

行政院及所屬各機關出國報告
(出國類別：實習)

赴美國 FRA-ANP 公司實習 BWR 爐心營運技術

服務機關：台灣電力公司
出國人 職 稱：核能工程師
姓 名：莊鴻瑜
出國地區：美國
出國日期：自 91 年 6 月 9 日至 91 年 8 月 5 日
報告日期：91 年 9 月 9 日

93/
09104155

目 錄

	<u>頁數</u>
一、出國事由-----	2
二、出國行程-----	2
三、工作紀要-----	2
1. 燃料機械設計分析-----	3
2. 熱水力設計分析-----	11
3. BWR 中子設計分析-----	19
4. 最低臨界功率比安全限值(SLMCPR)-----	29
5. 暫態分析與事故分析-----	37
6. 案例分析-----	40
四、心得與建議-----	43

一、出國事由

1. 本公司核能一廠燃料製造廠家原為奇異(GE)公司，但自八十九年三月二十二日新燃料合約由 FRA-ANP 公司得標，並於九十年八月七日第一批 FRA-ANP 公司新燃料到廠，且於九十一年四月十六日核一廠二號機第十九週期時開始使用。
2. 為了確保爐心設計品質，增加機組運轉安全與操作彈性，有必要派員赴廠家實習，以學習填換燃料及核心設計分析技術，建立核燃料及核心設計營運技術的能力，並提昇本公司核能技術層次，增加核能機組運轉績效，降低公司營運成本。

二、出國行程

91年06月09-10日	往程（台北→西雅圖→里其蘭）
91年06月11日~08月02日	實習爐心營運技術
91年08月03-05日	返程（里其蘭→西雅圖→台北）

三、工作紀要

每一個週期燃料裝填前都必須進行安全分析，其目的是要建立或確認電廠的運轉限值，以保證在預期運轉暫態(Anticipated Operational Occurrences, AOO)下之燃料完整性無安全顧慮。另一方面，在假設事故(Postulated Accident)下，各分析的參數均在可接受的範圍內。而此安全分析報告即為 Reload Licensing Analysis Report (RLA)和 Core Operating Limit Report (COLR)。此兩份報告是由燃料廠家，如核一廠二號機週期 19 為法瑪通核燃料公司(Framatome ANP, FRA-ANP)，在每次燃料裝填前提出。廠家在進行執照申請分析前，都必須與電廠有合乎程序的互動，包括準備一份分析數據報告，如"Chinshan Unit 2 Cycle 19 Principal Plant Parameters"，經電廠人員審查認可後才可開始分析工作。

由安全分析報告 Reload Licensing Analysis Report 之內容，可了解到燃料廠家分析的方法與內容。其內容包括有(1)燃料機械設計分析(2)熱水力設計分析(3)中子設計分析(4)最低臨界功率比安全限值(SLMCPR) (5)暫態分析與事故分析。以下則針對各項分析的內容，於此次出國期間所研習到的重點，分別敘述之。並於最後針對核一廠於 91 年初所發生之案例，根據所實習到的手法與內容加以分析，以了解電廠運轉參數的改變，對於安全分析之影響。

1. 燃料機械設計分析

核一廠二號機週期 19 使用了 116 束的 FRA-ANP 燃料束，原來使用的 GE 燃料束尚有 292 束留在爐心中，由於 FRA-ANP 燃料束與 GE 燃料束之機械設計不同，混合使用於爐心中，對於燃料本身的機械設計是否有影響，必須加以分析與評估，以確認 FRA-ANP 的燃料束可應用於核一廠的爐心設計中。

燃料機械設計分析範圍包括有燃料棒、燃料束及 80-mil 燃料匣之機械分析。其設計準則及評估結果詳如表 1-1 及表 1-2。由表中可確認在最大燃耗限值內，FRA-ANP 的核燃料機械設計是符合機械設計準則，可應用於金山核電廠。而其最大執照燃料束之燃耗為 54GWd/MTU，最大執照燃料棒燃耗為 62 GWd/MTU。分析顯示在正常運轉及 AOOs 情況下，只要核燃料運轉低於圖 1-1 所示之 LHGR 限值，則機械設計準則應用於設計是可以滿足的。

