

出國報告（出國類別：洽公）

核一廠 1、2 號機週期 26 爐心設計審查

服務機關：台灣電力公司

姓名職稱：張文彬 核能發電處核能工程監

黃裕龍 核能發電處核能工程師

派赴國家：美國

出國期間：101 年 7 月 28 日至 8 月 10 日

報告日期：101 年 9 月 24 日

行政院及所屬各機關出國報告提要

出國報告名稱：

核一廠 1、2 號機週期 26 爐心設計審查

頁數 46 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

張文彬/台灣電力公司/核能發電處/十一等核能工程監/02-23667087

黃裕龍/台灣電力公司/核能發電處/十等核能工程師/02-23667087

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：2012/7/28~2012/8/10 出國地區：美國華盛頓州

報告日期：2012/9/24

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一廠 1、2 號機週期 26(Chinshan Unit 1 Cycle 26 及 Chinshan Unit 2 Cycle 26)之填換爐心設計分析，CS1C26 為本公司核能機組首次執行之第一個中幅度功率提昇計劃(Stretch Power Uprate，以下簡稱 SPU)，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 CS2C26 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 CS1C26 SPU 及 CS2C26 填換爐心設計審查、審查期間的 11 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 4 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、CS1C26 及 CS2C26 填換爐心設計審查	5
二、CS1C26 及 CS2C26 填換爐心設計審查查核表	11
三、審查期間訪談摘要	28
四、審查期間重要討論會摘要	34
五、審查後會議摘要	40
肆、結論、心得與建議事項	42

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)，審查核一廠 1、2 號機週期 26(Chinshan Unit 1 Cycle 26 及 Chinshan Unit 2 Cycle 26, 以下分別簡稱 CS1C26 及 CS2C26)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。

CS1C26 為本公司核能機組首次執行之第一個中幅度功率提昇計劃(Stretch Power Uprate, 以下簡稱 SPU)，該週期計劃於運轉週期中(週期燃耗由 7,220 MWD/MTU ~EOC)進行 SPU 功率提昇，爐心功率預定由目前額定熱功率 1,804 MWt 提升至 1,840 MWt。AREVA 公司重新分析並修訂該週期填換爐心安全分析報告 (Chinshan Unit 1 Cycle 26 Reload Licensing Analysis for SPU,RLA)與執行其它必要之安全分析及評估工作。另 CS2C26 計畫於今(101)年 11 月 18 日開始啟動運轉，AREVA 公司目前亦已著手進行 CS2C26 爐心佈局設計工作，該週期計劃於運轉週期初(BOC)即進行 SPU 功率提昇計劃，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 CS1C26 及 CS2C26 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。

CS1C26 及 CS2C26 為國內核能機組首先進行中幅度功率提昇(SPU)計劃之機組，AREVA 公司重新執行核一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)、誤抽控制棒事件 (Control Rod Withdrawal Error Report)、喪失飼水加熱事件 (Power-Dependent LFWH MCPR Limits)、壓力暫態事件 (Pressurization Transients)、熱限值功率相關限值(Power-Dependent Limits and Multipliers)、備用不穩定區分析(Backup Stability Monitoring Regions)。另AREVA公司亦針對核一廠 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，將在 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 CS1C26 及 CS2C26 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 CS1C26 及 CS2C26 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與晶格設計之流程與執行相關分析的細節，包括核一廠除役對爐心設計衝擊、核一廠新燃料審臨界分析議題、熱平衡計算模式及燃料棒燃耗計算模式所採用之方法論、CS2C26 SPU 功率提昇計畫慢速暫態安全分析、燃料束設計相關問題、瞭解臨界功率關係式 ACE correlation 之後續修正方法申照案之 NRC 審查狀態及審查意見。由於核一廠除役對爐心設計衝擊之議題可能涉及商業費用支付，因此 AREVA 公司並未與本次審查團隊成員討論此議題。

本次審查任務主要審查 CS1C26 及 CS2C26 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 CS1C26 及 CS2C26 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 CS1C26 及 CS2C26 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 4 項審查建議，供 AREVA 公司進一步參考或改正。經由本次審查結果，確認 AREVA 公司執行核一廠 1、2 號機週期 26(CS1C26 及 CS2C26) 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，CS1C26 及 CS2C26 填換爐心設計是可接受的。

貳、出國行程

101年7月28日至101年8月10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>
7/28	台北→西雅圖	往程：由台北→西雅圖
7/29	西雅圖→巴斯科→里其蘭	往程：由西雅圖→巴斯科→里其蘭
7/30	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 CS1C26 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
7/31	AREVA公司	(1) 進行 CS1C26 SPU 爐心設計審查 (2) 與中子設計小組 Dang 討論 CRDA & CS1C26 step through analysis 議題
8/1	AREVA公司	(1) 進行 CS1C26 SPU 爐心設計審查 (2) 與安全分析小組 Sean 及 Dirk 討論 CS2C26 RLA 之 LOCA PCT 及熱傳導變數劣化議題 (3) 審查團隊工作及問題討論
8/2	AREVA公司	(1) 進行 CS1C26 SPU 及 CS2C26 爐心設計審查 (2) 參訪 AREVA 公司核燃料製造工廠 (3) 與安全分析小組 Sean 及中子設計小組 Adrian 討論 CS2C26 填換爐心設計審查發現之問題

		(4) 與中子設計小組 Dang 討論 CS1C26 SPU 平行驗證之作法
		(5) 審查團隊工作及問題討論
8/3	AREVA 公司	(1) 進行 CS1C26 SPU 及 CS2C26 爐心設計審查並與負責工程師討論發現的問題
		(2) 與 Fowels R Edward、Dang 及 Eral Riley 討論新燃料窖臨界分析議題(Criticality Analysis of New Fuel Vault)
		(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) 與中子設計小組 Dang 討論本次預送 AREVA 公司之稽查議題
		(5) 審查團隊工作及問題討論
8/4~8/5	里其蘭	星期假日
8/6	AREVA 公司	(1) 進行 CS1C26 SPU 及 CS2C26 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
8/7	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)
8/8~8/8	里其蘭→巴斯科 →西雅圖	返程
8/9~8/10	西雅圖→台北	返程

參、任務過程

本次任務由張文彬及黃裕龍兩位人員執行，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『CS1C26 SPU 及 CS2C26 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 11 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、四節之『審查期間重要會議摘要』，最後，召開『稽查後會議』（詳以下參、五節），將此行之審查結果提出建議供 AREVA 公司參考與改進。

一、CS1C26 SPU 及 CS2C26 填換爐心設計審查

1. 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 CS1C26 SPU 及 CS2C26 填換爐心設計審查查核表。
2. 在 CS1C26 SPU 及 CS2C26 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。
3. 目前 CS1C26 預定於今(101)年 10 月 28 日進行 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。CS2C26 預計於今(101)年 11 月 18 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)已完成，並陳送原能會進行審查，此次任務同時進行 CS1C26 SPU 及 CS2C26 填換爐心設計計算書及相關報告審查。
4. 經審查 CS1C26 SPU 及 CS2C26 爐心設計其主要分析結果及接受標準分別摘要如下：

CS1C26 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	844±22	844
週期中停機餘裕(MOC CSDM)	≥ 1.0%△k/k	1.58 %△k/k
最小停機餘裕(MOC~EOC)	≥ 1.0%△k/k	1.26 %△k/k
最小 CSDM 之燃耗	--	10,560 MWd/MTU
週期 R 值	--	0.32 %△k/k
最大燃耗與限值之比值(peak rod)	≤ 1.0	0.977
最大燃耗與限值之比值(peak assembly)	≤ 1.0	0.968
全週期最低 SBLC 停機餘裕	≥ 0.88%△k/k	2.54%△k/k (7,220 MWd/MTU)
週期中(MOC)熱過剩反應度	≥ 1.0 %△k/k	1.40 %△k/k
最小 MAPLHGR 餘裕及燃耗	≥ 8.0 %	13.4 %@7,220 MWd/MTU
最小 LHGR 餘裕及燃耗	≥ 8.0 %	12 %@7,220 MWd/MTU
最小 CPR 餘裕及燃耗	≥ 8.0 %	8.1 %@11,583.1MWd/MTU
週期末燃料束最大燃耗	≤ 54.0 GWd/MTU	52.2871 GWd/MTU
週期末燃料棒最大燃耗	≤ 58.7 GWd/MTU	57.3927 GWd/MTU
爐心最大徑向因子	≤ 1.580	1.573@11,5831 MWd/MTU
燃料匣彎曲準則	GE SIL320 & AREVA's Guide Line	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)。

CS2C26 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	952±22	952
週期初停機餘裕(BOC CSDM)	≥ 1.0%△k/k	1.01%△k/k
最小停機餘裕	≥ 1.0%△k/k	1.01%△k/k
最小 CSDM 之燃耗	--	0.0 MWd/MTU (BOC)
週期 R 值	--	0.0 %△k/k
最大燃耗與限值之比值(peak rod)	≤ 1.0	0.98
最大燃耗與限值之比值(peak assembly)	≤ 1.0	0.96
全週期最低 SBLC 停機餘裕	≥ 0.88%△k/k	1.54%△k/k(BOC)
週期初(BOC)熱過剩反應度	≥ 1.0 %△k/k	1.67 %△k/k
最小 MAPLHGR 餘裕及燃耗	≥ 8.0 %	15.3 %@7,920 MWd/MTU
最小 LHGR 餘裕及燃耗	≥ 8.0 %	11.4 %@6,600 MWd/MTU
最小 CPR 餘裕及燃耗	≥ 8.0 %	8.9 %@12,760MWd/MTU
週期末燃料束最大燃耗	≤ 54.0 GWd/MTU	52.0096Wd/MTU
週期末燃料棒最大燃耗	≤ 58.7 GWd/MTU	57.7110 GWd/MTU
爐心最大徑向因子	≤ 1.580	1.58@12.32 GWd/MTU
燃料匣彎曲準則	GE SIL320 & AREVA's Guide Line	3. 爐心設計符合 GE SIL-320 Supp.3 之規定 4. 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)。

