

99-5072-9

### 出國報告審核表

出國報告名稱：核能二廠一號機週期二十二填換爐心設計審查		
出國人姓名(2人以上,以1人為代表)	職稱	服務單位
李榮達	十一等核能工程監	台灣電力公司核能發電處
出國類別	<input type="checkbox"/> 考察 <input type="checkbox"/> 進修 <input type="checkbox"/> 研究 <input type="checkbox"/> 實習 <input checked="" type="checkbox"/> 其他 洽公 (例如國際會議、國際比賽、業務接洽等)	
出國期間：99年06月22日至99年07月05日		報告繳交日期：99年8月17日
出國計畫主辦機關審核意見	<input checked="" type="checkbox"/> 1.依限繳交出國報告 <input checked="" type="checkbox"/> 2.格式完整(本文必須具備「目地」、「過程」、「心得」、「建議事項」) <input checked="" type="checkbox"/> 3.無抄襲相關出國報告 <input checked="" type="checkbox"/> 4.內容充實完備. <input checked="" type="checkbox"/> 5.建議具參考價值 <input checked="" type="checkbox"/> 6.送本機關參考或研辦 <u>建議事項擬送請核安處、人資處參考</u> <input type="checkbox"/> 7.送上級機關參考 <input type="checkbox"/> 8.退回補正，原因： <input type="checkbox"/> 不符原核定出國計畫 <input type="checkbox"/> 以外文撰寫或僅以所蒐集外文資料為內容 <input type="checkbox"/> 內容空洞簡略未涵蓋規定要項 <input type="checkbox"/> 抄襲相關出國報告之全部或部分內容 <input type="checkbox"/> 電子檔案未依格式辦理 <input type="checkbox"/> 未於資訊網登錄提要資料及傳送出國報告電子檔 <input type="checkbox"/> 9.本報告除上傳至出國報告資訊網外，將採行之公開發表： <input type="checkbox"/> 辦理本機關出國報告座談會(說明會)，與同仁進行知識分享。 <input type="checkbox"/> 於本機關業務會報提出報告 <input type="checkbox"/> 其他 _____ <input type="checkbox"/> 10.其他處理意見及方式：	

核能發電處副處長  
 99.8.20  
 劉明哲

**說明：**

- 一、各機關可依需要自行增列審核項目內容，出國報告審核完畢本表請自行保存。
- 二、審核作業應儘速完成，以不影響出國人員上傳出國報告至「政府出版資料回應網公務出國報告專區」為原則。

報告人	 99.8.17 李榮達	審核人	 99.8.18 吳正璽	單位主管	 99.8.19 王德軍	主管處主管	 99.8.23 李文華	總經理	 99.8.20 劉明哲	副總經理	 徐永俊
-----	--------------------	-----	--------------------	------	--------------------	-------	--------------------	-----	--------------------	------	---------

行政院及所屬各機關出國報告提要

出國報告名稱：

核能二廠一號機週期二十二填換爐心設計審查

頁數 49 含附件：是 否

出國計畫主辦機關/聯絡人/電話

台灣電力公司/陳德隆/23667685

出國人員姓名/服務機關/單位/職稱/電話

李榮達/台灣電力公司/核能發電處/十一等核能工程監/02-23667100

吳正璽/台灣電力公司/核能發電處/十一等核能工程監/02-23667087

出國類別：1 考察 2 進修 3 研究 4 實習 5 其他

出國期間：2010/06/22~2010/7/5 出國地區：美國華盛頓州

報告日期：2010/08/17

分類號/目

關鍵詞：填換爐心設計分析、AREVA

內容摘要：(二百至三百字)

依預先擬定之填換爐心設計審查查核表審查，對廠家完成之核能二廠一號機週期二十二填換爐心設計相關計算書文件進行審查，確認廠家使用參數之正確性及相關分析作業均符合其品保要求，以確保核能電廠運轉之安全，另追蹤查核先前 (KS2C21) 填換爐心設計審查所提建議事項之辦理情形。

審查期間就核一、二廠爐心營運及安全分析方法相關議題與 AREVA 專家舉行技術討論。本次審查共計提出 1 項發現(Finding)及 7 項建議事項供 AREVA 修正及參考，AREVA 公司亦同意本公司之審查意見，將成立 Condition Report 管控後續辦理情形。總結，本次爐心設計審查均符合本公司及 AREVA 公司內部之接受標準。

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

出國報告（出國類別：洽公）

## 核能二廠一號機週期二十二 填換爐心設計審查

服務機關：台灣電力公司

姓名職稱：李榮達/核能工程監

吳正璽/核能工程監

派赴國家：美國

出國期間：99年06月22日至07月05日

報告日期：99年8月17日

# 目 次

內 容	頁次
壹、出國目的	1
貳、出國行程	2
參、任務過程	3
一、KS1C22 填換爐心設計審查	3
二、KS1C22 填換爐心設計審查查核表	7
三、審查期間重要會議摘要	20
四、審查期間訪談摘要	22
五、審查後會議摘要（審查發現及建議事項）	33
肆、結論、心得與建議事項	37
附件一：Summary on the Kuosheng unit 1Cycle 22 Core Design analyses audit	39
附件二：中子分析審查查證表（暨審查結果）	42

## 壹、出國目的

本次出國往返程共計 14 日，主要為赴美國之核二廠填換爐心設計廠家法商亞瑞華公司 (AREVA-NP) 審查核二廠一號機週期二十二(KS1C22)有關反應器填換爐心設計分析作業。此週期 (KS1C22) 是依新核燃料製造合約進行填換爐心設計工作，AREVA 公司將首次採行數項新方法論應用於填換爐心設計工作，如 ACE、Exposure dependent MCPR、SLCS SDM 計算及 Pellet based LHGR 限值等，爐心設計引用之「非週期相關」分析報告內容均需重新評估是否適用。本次審查範圍，包括填換爐心執照分析報告 (Reload Licensing Analysis, RLA) 爐心運轉限制值報告 (Core Operating Limits Report, COLR)、設計指引、計算書及填換爐心燃料佈局安排是否符合安全性及經濟性之需求。

審查期間工作之進行主要為審查填換爐心設計分析等相關文件、期間與廠家設計分析工程師討論了解其工作執行的方式及相關數據的引用來源；本次亦於審查前先提供本公司關切議題於審查期間邀請 AREVA 專家舉行專業技術討論，本次提出的關切議題包括 XEDOR 使用之最新經驗、「Integrated strategy」未來之應用、Exposure-Dependent MCPR 限值美國核電廠應用經驗及燃料匣鎖緊裝置受損事件等。最後召開審查後會議與 AREVA 所有相關工程師、分組主管及經理就本次審查意見溝通討論，本次審查工作最後向 AREVA 公司提出 1 項審查發現及 7 項審查建議。審查發現為對於前一次稽查所提出的分析指引修改要求(Guidelines Modification Request)並未反應於本週期的設計分析中。針對這些審查發現與建議，AREVA 於審查結束會議後開出了 6 份 Condition Report (CR)。

經由本次審查結果，AREVA 公司所完成之核二廠一號機週期二十二填換爐心設計均符合 AREVA 公司內部及本公司所要求之接受標準，因此此爐心設計是可接受的。

## 貳、出國行程

99年06月22日至99年07月05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，詳細行程如下：

<u>日期</u>	<u>行程</u>	<u>摘要</u>
6/22~6/23	台北→西雅圖→ 帕斯克→里其蘭	往程
6/24~6/25	AREVA公司 (里其蘭)	1. 辦理入廠手續及相關訓練(保安、工安及輻安) 2. 建立稽查用之電腦工作站 3. 召開審查前會議 4. 進行KS1C22爐心設計審查(中子及安全分析相關計算書及指引) 5. 查證KS2C21爐心設計審查建議改正事項處理情形
6/26~6/27	里其蘭	星期假日
6/28~7/2	AREVA公司 (里其蘭)	1. 進行KS1C22爐心設計審查(安全分析相關計算書及指引) 本次合計審查21份計算書 2. 查核人員訓練及資格 3. 審查相關議題討論 (1) XEDOR最新應用情形 (2) 運轉週期延長至24個月 (3) Integrated Strategy應用討論 (4) 核一廠Fastener受損事件討論 4. 審查發現及建議事項整理摘要 5. 審查後會議 6. 審查資料及報告整理
7/3~7/5	里其蘭→西雅圖→ 台北	返程

## 參、任務過程

本次奉派由李榮達及吳正璽兩位主管執行。此核二廠填換爐心審查任務分二方面進行，首先，以本處之『台電沸水式反應器爐心設計審查指引』為依據進行『KS1C22 填換爐心設計審查』；另亦參考 AREVA 公司爐心佈局設計中子分析相關指引編制『中子分析審查查證表』（附件二）進行查證。其次，在出發前將本處所關切議題，先行傳送給 AREVA 公司，以便到美國後與 AREVA 公司相關專家討論，詳細問題與答覆內容共 19 題，參考以下第參、四節『審查期間訪談摘要』；另 AREVA 公司特針對所提關切議題安排 2 次簡報會議（XEDOR 最新應用情形及經驗、燃料匣索緊裝置受損事件），詳第參、三節之『審查期間重要會議摘要』最後，召開『審查後會議』（詳第參、五節），將此行之審查結果提出供 AREVA 公司參考與修正。