圖 1.1 正常運轉及暫態時的 LHGR 限值

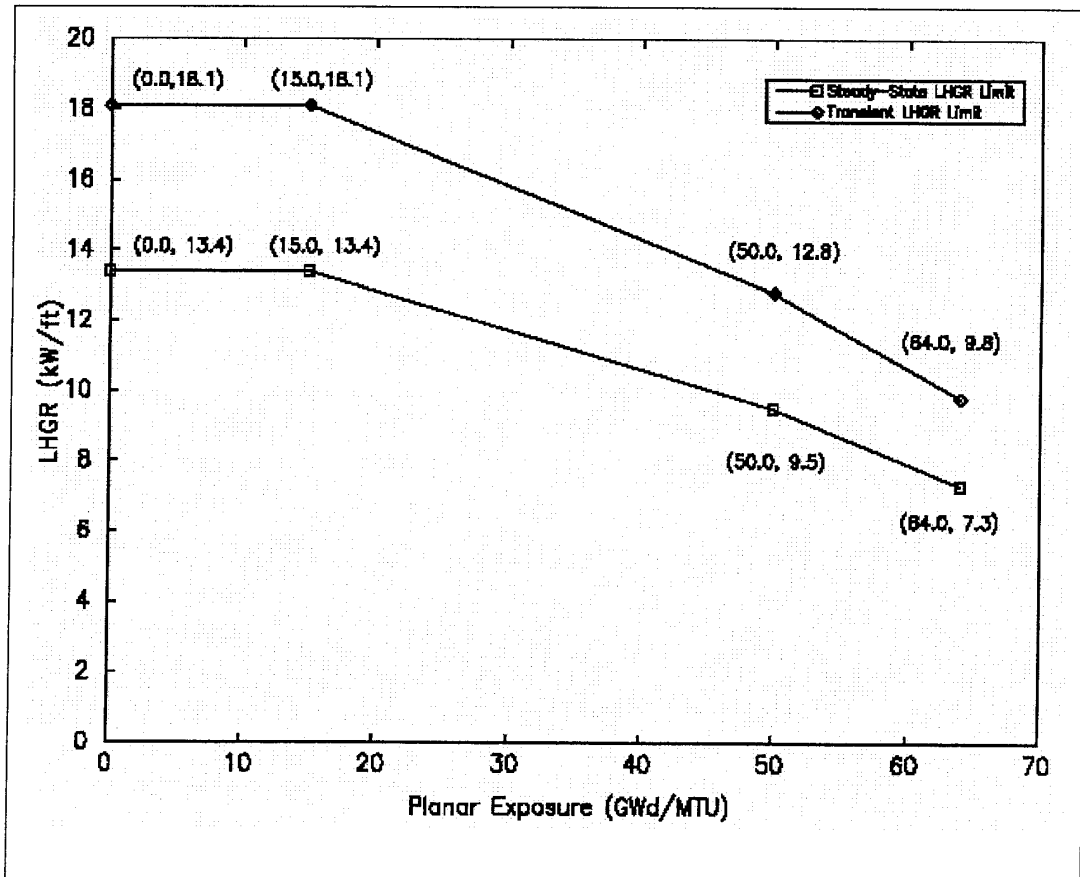


表 1-1 ATRIUM-10 燃料束的設計準則及結果

準則章節	敘述	準則	結果																		
3.2	Fuel Rod Criteria																				
3.2.1	Internal hydriding	<2 ppm H ₂	Verified by QC inspection																		
3.2.2	Cladding collapse	Sufficient cold radial gap to prevent axial gap formation during densification	Radial gap > 0.0 inch throughout densification																		
3.2.3	Overheating of cladding	99.9% of rods not to exceed critical heat flux (CHF)	Verified in SRP Chapter 15 analyses																		
3.2.4	Overheating of fuel pellets	No fuel melting	Fuel temperature is less than melting. (圖 1-2)																		
3.2.5	Stress and strain limits																				
3.2.5.1	Pellet/cladding interaction	Cladding strain < 1% (≤ 60 MWd/kgU pellet) & < 0.75% (> 60 MWd/kgU pellet) & no fuel melting	Transient and steady-state strain meet the criteria (圖 1-3)																		
3.2.5.2	Cladding stress Primary membrane stress Primary membrane+ bending Primary + secondary End cap stress Primary membrane+ bending Primary + secondary	$\leq 2/3 S_y$ and $\leq 1/3 S_u$ $\leq 1.0 S_y$ and $\leq 0.5 S_u$ $\leq 2.0 S_y$ and $\leq 1.0 S_u$ $\leq 0.8 S_y$ and $\leq 0.4 S_u$ $\leq 1.6 S_y$ and $\leq 0.8 S_u$	<table border="1"> <tr> <td>BOL Cold</td> <td>BOL Hot</td> <td>EOL Hot</td> </tr> <tr> <td>0.14 S_u</td> <td>0.19 S_u</td> <td>0.20 S_u</td> </tr> <tr> <td>0.47 S_u</td> <td>Satisfied</td> <td>0.26 S_u</td> </tr> <tr> <td>0.48 S_u</td> <td>0.74 S_u</td> <td>0.72 S_u</td> </tr> <tr> <td>0.56 S_y</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>0.74 S_y</td> <td></td> <td></td> </tr> </table>	BOL Cold	BOL Hot	EOL Hot	0.14 S _u	0.19 S _u	0.20 S _u	0.47 S _u	Satisfied	0.26 S _u	0.48 S _u	0.74 S _u	0.72 S _u	0.56 S _y			0.74 S _y		
BOL Cold	BOL Hot	EOL Hot																			
0.14 S _u	0.19 S _u	0.20 S _u																			
0.47 S _u	Satisfied	0.26 S _u																			
0.48 S _u	0.74 S _u	0.72 S _u																			
0.56 S _y																					
0.74 S _y																					
3.2.6	Cladding rupture	Not underestimated during LOCA and used in determination of 10 CFR50.46 criteria	Accepted model in Appendix K evaluation																		
3.2.7	Mechanical fracturing	ASME Section III, App. F	See section 3.4.4																		
3.2.8	Densification and swelling	Section 3.2.4, 3.2.5.1 and 3.3.7	Models included in accepted fuel performance codes																		

表 1-1 ATRIUM-10 燃料束的設計準則及結果(續)

準則章節	敘述	準則	結果
3.3	Fuel System Criteria		
3.3.1	Stress, strain, and loading limits on assembly components (normal operation)	See 3.3.9 for handling and 3.4.4 for accident conditions.	See 3.3.9 for handling and 3.4.4 for accident conditions.
	Spacer grid	Lateral load < load limit	See 3.4.4
	Water channel		
	Channel wall stresses during normal operation		
	P_m	$\leq 2/3 S_y$ and $\leq 1/3 S_u$	0.01 S_u
	$P_m + P_b$	$\leq 1.0 S_y$ and $\leq 1/2 S_u$	0.45 S_u
	Lower and weld stresses		
	$P_m + P_b$	$\leq 0.8 S_y$ and $\leq 0.4 S_u$	0.38 S_u
	$P + Q$	$\leq 1.6 S_y$ and $\leq 0.8 S_u$	0.52 S_u
	UTPs and LTPs	Limiting loads occur during handling and postulated accidents	See 3.3.9 for handling and 3.4.4 for accident conditions.
3.3.2	Fatigue	Cumulative usage factor(CUF)<0.67	CUF=0.18
3.3.3	Fretting wear	No significant fretting wear	Fretting was evaluated by testing. Testing indicates no significant fretting wear.
3.3.4	Oxidation, hydriding, and crud buildup	Effects of oxidation and crud to be included in temperature corrosion analyses. Stress analysis to include metal loss due to oxidation	Approved fuel rod performance code includes account for oxidation and crud buildup. Metal loss accounted for in cladding stress analysis.
3.3.5	Rod bow	Protect thermal limits	USNRC accepted model used to compute impact on thermal limits.

表 1-1 ATRIUM-10 燃料束的設計準則及結果(續)

準則章節	敘述	準則	結果
3.3.6	Axial irradiation growth End cap engagement Upper end cap clearance Seal spring engagement	Remains engaged Clearance always exists Remains engaged	0.222-inch min. engagement 0.12-inch. Clearance 0.480-inch min. engagement
3.3.7	Rod internal pressure	P<system pressure+800psi. Gap does not open during steady or increasing power.	P=1505 psia (UO ₂ rod most limiting. 詳圖 1-4 gap criteria are satisfied.
3.3.8	Assembly liftoff		
	Normal operation (including AOOs)	No liftoff from fuel support	Net force on assembly is downward.
	Postulated accident	No disengagement from fuel support	Fuel assembly LTP nozzle remains engaged with fuel support.
3.3.9	Fuel assembly handling	Assembly withstands 2.5 times weight as static force	Verified by test>5 times weight.
3.3.10	Miscellaneous components		
3.3.10.1	Compression spring forces	Support weight of UTP and fuel channel at EOL (approx. 90 lb)	Compression spring force of 235 lb at EOL is greater than 90 lb.
3.3.10.2	LTP seal spring	Accommodate fuel channel deformation, adequate corrosion, and withstand operating stresses	The design criteria are met.

表 1-1 ATRIUM-10 燃料束的設計準則及結果(續)

準則章節	敘述	準則	結果
3.4	Fuel Coolability		
3.4.1	Cladding embrittlement	Include in LOCA analysis	Accepted models in Appendix K Evaluation Model
3.4.2	Violent expulsion of fuel Fuel rod failure	<280 cal/g coolability <170 cal/g rod failure	Verified in plant-/cycle-transient analyses Verified in plant-/cycle-transient analyses
3.4.3	Fuel ballooning	Consider impact on flow blockage in LOCA analysis	Accepted model included in Appendix K Evaluation Model
3.4.4	Structural deformations	Maintain coolable geometry and ability to insert control blades. SRP 4.2, App. A, and ASME B&PV Code, Section III, App. F	See results below for individual components. Results are based on a uniform horizontal acceleration of 4.2 g.
	Fuel rod stresses	$\leq 1.8 S_y$ or $2.25 S_m$, and $< 1.0 S_u$	$0.74 S_u < 1.0 S_u$
	Spacer grid lateral load	< load limit as determined by testing	131 lb < 4522 lb
	Water channel stresses		
	P_m+P_b	$\leq 1.8 S_y$ or $2.25 S_m$, and $< 1.0 S_u$	$0.90 S_y < 1.8 S_y$
	UTP lateral load	< load limit as determined by testing	1290 lb < 2253 lb
	LTP lateral load	< load limit as determined by testing	1397 lb < 2076 lb

表 1-2 標準 80-Mil 燃料匣的設計準則及結果

準則章節	敘述	準則	結果
3.2 Normal operation			
3.2.1	Steady-state stress limits	Limit analysis collapse load according to ASME B&PV Code, Section III	Normal operation pressure is calculated to remain below the allowable ΔP of 16.1 psi. Equilibrium is maintained with the load, and the maximum deformation remains within the function limits for normal control blade operation
3.2.2	Cumulative cyclic loading to be less than the design cyclic fatigue life for zircaloy	Allowable number of cycle is 2.5×10^4	Expected number of cycles (2490) is less than allowable.
3.2.3	Oxidation shall be accounted for in the stress and fatigue analyses Long-term creep deformation (bulge and bow)	-- Bulge and bow shall not interfere with free movement of the control blade	The maximum expected oxidation is low in relation to the wall thickness. An account was made in the two preceding analyses for oxidation. Margin to a stuck control blade remains positive.
3.3 Accident Conditions			
3.3.1	Fuel channel stresses and load limit	Stresses shall meet ASME B&PV Code, Section III, Appendix F	Maximum calculated ΔP of 20.0 psi during blowdown is less than 0.9 of lower bound collapse load at 21.0 psi. Deformation does not interfere with control blade insertion.
3.3.1	Channel bending from combined horizontal excitations	Allowable bending moment based on ASME Code, Section III, Appendix F plastic analysis collapse load	Results are bounded by the maximum allowable bending moment for the 80-mil fuel channel of 48,000 in-lb.
3.3.2	Fuel channel gusset load rating	ASME allowable load rating of one gusset is approx. 1152 lb based on testing	Vertical load is not limiting for the fuel channel. Estimated bounding load of 983 lb is well below the allowable.