5. 由以上之分析結果，CS1C26 SPU 及 CS2C26 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 CS1C26 SPU 填換爐心設計計算書

32-9135714-000	Disposition of Events for Chinshan SPU
32-9146264-001	Chinshan CS1-R25 (CSH1-26) Exposure-Dependent Heatup Analysis
32-9147235-001	Chinshan Unit 1 Cycle 26 Stretch Power Uprate (SPU) Heat Balance Ana
32-9147237-001	Chinshan Unit 1 Cycle 26 Stretch Power Uprate (SPU) Pressure Drop Da
32-9172484-000	Chinshan Unit 1 Cycle 26 Stretch Power Uprate (SPU) Pellet-to-cladding
32-9172485-000	Chinshan Unit 1 Cycle 26 Stretch Power Uprate (SPU) Input Deckpls and
32-9172486-000	Chinshan Unit 1 Cycle 26 Stretch Power Uprate (SPU) Feedwater Contro
32-9172487-000	Chinshan Unit 1 Cycle 26 Stretch Power Uprate (SPU) Inadvertent Startu
32-9172488-000	Chinshan Unit 1 Cycle 26 Stretch Power Uprate (SPU) Load Rejection w
32-9172489-000	Chinshan Unit 1 Cycle 26 Stretch Power Uprate (SPU) Turbine Trip with
32-9172490-000	Chinshan Unit 1 Cycle 26 Stretch Power Uprate (SPU) ASME Over-Pres
32-9172491-000	Chinshan Unit 1 Cycle 26 Stretch Power Uprate (SPU) Safety Limit Ana
32-9172493-000	Chinshan Unit 1 Cycle 26 Stretch Power Uprate (SPU) Power History Ve
32-9172494-000	Chinshan Unit 1 Cycle 26 Stretch Power Uprate (SPU) DIVOM Analysis
32-9172496-000	Chinshan Unit 1 Cycle 26 Stretch Power Uprate (SPU) Flow Dependent I
32-9172497-000	Chinshan Unit 1 Cycle 26 Stretch Power Uprate (SPU) Power Dependent
32-9172498-000	Chinshan Unit 1 Cycle 26 Stretch Power Uprate (SPU) Power Dependent
32-9172499-000	Chinshan Unit 1 Cycle 26 Stretch Power Uprate (SPU) Verification of In
32-9161304-000	Chinshan Unit 1 Cycle 25 Core Follow and Projection
32-9172536-000	Chinshan Unit 1 Cycle 26 Fuel Cycle Design for Stretch Power Uprate (S

續前表

32-9173501-000	Chinshan Unit 1 Cycle 26 Control Rod Drop Accident Analysis for SPU
32-9173607-000	Chinshan Unit 1 Cycle 26 Stability Analysis for SPU
32-9173624-000	Chinshan Cycle Independent LHGRFACf and Flow Run-Up Analysis for Revised SPU Opeaation
32-9173625-000	Chinshan Cycle Independent Loss of Feedwater Heating Analysis for Revised SPU Opeaation
32-9173627-000	Chinshan Cycle Independent Control Rod Withdrawal Error Event Analysis for Revised SPU Operation
32-9174154-000	Chinshan Unit 1 Cycle 26 Fuel Mislocation Analysis for SPU
32-9174250-000	Chinshan Unit 1 Cycle 26 Fuel Misorientation Analysis for SPU
32-9176190-000	Chinshan Unit 1 Cycle 26 Long Term Stability Solution Option III OPRM Setpoint Calculation for SPU
32-9177180-000	Chinshan Unit 1 Cycle 26 Disposition of Events for SPU

表二：AREVA 公司 CS2C26 填換爐心設計計算書

32-9180646-000	Chinshan Unit 2 Cycle 26 Pellet-to-cladding Gap Heat Transfer Coefficients
32-9180647-001	Chinshan Unit 2 Cycle 26 Input Deckpls and AUTO_DCPR Scripts
32-9180648-001	Chinshan Unit 2 Cycle 26 Feedwater Controller Failure with No Bypass
32-9180649-001	Chinshan Unit 2 Cycle 26 Inadvertent Startup of the HPCI Pump Analyses
32-9180650-000	Chinshan Unit 2 Cycle 26 ASME Over-Pressurization Event Analyses
32-9180651-000	Chinshan Unit 2 Cycle 26 Stretch Power Uprate (SPU) Safety Limit Analysis
32-9180652-000	Chinshan CS1R26 (CSH1-27) Exposure-Dependent Heatup Analysis
32-9180653-000	Chinshan Unit 2 Cycle 26 Power History Verifivcation
32-9180654-000	Chinshan Unit 2 Cycle 26 DIVOM Analysis
32-9180655-000	Chinshan Unit 2 Cycle 26 Flow Dependent MCPR Limits
32-9180656-000	Chinshan Unit 2 Cycle 26 Power Dependent MCPR Limits
32-9180657-000	Chinshan Unit 2 Cycle 26 Power Dependent LHGR Multipliers
32-9180965-000	Chinshan Unit 2 Cycle 26 Core Follow and Projection
32-9182059-000	Chinshan Unit 2 Cycle 26 Fuel Cycle Design
32-9183484-000	Chinshan Unit 2 Cycle 26 Stability Analysis
32-9183529-000	Chinshan Unit 2 Cycle 26 Control Rod Drop Accident Analysis
32-9184234-000	Chinshan Unit 2 Cycle 26 Long Term Stability Solution Option III OPRM Setpoint Calculation
32-9184320-000	CFD Evaluation of Inadvertent Startup of the HPCI Pump Analyses
32-9184763-000	Chinshan Unit 2 Cycle 26 Disposition of Events
32-9184869-000	Chinshan HPCI Analysis to Generate Boundary Conditions for CFD Calculations
32-9184920-000	Chinshan Unit 2 Cycle 26 Inadvertent Startup of the HPCI Pump Analyses (Low Power)

二、CS1C26 及 CS2C26 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>5+</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>2+</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>6+</u> Experience (months)	<u>M.S.</u> Education (Major/Degree)	<u>Nuclear Eng.</u> Discipline
4. <u>P. D. Patchana</u> : Neutronics_Engineer (Team Leader)	<u>10+</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>12+</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>22+</u> Experience (years)	<u>B.S.</u> Education (Major/Degree)	<u>Nuclear Eng.</u> Discipline
7. <u>Charles E.Hendrix</u> : Safety Analysis Engineer (Project Engineer)	<u>18+</u> Experience (years)	<u>M.S.</u> Education (Major/Degree)	<u>Nuclear Eng.</u> Discipline
8. <u>Stone S. Luo</u> : Safety Analysis Engineer (Project Engineer)	<u>13+</u> Experience (years)	<u>Ph.D.</u> Education (Major/Degree)	<u>Nuclear Eng.</u> Discipline
9. <u>Scott A. Tylnski</u> : Safety Analysis Engineer (Project Engineer)	<u>14+</u> Experience (years)	<u>B.S.</u> Education (Major/Degree)	<u>Nuclear Eng.</u> Discipline
10. <u>Dazhi Wang</u> : Safety Analysis Engineer (Project Engineer)	<u>6+</u> Experience (months)	<u>Ph.D.</u> Education (Major/Degree)	<u>Nuclear Eng.</u> Discipline
11. <u>Mathieu Martin</u> : Safety Analysis Engineer (Project Engineer)	<u>3+</u> Experience (years)	<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). 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 AREVA 公司中子物理小組 Peng Wang 已不負責核一廠填換爐心設計相關分析工作，並由一位新進人員 Garrett Grove 加入替代，AREVA 公司並在 Traingin /Qualification 記錄表上登錄 Garrett Grove 完成” EMF-2034 Rev.5 “neutronics Richland Design and Analysis Training Requirements ” 訓練內容之 3.2.2(c,d,e)、3.2.3(f)及 3.2.7(d)項目。唯查核計算書 32-9183529-000(CS2C26 Control Rod Drop Accident Analysis)，發現 Garrett Grove 為該項分析作業之執行者。依 AREVA 公司規定，若未完成 EMF-2034 Rev.5 “neutronics Richland Design and Analysis Training Requirements 訓練內容之 3.2.4(d)項者，不能執行 Control Rod Drop Accident Analysis。經本審查團隊提出疑問後，AREVA 公司另外提供 Garrett Grove 之訓練記錄，確認該員符合訓練規定。以上人員均已完成所需之訓練，符合廠家內部之資格要求。
- (5). 本公司於執行本次審查任務前，已要求 AREVA 公司預先準備 CS1C26 SPU 及 CS2C26 填換爐心設計人員及相關訓練紀錄，唯查對 Garrett Grove 訓練紀錄，發現 AREVA 公司於本次審查時提供之 Traingin /Qualification 記錄並非是最新版本，因此於審查後會議建議 AREVA 公司應提供最新版之 Traingin /Qualification 記錄予審查人員查核。

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 N/A

Comments: CS1C26 SPU 及 CS2C26 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。

