任何的燃料管理導則。惟站在本公司核能電廠安全營運的立場，本次稽查針對此項議題也對 AREVA 公司提出建議：要求 AREVA 公司針對高燃耗燃料控制棒單元持續提供控制棒停妥測試清單，以建立核一、二廠電廠對本項議題的持續監測及警覺。

## (二)ACE 臨界功率關係式之 K-factor 討論

AREVA 公司於 2006 年取得 USNRC 對 ACE 臨界功率關係式的應用許可，此時之 K-factor 乃採用由底部積分至頂部的方式計算，AREVA 公司後來認為該方式有可能會有不符合物理現象的情況，即 dryout 發生的位置不一定會在頂部，故以整根燃料棒積分的方式計算局部功率不符合實際情況。因此，在 2011 年提出「Improved K-factor Model for ACE/ATRIUM-10 Critical Power Correlation, ANP-10249 PA Revision 1 Supplement 1P Revision 0」報告，敘述 K-factor 計算方式的修正，並在往後燃料填換週期報告提出時，一併提供可用性評估報告(OA)。

修正的 K-factor 有兩種方式，一種為計算燃料束中每根燃料棒之軸向每個節點之 K-factor，將此代入臨界功率關係式，計算每根燃料棒之 CPR，取最小值即為該燃料束之 CPR，本方式較為複雜與耗時。

另一種為燃料束中，將各軸向平面中最大的 K-factor 選出，取各燃料棒各軸向截面中最大的 K-factor 為該截面之值，將其視為該截面的 K-factor，則可得到整根 K-factor 分布並計算 CPR，本方式可節省計算時間並得到較保守的結果。

## (三)冷爐臨界目標 K 值訂定方法論討論

AREVA 公司在制訂冷爐目標 K-eff 時，會檢視各週期的預測值及冷爐停機餘裕測試結果，當出現單一週期的非保守差異過大(超過 2 mk)或連續兩週期的非保守差異同向偏離等等現象時，將會立即修正冷爐目標 K-eff。根據 AREVA 公司計算的冷爐停機餘裕測試結果，核二廠目前的 BOC 冷爐臨界 K-eff (cold critical K-eff)早已低於既有的 MOC 冷爐臨界 K-eff，故依 bounding 的概念，可僅用一最小定值當作全週期的冷爐目標 K-eff。由於核二廠兩部機組最近數個週期皆無 MOC 冷爐臨界 K-eff 可供參考，廠家將最小的 BOC 冷爐臨界 K-eff

當作全週期冷爐目標 K-eff 之制訂方式所具有的保守度，尚待更多的 MOC 冷爐停機餘裕測試結果才能得以證實，故此議題應被繼續關注與驗證。

#### (四)除役前運轉週期之爐心佈局設計討論

據中子分析工程師主管 Dang Patchana 表示，在設計最後週期的爐心佈局時，爲了能將舊燃料剩餘的能量盡量用掉，須將一次燃耗燃料盡量往爐心內部擺放，主要作用是提供最後週期所需之大部分能量，如此一來，新燃料的主要功能是藉由組成的調整而使爐心佈局設計符合要求，於是新燃料的鈾濃縮度無須再像以往那麼高，甚至可大幅地降低，進而燃料成本也可隨著減少。