圖 1-2 正常運轉及暫態時計算燃料中心點溫度

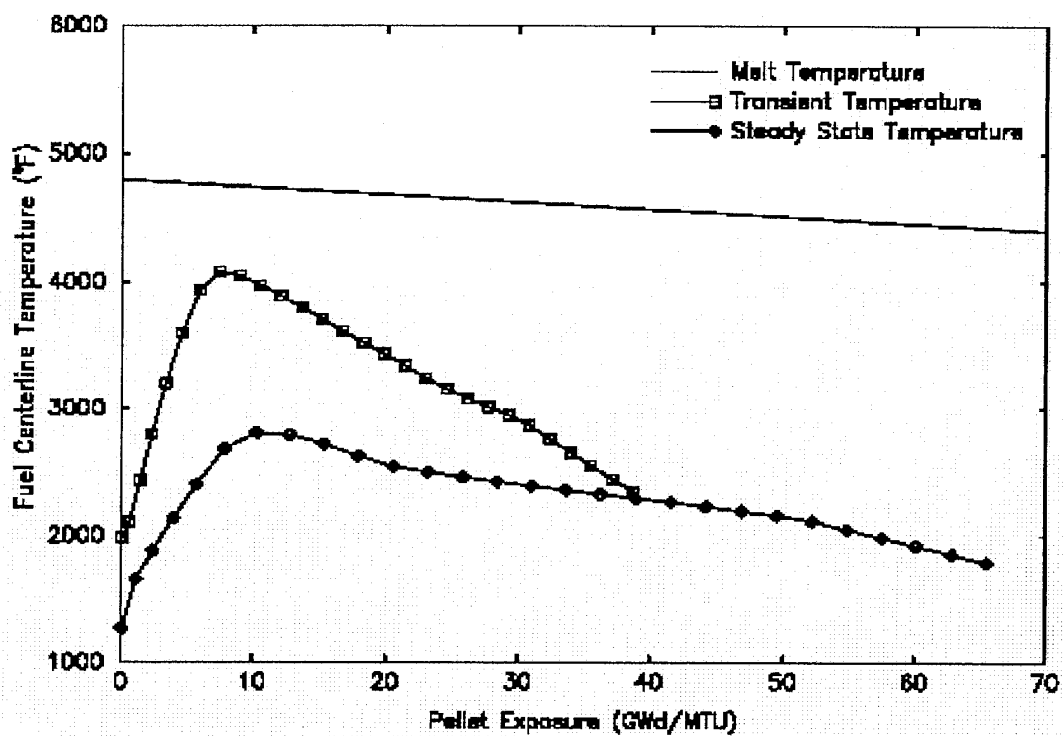


圖 1-3 計算燃料棒護套應變

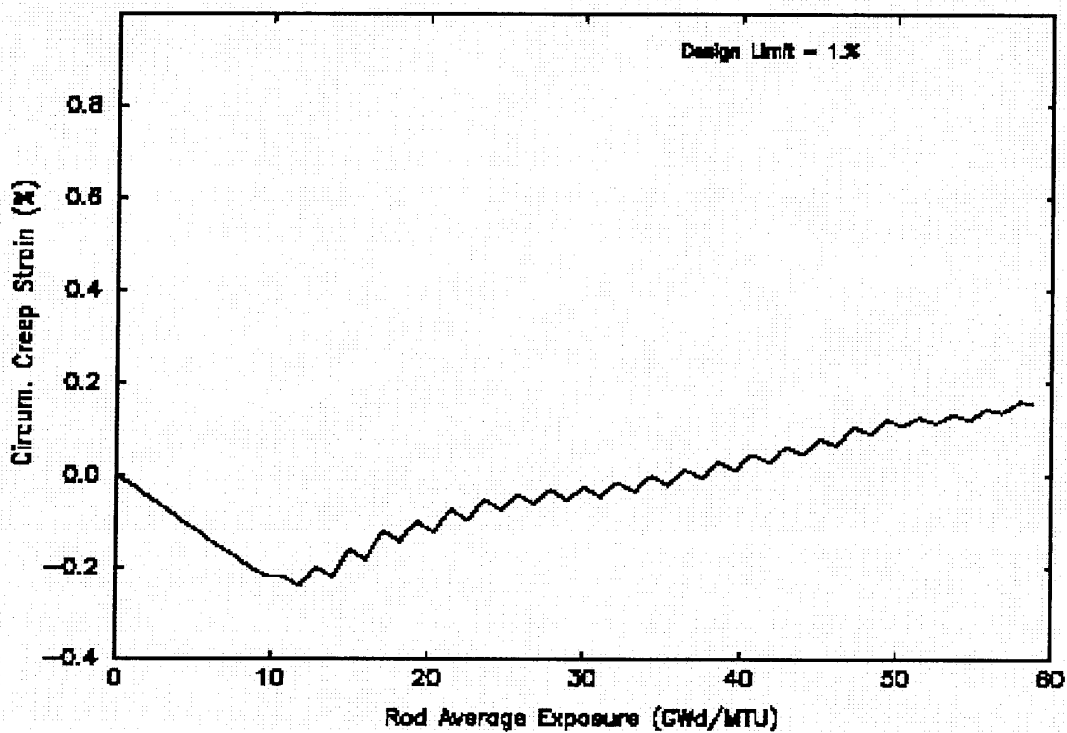
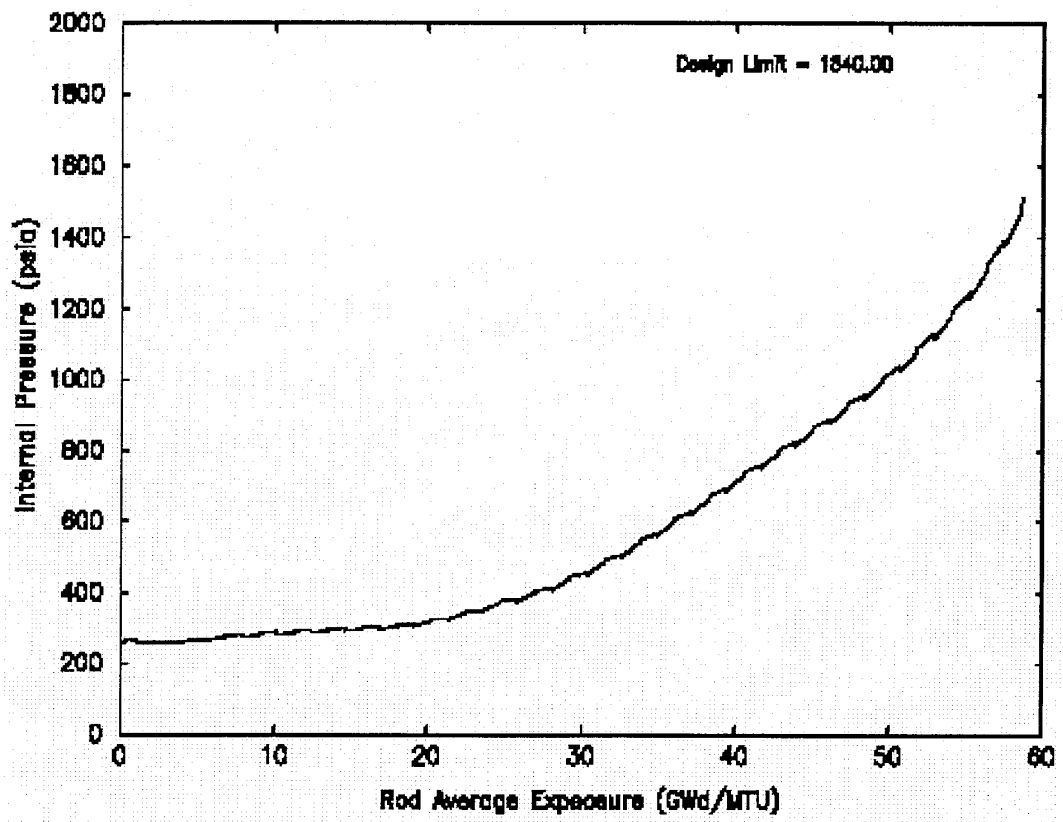