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：查驗 CS1C26 及 CS2C26 填換爐心設計已完成的計算書均根據 AREVA 公司 EMF-1928(P) P104-119 rev.15 「Engineering Work Practices Calculation Packages」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 V No N/A

Comments：經抽驗 CS1C26 及 CS2C26 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 No V N/A

Comment：查核計算書 32-9172536-000(CS1C26 Fuel cycle design for Stretch Power Uprate (SPU) Program) 及 32-9182059-000(CS2C26 Fuel cycle design)，CS1C26 SPU 及 CS2C26 爐心設計由於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。3. CS1C26 SPU 及 CS2C26 填入的新燃料是考量中幅度功率提昇(SPU)之 1840MWt 爐心功率條件下進行設計。因此 CS1C26 SPU 及 CS2C26 爐心設計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 51-9156782-000 (CS1C26 SPU Licensing analysis work plan)及 51-9178247-000 (CS2C26 Licensing analysis work plan)，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 32-9172536-000(CS1C26 Fuel cycle design for Stretch Power Uprate (SPU) Program)之 table2.1 及 6.7 及 51-9156782-000(CS1C26 SPU Licensing analysis work plan) table 2 , CS1C26 SPU 爐心設計符合設計參數要求。

另查核爐心設計計算書 32-9182059-000(CS2C26 Fuel cycle design)之 table2.1 及 6.8 及 51-9178247-000(CS2C26 Licensing analysis work plan)之 table 2 , CS2C26 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 : CS1C26 SPU 爐心設計依計算書 51-9156782-000 (CS1C26 SPU Licensing analysis work plan)執行，經查驗廠家計算書 32-9172536-000(CS1C26 Fuel cycle design for Stretch Power Uprate (SPU) Program)之 Appendix C (GE SIL 320 及 AREVA Fuel Management Guideline)與 Appendix E (REMACCX criteria check) 準則檢查：Max(P-Pcs) \leq 2 kw/ft，確認廠家遵循內部燃料挪移準則進行 CS1C26 爐心設計。

CS2C26 爐心設計依計算書 51-9178247-000 (CS2C26 Licensing analysis work plan)執行，經查驗廠家計算書 32-9182059-000(CS2C26 Fuel cycle design)之 Appendix C (GE SIL 320 及 AREVA Fuel Management Guideline)與 Appendix E (REMACCX criteria check) 準則檢查：Max(P-Pcs) \leq 2 kw/ft，確認廠家遵循內部燃料挪移準則進行 CS2C26 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 32-9172536-000(CS1C26 Fuel cycle design for Stretch Power Uprate (SPU) Program)及 32-9182059(CS2C26 Fuel cycle design) , CS1C26 SPU 及 CS2C26 爐心設計依據當時最新版本 EMF-2000(P) guideline 2-2 rev.5 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 CS1R25 及 CS1R26 之 Cross section library generation 計算書 (32-9123615-000 及 32-9164508-000)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 CS1C26 SPU 及 CS2C26 爐心設計輸入檔及計算書並無發現錯誤。核對資料如下：CS1C26 SPU 輸入檔(hsc.cs1c26.step.spu)及計算書 32-9172536-000(CS1C26 Fuel cycle design for Stretch Power Uprate (SPU) Program)；CS2C26 輸入檔 (hsc.cs2c26.step)及計算書 32-9182059-000(CS2C26 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 No N/A

Comment：CS1C26 及 CS2C26 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 No N/A

Comment: 查驗 CS1C26 SPU 及 CS2C26 爐心設計輸入檔(hsc.cs1c26.step.mur、hsc.cs1c26.step.spu 及 hsc.cs2c26.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 No N/A

Comment: 查驗 CS1C26 SPU 及 CS2C26 COLR 報告(103-3072-000 及 103-3112-000)和工作站爐心設計輸入檔(mcb.cs1c26.step.mur、mcb.cs1c26.step.spu 及 hsc.cs2c26.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 No N/A

Comment: 審查計算書 32-9177180-000(CS1C26 SPU Disposition of events), CS1C26 爐心設計最大退出燃料束燃耗為 52.2871 GWd/MTU < 54.0 GWd/MTU, 最大退出燃料棒燃耗為 57.3927 GWd/MTU < 58.7 GWd/MTU, 符合原能會核准之燃耗限值。

另審查計算書 32-9184763-000(CS2C26 Disposition of events), CS2C26 爐心設計最大退出燃料束燃耗為 52.0096 GWd/MTU < 54.0 GWd/MTU, 最大退出燃料棒燃耗為 57.7110 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 No N/A

Comment: CS1C26 及 CS2C26 週期使用 MICROBURN-B2 進行爐心設計, AREVA 公司於之前已執行了"CS1C25 core follow and projection (計算書 32-9161034-000)"及 CS2C25 core follow and projection (計算書 32-9180965-000)"計算, 以決定 CS1C26 及 CS2C26 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: CS1C25 爐心追隨計算結果與電廠 TIP 量測值之間誤差值(RMS)為 3.688% (3D), 符合 6%要求。另根據 AREVA 公司程序書 (EMP-2000(P) Guideline 2.7 Rev2 6.4) 規定, CS2C25 尚在運轉中, 因此無須執行 TIP 量測值之誤差值(RMS)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 CS1C25 爐心追隨計算書(32-9161034-000), 該週期 MAPRAT、MFLPD 及 MCPR 最大誤差分別為 2.4%、4.0%及 3.0%, 均符合本題之標準 5%。而該週期 MCPR 最大誤差為 3.0%, AREVA 認為 MCPR 接受標準若訂為 5%應屬合理, 而非 3%。

另查核 CS2C25 爐心追隨計算書(32-9180965-000), 該週期 MAPRAT、MFLPD 及 MCPR 最大誤差分別為 0.1%、0.2%及 2.7%, 均符合本題之標準 5%。

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: 審查計算書 32-9172536-000(CS1C26 Fuel cycle design for Stretch Power Uprate (SPU) Program)及 32-9182059-000(CS2C26 Fuel cycle design)計算結果, CS1C26 及 CS2C26 週期能量分別為 $844 \pm 22 \text{GWd}$ 及 $952 \pm 22 \text{GWd}$, 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 32-919172536-000(CS1C26 Fuel cycle design for Stretch Power Uprate (SPU) Program)及 32-9182059-000(CS2C26 Fuel cycle design)計算結果, CS1C26 SPU 之 MOC 停機餘裕(CSDM)為 1.58%, 最小的停機餘裕(CSDM)為 1.26%; CS2C26 之 BOC 停機餘裕(CSDM)為 1.01%, 兩者皆符合接受標準($\geq 1.0\%$)。

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 32-9172536-000(CS1C26 Fuel cycle design for Stretch Power Uprate (SPU) Program)及 32-9182059-000(CS2C26 Fuel cycle design)計算結果, CS1C26 SPU 及 CS2C26 熱限值餘裕分別為 MAPLHGR=13.4%及 15.3%、LHGR=12.0%及 11.4%、MCPR=8.1%及 8.9%, 均符合接受標準($\geq 8\%$)。

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 32-9172536-000(CS1C26 Fuel cycle design for Stretch Power Uprate (SPU) Program)及 32-9177180(CS1C26 SPU Disposition of events)計算結果, CS1C26 SPU 之 MOC SBLC 最小停機餘裕別為 2.54%, 符合接受標準($\geq 0.88\%$)。

另查核計算書 32-9182059-000(CS2C26 Fuel cycle design)及 32-9184763(CS2C26 Disposition of events)計算結果, CS2C26 BOC SBLC 最小停機餘裕別為 1.54%, 符合接受標準($\geq 0.88\%$)。

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 32-9172536-000(CS1C26 Fuel cycle design for Stretch Power Uprate (SPU) Program)及 51-9156782-000(CS1C26 SPU Licensing analysis work plan),

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。CS1C26 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 32-9182059-000(CS2C26 Fuel cycle design)及 51-9178247-000(CS2C26 Licensing analysis work plan)，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。CS2C26 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 No N/A

Comment : CS1C26 SPU 及 CS2C26 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 CS1C26 SPU 及 CS2C26 之 CPR，並評估其影響及適用性，以確認 CS1C26 SPU 及 CS2C26 之 RLA 報告分析結果可用性。AREVA 公司並發行 CS1C26 SPU 及 CS2C26 可用性評估報告(12-9172506-000 及 12-9182357-000)，確認原有之 CPR 餘裕可以涵蓋 CPR 之 K-factor 計算不保守影響，CS1C26 SPU 及 CS2C26 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 No N/A

Comment : 查對計算書 32-9172491-000(CS1C26 SPU Safety limit analysis) 及 32-9180651-000(CS2C26 Safety limit analysis)，CS1C26 SPU 及 CS2C26 使用 CPR 關係式為 ACE/ATRIUM Rev1，採用相同之 additive 常數分佈。

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 N/A

Comment : CS1C26 SPU 及 CS2C26 均採用 ACE 臨界熱功率關係式，CS1C26 SPU 之 SLMCPR 為 1.13，CS2C26 之 SLMCPR 為 1.10。查核計算書 32-9172491-000(CS1C26 SPU Safety limit analysis)及 32-9180651-000(CS2C26 Safety limit analysis)之 Table 2.3，CS1C26 SPU 及 CS2C26 計算 SLMCPR 所需輸入之 Uncertainty 參數，只有 Channel Bow Local Peaking Factor 變更。此差異主要是由於 CS2C26 比 CS1C26 爐心內使用較少 Zr-2 材質燃料匣數量有關。