### 一、KS1C22 填換爐心設計審查

1. 主要依據本處之『台電沸水式反應器爐心設計審查指引』及參照廠家所發行之中子設計及暫態安全分析相關指引（清單如表一），審查廠家所完成之 KS1C22 填換爐心設計與分析計算書（清單如表二）、並隨時與設計者討論澄清，並以查對爐心設計工作站內的輸入檔等方式，進行 KS1C22 填換爐心設計審查工作。
2. 在 KS1C22 填換爐心設計審查查核表中（詳以下第參、二節），有詳細的審查結果及審查意見。審查結果均能符合台電及廠家的接受標準，本次審查提出 1 項發現及 7 項建議供 AREVA 公司參考（詳參、任務過程參之五、審查後會議），審查發現為對於前一次稽查所提出的分析指引修改要求（Guidelines Modification Request）並未反應於本週期的設計分析中。另有關掉棒事件（CRDA）計算分析之輸入檔使用參數，有 1 項參數與 AREVA 公司之分析指引所述不同，指引中為 SPCB 臨界功率關係式所使用之設定參數，實際上已使用 ACE 臨界功率關係式設定之參數，此並不影響分析結論。
3. 本週期 KS1C22 爐心設計之主要接受標準及分析結果摘要如下：

項目	接受標準	分析結果
全功率運轉能量需求，GWd	1419.0	1419 GWd

週期初停機餘裕(BOC CSDM)	1.0	1.09 %△k/k
最小停機餘裕	1.0	1.09 %△k/k
最小 CSDM 之燃耗	--	0.0 MWd/MTU
週期 R 值	--	0.0 %△k/k
最小備用硼液系統SLC停機餘裕	0.88 %	0.97 %△k/k
最小(SLC) 停機餘裕之燃耗	--	0.0 MWd/MTU
週期初(BOC)熱過剩反應度	1.0	1.84 %△k/k
最小 MAPLHGR 餘裕及燃耗	7.0 %	16.4 %@7,920 MWd/MTU
最小 LHGR 餘裕及燃耗	7.0 %	10.7 %@7,920 MWd/MTU
最小 CPR 餘裕及燃耗	8.0 %	8.2 %@12,320 MWd/MTU
週期末燃料束最大燃耗	54.0GWd/MTU	51.75 GWd/MTU
週期末燃料棒最大燃號	58.7GWd/MTU	56.95 GWd/MTU
燃料匣彎曲準則	GE SIL320& AREVA's Guideline	1. 符合 GE SIL320 Supp.3 規定 2. EFID 程式計算結果沒有 控制單元內有超過兩束 可疑燃料
燃耗限值分析基礎	--	1475 GWd

4. 由以上之分析結果，核二廠一號機週期 22 之爐心設計報告，符合台電之要求及 AREVA 公司內部之接受標準，因此可接受。



表一：AREVA 公司 KS1C22 爐心填換設計指引

- (1).Fuel to Clad Gap Coefficient , P110,3030 R6
- (2).Neutronics Input for Transient , EMF-2000 5.2 R2
- (3).Transient Inputs, P110,3060 R0 P110,3100 R0
- (4).Turbine Trip Without Bypass, P110,3100 R0
- (5).Feed Water Controller Failure , P110,3100 R0
- (6).ASME Over-Pressurization , P110,6100 R0
- (7).LOCA Heatup , P110,5120 R2
- (8).LOCA Limiting Power History, P110,5040 R4
- (9).TH characterization, P110,2011, R1
- (10).MCPR<sub>f</sub> , P110,3202 R0
- (11).MCPR Safety Limit , P110,2100 R4
- (12).Thermal Limits, P110,3100 R0  
EMF-2000(P)
- (13).Guidelines 2.2 "Loading Pattern Design, Target Rod Pattern,s and Core Follow"
- (14).Guideline 2.5 "MICROBURN-B2 Model Setup"
- (15).Guideline 2.7 "Benchmarking, Core Follow and Projection"
- (16).Guideline 2.8, "Hot Excess Reactivity and Shutdown Margin Determination"
- (17).Guideline 2.11 "THRP Loss Coefficients Tuning for MICROBURN-B2"
- (18).Guideline 4.1 "Control Rod Withdrawal Error Analysis"
- (19).Guideline 4.2 "Stability Analysis"
- (20).Guideline 4.3 "Standby Boron Liquid Control System Analysis (SBLC)"
- (21).Guideline 4.4 "LHGRFAC<sub>f</sub> Analysis"
- (22).Guideline 4.5 "Control Rod Drop Accident Analysis"
- (23).Guideline 4.6 "Fuel Assembly Mislocation Analysis"
- (24).Guideline 4.7 "Fuel Misorientation Accident"
- (25).Guideline 4.11 "Loss of Feedwater Heating Analysis"
- (26).Guideline 5.2 "Neutronic Input for Plant Transient Analysis"
- (27).Guideline 5.3 "Neutronic Input for Safety Limit Analysis"
- (28).Guideline 5.4 "Neutronics Input for LOCA"
- (29).Guideline 6.4 "BWR/6 Generici Control Rod Withdrawal Error (CRWE)"
- (30).Guideline 6.5 "Loss of Feedwater HEating Analysis (LFWH) (SER Restrictions"
- (31)51-9128019-000 "Kuosheng Unit 1 Cycple 22 Licensing Analysis Work Plan"
- (32)ANP-2892(P) Revision 0, "Kuosheng Unit 1 Cycle 22 Principal Plant Parameters"

表二：AREVA 公司 KS1C22 爐心填換設計/分析計算書

- (1).32-9135060-000 "Kuosheng Unit 1 Cycle 21 Core Follow and Projection"
- (2).32-9135061-000 "Kuosheng Unit 1 Cycle 22 Fuel Cycle Design"
- (3).32-9135980-000 "Kuosheng Unit 1 Multicycle Analysis with ACE Correlation"
- (4).32-9135591-000 "Kuosheng Unit 1 Cycle 22 Control Rod Drop Accident Analysis"
- (5).32-9133675-000 "Kuosheng Additional Channel Bow Colorset Calculation with ACE CPR Correlation"
- (6).32-9134563-000 "Kuosheng Channel Seal Resistance Tuning for MICROBURN-B2"
- (7).32-9137626-000 "Kuosheng Generic Fuel Mislocation Analysis with ACE Correlation"
- (8).32-9139049-000 "Kuosheng Generic Misorientation Analysis with ACE CPR Correlation"
- (9).32-9137650-000 "Kuosheng Unit 1 Cycle Independent Control Rod Withdrawal Error Analysis"
- (10).32-9137915-000 "Kuosheng Unit 1 Cycle Independent Loss of Feedwater Heating Analysis"
- (11).32-9137219-000 "Kuosheng Unit 1 Cycle Independent LHGRFACf and Flow Excursion Slope Analysis"
- (12).32-9135592-000 "Kuosheng Unit 1 Cycle 22 Stability Analysis"
- (13).32-9138656-000 "Kuosheng Unit 1 Cycle 22 Disposition of Events"
- (14)32-9091948 (C5) KS1C22 Hydraulic Characterization
- (15)12-9131027 (A4) KS1C22 Task Plan for Safety Analyses
- (16)32-9131031 (D6) KS1C22 Fuel to Clad Gap Coefficient Analysis
- (17)32-9131034 (D6) KS1C22 Neutronics Input for Transient Analyses
- (18)32-9131035 (D6) KS1C22 Transient Inputs
- (19)32-9131036 (D7) KS1C22 Turbine Trip Without Bypass And Load Rejection Without Bypass
- (20)32-9131037 (D7) KS1C22 Feed Water Controller Failure Without Bypass
- (21)32-9131038 (D7) KS1C22 ASME Over-Pressurization
- (22)32-9131039 (D1) KS1C22 LOCA Heatup Analysis
- (23)32-9131040 (D1) KS1C22 LOCA Power History
- (24)32-9131041 (D9) KS1C22 MCPRf Analysis
- (25)32-9131042 (D2)KS1C22 MCPR Safety Limit Analysis
- (26)32-9131044 (D7) KS1C22 Thermal Limits
- (27)32-9131046 (D7)KS1C22 Verification of Input Changes

## 二、KS1C22 填換爐心設計審查查核表

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

實際負責爐心設計人員、暫態分析人員及品管人員之廠家內部資格要求

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

Comment : 依 AREVA 公司之設計指引：(1).中子物理工程師必須完成報告 EMF-2034 Rev.4 “BWR neutronics training requirements”內容之訓練。(2). 安全分析工程師必須完成報告 EMF-2044 Rev.3 “BWR safety analysis qualification and training requirements”內容之訓練。(3). 品管人員(OA)則必須完成與分析者相同的訓練。若欲安排尚未完成相關訓練人員負責此工作時，需由管理階層指派資深工程師做為指導者，經查本次設計分析工作之新進工程師資格與指派方式均符合廠家設計指引要求。

**B、Vendor's Internal Quality-Assurance Performance：**

**爐心設計廠家是否完成其內部之品保程序**

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

廠家是否於時程內完成爐心設計品保程序？

Yes  V No

Comments：爐心設計及暫態分析工作均已完成，並通過品保程序。

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

廠家品保程序是否適當？

Yes  V No  N/A

Comments：查核已完成 QA 審查之計算書均有依 EMF-1928(P) P104-119 rev.13"Engineering work practices Calculation Packages"來撰寫 QA 審查計畫或要點，經核可後指定內部 QA 人員的審查結案。