圖 1-4 計算燃料棒內部壓力



2. 熱水力設計分析

BWR 燃料束熱水力分析必須求得整個爐心內的冷卻水流量分布，亦即每一個燃料束的流量及其旁通水流，以提供資訊用以計算燃料束的臨界熱功率比值(CPR)。熱水力分析的執行通常有以下三個目的：

- (1) 燃料束熱水力的設計—目的是決定 lower tie plate 及水棒的流孔以保證有足夠的旁通水流以達到設計準則。
- (2) 熱水力相容性評估—保證 FRA-ANP 燃料束與已存在爐心中 GE 燃料束的爐心壓力降改變不大，確保爐心熱水力互相相容
- (3) 週期執照熱水力特性—用於暫態分析所需要的 XCOBRA/XCOBRA-T 輸入檔案。

FRA-ANP 之 ATRIUM-10 燃料束的熱水力設計評估準則及其結果，整理如下表 2-1。GE-9B 與 ATRIUM-10 燃料束的幾何參數比較如表 2-2。GE-9B 與 ATRIUM-10 燃料束的壓力降特性比較如表 2-3。

針對 FRA-ANP 與 GE 燃料束共存的過渡爐心(Transient cores)而言在機組狀況為額定及非額定(a high rod line at 45% core flow)兩種狀況下(其參數如表 2-4)，執行其熱水力相容性分析得到結果如表 2-5 及表 2-6。由表 2-5 可看出 FRA-ANP 燃料束的爐心壓力降比 GE-9B 燃料束的爐心壓力升高約 1.8%。

對金山核電廠而言，FRA-ANP 燃料束的質量流率比相同功率的 GE-9B 燃料束還低。由第一次的過渡爐心分析中如表 2-7 可看出在額定狀況下，FRA-ANP 燃料束的流量(55.25 MT/hr)比 GE-9B 燃料束的流量(56.56 MT/hr)低約 2.3%。而表 2-8 可看出在非額定狀況下，FRA-ANP 燃料束的流量(23.6 MT/hr)比 GE-9B 燃料束的流量(25.3 MT/hr)低約 6.5%。由於其爐心壓力降及燃料束流量的改變很小，故 FRA-ANP 燃料束的熱水力特性與 GE-9B 燃料束是相容的。在不同的燃料束功率下其燃料束的流量詳如圖 2-2 及圖 2-3；此兩圖即為執行中子分析時所需要的 Hydraulic Demand Curve (HDC)。

表 2-1 ATRIUM-10 燃料束的熱水力設計評估準則及其結果

準則章節	敘述	準則	結果
4.1	Thermal and Hydraulic Criteria		
4.1.1	Hydraulic compatibility	Hydraulic flow resistance shall be sufficiently similar to existing fuel such that there is no significant impact on total core flow or flow distribution among assemblies	Verified on a plant-specific basis. ATRIUM-10 demonstrated to be compatible with GE-9B. The ATRIUM-10 flow is within 2.3% of GE-9B flow at rated conditions. At extreme off-rated conditions, the flow are within 6.5%
4.1.2	Thermal margin performance	Fuel design shall be within the limits of applicability of an approved CHF correlation $\leq 0.1\%$ of rods in boiling transition	ANFB is applied GE-9B and SPCB is applied to ATRIUM-10 Verified on cycle-specific basis for Chapter 15 analyses ATRIUM-10 has similar steady-state CPR performance compared to the GE-9B at rated conditions.
4.1.3	Fuel centerline temperature	No centerline melting	Refer to section 3.2.4
4.1.4	Rod bow	Rod bow must be accounted for in establishing thermal margins	Refer to section 3.3.5 Design basis for fuel rod bowing is that lateral displacement of the fuel rods shall not be of sufficient magnitude to impact thermal margins. ATRIUM-10 rod bow impact on thermal margins has been quantified.

表 2-1 ATRIUM-10 燃料束的熱水力設計評估準則及其結果(續)

準則章節	敘述	準則	結果
4.1.5	Bypass flow	Bypass flow characteristics shall be similar among assemblies to provide adequate bypass flow	Verified on a plant-specific basis. ATRIUM-10 demonstrated to provide compatible bypass flow relative to GE-9B.
4.1.6	Stability	New fuel designs are stable in the approved power and flow operating region, and stability performance will be equivalent to (or better than) existing (approved) RA-ANP fuel designs	Core stability behavior is evaluated on a cycle-specific basis until implementation of the long-term solution as proposed by BWROG. ATRIUM-10 channel and core decay ratios have been demonstrated to be equivalent to or better than approved FRA-ANP fuel design
4.2	LOCA analysis	LOCA analyzed in accordance with Appendix K modeling requirements; criteria defined in 10 CFR 50.46	Approved Appendix K LOCA model. Plant-specific analysis
4.3	Control rod drop accident analysis	< 280 cal/g for coolability	Cycle-specific analysis is performed.
4.4	ASME over-pressurization analysis	ASME pressure vessel core requirements shall be satisfied	Cycle-specific analysis is performance
4.5	Seismic/LOCA liftoff	Assembly remains engaged in fuel support	See section 3.3.8

表 2-2 GE-9B 與 ATRIUM-10 燃料束的幾何參數比較

燃料束的幾何參數	GE-9B	ATRIUM-10
No. of fuel rods	60 (8×8 array)	91 (10×10 array)
Full-length fuel rods		83
PLFRs		8
Fuel clad OD, in (mm)	0.483 (12.3)	0.3957 (10.05)
Water rod OD, in (mm)	1.340 (34.04)	--
Water channel OD, in (mm)	--	1.378 (35.00)
Rod pitch, in (mm)	0.640 (16.3)	0.510 (13.0)
Clad thickness, in (mm)	0.032 (0.81)	0.0239 (0.607)
No. of spacers	7	8
Active fuel length, ft (m)	12.5 (3.81)	12.454 (3.796)
Bare rod flow area, in ² (mm ²)	15.33 (9890.3)	15.639 (10090) 14.655 (9454.8)
Wetted perimeter, in (mm)	115.7 (2939)	128.95 (3275.3) 138.89 (3527.8)
Assembly heated surface area, ft ² (m ²)	94.84 (8.811)	113.3 (10.53)
ID of the two LTP flow holes, in (mm)	0.281 (7.14)	0.260 (6.60)
Fuel channel inside dimension, in (mm)	5.278 (134.1)	5.278 (134.1)
Fuel channel corner radius, in (mm)	0.38 (9.7)	0.38 (9.7)