CS2C26 只有 64 束燃料(大多位於周圍區域)使用 Zr-2 材質燃料匣，新燃料幾乎不會受到此燃料匣彎曲所影響(因區域不同)，分析時產生變態沸騰(Boiling Transition, BT)燃料棒變少，因此 CS2C26 之 SLMCPR 比 CS1C26 SPU 週期之 SLMCPR 略小。

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 : CS1C26 SPU 之 SLMCPR 為 1.13，MOC 至 NEOC 期間之最大 Δ CPR 為 Feedwater Controller Failure w/o Bypass (飼水控制失效)所致之 0.23，NEOC 至 EOC 期間之最大 Δ CPR 為 Feedwater Controller Failure w/o Bypass (飼水控制失效)所致之 0.26。但 AREVA 公司考量保守度於 MOC 至 NEOC 期間之 Δ CPR 計算，因此 CS1C26 SPU 之 OLMCPR(MOC 至 NEOC 期間)為 1.40，OLMCPR(NEOC 至 EOC 期間)為 1.41。CS1C26 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)、Inadvertent Startup of the HPCI Pump (HPCI)、Load Rejection with No Bypass(LRNB)、Turbine Trip with No Bypass(TTNB)，CS1C26 SPU RLA 報告確認 FWCFNB 分析結果可涵蓋 LRNB 及 TTNB 分析結果。

另 CS2C26 之 SLMCPR 為 1.10，BOC 至 NEOC 期間之最大 Δ CPR 為 Inadvertent Startup of the HPCI Pump (非預期之高壓注水啟動)所致之 0.23，NEOC 至 EOC 期間之最大 Δ CPR 為 Feedwater Controller Failure w/o Bypass (飼水控制失效)所致之 0.26。但 AREVA 公司考量保守度於 BOC 至 NEOC 期間之 Δ CPR 計算，因此 CS2C26 之 OLMCPR(BOC 至 NEOC 期間)為 1.36，OLMCPR(NEOC 至 EOC 期間)為 1.37。

CS2C26 之 OLMCPR 值較 CS1C26 SPU 之 OLMCPR 值略降低，可增加 MCPR 些許運轉彈性。

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 【KS】【CS】 | ● 飼水控制失效 |
| ● Control Rod Withdrawal Error | ● 控制棒誤抽出 |

Yes V No N/A

Comment：CS1C26 SPU 及 CS2C26 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 32-9172497-000(CS1C26 SPU Power dependent MCPRp Limits) 之 table 6-3 及 table 6-4 結果顯示，Feedwater Controller Failure with No Bypass (FWCFNB) 為本週期極限暫態事故，其中 CS1C26 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)、Inadvertent Startup of the HPCI Pump (HPCI)、Load Rejection with No Bypass(LRNB)、Turbine Trip with No Bypass(TTNB)。

CS1C26 SPU RLA 報告確認 FWCFNB 分析結果可涵蓋 LRNB 及 TTNB 分析結果，因此 CS2C26 MCPR 限值建立之暫態分析，只考慮 FWCFNB 及 HPCI 暫態事故分析，另審核計算書 32-9180656-000(CS2C26 Power dependent MCPRp Limits)，CS2C26 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)、Inadvertent Startup of the HPCI Pump (HPCI)。LRNB 及 TTNB 暫態事故已於 CS1C26 SPU 分析時，確認屬 non-limiting 暫態事故，因此 CS2C26 並未重做此兩個暫態分析項目，而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 V No N/A

Comment：查核計算書 32-9172496-000(CS1C26 SPU Flow dependent MCPRf limit)，

CS1C26 SPU 流量相關之臨界功率運轉限制值是由 Flow-run-out 暫態分析推演得到。

另查核計算書 32-9180655-000(CS2C26 Flow dependent MCPRf limit) , CS2C26 流量相關之臨界功率運轉限制值是由 Flow-run-out 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 32-9172498-000(CS1C26 SPU Power dependent LHGR multiplier) , LHGR 設計限值為燃料棒機械特性所決定，但 LHGRFACp 是由暫態分析求出，以得到在不同功率之 LHGRFACp 之限值。CS1C26 SPU 之單位線性熱功率限制值是經由暫態分析求出。

另查核計算書 32-9180657-000(CS2C26 Power dependent LHGR multiplier) , LHGR 設計限值為燃料棒機械特性所決定，但 LHGRFACp 是由暫態分析求出，以得到在不同功率之 LHGRFACp 之限值。CS2C26 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 32-9172493-000(CS1C26 SPU Power history verification) 及 32-9146264-001(CS1C26 SPU exposure dependent heatup analysis) , MAPLHGR 是由 LOCA/ECCS 分析所計算得到，屬於與週期無關(Cycle Independent)之分析項目。CS1C26 SPU 未重做 LOCA 分析。

另查對計算書 32-9180653-000(CS2C26 Power history verification) 及 32-9180652-000(CS2C26 exposure dependent heatup analysis) , MAPLHGR 是由 LOCA/ECCS 分析所計算得到，屬於與週期無關(Cycle Independent)之分析項目。CS2C26 未重做 LOCA 分析。

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 : 查核計算書 32-9135714-000(CS1C26 SPU Despositon of Events for Chinshan

SPU), AREVA 公司已針對 FSAR 第 15 章暫態項目進行審查, 並評估 SPU 運轉條件下非極限暫態事故(Non-limiting Events)之適用性進行評估, 並依下列三種情形進行暫態分析鑑別:

(1). 在功率/流量圖上某些區域可能為極限暫態事故(Limiting Events), 必須於 SPU 及之後的每一填換爐心週期進行分析。

(2). 被另一暫態事故涵蓋, 但有可能在 SPU 運轉條件下變成極限暫態事故, 必須在 SPU 週期分析以確認其是否仍為非極限暫態事故。

(3). 溫和(Benign)或非極限暫態事故, 毋須在 SPU 或之後的週期進行分析。

依 AREVA 公司評估結果顯示, CS1C26 SPU RLA 選擇之暫態分析項目為: Feedwater Controller Failure with No Bypass (FWCFNB)、Inadvertent Startup of the HPCI Pump (HPCI)、Load Rejection with No Bypass(LRNB)、Turbine Trip with No Bypass(TTNB), 並建立 MCPR 限值。並由 CS1C26 SPU RLA 報告確認 FWCFNB 分析結果可涵蓋 LRNB 及 TTNB 分析結果, 其它暫態分析項目均非極限暫態事故(Limiting Transients)或可被其它最嚴重的暫態事故分析結果涵蓋(Bounded by these analyses)。

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 32-9173607-000(CS1C26 SPU Stability analysis) 及 32-9177180-000(CS1C26 SPU Disposition of events), CS1C26 SPU Power-Flow 圖上, CS1C26 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。

另查對計算書 32-9183484-000(CS2C26 Stability analysis)及 32-9184763-000(CS2C26 Disposition of events), CS2C26 Power-Flow 圖上, CS2C26 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。

雖然 CS2C26 及 CS1C26 SPU 非穩定運轉限制區之衰變比值曲線(DR) 仍分別為 0.85 及 0.90, 但由於 CS2C26 有較高的爐心燃耗及較 bottom peak 軸向功率分佈, 且控制棒佈局及爐心流量與 CS1C26 SPU 週期亦不同, 因此 CS2C26 之非穩定運轉限制區較 CS1C26 SPU 非穩定運轉限制區範圍略增加。

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 32-9146264-001(CS1C26 SPU exposure dependent heatup analysis)之 table 2.1 結果，CS1R25 晶格(Lattice)設計之最高燃料護套溫度(PCT)為 2034°F，分析燃料值為 15000 MWD/MTU，晶格型式為 A10T-4351L-12GV25，CS1C26 SPU 週期之最高燃料護套溫度(PCT)為 2068°F。

另審查計算書 32-9180652-000(CS2C26 exposure dependent heatup analysis)之 table 2.1 結果，CS1R26 晶格(Lattice)設計之最高燃料護套溫度(PCT)為 2089°F，分析燃料值為 15,000 MWD/MTU，晶格型式為 A10T-4389L-13GV70，並考量 18°F之 Penalty 溫度，CS2C26 週期之最高燃料護套溫度(PCT)為 2107°F(2,089+18=2,107)。

CS1R26 燃料批次分成兩種型式批次：CS1R26 A10-4058B-14GV70 及 CS1R26 A10-4064B-13GV70，CS2C26 採用其中 8 束 A10-4058B-14GV70 型式新燃料，但並無使用 A10-4064B-13GV70 型式新燃料，同時 A10-4058B-14GV70 型式新燃料並不包括 A10T-4389L-13GV70 晶格。經 AREVA 公司澄清回覆，雖然 CS2C26 並無使用 A10-4064B-13GV70 型式新燃料，但 AREVA 公司進行 LOCA 分析之最高燃料護套溫度計算，是以該批次燃料中最保守的晶格(Lattice)設計 Penalty 溫度來計算，因此 CS2C26 週期之最高燃料護套溫度(PCT)為 2,107°F是一合理且保守的數值。

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 V No N/A

Comment：審查計算書 32-9172490-000(CS1C26 SPU ASME over-pressurization event analysis)計算結果，CS1C26 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。CS1C26 SPU MSIV Closure 暫態分析結果 Pr(Steam Line) = 1,245 psig、Pr(Vessel Dome) = 1,249 psig 及 Pr(Vessel Lower Plenum)=1276 psig，皆小於 1,375psig 之限值，符合限值可接受。