#### (五)KS2C23 中幅度功率提昇平行驗證方法討論

中子分析工程師主管 Dang Patchana 針對 KS2C23 MOC SPU 爐心設計所提出之平行驗證方法，大致上與在執行”初始爐心設計平行驗證”時的作法相仿，均是先執行爐心追隨計算至某一個燃耗點，再接續原先設計的 step through 計算至最後一個燃耗點，並將計算結果儲存爲一個再起始檔(restart file)，然後即可針對另一個爐心設計執行相關驗證作業。不過，這兩種驗證方式之間仍有一項差異存在，亦即在執行初始爐心設計平行驗證時，爐心是處於歷經停機大修之後的 BOC 階段，但對 KS2C23 MOC SPU 爐心設計平行驗證來說，爐心並無歷經停機大修，而是處於連續運轉時的 MOC 階段。因此，若欲藉由 core shuffle 計算來調整 KS2C23 MOC 開始 SPU 時的額定功率，須特別小心輸入檔中的 fission product option，不可像初始爐心設計平行驗證時的作法而設成 8 (I and Xe set to 0.0, peak Sm)，必須改成 0 (use preexisting concentrations, I, Xe, Pm, Sm remain unchanged)，才能真正符合當時的爐心狀態。此外，亦可跳過 KS2C23 MOC SPU 的 core shuffle 計算，然後直接在 step through 計算輸入檔中加入額外的 'COR.MWT' 卡片設定，同樣可達到調整額定功率之目的。

## 六、審查後會議摘要

(一) 審查後會議參加人員除本公司林正忠主管、何紹傑及核能研究所工程師黃耀南、許耕獻外，AREVA 公司亦由負責本公司核二廠爐心設計及安全分析專案人員參加。會議由林正忠主管代表本次審查團隊感謝 AREVA 公司的安排及協助，並由本公司何紹傑提出本次審查的 8 項建議事項及 2 項需求，詳如附件(Reload design audit for KS2C23 and KS1C24)。

(二) 建議事項：

1. 職於審查 AREVA 公司提供之填換爐心設計人員及相關訓練紀錄時，發現 Traingin /Qualification 紀錄表上登錄 Garrett Grove 未完成” EMF-2034 Rev.5 “neutronics Richland Design and Analysis Training Requirements ” 之 3.2.4 項訓練內容(Neutronic Safety Analyses【CRWE, CRDA, FMLD, FMROTATE, Stability, LFWH, SBLC, and LHGRFAC-f】)，惟去年本公司稽查時 AREVA 公司表示 Garrett Grove 已完成相關訓練，因此職於本次稽查工作第一天即要求 AREVA 公司說明該員訓練紀錄與去年之說明不同之原因，AREVA 公司表示需再詳查，直至本次稽查最後 2 日仍未提出說明，因此職針對該項紀錄不同提出 Finding，AREVA 遂於本次稽查最後 1 日提出說明，並表示 3.2.4 項訓練包括許多子項(各子項所需完成訓練之相關 guideline 並未於上述 3.2.4 項中說明)，分析人員需完成所有子項之訓練，始完成 3.2.4 項訓練。經職要求 AREVA 公司提供該員之詳細訓練紀錄，已確認該員僅完成部分子項訓練，並未完成 3.2.4 訓練。惟職認為 AREVA 公司對於未於訓練需求文件中詳細說明之訓練需求，應主動提供詳細之訓練紀錄，以利本公司稽查工作之進行，因此職於本次稽查後會議針對該議題提出相關建議。
2. 鑑於本次稽查過程發現 AREVA 公司中子分析分組及安全分析分組之計算書採用不同品保程序(中子分組採取新程序【FSOP-07】，而安全分析分組採用舊程序【Work Practice EMF-1928 P104,119】，AREVA 公司解釋兩程序可並行)，惟 AREVA 公司並未對此重大改變告知本公司稽查人員，因此建議 AREVA 公司日後應針對重大變更主動告知本公司稽查人員。
3. 鑑於每次稽查 AREVA 公司所提供之計算書份數均不同，因此建請 AREVA 公司應主動提供計算書之清單，並應包括其參照導則(Guideline)，其範例如下：

Neutronics and Safety Documents Supporting \_\_\_\_\_ Unit \_\_ Cycle \_\_  
Licensing

Notebook	Description	Analyst	QA Reviewer	Guideline
FS1-0009995, Rev 1	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 Fuel Cycle Design for Stretch Power Uprate (SPU) Program	Garrett Grove	Paul Smith	BWR-N 2.1 and 2.2