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

廠家於內部品保程序是否有任何發現或意見？上述發現與意見是否已經更正並反應？

Yes  V No  N/A

Comments：本次查核 21 份廠家計算書均已完成 QA 審查之計算書，內部品管人員發現均經改正或說明後再次經品管人員審查後結案。

## C、Core Design Audit Plan 爐心設計稽查計劃

### Fuel System Design 燃料設計

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

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

Yes  V No  N/A

Comment : 仍使用 ATRIUM10 燃料，已獲原能會核備。另本週期將使用 4 束 KS2R21 批次之新燃料(燃料丸邊角設計修改)，相關機械設計分析報告已經原能會審查核備。

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

填換燃料濃縮度與預期退出燃耗是否匹配？

Yes  No  V N/A

Comment : KS1C22 填換燃料平均濃縮度為 4.019 wt%及 4.035 wt%，本次爐心設計考慮以下因素因此保守進行：1.依原能會之要求 保守的降低徑向尖峰因子 (Radial Peaking Factor, RPF)。2.考慮燃料匣彎曲因此須符合 GE SIL320 Supplemental 3 及該公司之 EFID 程式計算之準則。

### Nuclear Design 爐心設計

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

廠家目前使用之燃料格及三維穩定模擬程式之版本是否變更且獲得執照？

Yes  V No  N/A

Comment : 本次使用之分析程式 CASMO-4(ujan06)/MICROBURN-B2 (udec08/R01)已獲原能會審查核備。

2. Are the cycle-specific information **【GE FRED】** **【AREVA Fuel Design Parameters】** reflected in core design?  
廠家爐心設計是否反應 **【GE Fuel Release and Engineering Data】** **【AREVA Fuel Design Parameters】** ?  
Yes  V No  N/A

Comment : 經查對 ANP-2892 KS1C22 PPD 及計算書 32-9135061-000、32-9131035 Transient Inputs，廠家爐心設計符合本公司之設計參數要求。

3. Does reloaded fuel cycle comply with vendor's internal fuel-shuffling criteria?  
廠家填換爐心設計是否遵守廠家內部燃料挪移準則？  
Yes  V No  N/A

Comment : 廠家使用 MICROBURN-B2 後，已改以 REMACCX 10 準則進行檢查；Max (P-Pcs) at 1 MWd/MTU is 1.36kW/ft (< 2 kW/ft)。

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  V No  N/A

Comment : 廠家填換爐心設計 (計算書 32-9135061-000)是根據當時最新版本即 EMF-2000(P) Guideline 2-2 rev.5 ,Sep.2007 執行。

5. Do vendor review and file TPC's "Core design review report"(Calculated by CASMO-3/SIMULATE-3 code)?  
廠家爐心設計是否審閱並反應"台電爐心設計審查報告"之建議？  
Yes  V No  N/A

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

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

there any update or error?

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

Yes  No  N/A

Comment : 審查計算書及(CAZAM)輸入檔之燃料各種不同濃縮度燃料棒位置並無發現錯誤。

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 : 檢視 min.ks1c22-step 輸入檔及計算書【32-9135061-000】並無發現錯誤。

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

Yes  No  N/A

Comment : KS1C22 爐心全部為 AREVA 公司之 A-10 燃料，燃料尺寸參數與前依週期均相同，並無修改。經查對 CAZAM 輸入檔，未發現錯誤。

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 : 本週期使用之參數與前週期相同，K2R22 批次修改燃料丸邊緣斜角設計之機械設計報告已送原能會完成核備。



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

檢查爐心設計熱限值資料庫是否正確？

Yes  V  No   N/A

Comment : 審查結果未發現錯誤。

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

填換爐心 EOC 退出燃料燃耗是否正常？

Yes  V  No   N/A

Comment : 預估週期末最大退出燃料束燃耗為 51.75 GWd/MTU < 54.0 GWd/MTU，最大退出燃料棒燃耗為 56.95 GWd/MTU < 58.7 GWd/MTU，所有退出燃料燃耗均符合原能會核准之燃耗限值。

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

熱爐及冷爐之目標增殖因數 (keff) 是否反應電廠最新爐心追隨計算結果？

Yes  V  No   N/A

Comment : 本週期使用 MICROBURN-B2 進行爐心設計，AREVA 公司於之前已執行了“Kuosheng MICROBURN-B2 Benchmarking Calculations”，以求得熱爐及冷爐之目標增殖因數，此目標增殖因數已反應電廠最新爐心追隨計算結果(包含 KS1C21、KS2C20 爐心追隨及 KS2C21 Fuel cycle design)。

13. Is the radial RMS error between TIP trace measurement data and offline axial power profile of core follow calculation reasonable **【AREVA: one standard TIP deviation  $\sigma \times 1.645 = 9.87\%$  , 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 : KS1C21 之爐心追隨計算 執行至 03/06/2010(8430Mwd/MTU) 【計算書 32-9135060-000】 結果與電廠 TIP 測量值之間誤差值(RMS)最大為 5.55% ≤ 6%[符合 GL 2.7 要求]。

AREVA 公司相關指引(GL 2.7 第5.5節)內載明分析者需進行2-D maximum core radial powers should be compared between measured and calculated values” 並驗證其誤差為合理，在前次(K1R21)爐心填換設計審查時發現分析者並未執行此部分，與分析者研討後確認不影響本次設計分析結果， AREVA公司檢討後將修訂指引內容並提 GMR3436。本次審查發現分析者並未將此GMR資訊納入計算書文件內，此為重複發現 AREVA公司分析工程師遺漏重要之相關GMR資訊，故提審查發現事項，請AREVA公司審慎檢討以避免再發生同樣情事。【審查發現事項】

14. Are the over-all average differences between on-line and off-line MFLPD & MAPRAT of core follow calculation reasonable? 【TPC think the differences less 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 : KS1C21 爐心追隨計算至 2010 年 3 月 6 日之結果,MAPRAT=3.3% 及 MFLPD=4.0 %均符合本題之標準 5%，而 MCPR=0.6 %符合本題之 3%標準。

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

填換爐心設計是否符合電廠滿載能量需求？

Yes  V No  N/A

Comment : 能量為 1419 GWd，符合本公司於爐心設計會議上之要求。

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

(Short-window consideration)

填換爐心設計是否符合電廠停機餘裕需求？

Yes  V No  N/A

Comment : BOC 的停機餘裕(SDM)為 1.09%  $\geq$  1.0%符合接受標準。

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

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

Yes  V No  N/A

Comment : 最小熱限值餘裕 MAPLHGR 為 16.4% (>7%)、LHGR 為 10.7% (>7%) 及 MCPR 為 8.2% (>8%)，均符合接受標準。

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

Yes  V No  N/A

Comment : SBLC 最小停機餘裕為 0.97%，大於 0.88%之接受標準。(本次首次採用新方法論已獲原能會核備)

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

Yes  V No  N/A

Comment : 廠家設計符合所有 AREVA 及台電之接受標準，且本次廠家已依本公司所提應用「減少燃料挪移原則」不需挪移燃料位置數為 103。因爐心設計尚需考慮以下因素：1.依原能會之要求保守的降低徑向尖峰因子(Radial Peaking Factor, RPF)。2.燃料匣彎曲因此須符合 GE SIL320 Supplemental 3 及該公司之 EFID 程式計算之準則，故本次填換爐心設計結果為合理之設計。

20.

## Transient Analysis 暫態分析

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

【GE GEXL】 【SPC ANFB&SPCB】

廠家使用之臨界功率比關係式版本是否正確？

Yes  V  No   N/A

Comment : KS1C22 首次使用 ACE 臨界功率比關係式 (新方法論) ,此版本已獲原能會核備使用。

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

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

Yes  V  No   N/A

Comment : 本週期 CPR 關係式為使用 ACE correlation(K-factor)。

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 : K1C21 之 SLMCPR 為 1.07，本次 K1C22 之 SLMCPR 增為 1.1；依 AREVA 公司說明：ACE correlation 之 additive 常數不準度(Uncertainty)為 0.012 比 SPCB correlation 之 additive 常數不準度(Uncertainty)0.016 小；但在 ACE 方法論計算採更保守的燃料匣彎曲 (CHANNEL BOW) 計算分析模式【分析方法是使用 CASMO-4 的 2X2 Colorset，4 個 Lattice 均為相同設計，其中一個 Lattice 隨著時間而增加彎曲幅度(遠離其他三個 Lattice)，另外三個則保持 50 GWD/MTU 的彎曲幅度。此彎曲幅度與燃料匣材料有關，實驗數據為 Zr-4，而目前材料為 Zr-2，因此使用於 Zr-2 的彎曲幅度時，是將 Zr-4 的數據乘上 1.4 來進行分析，但未來新燃料匣將會改回 Zr-4】。

4. Have the plant specific transient parameters【GE OPL-3】 AREVA Plant parameter

document】 been compared to the previous cycle? Have the differences been identified and reflected?

暫態分析所用的電廠實際運轉參數沒有和前週期有不同之處?若有,其影響為何?

Yes  V  No   N/A

Comment: 經查與所提供 PPD 文件(電廠參數文件)一致。

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: 本次 AOO 暫態分析 TTNB、LRNB、FWCFNB 三項;MAX ΔCPR=0.11(<32883MWd/MTU) 及 0.17(≥32883MWd/MTU);其它暫態以 bounding 方式進行評估。

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: 是由 Flow-run-out 暫態分析推演得到(屬 cycle independent, 本週期未重做)。

7. Is LHGR Limit well-derived from 4% 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

】 ?