另審查計算書 32-9180650-000(CS2C26 ASME over-pressurization event analysis)計算結果，CS2C26 過壓保護暫態分析範圍僅包括 MSIV Closure，該項 ASME 過壓暫態分析結果皆小於 1,375psig 之限值。CS2C26 MSIV Closure 暫態分析結果 Pr(Steam Line) = 1,245 psig、Pr(Vessel Dome) = 1,249 psig 及 Pr(Vessel Lower Plenum)=1277 psig，皆小於 1,375 psig 之限值，符合限值可接受。TCV Closure 及 TSV Closure 暫態事故已於 CS1C26 SPU 分析時，確認屬 non-limiting 之過壓暫態分析事故，且 MSIV Closure 分析結果可涵蓋 TCV Closure 及 TSV Closure 分析結果，因此 CS2C26 並未重做此兩個項目。

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 32-9173501-000(CS1C26 SPU Control rod drop accident analysis) 計算結果，CS1C26 SPU 週期之控制棒掉棒事故分析燃料最大熱焓值為 214 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 182 根，符合小於 772 根之限值要求。

另審查計算書 32-9183529-000(CS2C26 Control rod drop accident analysis)計算結果，CS2C26 週期之控制棒掉棒事故分析燃料最大熱焓值為 237.4 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 455 根，符合小於 772 根之限值要求。

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：ujul10、XCOBRA：ufeb11/dapr11、XCOBRA-T：dmar11、SAFLIM2：uoct09、ACE：ACE/ATRIUM Rev 1,ANP-10249(P)(A)。

註：AREVA 公司已於去(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：經查核計算書 32-9180653-000(CS2C26 Power History Verification)，EXEM/BWR-2000 是 AREVA 公司 LOCA 分析的方法論而不是程式，RELAX：ufeb05，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

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 3 套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(Work Station)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 CS1CS26 SPU 及 CS2C26 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三台個人電腦，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三台個人電腦中，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 公司說明界功率關係式 ACE correlation 後續修正方法論之美國核管會(NRC)審查狀態及進度。

【答】: AREVA 公司於 8 月 3 日(五)安排拜會負責 ACE correlation 後續修正方法論申照案之工程師 Michael Bunker，Michael Bunker 表示 AREVA 公司已經針對 ACE correlation 中具有疑慮的 K-factor model 進行修正，相關專題報告亦已於去(2011)年 12 月向美國核管會(NRC)提出申請，而 NRC 於今年(101 年)初曾回覆，會在年底前提出 RAI (Request Additional Information)，因此 AREVA 公司將在拿到 RAI 之後做出回應，預估可於今年底完成。

5. 請 AREVA 公司介紹核一廠除役對爐心設計衝擊。

【答】：本公司核一廠兩部機組將陸續於 107 及 108 年除役，以往多週期的常態性爐心設計勢必不適用於最後一個週期，故本次審查任務工作亦了解除役對核一廠爐心設計所造成之衝擊。唯 AREVA 公司中子設計小組資深工程師 Dang 說明由於核一廠除役對爐心設計衝擊之議題可能涉及商業費用支付，因此未與本次審查團隊成員進一步討論此議題。

6. 請 AREVA 公司介紹核電廠新燃料窖臨界分析方法論。

【答】：AREVA 公司於 8 月 3 日(五)安排與 Fowels R Edward、Dang 及 Eral Riley 討論本項議題。原先本公司預送 AREVA 公司討論議題為「核電廠燃料池臨界分析方法論」，但由於核一廠燃料池臨界分析方法並非由 AREVA 公司所執行，因此未就核一廠燃料池臨界分析議題進行討論。由於將來核一廠採用的新燃料濃縮度可能變高，且燃料批次採購數量可能會超過 130 束，但核一廠新燃料窖臨界分析報告附件 A 有關新燃料濃縮度要求之敘述易生誤解，可能衍生新燃料窖貯放新燃料之更多限制，經與 AREVA 公司人員討論核一廠新燃料窖臨界分析(Criticality Analysis of New Fuel Vault)後，AREVA 公司表示若新燃料窖有必要使用 130 格時，可進一步來函本公司澄清。唯考量將來核一廠可能採用兩階段燃料檢查及先期少量新燃料束下水貯放之方式，未來新燃料窖使用 130 格位置機會不大，因此並未進一步要求 AREVA 公司來函澄清。

7. 請 AREVA 公司介紹分裂能量配置比率(Energy deposition fraction)之決定。

【答】：分裂能量配置比率之計算如同報告「EMF-1833(P) Revision 5, MICROBURN-B2 Steady State BWR Core Physics Method」的 5.2 節及 5.13 節所述，主要是根據 lattice exposure、moderator density 及 spectral history 而決定。

8. 請 AREVA 公司介紹熱平衡計算模式及燃料棒燃耗計算模式所採用之方法論。

【答】：AREVA 公司工程師 Dang Patchana 表示，該公司是以核研所苑穎瑞博士提供之數據執行 benchmark 計算，進而建立 MB-2 程式所需之熱平衡計算模式，相關計算書可見「32-9147235-001, Chinshan Unit 1 Cycle 26 Stretch Power Uprate (SPU) Heat Balance Analysis」。MB-2 程式在執行 rod (pin) exposure 計算時，不論是全長棒(FLFR，25 個節點)或半長棒(PLFR，16

個節點)，一律皆以 25 個節點當作計算基礎，然後再對該根燃料棒所有節點的 exposure 進行積分及加權計算，進而得到各燃料棒的 rod exposure。

9. 請 AREVA 公司介紹 CS2C26 SPU 慢速暫態安全分析(RWE, SBLC, RFRO, LFWH)。

【答】：AREVA 公司工程師 Dang Patchana 表示，雖然核一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，故無須變更任何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「RWE: 32-9173627-000, Chinshan Cycle Independent Control Rod Withdrawal Error Analysis for Revised SPU Operation」、「SBLC: EMF-2000(P) Guideline 4.3 Revision 6, Guidelines for BWR Neutronics Analysis Evaluation of the Standby Liquid Control System」、「RFRO: 32-9173624-000, Chinshan Cycle Independent LHGRFACf and Flow Run-up Analysis for Revised SPU Operation」及「LFWH: 32-9173625-000, Chinshan Cycle Independent Loss of Feedwater Heating Analysis for Revised SPU Operation」。

10. 本公司針對 CS2C26 初步填換爐心安全分析報告(RLA)審查意見之 AREVA 公司答覆說明。

【答】：已根據本公司針對 CS2C26 Preliminary RLA(ANP-3111 (P) Preliminary Rev0)21 項審查意見提出書面回覆，並進行相關討論。

11. AREVA 公司另安排參觀核燃料製造廠行程。

【答】：本項行程非屬預先通知 AREVA 公司之計劃內行程，本次審查團隊於抵達 AREVA 公司後臨時向負責本公司核一、二廠燃料合約執行之專案經理 FOLLETT Robert 詢問可否安排參訪燃料製造工廠行程，並獲 AREVA 公司同意，在此感謝 AREVA 公司的安排。本次參訪行程於 8 月 2 日(四)下午由 FOLLETT Robert 帶領進行，由於 Bob Follett 先前任職於工廠，故對工廠的生產動線與工作人員都非常熟稔。本次一共參訪三個地方，包括鈾轉化廠、燃料製造廠以及零件加工廠。簡介如下：

- i. 鈾轉化廠：AREVA 公司的鈾轉化廠有兩種，分別為濕式轉化廠及乾式轉化廠。濕式轉化廠利用化學藥劑將 utility 買到的鈾料溶解，再轉化為適合用來

燒結為燃料丸的粉狀型式，而乾式轉化則不需經過溶解的步驟。雖然乾式轉化的效率較高，但由於乾式轉化受限於轉化前鈾料型式，故濕式轉化仍是必要的。

- ii. 燃料製造廠：燃料製造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，故十分重視燃料裝填的部份及燃料裝填完畢後的檢測部份。燃料裝填時，只有通過考核的工作人員才可以進入裝填燃料所處的紅線區(地上會有紅線圍繞)，常人不得進入。而裝填完畢的檢測用 **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束軸向的濃縮度，藉以驗證燃料軸向裝填的正確性。燃料製造廠整體環境清潔明亮，材料、器具也都陳列整齊。除了紅線管制，地上還繪有開門區、警戒區(黃線)等標示，管理良好。
- iii. 燃料組件加工廠：燃料束中某些特殊零件是在別處製造後送到 **AREVA** 公司加工，如燃料束底座、碎片濾網等。送過來的零件於此處拋光、琢磨，可以看到加工前與加工後之清楚差異。

其它稽查訪談重點摘要

1. What is the acceptable Gd residual at EOC? Do AREVA check the number density of Gd-155 and Gd-157 at EOC for each node? Are there acceptable number densities for Gd-155 and Gd-157 at EOC?

【答】：理論上，Gd 在 EOC 時的殘留量不可能降為 0，因此只能要求 Gd 在 EOC 時的殘留量盡可能地低。在 EOC 時，AREVA 公司並不會去檢視 Gd-155 及 Gd-157 於每個節點的 number density。由於 Gd 根數及濃縮度均會影響 Gd-155 及 Gd-157 於 BOC 時的 number density，故無法以一定值來當作 EOC 時的可接受 number density，而須藉由一約略的 number density 減少幅度(大約減少 100~1000 倍)，來判讀 Gd-155 及 Gd-157 於 EOC 時的 number density 是否已達到可接受的範圍之內。舉例來說，若 BOC 時的 number density 為 1015，則 EOC 時的可接受 number density 應為 1013~1012。

2. The U-235 enrichment limitations from shipping container SER are applied to the fuel rod in each lattice or the fuel rod (average) in the assembly? For example, if the limitation is 3.0% for the corner rod, it means the U-235 enrichment of each corner rod in the lattice should be less than 3.0% or the axial average U-235 enrichment of each corner rod in the fuel assembly should be less than 3.0%? Same problem for Gd.