4. 編號為 32-9197039-000 之 KS2C23 SPU Thermal Limits 計算書內容僅包括 MCPRp 及 LHGRFACf multipliers，與核一廠將該 2 項熱限值分為 2 份計算書之作法不同，建議 AREVA 公司於未來之週期參照核一廠方式辦理，以使計算書名稱符合其內容。
5. 燃料束及燃料棒最大燃耗為 Work Plan 中訂定之限值，建議 AREVA 公司將計算之最大燃耗及其與限值之比值均列於 Fuel Cycle Design 報告中。
6. 編號為 FS1-0009995\_R1-DS 之 KS2C23 SPU Fuel Cycle Design 報告中部分內容係參照附錄 H，惟該文件並無該附錄，建請 AREVA 公司修訂。
7. 編號為 32-9197190-000 之 KS2C23 SPU 熱水力資料及機械設計報告提及下繫板之 loss coefficient 與 KS2F18 及 KS1R12 批次燃料相同，惟經查證所述 KS1R12 批次應為 KS1R21 批次，建請 AREVA 公司修訂。
8. 鑑於燃料製造過程中，於 Blowdown 及 Fuel Inspection 區域之操作過程可能造成間隔板損壞，建請 AREVA 公司將該 2 區域之燃料導向孔(guide hole)周圍改裝較軟之材質。

(三)需求事項：

1. 鑑於目前 Zr-4 燃料匣並無法有效解決燃料匣彎曲之問題，因此本公司要求 AREVA 持續提供 EFID map(即爐心周圍高燃耗可疑燃料)供核二廠參用。
2. 為利本公司執行爐心設計之平行驗證計算，因此要求 AREVA 公司提供與該公司進行爐心設計所使用相同版本之 ACE correlation(包括程式碼、ACELIB.corr 以及 ACELIB.geom)。

(四)針對本公司提出上述 8 項建議及 2 項需求，AREVA 公司已承諾進一步改善或符合本公司建議之要求。

## 肆、結論、心得與建議事項

### 一、結論

本次審查 AREVA 公司執行本公司 KS2C23 SPU 及 KS1C24 填換爐心設計，符合本公司及 AREVA 公司內部所要求之接受標準，因此 KS2C23 SPU 及 KS1C24 之填換爐心設計可接受。另外針對本公司所關心的 14 項議題，AREVA 公司亦以討論會方式提供答覆，或另外提供文件報告電子檔供本公司參考。

### 二、心得

1. 鑑於以往幾次赴 AREVA 公司進行爐心設計稽查工作時，均因需審查之文件數量及內容均相當龐雜，因此本公司稽查人員均建議於出國前，先請 AREVA 公司將相關計算指引、程序書以及計算書送 AREVA 台北辦公室，供本公司稽查人員先行審閱，以利稽查工作之進行。因此本次出國前，職已先請 AREVA 公司提供 KS2C23 SPU 及 KS1C24 之爐心設計相關文件，AREVA 公司亦表示應無問題，惟至職出國前 1 週，AREVA 公司表示僅能提供 KS2C23 SPU 之相關文件，因 KS2C23 為核二廠第 1 個執行 SPU 之週期，因此需檢視所有暫態是否需重新分析，並針對需重新分析之暫態進行分析，因此增加許多分析工作，且工作時程恰與 KS1C24 的分析工作重疊，使 KS1C24 之分析文件未能於職出國前提供，且直至職回國前 AREVA 公司表示 KS1C24 安全分析相關文件仍由該公司審查中，未能提供本公司審查。AREVA 公司表示本次稽查未能提供完整 KS1C24 相關文件之情形屬特殊狀況，未來將不會有類似情形發生。
2. 目前雖然 AREVA 公司於執行每個週期的填換爐心設計及安全分析之計算書時，皆由負責執行的工程師遵照相關分析訂定標準作業程序(SOP)，並以自動化處理方式執行大部分的計算分析，並由具較深實務經驗之品保工程師詳細審視計算過程及結果，再由每份計算負責人員提出澄清答覆且經審核同意，但仍難避免疏漏，因此本公司定期派員赴 AREVA 公司審查可強化該公司分析工程師之警覺性與增加分析工作之嚴謹性，以確保本公司核電廠爐心營運之安全。
3. 本次赴 AREVA 稽查發現中子分組中一位到職一年多之新進人員已完成大部分中子分組所需訓練，亦可執行該分組大部分爐心設計分析工作，其作法是利用短期密集訓練及事前提供適當程序書及自動化作業程序供新進人員遵循，短時間