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 : N/A(廠家表示無此文件)

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 : 是由 LOCA 分析求出(屬 cycle independent)，本週期未重做。

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 : N/A

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

非穩定運轉限制區是否從電廠最大運轉區中清楚劃出？

Yes  No  N/A

Comment : 本週期之非穩定運轉限制區(Z 區) 採前週期 DR=0.85 及 DR=0.9 之圖形數值進行分析計算得結果為 DR(max)=0.759(F40.48%/P53.2%)及 DR(max)=0.792 (F40.48%/P54.8%)，結果均標示在 Power-flow map 上。由結果可發現直接採用前週期之 Z 區限值保有較大的餘裕，唯此可能減少運轉上的彈性，故建請 AREVA 公司考量僅需保留合理的餘裕，及依各週期的計算結果做適當的調整。【審查建議事項第 2 項】

11. Is the PeakCladding-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 : 是由 LOCA 分析求出(屬 cycle independent)，本次使用 KS2R21 燃料之新晶格設計計算所得 PCT 低於之前燃料設計計算所得 PCT(1754°F)

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 : MSIV、TCV、TSV 關閉壓力暫態分析結果反應爐邊界最大壓力為 1296Psig。

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 : 分析結果 176.5cal/gm 小於接受標準 280 cal/gm。【計算書 32-9135591-000】

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 : uoct08 , XCOBRA : ujul07 , XCOBRA-T : ujul07 , SAFLIM2 : uapr07。

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

Yes  No  N/A

Comment : EXEM/BWR2000 : 是一個方法論而不是程式 , HUXY : ujan01/r03。

16. Special issue discussion:

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

### 三、審查期間重要會議摘要

#### 1. 審查前會議

AREVA 參與人員有專案經理 Kris Mitchell、中子分析組經理、安全分析組經理 Dr. Pruitt、中子分析小組長 Earl Riley、安全分析小組長 Sean Mellinger、中子分析資深工程師 Dang Patchana、中子分析工程師 Peng Wang、安全分析工程師 Stone Luo 等人(參附表三會議簽到單)。審查前會議中，雙方就此次審查的工作項目、議題、討論時間等進行初步的安排與交換意見。

#### 2. 介紹 XEDOR 最新使用經驗。

KS1C22 為依新燃料合約所進行之第一個爐心填換設計工作，依新合約 AREVA 公司將提供 XEDOR 程式供核二廠使用，XEDOR 應用程式可以於機組升載期間提供即時線上(on-line)計算燃料護套(cladding)應力值功能，電廠核能工程師可應用此工具進行燃料護套所受應力預測及即時監視，確認護套所受應力值於允許範圍內，以確保燃料之完整性。

於 KS1C22 爐心填換設計開案會議中(99 年 1 月)，AREVA 公司表示目前 XEDOR 程式仍美國電廠在試用中，將待正式發行後提供本公司使用。故本次審查期間 AREVA 公司安排機械材料經理 Mr.GALIOTO 進行簡報說明 XEDOR 程式於美國核電廠最新使用經驗，摘要如下：

#### XEDOR 程式應用：

在美國是用於 BWR 電廠控制棒節驅動(Notch control rod drive)，於歐洲 BWR 電廠則用於控制棒微調驅動(fine motion control drive)；PWR 電廠則用於軸向功率控制。AREVA 公司依 Ramp Test 及 PCI 破損燃料資料庫計算所得應力數據，並採用適當的保守度後決定運轉時之應力限值，目前建議用 275 MPa 為限值。

#### XEDOR 平行運轉經驗與效益

2009 年 7 月開使於 Browns Ferry 2 號機平行運轉，在起動、控制棒佈局更換及某些特定狀況下，評估核燃料 PCI 的餘裕。2010 年 3 月開使於 Browns Ferry 3 號機平行運轉。依 2010 年 3 月，Browns Ferry 3 號機起動時，與 AREVA 之 REMACCX 比較，應用 XEDOR 可減少一次 Power step，使機組提前 24 小時達滿載運轉。

AREVA 公司預定 2010 年底完成平行運轉，並將依經驗回饋修訂 XEDOR 程式。討論過程中 Mr.GALIOTO 表示依在 Browns Ferry 2、3 號機平行運轉的經驗，對電廠運



轉有實質的助益，另平行運轉可讓電廠先熟悉此工具及具體評估調整升載策略，故建議本公司核二廠可考量平行運轉，職建議可於 AREVA 公司台灣計劃經理訪台期間（預定 99 年 8 月）與核二廠洽談。

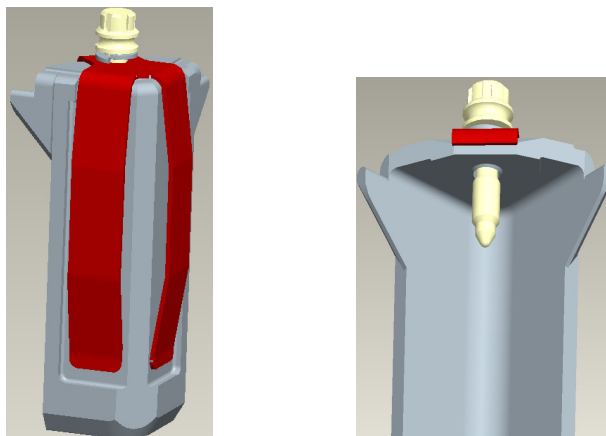
### 3. 核一廠大修期間燃料匣鎖緊裝置（fastener）受損事件討論。

核一廠一號機第 24 次大修期間發生 3 次 fastener 受損事件，本次特安排此議題與 AREVA 公司進行討論，AREVA 公司安排機械設計工程師 Mr. Michael 進行簡報說明。

依 AREVA 公司所收集有關 fastener 受損的經驗，大部分發生在台電公司（美國的使用者僅有一例），受損的 fastener 型式均為標準設計型。為降低大修期間燃料吊運時發生 fastener 碰撞受損的機率，AREVA 公司已依經驗修改 fastener 設計，採用「winged channel fastener-“側翼型”」（參圖一）可減小 fastener 本體與燃料匣間間隙，其主要的特色為：

- ①於 fastener 本體兩側增加三角型側翼，可防在安裝 fastener 時避免 fastener 發生旋轉偏移的情形。
- ②於本體凹槽上方增加一突緣，可避免彈簧片於鎖緊過程中發生旋轉偏移。
- ③增加本體頂部材料的厚度，可耐原標準設計 2 倍的彎曲強度。
- ④本體頂部與燃料匣接處面採 89 度斜角設計，可使 fastener 更貼緊燃料匣。

此「側翼型」fastener 自 2007 年使用迄今，尚無因吊運碰撞受損的情形，本公司核一廠亦於 2009 年開始使用（CS2C24 批次燃料）。AREVA 公司建議台電公司持續採用此「側翼型」fastener，另 AREVA 公司表示針對 ATRIUM-10 燃料目前並無新的 Fastener 設計修改計畫。



圖一：winged channel fastener

#### 四、審查期間訪談摘要

1. 要求 AREVA 公司針對此次審查標的核二廠一號機週期二十二爐心設計提供相關的指引、程序書及計算書。

【結果】AREVA 公司於審查前 1 個月即依要求先提供本次審查相關文件清單。並於稽查辦公室備妥數份中子及暫態安全分析相關計算書影本，設計分析指引及計算書文件電子檔均已存放於內部網路專屬目錄下，可透過個人電腦連線查閱。另本次審查亦指派資訊專員可隨時協助處理電腦相關問題對於審查工作的效能助益甚多。

2. 追蹤查核前次(KS2C21)爐心設計審查所提建議事項辦理情形。

【結果】98 年 12 月間於 AREVA 公司進行 KS2C21 爐心設計審查時提出 5 項建議事項，AREVA 公司針對各項建議進行改進，並發行 4 份 CR(condition report: 2009-8434、-8435、-8436、-8438)，經查均已進行處理且完成結案。

3. 台電公司核一廠及核二廠計畫將運轉週期轉換為 24 個月，請以燃料供應廠家的立場，說明並建議雙方應否採取哪些因應措施。

【結果】AREVA 公司在 24 個月的運轉週期條件下將 ATRIUM-10 燃料供應給美國許多電廠使用，並有相當成功的燃料及爐心設計經驗；但是上述經驗並沒有包含與台電公司核一廠及核二廠相當類似反應器的電廠。因此，AREVA 公司不認為該公司在美國電廠的燃料及爐心設計經驗可以直接套用在核一、二廠。特別是核一廠，因為核一廠的反應器相對於其他電廠的反應器而言非常小，因此改變運轉策略必須非常小心及審慎；另外，核一、二廠已經實施小幅度功率提昇(MUR)，並將進行伸展型功率提昇(Stretch Power Uprate, SPU)，而且 24 個月運轉週期可能使得燃料匣彎曲議題衝擊電廠的安全營運，因此 AREVA 公司強烈建議本公司核一、二廠在轉換至 24 個月運轉週期前應該針對 18 個月運轉週期轉換至 22 個月過渡週期及最終的 24 個月運轉週期進行完整的評估，以降低對運轉安全及燃料效益可能的衝擊。

4. 整體核燃料營運策略 (Integrated Strategy) 應用程序討論。

【結果】AREVA 公司為因應日前核二廠接續發生核燃料破損事件，之前已提出「soft start-up」運轉策略，唯此對週期初起動至滿載時間有明顯的影響，故其再就核一、二廠過去(Chinshan Cycles 19 to 23 and Kuosheng Cycle 11 to 20)週期初起動歷史資料進行分析研究，及從燃料設計、爐心佈局設計及控制棒