表 2-3 GE-9B 與 ATRIUM-10 燃料束的壓力降特性比較

Pressure Drop Characteristic	GE-9B	ATRIUM-10
Orifice and LTP loss coefficient		
Central orifice zone, 2.43 in (61.72 mm)	23.64	$21.47+168.1 \times Re^{-0.546}$
Peripheral orifice zone, 1.488 in (37.80 mm)	172.2	$156.9+168.1 \times Re^{-0.546}$
Bare rod friction factor	$0.203 \times Re^{-0.200}$	$0.203 \times Re^{-0.200}$
Spacer loss coefficient	$0.973+99859 \times Re^{-1.28}$	--
Bottom four	--	$0.620+108.6 \times Re^{-0.580}$
Third from top	--	$2.196 \times Re^{-0.084}$
Top two	--	$0.4646+235.7 \times Re^{-0.686}$
UTP loss coefficient	$0.849-5.05 \times Re^{-0.200}$	$-9.68+9.526 \times Re^{0.0046}$
Core pressure drop for full core of fuel design at rated conditions, psid (kPa)	19.44 (134.0)	17.79 (136.4)

表 2-4 機組在額定及非額定兩種狀況下之參數

機組狀況	額定	非額定
Core power level, MWt	1775.0	1295.7
Core exit pressure, psia	1025	986.3
Core inlet enthalpy, Btu/lb _m	524.3	501.8
Total core coolant flow, Mlb _m /hr (MT/hr)	53.0 (24040)	23.85 (10818)
Axial power shape	圖 2-1	圖 2-1

圖 2-1 爐心熱水力相容性分析之軸向功率形狀

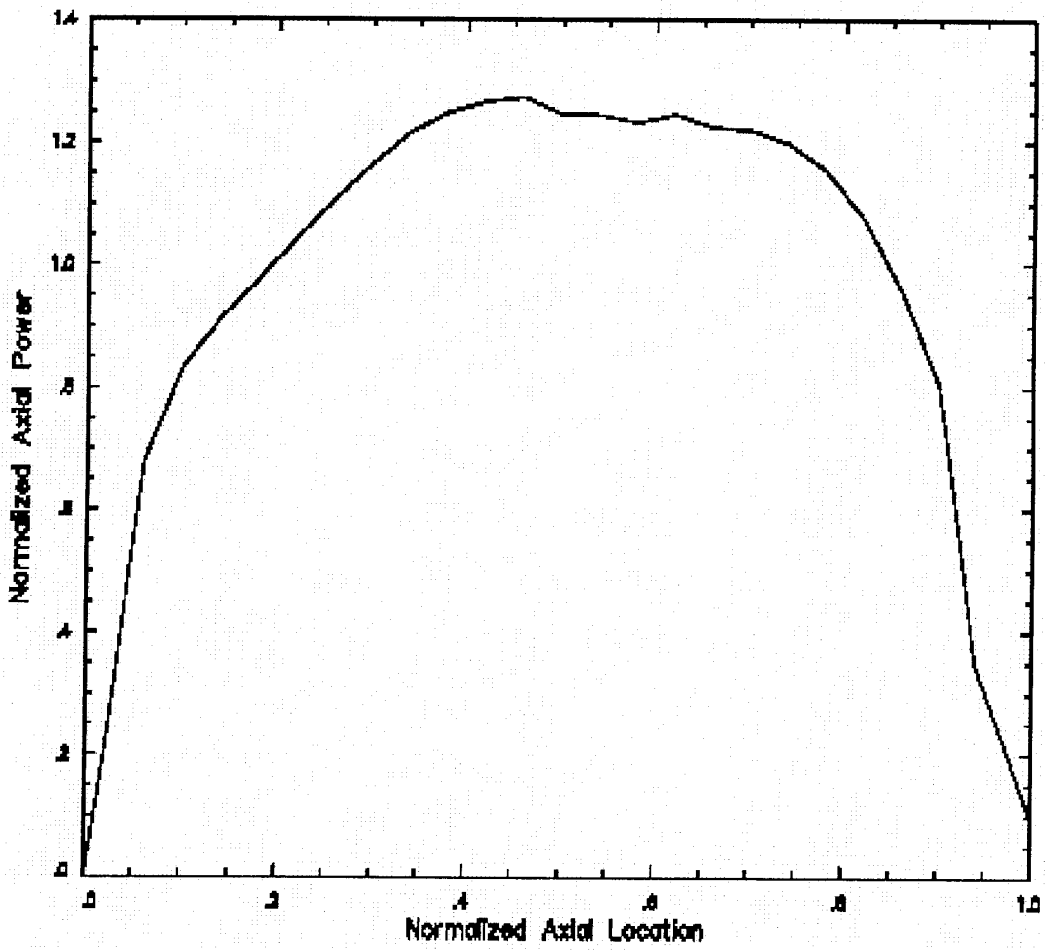


表 2-5 額定狀態下之熱水力相容性分析結果

Core loading	Assembly	RPF	CPR	Assembly flow (MT/hr)
All GE-9B	GE-9B	1.50	1.51	56.43
1/4 ATRIUM-10	GE-9B	1.50	1.52	56.56
	ATRIUM-10	1.50	1.56	55.25
1/2 ATRIUM-10	GE-9B	1.50	1.52	56.70
	ATRIUM-10	1.50	1.56	55.34
3/4 ATRIUM-10	GE-9B	1.50	1.52	56.84
	ATRIUM-10	1.50	1.56	55.52
All ATRIUM-10	ATRIUM-10	1.50	1.56	55.57
Core loading	Core Pressure Drop, psid		Core Bypass Flow Fraction	
All GE-9B	19.44		0.0927	
1/4 ATRIUM-10	19.51		0.0941	
1/2 ATRIUM-10	19.69		0.0959	
3/4 ATRIUM-10	19.76		0.0973	
All ATRIUM-10	19.79		0.0982	

表 2-6 非額定狀態下之熱水力相容性分析結果

Core loading	Assembly	RPF	CPR	Assembly flow (MT/hr)
All GE-9B	GE-9B	1.50	1.50	55.1
1/4 ATRIUM-10	GE-9B	1.50	1.51	55.7
	ATRIUM-10	1.50	1.41	52.1
1/2 ATRIUM-10	GE-9B	1.50	1.52	56.2
	ATRIUM-10	1.50	1.42	52.6
3/4 ATRIUM-10	GE-9B	1.50	1.53	56.9
	ATRIUM-10	1.50	1.43	53.2
All ATRIUM-10	ATRIUM-10	1.50	1.43	53.5
Core loading	Core Pressure Drop, psid		Core Bypass Flow Fraction	
All GE-9B	7.12		0.0719	
1/4 ATRIUM-10	7.19		0.0748	
1/2 ATRIUM-10	7.31		0.0785	
3/4 ATRIUM-10	7.38		0.0814	
All ATRIUM-10	7.41		0.0825	

表 2-7 在第一次過渡爐心的額定狀態下之熱水力相容性分析結果

爐心狀況	額定	
總爐心旁通水流總比率	0.0941	
爐心壓力降, psid	19.51	
Assembly results for radial peaking=1.50	GE-9B	ATRIUM-10
Assembly flow, MT/hr	56.56	55.25
Exit quality (active region)	0.258	0.267
Exit void fraction (active region)	0.807	0.813
Assembly average void fraction	0.526	0.528
Water channel exit void fraction	0.000	0.000
ANFB CPR	1.52	--
SPCB CPR	--	1.56
Assembly bypass flow fraction	0.105	0.113
Total assembly water channel flow, MT/hr	1.93	2.00
Active flow, MT/hr	50.58	48.85