的時間就可讓新進人員熟悉相關分析工具、分析手法及實際製作符合品質要求之分析報告，其訓練效率相當有效。但以另一個角度來看，由於施行標準作業程序及自動化，以致稍具專業背景之工程師即能執行分析計算，此時一旦輸入資料或相關設定有誤，缺乏專業經驗與能力之工程師可能無法對結果進行判讀，更不用遑論要發現錯誤並加以訂正。因此，在對分析及計算施行 SOP 及自動化的同時，亦必須加強分析計算執行人員及品管人員之專業訓練，如此才能相輔相成，進而得到最大的成效。

### 三、建議

1. 鑑於過去 AREVA 公司建議本公司將爐心設計稽查時程安排在 AREVA 公司發行設計週期之填換爐心報告(RLA)前，以免本公司對該週期設計所提影響較大之意見(如建議降低逕向爐心功率尖峰時需變更佈局設計)，可能未能及時反映於該週期之爐心設計。因此本次稽查時間即安排於 KS1C24 RLA 報告發行前，AREVA 公司也於職安排行程時表示可備妥該週期相關文件，惟最後結果卻因相關分析工作與 KS2C23 SPU 之時程重疊而不如預期。因此，為兼顧稽查時 AREVA 公司能提供文件之完整性及本公司稽查意見可反映於爐心設計報告中，本次稽查過程中 AREVA 公司表示稽查時間可安排於該公司提供 RLA 報告初稿之前後各 1 週。惟該段時間與本公司審查 RLA 初稿之作業時間重疊，恐影響 RLA 發行時間，因此建議於設計週期之 kick-off meeting 時與 AREVA 公司確認 RLA 初稿可提早提供本公司以及分析報告可於稽查期間提供本公司。
2. 有關目前核二廠仍持續發生控制棒停妥時間較長之情形，雖然 AREVA 公司表示目前並無證據是由燃料匣彎曲所引起，但美國已有 3 個電廠因鈾-4 燃料匣彎曲而發生控制棒停妥時間過長之事件，使得 AREVA 公司必須積極處理鈾-4 燃料匣彎曲之議題。該公司一方面持續蒐集鈾-4 燃料匣彎曲之量測數據，以發展新版燃料匣彎曲管理程式，另一方面也努力尋找比鈾-4 更好之材質，現在正積極針對一項名為 Zry-BWR BQ 的材料進行研究，以期能杜絕燃料匣彎曲的發生。由於上述之因應策略仍在研發階段，其未來的可行性與成效仍待確認，該公司目前亦未能立即提出更佳之預測機制，為使核一、二廠儘量減少因控制棒摩擦力過大對電廠運轉之衝擊，職已建議 AREVA 公司針對高燃耗燃料控制棒單元持續提供控制棒停妥測試清