目標棒位設計做一整體性的檢討，發展此整體核燃料營運策略（Integrated Strategy）。主要針對週期初（BOC）的目標控制棒位設計將淺棒位置做最佳化調整，使爐心之尖峰功率再降低，如此即在 BOC 氬毒尚未建立的運轉情狀下，亦可較易抽棒升載達到目標棒位，且可在較高功率階才需進行燃料預調節。此策略 AREVA 公司已從核二廠一號機週期 20 及核一廠二號機週期 24 開始試行，依近幾次 BOC 起動的經驗，對 BOC 升載達滿載的歷程有明顯的改善（有效增加運轉容量因素），尤其核一廠二號機週期 24 BOC 起動完全無需進行燃料預調節（Ramping）即達滿載。

AREVA 公司建議本公司核一、二廠於後續週期繼續採用採策略，惟此非合約內工作範圍，希使用新燃料合約中所提供每週期 150 小時的工程師時數，經協商討論此策略對核一二廠升載有實質助益且 AREVA 之分析者的確需付出額外之工時，雙方同意每週期使用 50 小時工程師時數，並於每週期爐心填換設計初始會議中雙方討論確認是否採用此整體核燃料營運策略。

5. 熱水流參數使用相關問題：

- (1) 當進行驗證此週期的熱水流參數時，主要依據為 ATRIUM-10 設計報告 EMF-2491(P)文件，然而 ATRIUM-10 的水流截面積(Flow Area)、燃料格板 (Spacer)高度此兩項參數，均無法正確計算出廠家的數據？

【結果】與 Safety Group 的工程師討論後，其原因為每一批次燃料製造完成後，均會進行測量及驗證，因此需依據每個批次的測量報告來建立熱水流參數，經過追蹤此週期的熱水流參數計算書(32-9091948)及其相關參考文件：對於水流截面積的數據，其差異來自於方形水棒並非直角設計，而是圓角設計；而燃料格板的高度差異來自於 Lower Tie Plate (LTP) 與 Beginning of Heated Length (BOHL)的距離從 0.516 in 調整至 0.53 in。重新計算此兩項熱水流參數後，即可推算出廠家提供的數據。

- (2) 熱水流參數 Bare Rod Loss Coefficient，在 KS1C20 及 KS2C21 後即不出現在 MICROBURN-B2 (MB2)輸入檔中？

【結果】與 Neutronic Group 的工程師確認後，由於 MB2 已內建 Moody Chart，此參數不再需要輸入，改使用 Roughness 參數來進行查表。

6. 冷爐停機餘裕的計算公式？

【結果】廠家計算公式為冷爐目標  $K_{eff}$  與控制棒全入但某一控制棒全出的  $K_{eff}$  差值( $SDM=K_{target}-K_{sro}$ )，此計算公式的基礎概念是認為 MB2 的  $K_{eff}$  計算值與實際值存在一個偏差，此一概念亦可套用至熱過剩反應度的計算。

7. 有關爐心監測系統 PowerPlex-III (PPX-III)的計算模式之問題：

(1) 當電廠某些 LPRM 被判定失效後，PPX-III 如何利用可用之 LPRM 來修正功率分佈？

【結果】失效的 LPRM 將會依據 MB2 的計算結果，並使用統計方法將其數據重建，此功能建議開啓。

(2) PPX-III 修正功率分佈時，為何只有爐心軸向有設定與 LPRM 的距離比重，而平面距離並不考慮？修正後的功率分佈為何不回饋至 MB2 重新計算熱水流的分佈來計算熱限值？

【結果】依據驗證計算後，不考慮平面距離的比重即可獲得很小的誤差，因此目前並不考慮平面距離的比重；修正後的功率分佈未回饋至 MB2 來計算熱限值是一個可能的潛在誤差，因此目前都有在持續觀察 MB2 與 PPX-III 的計算差異。

8. 備用硼液控制系統(Standby Liquid Control System, SLCS)停機餘裕新分析準則是使用 0.88%做為符合分析要求之準則，此數值不準度之來源。

【結果】

(1) 反應器在發生預期暫態未急停(Anticipated Transient Without Scram, ATWS)事件後，必須藉由備用硼液控制系統注入硼液到爐心，使反應器急停。在停機後爐心溫度逐漸下降至室溫的過程中，以餘熱移除(Residual Heat Removal, RHR)系統起動時的溫度冷爐停機餘裕最小。AREVA 在考量分析方法的不準度後，以 RHR 起動的溫度 SLCS 停機餘裕必須大於 0.88%做為符合分析要求之準則。此項分析方法的不準度的量化記錄於 Grand Gulf SLCS 準則計算書 (E-6101-N06-1)。

(2) 依據 Grand Gulf SLCS 準則計算書，AREVA 認為其分析方法的不準度共有 4 項，分別為：Manufacturing、Cold critical、Cross section 及 MB2 interpolation。其中 Cold critical 的不準度係根據 5 個電廠，34 筆冷爐臨界的資料量化分析而

得。此 5 個電廠中的 4 個電廠在計算書中以代號 BWR-A、BWR-B、BWR-C、BWR-D 表示。

- (3) AREVA 目前已經將 RHR 起動的溫度的 SLCS 停機餘裕必須大於 0.88%的準則應用於核一廠及核二廠，而此 0.88%的數據來自於 Grand Gulf SLCS 準則計算書，其不準度計算如何運用於核一廠及核二廠，經查閱計算書內並未有明確的說明，經與 AREVA 工程師溝通討論後，建請 AREVA 公司再提供相關資料澄清說明。【建議事項第 3 項】

9. 使用 ACE 臨界功率比關係式，有關熱流特性之分析。

【結果】

- (1) 核二廠一號機週期 22 為核二廠第一個使用 ACE 臨界功率比關係式的週期，在 ACE 臨界功率比關係式中，ATRIUM-10 燃料束的有效燃料長度(Active Fuel Length)使用 150 英吋，但 ATRIUM-10 實際的有效燃料長度為 149.45 英吋。
- (2) AREVA 對於 ATRIUM-10 水棒流量的計算有 Explicit Model 及 Implicit Model 兩種模式，Explicit Model 完整的模擬水棒水流入口及出口的壓損係數(Loss Coefficient)以計算水棒的流量，Implicit Model 則調降 Channel Seal 的流阻(Flow Resistance)使其流量等於 Explicit Model 計算的水棒流量與 Channel Seal 流量之和。
- (3) 軸向功率分佈於 149.45 英吋或 150 英吋，對於所計算的水棒及 Channel Seal 流量約有 0.65%的影響，為使 ACE 關係式中的有效燃料長度與流量分佈計算的有效燃料長度一致，AREVA 使用 XCOBRA 調整出軸向功率分佈於 150 英吋的 Implicit Model Channel Seal 流阻，應用於 MICROBURN-B2 中對於水棒流量計算的 Implicit Model 輸入。
- (4) XCOBRA 於下列的狀態下使用 Explicit Model 計算水棒流量及 Channel Seal 流量，並以這兩個流量的和做為目標值，以調整出 Implicit Model 中的 Channel Seal 流阻。

- 用於 XCOBRA 計算中的運轉狀態為：

Core power = 2943 Mwt

Core flow = 84.5 Mlbm/hr

Core pressure = 1048.19 psia

Inlet enthalpy = 527.95 Btu/lbm

Inlet subcooling = 21.93 Btu/lbm

- 所有外圍燃料束的 RPF 為 0.279
- 所有中間燃料束的 RPF 為 1.100
- 爐心功率分配於燃料、緩和劑(Moderator)及旁通流量的比率為：

功率分配於燃料的比率= 0.965

功率分配於緩和劑的比率= 0.011

功率分配於旁通流量的比率= 0.024

- 軸向功率分佈由 MICROBURN-B2 提供

(5) AREVA 的工程師表示在各種不同狀態下調出來的 Channel Seal 流阻，理論上來講應該都差不多，因此以上述額定狀態下調出來的 Channel Seal 流阻應可適用於非額定狀態下的計算。

#### 10. 有關 MCPR Safety Limit Analysis 之討論

##### 【結果】

- (1) MCPR 安全限值分析中，對於與燃料相關的不準度參數假設其機率分佈形式為常態分佈(Normal Distribution)。由於機率分佈的形式對於分析結果會有影響，AREVA 當初在發展分析方法時是否有對不準度參數的機率分佈形式做過測試攸關分析結果的合理性。AREVA 的工程師表示，當初在發展分析方法時應該有做過機率分佈形式的測試，可能在 ANF-524 報告中會有相關的描述。另外，常態分佈的假設乃經過 NRC 同意，故核二廠一號機週期 22 的 MCPR 安全限值分析必須依照管制單位核准的方法進行分析。
- (2) 在計算變態沸騰(Boiling Transition)的燃料棒數目時使用的是 50% 機率及 95% 信心度，與常見的 95% 機率及 95% 信心度不同。AREVA 工程師表示使用 50% 機率及 95% 信心度於變態沸騰燃料棒數目的計算係依據 Standard Review Plan 的方法。

(3) 徑向功率分佈對於變態沸騰燃料棒數目的計算有重要的影響，徑向功率分佈越平均，變態沸騰的燃料棒數目會越多。AREVA 的工程師表示，MCPR 安全限值分析中使用的徑向功率分佈來自於 MICROBURN-B2 的計算結果，未再做任何調整使分析結果較保守。