表 2-8 在第一次過渡爐心的非額定狀態下之熱水力相容性分析結果

爐心狀況	非額定	
總爐心旁通水流總比率	0.0748	
爐心壓力降, psid	7.19	
Assembly results for radial peaking=1.50	GE-9B	ATRIUM-10
Assembly flow, MT/hr	25.3	23.6
Exit quality (active region)	0.410	0.450
Exit void fraction (active region)	0.885	0.898
Assembly average void fraction	0.583	0.598
Water channel exit void fraction	0.000	0.000
ANFB CPR	1.51	--
SPCB CPR	--	1.41
Assembly bypass flow fraction	0.098	0.112
Total assembly water channel flow, MT/hr	0.826	0.875
Active flow, MT/hr	22.8	20.9

圖 2-2 第一次過渡爐心的額定狀態下之燃料束流量需求曲線

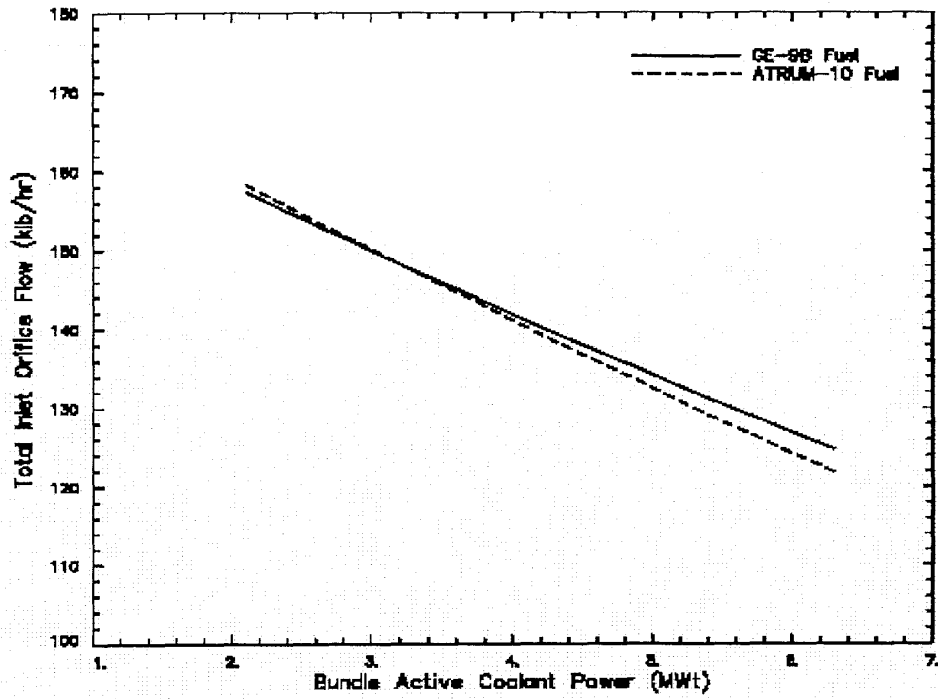
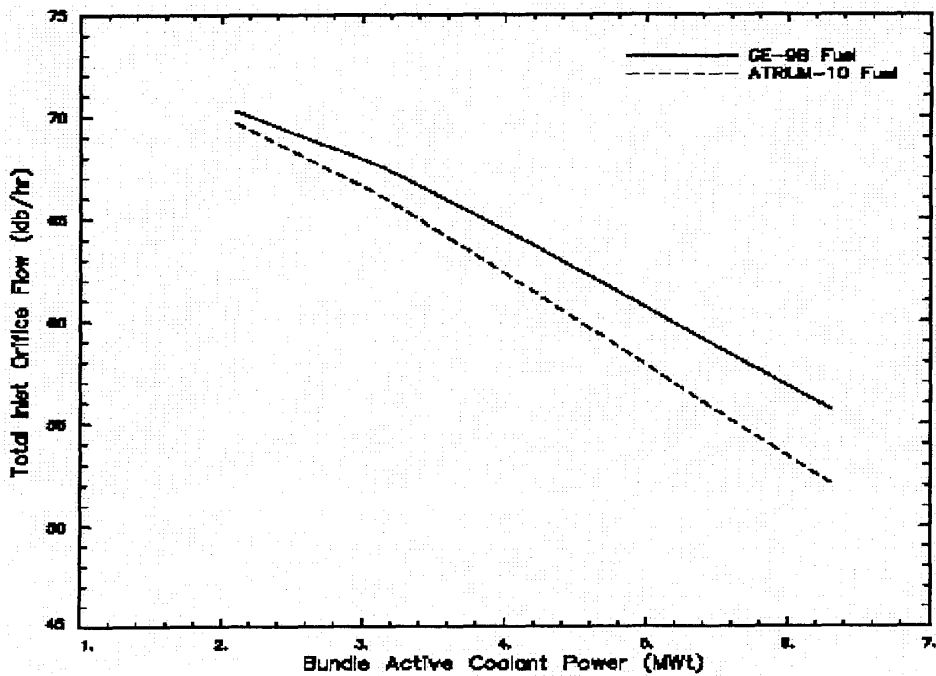


圖 2-3 第一次過渡爐心非額定狀態下之燃料束流量需求曲線



3. BWR 中子設計分析

BWR 中子設計分析工作包括有以下各項工作：

- (1) Core Follow 及 Benchmark 的計算
- (2) 燃料束設計(Fuel Assembly Design)分析
- (3) 燃料週期設計(Fuel Cycle Design)分析
- (4) 中子安全分析

以下就針對(1)、(2)、(3)項作詳細討論，而第(4)項『中子安全分析』則因實習時間上的限制，無法做深入之研究，在此僅做簡略說明。

3.1 Core Follow 及 Benchmark 的計算

FRA-ANP 公司在做中子分析以前必須先了解爐心的中子特性，如 Hot Critical K-eff (Hot Target)及 Cold Critical K-eff (Cold Target)，此值可由過去的運轉數據得到或由世界上同型電廠的運轉數據得到。故 Core Follow 及 Benchmark 的主要目的乃在求得未來執照分析所需使用的 Hot Target、Restart files 及建立中子分析程式 MICROBURN-B 的輸入資料庫。此 Restart files 將被使用於產生 pellet-to-clad gap coefficient，亦當作 fuel management 的基礎及 POWERPLEX-II 的輸入。Core Follow 及 Benchmark 的主要結果如下表 3-1 及表 3-2。