【答】：AREVA 公司工程師 Dang Patchana 表示，U-235 enrichment limitations 是各 lattice 中的每根 rod 所應遵守的。相同地，關於 Gd 的相關限制，也是各 lattice 中的每根 rod 所必須遵守的。

3. What is the loss coefficient for water rod? Is there any calculation notebook or procedure about the water rod loss coefficient?

【答】：AREVA 公司工程師 Dang Patchana 表示，在使用 MB-2 程式執行爐心模擬分析計算時，水棒與 leakage path 的 path1 是 lump 在一起的，故水棒本身沒有個別的 loss coefficient，因此亦無相關的計算書或程序書可供參考。

4. Is the manufacturing uncertainty 0.0038 in the document (51-9090425-001, Recommendation of Additional Standby Liquid Control System Methodology for Kuosheng and Chinshan) the same as the minimum shutdown margin in TECH SPEC?

【答】：該份文件裡所記載之屬於 manufacturing 的 $k\text{-factor} \times \sigma$ 值為 0.0038，此一數值是與 TECH SPEC 裡所規定的最小 SDM 一樣。

5. Please introduce the reload core design of last cycle for decommission.

【答】：AREVA 公司工程師 Dang Patchana 在閒聊時表示，為了因應核一廠除役，最後週期的爐心佈局設計方式不能像以往週期一樣，最具經濟效益的作法是盡可能將最後週期所具有的能量予以使用，亦即盡量將舊燃料剩餘的能量用掉。因此，在設計最後週期的爐心佈局時，須先盡量將一次燃耗燃料往爐心內部擺放，如此可使新燃料的鈾濃縮度大幅降低，連帶地也減少燃料成本，然後再藉由新燃料組成的調整，而使爐心佈局設計符合要求。但本公司必須考量後端處理費用增加等相關經濟效益分析後才能決定核一廠除役前爐心燃料設計的策略。

6. What is your way to deal with the new regulation of SFP criticality analysis that will be issued by NRC in the third quarter of this year, especially regarding to the depletion uncertainty?

【答】：NRC 預定於第 3 季發行的新版法規尚未出爐，故目前無任何因應。AREVA 公司表示截至目前為止，根據 NRC 目前的 guidance (DSS-ISG-2010-01)，以前已做過該分析的運轉中電廠無須重做，如核一、二廠之用過燃料池臨界分析應該不必重做，不過，尚未興建之用過燃料池則須做分析。

7. What is the analysis tool and version that your company uses for the SFP criticality analysis?

【答】：AREVA 公司使用 KENO V.a 來進行 SFP 臨界安全分析。

8. Is the energy deposition fraction calculated by CASMO-4? How to use in MB-2?

【答】：AREVA 公司工程師 Dang Patchana 表示，分裂能量配置比率是由 CASMO-4 程式計算而得，並儲存於中子截面資料庫之內。MB-2 程式會依 lattice

exposure、moderator density 及 spectral history 等等參數來擷取相對應的數據，關於其中細節，則須詢問程式撰寫者才能得知。

9. According to the calculation method of rod exposure used by AREVA, is the exposure limit only used for full length rod? What is the reason? Is there any calculation notebook or procedure?

【答】：AREVA 公司工程師 Dang Patchana 表示，exposure limit 只適用於全長棒 (FLFR)，半長棒(PLFR)的 rod exposure 並不列入考慮。AREVA 公司提出的理由是，半長棒與全長棒在軸向位置的 pellet exposures 相似，所以他們規定半長棒不得使用高於同一 lattice 中的全長棒 pellet enrichment，藉以避免半長棒的 pellet exposures 比全長棒高出太多，相關作法已於數年前送交 NRC 審核通過，且相關文件亦以 mail 寄送給本公司參考，因此半長棒可不受 exposure limit 規範。

四、審查期間重要討論會摘要

控制棒掉棒事故分析(Control Rod Drop Accident, CRDA)方法論討論會

CRDA 討論會摘要 (2012 年 7 月 31 日)：

1. 當發生控制棒掉棒事件(CRDA)，發生掉棒事件之爐心局部周圍燃料皆可能受其反應度增加影響，而影響距離可能涵蓋掉棒位置外 2~3 束燃料束範圍。因此相同的掉棒本領值(worth)未必會導致相同數量的燃料棒破損，除非是具有相同的局部功率分佈。
2. AREVA 公司在 CRDA 分析做法上不個別搜尋每根破損燃料棒，但保守考量可疑的燃料束，並估算爐心內發生破損燃料棒數量是否小於 FSAR 規定之 770 根。如果 1 束燃料內只要有 1 根或數根燃料棒之熱焓超出其 threshold(170cal/kg)，則視同整束燃料破損，若疑似受損燃料棒數量小於 770 根，則不會再詳加計算，並保守以此數值作為分析結果，因此破損燃料棒數量都是 91 的倍數(每束 ATRIUM-10 燃料有 91 根燃料棒)。這也是為何 CS1C26 SPU 之 CRDA 分析結果顯示有 182 根燃料 MED 超過 170cal/g，而 CS2C26 之 CRDA 分析結果顯示有 455 根燃料 MED 超過 170cal/g
3. 如果疑似受損燃料棒數量大於 770 根，AREVA 公司將進一步細算每一束燃料內實際可能受損燃料棒數量，則破損燃料棒數量未必是 91 的倍數。
4. AREVA 公司 CRDA 分析計算原則：
 - (1). 燃料棒之最大熱焓(MED)不可超過 280 cal/kg
 - (2). 若燃料棒之最大熱焓(MED)超過 170 cal/kg，則計算有多少數量燃料棒之 MED 超過 280 cal/kg。如果 1 束燃料內只要有 1 根燃料棒之 MED 超過 170cal/kg，則視同整束燃料破損。
 - (3). 若 N 束燃料破損，則 91*N 燃料棒破損，且不可超過 770 根燃料棒破損。
 - (4). 若燃料棒破損超過 770 根，則 AREVA 公司再依下列原則進行
 - (A)、 進行 Pin Power Reconstruction 計算
 - (B)、 調整控制棒棒序
 - (C)、 進行廠外輻射劑量分析，不可超出廠外劑量值規定值

經查詢計算書 32-9173501-000(CS1C26 SPU CRDA)及 32-9183529-000(CS2C26 CRDA)，CS1C26 SPU 及 CS2C26 控制棒掉棒事故重分析結果如下：

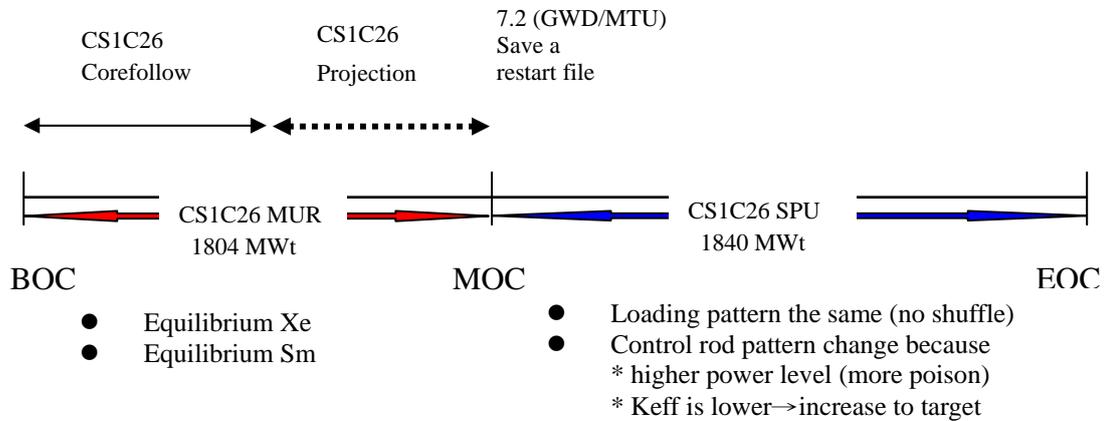
計算書 32-9173501-000 (CS1C26 SPU CRDA)	
發生最嚴重控制棒掉棒事故之燃耗值在 7,220 MWD/MTU，控制棒位置為 10-23， B Sequence	
MED (cal/g)	224 cal/g
The number of failed fuel assemblies	2
The max number of failed rods in this case	2*91=182 rods

計算書 32-9183529-000(CS2C26 CRDA)	
發生最嚴重控制棒掉棒事故之燃耗值在 7,480 MWD/MTU，控制棒位置為 10-23， A Sequence	
MED (cal/g)	237.4
The number of failed fuel assemblies	5
The max number of failed rods in this case	455

以上 CS1C26 SPU CRDA 及 CS2C26 CRDA 分析結果符合 FSAR 要求。

CS1C26 SPU 爐心佈局分析設計討論會

討論會摘要 (2012 年 8 月 2 日) :



CS1C26 為本公司核能機組首次執行之第一個中幅度功率提昇計劃(Stretch Power Uprate,以下簡稱 SPU,)，該週期計劃於運轉週期中(週期燃耗由 7,220 MWD/MTU ~EOC) 進行 SPU 功率提昇，爐心功率預定由目前額定熱功率 1,804 MWt 提升至 1,840 MWt。