11. 應用 ACE 臨界功率比關係式後，MCPR<sub>f</sub> 分析方法討論。

**【結果】**

(1) 核二廠一號機使用 ACE 臨界功率比關係式後，MCPR<sub>f</sub> 分析方法以往使用 SPCB 臨界功率比的差異如下所列：

- 流量上升路徑(Flow Runout Path)斜率由 0.7 微增至 0.72。
- 軸向偏差值(Axial Offset)由 30%降為 16%。

(2) AREVA 對於核二廠 MCPR<sub>f</sub> 分析的流量上升路徑，從上次的燃料合約到現在，經過了一些演變。在核二廠的爐心分析尚使用 MICROBURN-B 時，MCPR<sub>f</sub> 分析的流量上升路徑係將 100% 棒位線的斜率增加 5% 而得(參考 EMF-2567(P))，而在核二廠的爐心分析改用 MICROBURN-B2 及小幅度功率提昇後，則改用 0.7 做為設計基準(Design Basis)的流量上升路徑斜率並使流量上升路徑通過 100% 額定功率及 100% 額定流量點。在此次核二廠一號機週期 22 的 MCPR<sub>f</sub> 分析中，通過 100% 額定功率及 100% 額定流量點的流量上升路徑斜率則改為 0.72。

(3) AREVA 認為軸向偏差(Axial Offset)越大 MCPR<sub>f</sub> 的分析結果越保守，此為 AREVA 的 MCPR<sub>f</sub> 分析方法論的重要基礎之一。在此週期之前，AREVA 使用保守的 30% 軸向偏差以進行週期獨立(Cycle-Independent) MCPR<sub>f</sub> 的分析，採用此保守的軸向偏差值可以涵蓋實際運轉與設計之間的軸向偏差變動，並避免未來週期的爐心設計軸向偏差變大時必須重做 MCPR<sub>f</sub> 分析。但在此週期，MCPR<sub>f</sub> 分析所用軸向偏差約為 15%，雖然相較於核二廠一號機週期 22 爐心設計最大的軸向偏差 8% 仍有相當的餘裕，但明顯的較 30% 小了很多。

(4) 根據 AREVA 公司以往提供的資料，設計或運轉的軸向偏差有可能超過 20%。因此，必須持續追蹤實際運轉的軸向偏差是否有超過使用 15%，或未來週期爐心設計的軸向偏差與 15% 之間是否有足夠的餘裕以涵蓋設計與運轉間的軸向偏

差變動。

## 12. 暫態 LHGR 限值問題討論。

### 【結果】

- (1) 根據 ATRIUM-10 的機械設計報告(EMF-2491(P))，LHGR 的 AOO (Anticipated Operation Occurrence)限值與 FDL (Fuel Design Limit；即運轉限值)的比值為 1.35，只要暫態發生前燃料運轉在 FDL 限值以下，並且暫態期間燃料的 LHGR 不超過 AOO 限值，即可滿足小於 1%燃料護套應變(Strain)及燃料丸中心線熔毀溫度的燃料棒機械設計準則(Mechanical Design Criteria)。
- (2) ATRIUM-10 的燃料棒機械分析使用的是 RODEX-2A，在訂定 LHGR AOO 限值的分析中，燃料棒的功率由 FDL 跳升至 AOO 限值以計算燃料護套應變及燃料丸中心線溫度，進而訂出 LHGR 的 AOO 限值為 FDL 的 135%。也就是說，RODEX-2A 的分析只考慮暫態起始時燃料棒的 LHGR 等於 FDL，並且暫態的  $\Delta\text{LHGR}/\text{ILHGR}$  (Initial LHGR) = 0.35 的情形。RODEX-2A 的分析並未考慮暫態起始時燃料棒的 LHGR 在 FDL 限值以下，暫態的  $\Delta\text{LHGR}/\text{ILHGR} > 0.35$  的情形。RODEX-2A 的分析並未完全涵蓋前述燃料棒 LHGR 在暫態前後可允許的運轉範圍。
- (3) AREVA 在應用燃料棒機械設計準則於慢速暫態分析時，作法上有不一致之處。對於控制棒誤抽、飼水加熱喪失分析，AREVA 以  $\Delta\text{LHGR}/\text{ILHGR} \leq 0.35$  做為需滿足的燃料棒機械設計準則。而在再循環流量上升事件的分析中， $\Delta\text{LHGR}/\text{ILHGR}$  則大於 0.35 甚多，以起始流量為 40%而言， $\Delta\text{LHGR}/\text{ILHGR}$  約為 0.8。在燃料棒機械設計準則的應用上，RODEX-2A 的分析可支持使用  $\Delta\text{LHGR}/\text{ILHGR} \leq 0.35$  的作法，但對於再循環流量上升事件，RODEX-2A 的分析並無直接證據可以顯示燃料棒的  $\Delta\text{LHGR}/\text{ILHGR}$  等於 0.8 的暫態情形下，仍然可以符合燃料棒機械設計準則。
- (4) 為澄清上述疑慮，AREVA 提供了 RODEX-4 的一些未經品保審查的分析結果。RODEX-4 的分析結果顯示，在初始 LHGR 等於 20% FDL 時，符合燃料棒機械設計準則的 FLHGR (Final LHGR)與 ILHGR 的比值約為 5.8，隨著 ILHGR 的增



加，符合燃料棒機械設計準則的 FLHGR/ILHGR 比值則逐漸將低，在 ILHGR 等於 60~70% FDL 時，符合燃料棒機械設計準則的 FLHGR/ILHGR 比值約為 2，當 ILHGR 等於 100% FDL 時，符合燃料棒機械設計準則的 FLHGR/ILHGR 比值約為 1.7。若 RODEX-4 的分析結果為正確，則目前流量上升事件的分析結果可以符合燃料棒機械設計準則。

13. 核燃料棒機械分析問題討論。AREVA 目前經原能會核准用於分析燃料護套應變及燃料丸中心線溫度的燃料棒機械分析程式為 RODEX-2A/RAMPEX，AREVA 認為這是一套次穩態(Quasi-Steady State)的分析程式，其對於暫態前後的燃料棒分別以 LHGR 跳升(Ramp)前的穩態及跳升後的穩態來模擬。然而，對較快速的暫態而言，燃料丸的溫度隨 LHGR 快速上升，並導致燃料丸快速膨脹，但因熱傳時間的延後，燃料護套的溫度上升較慢，膨脹亦較慢，這種情形 RODEX-2A/RAMPEX 程式並無法考慮，是否有可能在這種情形下，燃料機械設計準則會被違反？

**【結果】**

- (1) RODEX-2A/RAMPEX 的分析使用基於製造誤差的最大燃料丸密度、最小壓力、最小燃料護套外徑、最大燃料丸外徑 (page 35 of Attachment 3, XN-NF-81-58(P)(A), Rev. 2, Supplement 1)。燃料丸及燃料護套製造出來的尺寸於密度，通常會等於其設計值，所有的尺寸及密度同時等於其最大值或最小值的機率甚小。因此，RODEX-2A 的分析結果相較於實際暫態情形的分析結果為保守。
- (2) RODEX-4 (已於 2009 年初獲 NRC 核准)可執行暫態燃料棒的機械分析，採最佳估算模式(Best Estimate Model)。最近使用 RODEX-4 的初步分析結果顯示，慢速暫態的分析結果較快速暫態的分析結果較具限制性。原因為快速暫態的功率雖然上升快速，但也下降的很快，最後積聚於燃料丸內的能量並未較慢速暫態多。在模擬功率跳升的燃料棒機械分析中，以暫態分析模式所計算的燃料護套應變小於以次穩態分析模式所計算的燃料護套應變。因此，RODEX-2A/RAMPEX 以次穩態分析模式計算燃料護套應變為可接受。

14. LHGRFAC<sub>r</sub>分析方法討論。

**【結果】**

(1) LHGRFAC<sub>f</sub>分析方法簡要說明如下：

$$LHGRFAC_f = 1.35 - \frac{\Delta LHGR}{FDL}$$

上式中，

FDL：Fuel Design Limit

因 $\Delta LHGR$  與再循環流量上升事件前燃料棒的初始 LHGR 有關，初始 LHGR 越大， $\Delta LHGR$  將越大，若暫態之前燃料棒的初始 LHGR 偏低，事件的分析結果亦將得到偏低的 $\Delta LHGR$ ，依上列公式所計算的 LHGRFAC<sub>f</sub>將偏高。解決的方法為利用 SIMULATE-3 的固定功率分佈分析方法，調整最終狀態點最大 LHGR 燃料束之徑向功率比(Radial Power Fraction)直到其 LHGR 等於 LHGR 的 AOO 限值，然後以此調整出的徑向功率比計算在事件初始狀態的燃料棒 LHGR，進而計算出在最終狀態點最具限制性(Limiting)燃料棒的 $\Delta LHGR$ ，並據以計算 LHGRFAC<sub>f</sub>。

(2) AREVA 的工程師表示，上述的 LHGRFAC<sub>f</sub>分析方法可能會過於保守，原因為在調高徑向功率比以後，MCPR 可能已經小於運轉限值。為了不讓分析結果過於保守，在分析時最好能同時考慮 MCPR 大於等於運轉限值。