表 3-1 Hot Target K-eff

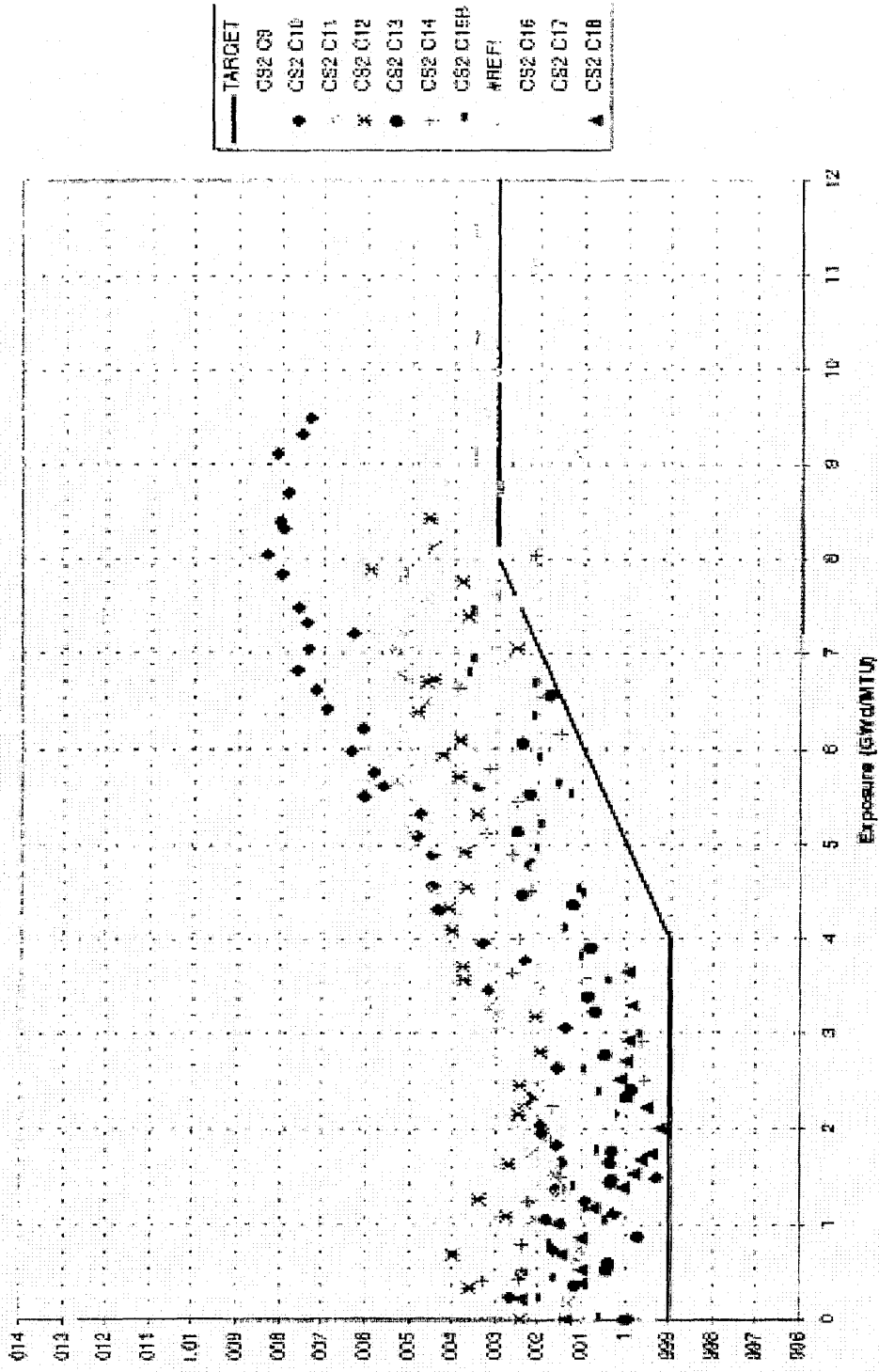
Exposure (MWd/MTU)	K-eff
0	0.999
4000	0.999
8000	1.003
12000	1.003

表 3-2 Cold Target K-eff

Exposure (MWd/MTU)	K-eff
0	1.005
3000	1.003
12000	1.003

此結果是由金山電廠二號機週期 9 到 18 的數據畫於燃耗與 K-eff 的圖上，如圖 3-1 所示。再由各數值取保守的低 K-eff 如圖上所畫之黑線，此黑線即為未來執照分析時之 K-eff 數值。

圖 3-1 金山電廠二號機 K-eff 與燃耗關係圖 (for flow > 80% Rated)



3.2 燃料束設計(Fuel Assembly Design)分析

燃料束設計是一個在個別 Lattice 上及整個燃料束上的 Iteration 程序。設計者必須選擇(1)使用多少濃縮度的鈾，(2)在每一個 Lattice 間鈾濃縮度的徑向分布及軸向高度位置，(3) Gd 可燃毒物棒在每一根棒的 Lattice 上，其數目、位置及濃度。以上的選擇必須使得無論在熱運轉或冷運轉的狀況下，反應度的需求及熱限值餘裕均能達到。

在 Lattice 上，熱運轉反應度之求得與燃料的燃耗、空泡、控制棒狀態及燃料溫度有關。而在冷運轉反應度上則是以熱運轉反應狀況下，無空泡時當作基準求得，故與燃料的燃耗及空泡歷史有關。

對於每一種 Lattice，必須先求得其中子截面數據(Binary cross section)，而後送往 MICROBURN-B 計算，看此燃料束之設計是否可符合所有設計需求(如表 3-3，表 3-4)，若不合，則需修改設計再重複以上步驟，直到符合所有設計規範為止，則此設計才算終了，最終的中子截面數據資料庫方可定稿。其中子截面數據的產生步驟如圖 3-2 說明，這其中 MICBURN-3 (Microscopic Burnup in Burnable Absorber Rods)為求得可燃毒物棒的微觀吸收截面，當作 CASMO-3G (A Fuel Assembly Burnup Program)的輸入。CASMO-3G 則執行燃料 Lattice 的燃耗計算，結果送往 MICRO-B 中間程式轉換成 MICROBURN-B 的輸入。MICROBURN-B 則是一個穩態的 3 次元(3D) 爐心模擬程式，用以計算爐心中每一個節點的主要同位素(U, Pu, Gd)之燃耗。

表 3-3 金山電廠二號機週期十九燃料束的設計準則及設計值

Description	G / L / C ⁽¹⁾	Criteria	Design
Pellet enrichment, wt% U-235	L	≤4.95	4.65
Pellet Gd concentration, wt% Gd ₂ O ₃	L	≤8.0	6.0
Length of shortest axial zone, inch	L	≥6.00	6.00
No. of fuel bundle nuclear designs per reload	G	≤2	2
No. of rod types per fuel bundle nuclear design	G	≤12	12
No. of rod types per reload	G	≤24	14
No. of unique enriched pellet types per rod type	G	≤5	3
No. of pellet types per fuel bundle nuclear design	G	≤15	12
No. of pellet types per reload	G	≤20	12
No. of axial zones per rod	G	≤7	6
Enrichment difference between adjacent axial zones in a rod, wt% U-235	G	≥0.25	0.30
No. of unique lattices per fuel bundle nuclear design	G	≤5	5
No. of unique lattices per reload	G	≤8	9

Description	G / L / C ⁽¹⁾	Criteria	Design
Gd. rods per fuel bundle nuclear design	G	≤ 15	13
Gd. Concentration difference between adjacent axial zones in a fuel rod, wt% Gd ₂ O ₃	G	≥ 1.0	1.0
Reload pellet type enrichment difference, wt% U-235	G	≥ 0.2	0.25
No. of diagonally-symmetric Gd. Rods located in second row from the periphery on each face	L	≥ 2	2
Uncontrolled LPF	L	≤ 1.500	1.327
Uncontrolled LPF at peak reactivity	G	≤ 1.150	1.185
Enriched lattice pellet-to-planar exposure peaking factor for lattices below 96 inches (peak pin exposure / lattice average exposure)			
At 15 GWd/MTU	L	≤ 1.185	1.166
At 70 GWd/MTU	L	≤ 1.085	1.077
GadRatLPF (peak Gd ₂ O ₃ /peak UO ₂ rod LPF)	L	≤ 0.960	0.949
GadRatLimRat (GadRatLPF /GadRatLimit)	L	≤ 1.000	0.989
GadRatExp (peak Gd ₂ O ₃ /peak UO ₂ rod exposure)	L	≤ 1.000	0.943
GadRatFeff at peak reactivity (peak Gd ₂ O ₃ / peak UO ₂ rod f-effective)	G	≤ 1.000	0.968
Uncontrolled f-effective			
At BOL	G	≤ 1.060	1.016
At peak reactivity	G	≤ 0.960	0.971
Control blade corner LPF at peak reactivity	G	≤ 1.000	1.149
No of bundles per fuel bundle nuclear design	G	≥ 16	44