單，另建議核一、二廠依 AREVA 公司所提該測試清單對控制棒持續監測並提高警覺。

3. 此次赴國外執行審查任務是由對電廠營運相當熟稔的資深同仁與較資淺的同仁共同執行，除了生活上相互照應外，在執行稽查工作上，當審查計算書或專案報告遇有疑問時可互相討論，以發揮綜效。因此由本次的工作經驗發現資深同仁與資淺同仁搭配是一個不錯的審查團隊組合，也是一項難得的工作學習機會。另出國期間，除了增廣見聞外，更可藉由執行任務過程中加強本身的專業知識，同時也是一個很好的國際學習的機會。在公司預算允許的前題下，建議公司可考慮並規劃由「資深同仁與資淺同仁搭配組合」執行類似的工作，並建議公司應培訓及鼓勵新人出國洽公或開會，持續與國際交流，不但替公司培養更多優秀的人力，也可達到經驗傳承的目的。

## 附件

### The Comments of Reload Design Audit for KS2C23 and KS1C24 SPU

#### 1. Suggestions:

(1) We suggest AREVA should provide detailed Training /Qualification records.

(Attachment A of EMF-2034(P) Revision 5 and EMF-2044(P) Revision 4)

#### Response

AREVA can easily supply the more detailed training records for any individuals requested by TPC auditors. As a first summary, AREVA has been providing a single summary sheet for both neutronics and safety analysis to assist in reviewing analyst/reviewer training qualifications. However, AREVA does have the full, more detailed training records available to provide TPC auditors on a specific engineer basis. As a note, not all engineers will have documentation in their training records which follows the format of Attachment A of the referenced documents. These are relatively new forms. Training qualifications that were met prior to these forms being introduced will be documented in a variety of different formats. However, all training qualifications are documented and can be provided when requested.

(2) We found some calculation notebooks followed the FSOP-07 Revision 3 procedure, but other notebooks still followed the Work Practice EMF-1928(P) P104, 119 Revision 16 (Engineering Work Practices Calculation Packages). We think this is a significant change. So we recommend AREVA should inform Taipower' s auditors of such significant changes prior to the audit.

#### Response

As discussed in the audit exit meeting, AREVA will make an effort to inform

TPC auditors at the entrance meeting of an audit of any major changes to AREVA quality procedures used by neutronics and safety analysis. This is likely to be an on-going issue and will require some patience on the part of both TPC and AREVA to reach a state where both parties are in agreement.

(3) For future audit, Taipower strongly recommends AREVA provide a check list for ease of audit due to Taipower' s limitation on auditing time. Please see example below:

**Neutronics and Safety Documents Supporting \_\_\_\_\_ Unit \_\_ Cycle \_\_ Licensing**

Notebook	Description	Analyst	QA Reviewer	Guideline
FS1-0009995, Rev 1	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 Fuel Cycle Design for Stretch Power Uprate (SPU) Program	Garrett Grove	Paul Smith	BWR-N 2.1 and 2.2
FS1-0010187, Rev 1	Kuosheng Multicycle Step-Through to Support SPU Generic Licensing Analyses	Garrett Grove	Paul Smith	BWR-N 2.2
FS1-0010619, Rev 1	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 Control Rod Drop Accident Analysis for SPU	Adrian Constantinescu	Paul Smith	BWR-N 2.2
FS1-0010620, Rev 1	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 Stability Analysis for SPU	Paul Smith	Adrian Constantinescu	BWR-N 2.2
FS1-0011636, Rev 1	Kuosheng Unit 2 Cycle 23 Neutronics Disposition of Events for SPU	Garrett Grove	Paul Smith	BWR-N 2.2

### Response

The above example is already available for safety analysis calculations in the master task plan written to address relevant information for each of the tasks performed by safety analysis for each reload. A copy of the Kuosheng Unit 2 Cycle 23 SPU task plan was provided to the auditors in support of this audit.

- (4) The title of notebook 32-9197039-000 is Kuosheng Unit 2 Cycle 23 SPU Thermal Limits, but this notebook only establish the MCPRp limits and LHGRFACf multipliers. As we checked the notebooks for Chinshan NPP, we found there are two notebooks to establish MCPRp limits and LHGRFACf multipliers individually. And we think the separate notebook titles will be consistent with their contents. So we suggest AREVA to separate the notebook of Thermal Limits into two notebooks in the future cycles.