15. 請 AREVA 公司再澄清對於 $\Delta LHGR/ILHGR > 0.35$  的暫態，中子分析及安全分析小組是否另有相關的程序書可供依循處理（AREVA 公司負責機械分析的工程師曾表示可能有）。

**【結果】**就該機械分析工程師的表述，AREVA 中子分析的工程師澄清如下：AREVA

並未有另外的程序書處理 $\Delta LHGR/ILHGR > 0.35$  的情形。以中子分析的暫態為例，燃料束錯置事件分析的可接受準則為 $<0.1\%$ 的燃料棒破損。在燃料束錯置的分析中，對於 $\Delta LHGR/ILHGR > 0.35$  的燃料棒均假設其破損，然後計算此事件燃料棒破損的比率是否小於 0.1%，該機械分析工程師所言可能指的是此類可允許很小比率燃料棒破損的暫態事件分析程序書而言。

16. 根據 ANP-2668(P)，核一廠 MCPR<sub>f</sub>分析的最低流量為 30%，但根據核二廠的 MCPR<sub>f</sub>分析報告，核二廠 MCPR<sub>f</sub>分析的最低流量為 40%，請 AREVA 說明為何與核一廠

不同？

**【結果】** AREVA 當初從 GE 公司手中接下核一廠及核二廠的爐心再填換安全分析工作時，依循 GE 執行核一廠及核二廠  $MCPR_f$  分析使用的最低流量。至於 GE 為何在核一廠的  $MCPR_f$  分析以 30% 為最低流量，而在核二廠的  $MCPR_f$  分析則以 40% 為最低流量，AREVA 並不清楚其原因。

17. 是否有任何分析結果顯示慢速再循環流量上升事件的結果較快速再循環流量上升事件的結果保守？

**【結果】** 在 FASR 中已證明其他過壓(Over-pressurization)暫態的分析結果較快速再循環流量上升事件的分析結果為嚴重，故在爐心再填換安全分析中只考慮分析結果具限制性(Limiting)的暫態。對於慢速再循環流量上升的事件則以  $MCPR_f$  的分析，制訂非額定(Off-rated)流量運轉的  $MCPR$  運轉限值，以確保非額定流量運轉下發生慢速再循環流量上升事件後不會使燃料棒的 CPR 低於安全限值。

18. ACE 臨界熱功率比關係式於計算燃料束的臨界熱功率時會使用到半長棒(Part Length Rod)與全長棒(Full Length Rod)的 K-factor，變態沸騰可能發生在全長棒或半長棒，因此，在暫態前後，發生變態沸騰的燃料棒可能不會固定在半長棒或全長棒，在 AREVA 的暫態分析方法中，對於  $\Delta CPR$  的計算使用半長棒或全長棒的 K-factor 如何考慮？

**【結果】** 在暫態事件的初始狀態先使用 MICROBURN-B2 計算出熱通道(Hot Channel)的位置，並由 MICROBURN-B2 的輸出找出發生變態沸騰的燃料棒位置及其 K-factor，若變態沸騰發生於全長棒，則 XCOBRA-T 的暫態  $\Delta CPR$  計算中只用變態沸騰全長棒的 K-factor，若變態沸騰發生於半長棒，則 XCOBRA-T 的暫態  $\Delta CPR$  中將使用發生變態沸騰的半長棒 K-factor 及全長棒中最大的 K-factor。較小的 K-factor 在暫態分析中雖然會有較大  $\Delta CPR$ ，但安全分析中關心的是 CPR 最小燃料棒，因此在安全分析中只考慮 CPR 具限制性燃料棒的 K-factor。

19. AREVA 在 SLMCPR 的分析中所考慮的參數不準度的其中一項為 RPF 不準度，此項不準度之中是否有包含 TIP 量測的不準度？

**【結果】** 在 SLMCPR 的分析中所考慮的 RPF 不準度包含 TIP 量測的不準度。在報告 EMF-3250(P)中，RPF 的不準度為 4.09%，而 TIP 量測的不準度為 6.0%，RPF 的不準度小於 TIP 量測的不準度，看起來似乎 RPF 的不準度不包含 TIP 量測的不準度，其實不然。原因為在量化 RPF 不準度的計算中，TIP 的不準度經過一些類似加權的處理後僅佔 RPF 不準度的一小部分，詳細可參考報告 EMF-2158(P)。

## 五、審查後會議摘要

1. 審查結束會議的參加人員除了之前參與稽查前會議的參加人員外，尚有品管部門的經理參加(參附表三會議簽到單)。會議中，由職(李榮達)代表本次審查團隊提出此次審查的發現與建議事項(英文書面文件；如附件一)，共有 2 項發現與 6 項建議。在稽查後會議中討論後，同意 AREVA 的意見，將第 1 項審查發現改為建議事項。對於此次審查發現與建議，AREVA 表示瞭解與接受，並於會後開出了 6 份 Condition Report (CR)，編號為 2010-4617、2010-4618、2010-4619、2010-4620、2010-4622、2010-4623 進行內部檢討及追蹤。
2. 首先感謝 AREVA 公司於審查期間提供之協助，各項支援及設施提供均較前次審查更加完善。本次審查結果，AREVA 公司所提供之核二廠一號機週期二十二填換爐心設計均符合本公司及 AREVA 公司內部所要求之接受標準，因此 KS1C22 爐心設計是可接受的，另提出 1 項發現及 7 項建議：

一項發現：本次審查再次發現分析者遺漏與分析工作相關之重要 GMR (Guideline Modification Request) 因為重複發生的情形，故開立「Finding」請 AREVA 公司審慎檢討「設計分析者檢視相關指引修訂要求(GMR)之流程與方法」。

依中子分析計算書文件準備及流程要求，分析者需將分析工作相關之 GMR 條列出並逐一檢討說明。本公司於 KS2C21 設計分析審查期間針對分析工程師未依指引(GL) 2.7 第 5.5 節進行 2-D TIP 比較分析，提出審查建議，AREVA 公司檢討後將修訂指引內容並提 GMR3436。本次審查發現分析者並未將此 GMR 資訊納入相關計算書文件內。於 KS2C21 設計分析審查時亦發現有類似之情事並建請 AREVA 公司檢討改善。

### 七項建議

建議一：AREVA 公司爐心追隨計算書內未記載說明有關週期 21 EOC 燃耗 +500MWd/MTU 條件下之計算分析結果，建請 AREVA 公司檢討改善。

依本公司所提爐心設計填換要求，需對 N-1 週期(本次為 KS1C21)之分析計算的燃耗區間(window)應為 EOC Nominal 燃耗  $\pm 500\text{MWd/MTU}$ ，且依 AREVA 公司指引 2.7 第 5.5 節，亦提及若有需要分析者應針對 N-1 週期之長燃耗區間執行計算

分析，以確認評估結果為最佳情況。但審查計算書內容

未見 EOC 燃耗+500MWd/MTU 條件下之計算分析或評估結果，分析工程師雖口頭表示此條件已經其評估認為無問題，但無任何文件資料可參考，故建請其檢討改善。

建議二：若分析計算所得之爐心非穩定運轉限制區（Z 區）仍有足夠的餘裕，建議能做適度的調整以增加運轉的彈性。

AREVA 分析工程師以前週期（KS1C21）的爐心非穩定運轉限制區 DR（Decay Ratio） 0.9 及 0.85 的數據點直接代入本次爐心不穩定區（Z 區）計算，所得結果如下表，對應於 DR=0.85 之曲線數據點實際計算所得最大 DR 為 0.759；對應於 DR=0.9 之曲線數據點實際計算所得最大 DR 為 0.796，雖計算結果其餘裕大於 10%，但分析者未進一步調整爐心不穩定區曲線以得較佳化之結果，仍延續採用前週期的計算結果，此經審查團隊討論後，認為此處理方式似乎過保守，故建請日後有相同情事能做適度的調整以增加運轉的彈性。

DR 0.85 line	DR(Max):0.741(F32%/P35.6%) DR(max):0.759(F40.48%/P53.2%) DR(Max):0.744(F48.5%/P70.3%) DR(Max):0.69(F51.41%/76.62%)
DR 0.90 line	DR(Max):0.796(F32%/P37.1%) DR(max):0.792(F40.48%/P54.8%) DR(Max):0.768(F47.5%/P69.59%) DR(Max):0.72(F50.36%/75.66%)

建議三：請 AREVA 公司針對 SLCS 停機餘裕計算不準度的資料庫使用、計算及如何運用於核一、二廠，提供補充說明資料。

AREVA 目前經將 RHR 起動的溫度的 SLCS 停機餘裕必須大於 0.88%的準則應用於核一廠及核二廠，而此 0.88%的數據來自於 Grand Gulf SLCS 準則計算書，其如何使用於核一廠及核二廠不準度計算，需請 AREVA 公司再澄清說明。

建議四：有數份安全暫態相關計算書表格（如下）未載明數值之單位，此可能造成日後引用時發生錯誤，建請 AREVA 公司改善。

- (1) 計算書 32-9131031-000，表格 2.3、2.4 & 6.35
- (2) 計算書 32-9131040-000，表格 2.1

- (3) 計算書 32-9091948-003, 表格 2.2, parameter “spacer elevations with respect to the bottom of the active fuel XCOBRA card 6.1”

建議五：AREVA 公司分析者皆會透過 WebCAP 系統將相關之 GMR，收集條列於計算書內，但計算書內有關 GMR 的描述很簡略，無法了解其具體內容，建請 AREVA 公司能開放 WebCAP 系統供本公司審查者查閱相關 GMR。

建議六：核二廠一號機第 22 週期已開始使用 ACE 臨界功率關係式，但 AREVA 公司設計指引 4.5 控制棒掉棒事故分析指引文件內有關 ILMCMT(1)之設定值仍要求設定為 SPCB 臨界功率關係式，建請 AREVA 公司修正。

建議七：建請 AREVA 公司依本次燃料設計計算書(Fuel Design Notebook)之內容修訂 KS1C22 爐心填換執照分析 (RLA) 報告稿本。須修訂 2 處：

- (1) 依計算書的結果修正一號機週期 21 及週期 22 爐心燃料重量數值。
- (2) 請針對 Pellet based LHGR 限値之應用，補充說明相關資料。

附表三：會議簽到單

AREVA NP Inc.