AREVA 公司在進行 CS1C26 爐心佈局設計時已考量該週期 SPU 功率提昇所需週期能量，該週期初期爐心額定熱功率為 1,804 MWt，運轉週期中後爐心額定熱功率將提昇為 1,840 MWt。AREVA 公司在 CS1C26 SPU 階段相關分析，AREVA 公司中子設計小組人員先進行爐心追隨(Corefollow)及預測(Projection)計算，產生 CS1C26 SPU 分析所需之中子計算再起動檔(Restart file)，並重新分析該週期 SPU 適用之填換爐心安全分析報告、爐心運轉限值報告與可用性評估報告。

由於 SPU 運轉條件與先前不同(爐心額定熱功率已提昇，SPU 後之 Keff 將略降低)，但功率提昇後之 OLMCPR、Hot and Cold Target K 皆與提升功率前(MUR)相同，三個熱限值餘裕仍符合 TPC 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。但額定功率提升後，因產生較多的毒物而導致 K 值降低，為了將 K 值提高至目標 K 值，AREVA 公司需另重新分析 CS1C26 SPU 運轉所需之爐心流量及控制棒佈局等，調整控制棒佈局以符合目標 K 值，並確認爐心重要參數(包括停機餘裕(SDM)、SBLC 停機餘裕、熱過剩反應度等(HER))符合要求，並重新修訂爐心設計報告(Fuel Cycle Design Report)、爐心測系統輸入檔(POWERPLEX-III Input)及起動報告(Startup and Operations Report)予本公司使用。

CS2C26 Inadvertent Startup of the HPCI Pump Analyses 討論會

討論會摘要 (2012 年 8 月 2 日) :

過去因核一廠 HPCI 僅注入兩條飼水管線其中一條，從 CS2C21 開始，HPCI 分析就假設會造成注入流量及爐心入口熱焓為不對稱，因此注入爐心時無法證明已混合均勻。為此，過去 HPCI 暫態分析均採用流量外加保守度 15%之假設，分析流量為額定流量 $110\% \times 1.15 = 127\%$ 之流量。但過去飼水流量與飼水溫度曲線均採用通用數值，因此分析結果仍可接受。

近期因核一廠飼水流量量測系統由文氏管更新成超音波流量計，因此核一廠重新收集飼水流量與飼水溫度曲線，並提供給 AREVA 公司進行相關分析。AREVA 公司按以往分析模式進行 HPCI 未預期注入分析，結果顯示暫態 Δ CPR 將會大幅增加，可能對電廠營運造成影響。

但採用 15%負面影響為極保守假設，AREVA 公司考量此 15%之分析條件有檢討空間，因此以 CFD 程式(Computational Fluid Dynamic)模擬 HPCI 未預期注入爐心之爐水混合狀況，結果證明 HPCI 注入一段時間後(約 100 秒)爐心底部之水就會混合均勻。因此調整 HPCI 流量以 CONTRANSA2 找出同一分析時間之爐心入口之爐水次冷度，結果發現當 HPCI 流量到達 118%時(由比較 T=0 至 T=100 秒之 CFD 計算爐心入口溫度差得到)，兩程式之分析結果是相近的，因此決定應加入之 HPCI 未預期注入爐心之分析保守度應為 7%。(分析流量為額定流量 $110\% \times 1.07 = 118\%$ 之流量)

審查結果：本次在 AREVA 審查下列計算書，並未發現任何計算錯誤之處。

1. 32-9184320-000 (CFD Evaluation of Inadvertent initiation of HPCI for Chinshan)
2. 32-9184869-000 (Chinshan Analysis to Generate Boundary Conditions for CFD Calculations)
3. 32-9184920-000 (Chinshan Unit 2 Cycle 26 Inadvertent Startup of the HPCI Pump Analysis (Lower Power))

ATRIUM-10 燃料束進行 SPU 功率提升之機械設計報告問題澄清

討論會摘要 (2012 年 8 月 3 日) :

基於前次協請 AREVA 公司答覆原能會有關 ATRIUM-10 燃料束進行 SPU 功率提升之機械設計報告(ANP-2963P Rev 2)之審查問題時，AREVA 公司答覆說明如下：

為驗證 ATRIUM-10 燃料機械設計性能可適用於核一廠中幅度功率提昇(SPU)運轉條件，AREVA 公司每一次機械設計報告均需針對新燃料進行分析，在本項機械設計報告(ANP-2963P Rev 2)中，AREVA 公司針對核一廠中幅度功率提昇運轉狀態，更新燃料棒過去運轉功率資訊，並採用更通則性的中子吸收燃料棒(Neutron Absorber Fuel, NAF)過去運轉功率資訊進行燃料棒計算分析，以涵蓋未來週期運轉情形。

Gd 燃料棒過去運轉功率資訊是由二氧化鈾(UO₂)過去運轉功率資訊乘上一倍增因子(或稱為 gad Ratios)所得到。在機械設計報告(ANP-2852P Rev 1)中，採用週期特定(Cycle Specific)的 gad Ratios 進行分析，並確認每週期分析結果之有效性，但為了維持穩定的分析，AREVA 公司採用一些通則性的 gad Ratios 進行分析。最大的 gad Ratios 隨著燃耗值改變，但最大的通則性 gad Ratios 採用 0.96，在機械設計報告(ANP-2852P Rev 1)中，最大的 gad Ratios 為 0.924。

gad Ratios 是直接正比於燃料棒功率，因此在燃料棒疲勞(Fatigue)分析時，較高的 gad Ratios 將導致較高的功率及暫態時之護套應力。AREVA 公司中子設計部門每週期爐心設計時皆進行確認 gad Ratios 限值可被符合。

本次審查團隊請 AREVA 公司中子設計小組工程師 Dang 澄清何為 gad Ratios? AREVA 公司如何確認每週期爐心設計可符合 gad Ratios 限值?

每一束 ATRIUM-10 燃料中共有 91 根燃料棒，其中有些是 UO₂ 燃料棒，有些是 UO₂+Gd₂O₃ 所組成之燃料棒。

一般而言，Rod Power (UO₂)出力大於 Rod Power (UO₂+Gd₂O₃)。

gad Ratios 定義為：Lattice 最大的 Rod Power (UO₂+Gd₂O₃)/ Rod Power (UO₂)

在本次燃料機械設計性能分析時，AREVA 公司設定最大的通則性 gad Ratios 採用 0.96，也就是在爐心週期，gad Ratios 最大不能超過 0.96。若 gad Ratios 大於 0.96，則要降低 Rod Power (UO₂+Gd₂O₃)的出力。

由於較高的 gad Ratios 將導致較高的功率及暫態時之護套應力，AREVA 公司在每次多週期分析(Multi-Cycle Fuel Management Analysis)時，即進行確認週期爐心設計可符合 gad Ratio 限值要求。

五、審查後會議摘要

1. 審查後會議參加人員除本公司張文彬主管、黃裕龍及核能研究所工程師黃耀南、舒小恩外，AREVA 公司亦由負責本公司核一廠爐心設計及安全分析專案人員參加。會議由張文彬主管代表本次審查團隊感謝 AREVA 公司的安排及協助，詳附件 1 審查後會議英文準備稿，並由本公司黃裕龍提出本次審查的發現及建議事項，詳如附件 2(Reload design audit for CS1C26 and CS2C26)。
2. 本次審查團隊人員共提出四項建議事項供 AREVA 公司參考及檢討修正：
 - 一、 本公司審查團隊執行審查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時，發現 AREVA 公司中子物理小組工程師 Peng Wang 已不負責核一廠填換爐心設計相關分析工作，並由一位新進工程師 Garrett Grove 加入替代，AREVA 公司在 Traingin /Qualification 記錄表上登錄 Garrett Grove 完成" EMF-2034 Rev.5 "neutronics Richland Design and Analysis Training Requirements " 訓練內容之 3.2.2(c,d,e)、3.2.3(f)及 3.2.7(d)項目。

唯查核計算書 32-9183529-000(CS2C26 Control Rod Drop Accident Analysis)，發現 Garrett Grove 為該項分析作業之執行者。依 AREVA 公司規定，若未完成 EMF-2034 Rev.5 "neutronics Richland Design and Analysis Training Requirements 訓練內容之 3.2.4(d)項者，不能執行 Control Rod Drop Accident Analysis。經本審查團隊提出疑問後，AREVA 公司另外提供 Garrett Grove 之訓練記錄，確認該員已完成所需之訓練，符合廠家內部之資格要求。

本公司於執行本次審查任務前，已要求 AREVA 公司預先準備 CS1C26 SPU 及 CS2C26 填換爐心設計人員及相關訓練紀錄，唯 AREVA 公司提供之 Traingin /Qualification 記錄並非是最新版本，因此於審查後會議建議 AREVA 公司應提供最新版之 Traingin /Qualification 記錄予審查人員查核，以確認計算書執行人員之資格。
 - 二、 CS1C26 SPU 及 CS2C26 填換爐心設計分析部份計算書係依據 AREVA 公司中子設計分析指引 2.2 修訂第 5 版(neutronics guideline 2.2 revision 5) 內容執行，唯發現該中子設計分析指引針對臨界熱功率關係式部份只敘述 SPCB 及 ANFB 關係式，但本公司核一廠及核二廠已採用該公司臨界熱功率關係式 ACE Correlation 進行 CPR 計算，顯然該中子設計分析指引與本

公司填換爐心設計分析現況有不一致之處。因此本次爐心設計審查團隊建議 AREVA 公司該項中子設計分析指引應納入臨界熱功率關係式 ACE Correlation，以符合目前使用現況。