### Response

AREVA agrees for future cycles to include in the title of the thermal limits notebooks either MCPRp or LHGRFACp in order to make it more clear what is contained in the specific thermal limits notebooks. AREVA will continue to combine the MCPRp and LHGRFACp documentation in a single notebooks for Kuosheng and keep them separate for Chinshan because of the differences in the amount of documentation and calculations necessary between the two plants.

- (5) The peak assembly exposure and peak rod exposure are the criteria in Work Plan, and Taipower' s auditor has to check these calculations results. We will appreciate if AREVA can include the explicit value and the ratios of the two parameters (similar to Table 2.1 of KS2C23 Fuel Cycle Design notebook) so that the auditors can review these parameters from Table 2.1 directly.

### Response

The explicit values can be added to the table.

- (6) The pages 21 and 23 of notebook FS1-0009995\_R1-DS (Kuosheng Unit 2 Cycle 23 Fuel Cycle Design for Stretch Power Uprate Program) references Appendix H, but we could not find Appendix H in this document. We think it's a typo. Please modify it.

**Response**

The notebook will be modified.

- (7) The row 3 in the page 9-2 of notebook 32-9197190-000 (Kuosheng Unit 2 Cycle 23 Stretch Power Uprate Thermal Hydraulic Data for Mechanical Design) addresses the LTP loss coefficients are the same for KS2F18 and KS1R12, but we think the batch name of KS1R12 should be modified to KS1R21. Please modify it.

**Response**

AREVA will not perform a revision to the listed notebook. The typographical error listed only occurs in a QA comment written by the reviewer and does not have any impact on taking data from this notebook and using it in other places. This typographical error does not present an error likely situation because the summary section of the notebook is fully correct and accurate and this is where downstream notebooks would reference any information. Additionally, going through the whole process to revise this notebook does not increase the quality of the notebook and does not add value.

- (8) After the tour of the fuel manufacturing facility, we suggest AREVA place a softer material around the inside of the guide hole at bundle blow down and bundle inspection area. The reason is that, without the inside protection, the guide hole could cause bundle spacer damage that had occurred twice at Kuosheng NPP. In addition, it would be better if AREVA

could have videoed this process for records so that events similar to Kuosheng damaged spacer can be reviewed.

### Response

AREVA has the following concerns with using a softer material at the locations suggested:

- a) A softer material would break down over time and cause foreign material concerns.
- b) A slight impact with softer material might result in the material shearing off or crumbling and falling into the bundle.

The Delrin material currently being used has been tested and is used throughout the manufacturing plant in various locations. It routinely comes into contact with the product (cladding, spacers, rods, bundles, etc.). Using a new material approved for coming in contact with a fuel bundle requires extensive testing and analyses to insure no damage would result from detrimental chemicals or residue left on a bundle. AREVA is willing to consider other materials if they are proven to not be detrimental to the product.

## 2. Requests:

- (1) The Zr-4 channel is not the final solution against channel distortion in the industry. Even though AREVA has EFID criteria for Zr-2 channel only, Taipower suggests that for core with all Zr-4 channels AREVA should continue to provide EFID map (suspect cells, e.g., high exposure peripheral control cell) that the stations could follow to perform CRD settling time test.

### Response

To support operations, we can provide EFID map until EFID is no longer

maintained.

- (2) For the purpose of consistency during Taipower' s independent review/calculation, please provide the same version of ACE correlation, including the source code (if applicable), ACELIB.corr and ACELIB.geom that AREVA uses during the core design.

**Response**

AREVA agrees to include the ACELIB.corr and ACELIB.geom files among the data provided each cycle for Taipower independent verification calculations. The first cycle where this data will be provided is for Kuosheng Unit 1 Cycle 24. These two files will be provided each cycle for both the Kuosheng and Chinshan units.