**KSH1-22 Engineering Audit Attendance Record**

- Customer
- Internal
- NRC
- Vendor

- A - Pre-Audit Conference
- B - Contacted During Audit
- C - Post-Audit Conference

Audit No. \_\_\_\_\_  
Date: \_\_\_\_\_

NAME (PRINT)	TITLE	COMPANY	A	B	C
Kris Mitchell	Project Manager	AREVA	X	X	X
Jason LEE	Head	TAIPOWER	X		X
Wusea Wu	Head	TAIPOWER	X		X
Wu-Hsiung Tung	Associate Researcher	TNER	X		X
Tzung-Yi Lin	Associate Engineer	TNER	X		X
Amanda Wang	Manager	AREVA Taiwan	X		
Thongchai Patchana	ENGINEER	AREVA EDWN Richland	X	X	
Peng Wang	Engineer	AREVA EDWN Richland	X		X
Stone Luo	Engineer	AREVA	X	X	X
SEAN C MELLINGER	Supervisor FDWT-AR	AREVA	X	X	X
DOUG PRUITT	MANAGER FDWT-AR	AREVA	X		
Paul Smith	Engineer	AREVA	X	X	X
Tammy R. Barnes	Eng. Assistant	AREVA	X	X	
ADRIAN CONSTANTINISCU	Engineer	AREVA	X	X	X
EARL RILEY	Supervisor	AREVA	X		X
David Barber	Mgr, Fuel Electronics	AREVA	X		
Steve Larry Tyron	MSN Quality + Test	AREVA	X		X



## 肆、結論、心得與建議事項

### 一、結論

本次審查結果，AREVA 公司所提供之核二廠一號機週期二十二填換爐心設計均符合本公司及 AREVA 公司內部所要求之接受標準，因此 KS1C22 爐心設計是可接受的。另針對所關心的 19 個問題，AREVA 亦給予即時完整之答覆。

### 二、心得

1. 本次核二廠一號機週期二十二填換爐心設計為新燃料合約之第一次燃料填換爐心設計，依新合約 AREVA 公司首次採用數項新方法論，如：ACE 臨界功率關係式、Exposure-dependent 之 MCPR 限值、備用硼液系統停機餘裕 (SLCS SDM) 計算等。因引用 ACE 臨界功率關係式，本次多項原屬涵蓋 (bounding) 性質安全分析項目亦需進行評估，依 AREVA 公司所提交的文件清單，相關技術指引文件有 32 份、分析計算書有 27 份，雖本次已簽請增派一員協同審查，依目前核定之出國審查工作時程仍覺時間不足，無法較全面地深入審查。
2. 審閱 AREVA 公司技術指引文件十分完整且內容詳細，而目前負責本公司核一、二廠填換爐心設計分析計算之工程師均具相當經驗。但在此次審查期間仍發現分析工程師遺漏相關經驗資訊，經由本公司審查人員提出發現與建議，其品保及分析部門均表達積極審慎的回應態度，故本公司定期派員審查可強化廠家分析工程師之警覺性與增加分析工作的嚴謹性，確保核電廠爐心營運之安全。

### 三、建議

1. 目前爐心填換設計審查工作本公司主辦單位為核發處，故均由核發處編列出國預算及派員執行相關審查工作，唯爐心填換設計工作分為中子設計分析與暫態安全分析，依公司內分工核發處主要負責爐心填換設計工作中子設計分析，並建置專業人員，但暫態安全分析並無相關專業人力（目前由核安處負責），故本處派員執行審查工作時，主要專注在中子設計分析工作範圍，而暫態安全分析部分則無法較深入查證及與廠家研討，故建議核安處亦能編列爐心填換設計審查工作出國員額預算，屆時派員協同進行審查，可傳承經驗並使爐心填換設計審查工作更加完善與精進。

2. 明年度（2011 年）核一廠一、二號機分別有一次填換爐心設計審查工作（CS2C25 及 CS1C26）均為第 1 次依新核燃料製造合約進行填換爐心設計工作，同樣 AREVA 公司將採行新方法論，另核一廠因已安裝有 OPRM（爐心功率振盪監視系統）AREVA 公司依新合約需提供相關設定點資料，相關分析計算首次應用於本公司核一廠，且目前規劃核一廠一號機週期 26 將於週期中進行 SPU 功率提升切換，故對於 CS2C25 及 CS1C26 填換爐心設計分析工作內容將有很大複雜度與差異。故建議針對執行核一廠新燃料製造合約首次填換爐心設計分析工作派員進行審查，另因預期廠家分析工作內容改變甚多，在本公司出國預算許可的情形下能加派審查人員或延長審查時程。
  
3. 建議規劃培養年輕的爐心填換設計審查工程師。目前均由資深的主管輪留赴廠家擔任爐心填換設計審查工作，因受限於出國員額，甚難安排年輕工程師隨同見習，然赴燃料廠家進行審查工作除技術、語言能力外，尚需要有行政及國外生活的相關經驗，據了解年輕工程師對於首次國外公差即單獨派赴廠家進行審查工作均感壓力甚大而致意願不高，故基於經驗傳承及人才培訓的角度，建議選派優秀年輕工程師隨同赴燃料廠家見習爐心填換設計審查工作。

July 1, 2010

### Finding

**1. The Projected operating plans don't include a long Cycle N-1 EOC exposure window . It is not consistent with the request of TPC's concurrence letter.**

GL 2.7 section 5.5,"Projected operating plans should include an exposure window around the anticipated end-of-cycle N-1 exposure. This exposure window may consist of both a short Cycle N-1 EOC exposure and a long Cycle N-1 EOC exposure. The projection should represent the best estimate of how the core will be operated for the remainder of the cycle. "

According to TPC's concurrence letter, Taipower requested that AREVA should try the cycle N-1 EOC exposure as -500 to +500 MWD/MTU. But there isn't any calculation or evaluation of a long Cycle N-1 EOC exposure window in the notebook.

**2. It occurred again that the engineer neglected the related GMR during calculating.**

GMR-3436 was issued due to condition report based on the recommendation of KS2C21 core design audit in Dec. 2009 .The condition of this GMR is still "open" . GMR-3436 is related to the core follow calculation, but the GMR is not found in the GMR review section of the notebook.

According to the KS2C21 core design Audit, the TPC auditor has recommended AREVA to look at GMR review process again to ensure the analyst not to miss the related GMR issue.

### Recommendations

1. We reviewed the note book of stability analysis and found that the result includes margins are enough to revise the curves of previous cycle. But the engineer still used the same curves as previous cycle. We recommend that the calculations of the following cycles could be optimized if the margins are enough.

2. The 0.88% criteria of standby liquid control system come from 4 uncertainty terms. One of the uncertainty terms is cold critical uncertainty. Per Grand Gulf SLC criteria notebook (E-6101-N06-1), cold critical uncertainty is quantified by using the cold critical data of 5 plants, and the result is 0.00149. Whether Chinshan and Kuosheng cold critical data are included in the data base for uncertainty quantification is not confirmed yet.

If cold critical data of Chinshan and Kuosheng are not included in the data base, we recommend AREVA to check the cold critical uncertainty of Chinshan and Kuosheng to see if they are bounded by 0.00149. If not bounded, we recommend AREVA to either include Chinshan and Kuosheng cold critical data in the data base or set plant dependent SLC criteria for Chinshan and Kuosheng by using the cold critical uncertainty of their own.

3. There are no units in some tables of safety analysis note book as follows. These could induce misuse in the future application. Please improve.

(3) 32-9131031-000 ,table 2.3 、 2.4 & 6.35

(4) 32-9131040-000, table 2.1

(5) 32-9091948-003, table 2.2, parameter “spacer elevations with respect to the bottom of the active fuel XCOBRA card 6.1”

4. When we reviewed the note books, we think that the GMR a previous results/ WebCAP review is a good practice. But we can't understand the contents of GMR because we can't access and review GMR system. So, we recommend that the content of GMR can be brief described in note book or open the GMR system let auditors can access and review.

5. The ACE correlation has been used in the KS1C22 core design. But the setpoint ILMCMT(1) of guideline 4.5 control rod drop accident analysis is only mentioned to set “40” (for SPCB). Please modify.

PS: Parameter ILMCNT(1) is for thermal limit control and CPR correlation selection.

[AREVA already issued a GMR before Auditor leaving]

6. Please modify the preliminary KS1C22 RLA report contents as follows:

(1) Modified the core fuel weight of KS1CY21 & C22 according to the FCD

notebook.

- (2) Please add some supplementary description for the section 1.3.3 Pellet based LHGR limits in RLA.

[AREVA already revised the RLA report before Auditor leaving]