三、本次爐心設計審查過程中稽查計算書 32-9172536-000(CS1C26 SPU Fuel Cycle Design)及 32-9182059-000(CS2C26 Fuel Cycle Design)時，發現上述計算書 Summary 表格 2.1、6.7 及 6.8 列出填換爐心佈局設計重要參數(包括停機餘裕、週期 R 值、SBLC 停機餘裕、熱過剩反應度、最小 MAPLHGR 餘裕、最小 LHGR 餘裕及最小 CPR 餘裕等)，但並無列出 peak rod 燃耗、peak assembly 燃耗、爐心最大徑向因子及 P-Pcs 參數值。因此建議 AREVA 公司應明確在上述計算書 Summary 表格列入上述四項參數，供計算書審查人員直接查核是否依據爐心設計執照分析使用之分析計畫 (Licensing Analysis Work Plan) 所要求之爐心設計參數限值。同時也建議 AREVA 公司可以在爐心設計報告 (Fuel Cycle Design Report) 及起動報告(Startup and Operations Report)中詳列出上述四項參數。

四、目前核一廠採用之熱水力分析報告最新版次為 Chinshan Hydraulic characteristics for ATRIUM-10 Fuel in MB-2(51-9145119-000)，唯在執行 CS1C26 SPU 及 CS2C26 爐心設計之熱水力輸入檔 (hsc.cs1c26.step.mur、hsc.cs1c26.step.spu 及 hsc.cs2c26.step)參數查核時，發現部份熱水力輸入檔參數與 AREVA 公司提供之熱水力分析報告文件有不一致之處。經詢問 AREVA 公司負責工程師並告知應引用 Chinshan Hydraulic characteristics for ATRIUM-10 Fuel in MB-2(51-9145119-000)查核，才確認 CS1C26 SPU 及 CS2C26 爐心設計之熱水力輸入檔 (hsc.cs1c26.step.mur、hsc.cs1c26.step.spu 及 hsc.cs2c26.step)參數。本次爐心設計審查團隊認為：目前 AREVA 公司提供本公司核一廠熱水力分析報告名稱並無載明那個爐心週期或燃料批次週期適用。建議 AREVA 公司將來應比照核二廠熱水力分析報告作法，清楚載明該項報告應用之爐心週期或燃料批次週期，俾本公司人員可以清楚直接知道該項報告適用週期之改變，避免衍生不易察覺報告內容改變之困擾。

3. 針對本公司提出上述四項建議，AREVA 公司已提出 Engineering Condition Issue Evaluation (2012-6111-FA)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 CS1C26 SPU 及 CS2C26 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 CS1C26 SPU 及 CS2C26 之填換爐心設計可接受。另外針對本公司所關心的 11 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. AREVA 公司在執行每個週期的填換爐心設計及安全分析之計算書時，均須進行大量的分析及計算，因此他們負責執行的工程師針對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，並判讀結果。這樣的作法，除了可節省大量的人力工時外，更可避免因人為疏失而得到錯誤結果。但在對分析及計算施行 SOP 及自動化的同時，AREVA 公司每份計算書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，並由每份計算負責人員提出澄清答覆且經審核同意，以確保每份計算書的品質及正確性。
2. 本次赴 AREVA 稽查發現 CRWE 分析報告係由進 AREVA 公司不到一年之新進人員在資深人員指導下負責製作，其作法亦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，數個月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。
3. 目前本公司核一、二、三廠六部機組已於 98 年底前陸續完成小幅度功率提昇(MUR)計畫，每年額外增加的發電量不但減少二氧化碳排放，同時也節省替代發電燃料成本，對公司營收增益不少。目前核一、二廠亦陸續推動中幅度功率提昇(SPU)計劃，核一廠 1 號機週期 26 預定於運轉週期中進行 SPU 功率提昇，2 號機亦規

劃於週期 26 初即進行 SPU 功率提昇，屆時對於溫室氣體減量、減少替代性能源使用以及節省本公司燃料成本支出會具有更顯著的效益，同時對國內電力供應穩定度亦將有極大貢獻。

4. 本次出國審查任務承蒙公司內長官們支持及給予增廣見聞的機會，同時也要感謝 AREVA 公司的協助及配合，讓這次的工作得以順利完成。尤其目前公司面臨巨額虧損，電價調漲政策亦無法順利執行，導致公司的營運面臨嚴峻的考驗及挑戰，另 311 福島事件後國內核能發電的氛圍亦相當的嚴峻。除了期許自己配合公司政策發展，工作上做好維持機組運轉安全及穩定運轉外，並協助推動核能安全強化措施。

三、建議

1. 本次赴 AREVA 公司執行爐心設計審查任務，發現需花費相當多時間(約 4~5 天以上)抽驗查核 AREVA 公司之相關填換爐心設計分析計算書、填換爐心設計指引、作業程序書等，並逐項審查及完成『台電沸水式反應器爐心設計審查指引』查核表，幾乎稽查時間都耗費在查核相關計算書內容及討論釐清稽查期間所發現之問題，扣除討論會時間，幾乎沒有額外時間與 AREVA 公司人員詳細討論各項分析的做法。

經與 AREVA 公司安全分析小組負責主管 Sean 討論，並與 AREVA 台灣分公司總經理 Amanda Wang 確認，部份填換爐心設計分析計算書可以在台灣分公司辦公室查閱。建議要赴美國執行審查任務前，本公司稽查人員可事先請 AREVA 公司提供可在台灣分公司辦公室查閱之相關填換爐心設計分析計算書、填換爐心設計指引、作業程序書等清單資訊，在稽查前可先至 AREVA 台灣分公司查閱計算書(因為 AREVA 公司不准文件攜出或 COPY)，並找出相關問題，到美國後可有較充裕的時間，挑選某些特定的議題及核心技術進行深入性的探討及學習，相信這樣的作法應能使審查任務收到更大的成效，學習更多專業知識，同時也可就審查任務規畫、審查重點方向及工作分配預作準備。

2. 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 AREVA 公司期間，審查計算書或專案報告時

遇有疑問可互相討論。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，建議公司應考慮並規劃由「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。

3. 核一廠兩部機規劃於 107、108 年陸續除役，核一廠除役前最後幾個週期爐心佈局設計策略關係到使用的新燃料經濟效益、乾式貯存及後端處理的費用。由於因應除役前最後幾個週期爐心燃料佈局設計之經驗相當稀少，一般而言，機組除役前最後幾個週期爐心核燃料很多濃縮鈾可能未充份利用，進行除役前最後幾個週期爐心佈局設計分析時，理論上從「降低新燃料濃縮度/增加新燃料數量」或「增加新燃料濃縮度/減少新燃料數量」角度進行周全的考量，可獲得爐心填換策略及燃料成本較有利的選擇。必要時，可考慮機組遞減運轉(Coast Down)策略，以獲得節省新燃料束數量及後端處理上的經濟效益，這也是一項除役前週期爐心佈局設計策略的思維方向。

1. Our Appreciation

- Arrangement of this audit (office accommodations, transportation, activities for both business and social, etc.)
 - Working environment (computer access and refreshments, etc...)
 - Specific discussions of CRDA, CFD analysis, and plant Tours including questions and answering, etc...
 - Our special thanks to Bob, Sean, and Dang
2. First, we appreciate your kindly help for this audit. Without your help, we can not get such positive result.
3. Now, I'll invite my colleagues to say something about this audit (including their suggestions).

2012 Audit Suggestions by Anderson

4. During the audit, the questions or comments from TPC are solved.
5. Most of the CS1C26 SPU & CS2C26 calculation notebooks are reviewed. There are no finding, however, there are some suggestions made by my colleagues. These suggestions are for the purpose of improving the readability of the reports and the notebooks. There is no impact on the analysis results.

General Conclusion

We do not find any problem with the CS1C26 SPU & CS2C26 reload licensing analyses (neutronics and safety).

Thank you very much for making this audit successful.

附件 2

Reload design audit for CS1C26 and CS2C26 in 2012 8/7/2012

No findings but Suggestions for this audit.

1. We reviewed the Training/Qualification record and found that the record is not the latest.

Suggestion : We would like to see the latest Training/Qualification records to verify the qualification requirements for individual performing design and analysis work.

2. In calculation notes of CS1C26 fuel cycle design for SPU program (32-9172536-000) and CS2C26 fuel cycle design (32-9182059-000), the summary (table 2.1, table 6.7 and table 6.8) listed the key results. But they did not show the peak assembly exposure, peak rod exposure, radial peaking factor and P-Pcs value.

Suggestion : We suggest that AREVA could also list peak assembly exposure, peak rod exposure, radial peaking factor and P-Pcs value in these tables, which could be consistent with the reload design assumption requirements in the Licensing Analysis Work Plan. So the reviewers or auditors can check/review these parameters directly in the tables. And we also would like to see above parameters to be listed in fuel cycle design report and startup operation report.

3. In section 6.1 of neutronics guideline 2.2 revision 5, it discussed the development of simulator hydraulic model. But in this section, it just only mentioned AREVA current CPR correlation are SPCB and ANFB in MB-2 calculation.

Suggestion : Because CS and KS NPP used ACE CPR correlation, we suggest that it would be better to add the discussion of ACE CPR correlation in this section.

4. The CS latest hydraulic information record document (51-9145119-000) is the "CS Hydraulic characteristics for ATRIUM-10 Fuel in MB-2". The name for this hydraulic information record document did not refer to fuel cycle number or cycle batch number. So it is easy to ignore the changes of hydraulic information record for us.

Suggestion : The hydraulic characteristics information records should clearly mark the fuel cycle number or cycle batch number, as the same as the document of KS hydraulic characteristics information records