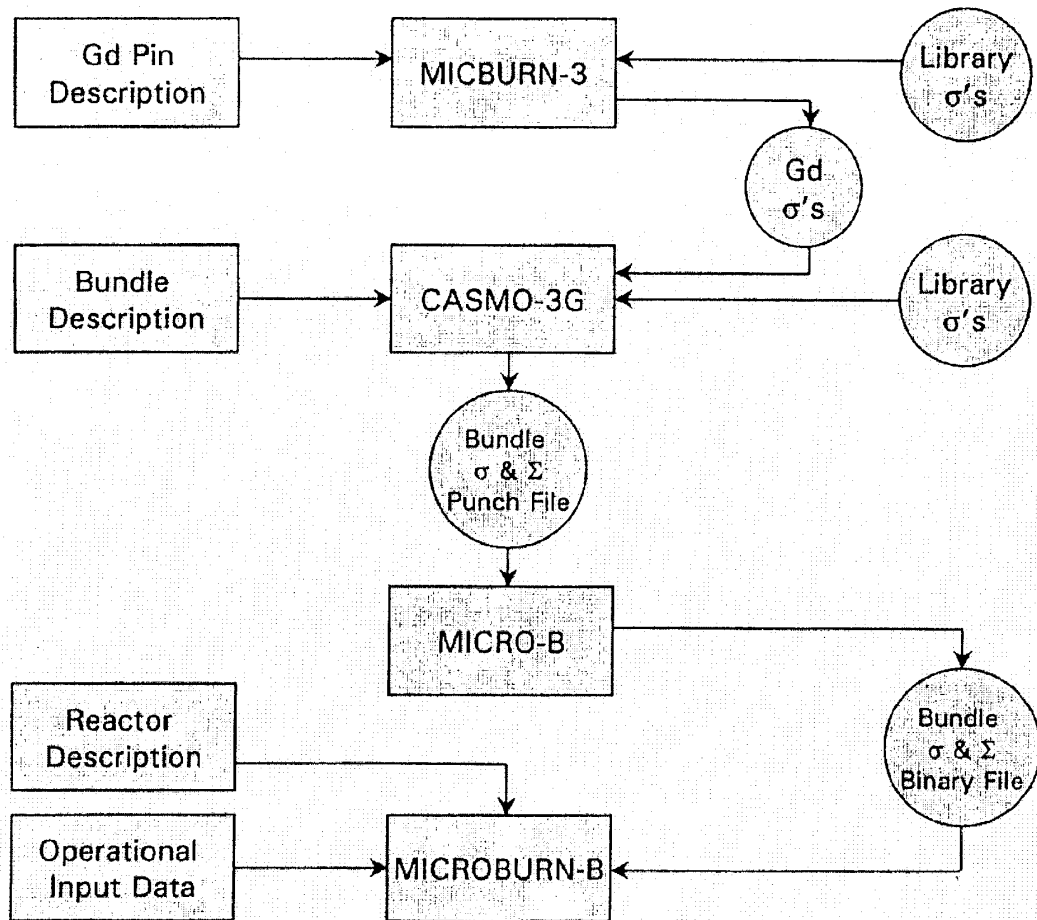
表 3-4 金山電廠二號機週期十九其他設計準則⁽²⁾

Description	G / L / C ⁽¹⁾	Criteria
Gadolinia per reload, kg	G	≥ 200
New fuel vault criticality k-eff	L	≤ 0.95
Spent fuel vault criticality k-eff	L	≤ 0.95
Fuel transfer cask criticality compliance with the analysis of reload	L	≤ 0.95
ATRIUM discharge burnup limits, GWd/MTU		
Peak rod average	L	≤ 62
Peak assembly	L	≤ 54

(1) G / L / C 表示 Guide / Limit / Contract

(2) 此設計參數與最終之 core loading pattern 或其他數據有關，將在最後定稿前分析是否符合以上準則。

圖 3-2 FRA-ANP 公司 BWR 中子分析之資料流程圖



(1) 鈾濃縮度大小的決定

A. 此項通常選擇為燃料設計的第一個評估項目，燃料廠家以電力公司所提出的能量需求及設計需求(如表 3-5)，去執行 MICROBURN multi-cycle 分析及 Equilibrium Cycle depletion Analysis，再配合 loading pattern 的調整以得到可接受的徑向尖峰(Radial peaking)及控制棒佈局的調整以得到週期末時合理的軸向功率形狀(Axial power shape)，直到鈾濃縮度大小能符合目標 k-eff 值且符合電力公司的能量需求及反應度及熱限值餘裕的設計需求。

表 3-5 台電公司對於燃料設計的特殊設計需求

Criteria	Value
Core Flow	80%~98% of Rated
MFLCPR	$\geq 8\%$
MFLPD(MFDLRX)	$\geq 9\%$
MAPRAT	$\geq 9\%$
Shutdown Margin	$\geq 1.2\%$
GE-9B Exposure Limit	≤ 60 GWd/MTU(Peak Pellet)
ATRIUM-10 Exposure Limit	≤ 48 GWd/MTU(Peak Assembly)
Target Batch Average Discharge	44 GWd/MTU
Cycle 19 Energy	855 GWd/MTU
Cycle 20 Energy	850 GWd/MTU
Cycle 21 Energy	857 GWd/MTU
Equilibrium Cycle Energy	858 GWd/MTU

B. 執行 Equilibrium Cycle 分析步驟：

- (a) 選擇一個初始的燃料束設計，其中子截面資料庫已完備。
- (b) 依此燃料束設計，使用 MICROBURN 執行一個粗略的 Equilibrium Cycle 模擬。
 - 在 loading pattern 及控制棒佈局的每 1100 MWd/MTU 燃耗 Step-Through 上做 Iteration，直到熱限值餘裕及 eigenvalue 目標值達到為止。
 - 根據 K-eff 結果，求得鈾濃縮度是否適當，一般每一 mk 的偏離，需調整鈾濃縮度 0.012~0.014 wt% U-235。
- (c) 以分析 BOC 的熱過剩反應度(Hot Excess Reactivity, HEXC) 及最小的停機餘裕(Core Shutdown Margin, CSDM)，求得可燃毒物棒(Gd)數量是否適當。
 - 若 CSDM 離目標太遠，則可燃毒物棒(Gd)數量、濃度及燃料棒的 Top-zone 濃縮度均需調整。
- (d) 一直 Iteration 直到以下 Equilibrium Cycle Design 條件均符合為止。則此 Equilibrium Cycle 燃料束，就可應用於未來週期的預測。
 - k-eff 與 Target 在整個週期中均在 ± 1 mk 以內。
 - 整個週期中 CSDM 均在 $\pm 1.0\% \Delta k/k$ 之內。
 - 熱限值餘裕再目標值的 $\pm 2\%$ 之間。
 - 燃料丸及燃料束的燃耗限值不可超過。

(2) Lattice 鈾濃縮度的分布

- A. FRA-ANP 公司使用 CAZAM/ALADDIN codes 將會自動比例出個別燃料棒的鈾濃縮度，而去求得 Lattice 的平均鈾濃縮度。
- B. 最終的 Lattice 鈾濃縮度的分布，必須考量以下因素的平衡：
 - (a) 局部功率尖峰因數及局部燃耗尖峰因數
 - (b) 燃料束的反應度，包括週期長度、停機餘裕(CSDM)及熱過剩反應度(Hot Excess Reactivity, HEXC)
 - (c) MAPLHGR
 - (d) MLHGR
 - (e) MCPR

(3) 可燃毒物棒的設計

- A. Gd 的設計用以在爐心的初期局部的控制燃料的反應度，其數目及濃度的選擇主要根據以下需求：
 - (a) 反應爐週期燃耗需求
 - (b) 軸向功率形狀的控制需求
 - (c) 週期熱 k-eff 需求
 - (d) 爐心熱過剩反應度(HEXC) 需求
 - (e) 爐心停機餘裕(CSDM) 需求
- B. Gd 棒位置的選擇是基於局部尖峰功率和控制棒本領的考量。
- C. Gd 棒數目的選擇是基於週期初期(BOC)反應度的考量，故 BOC 時，爐心停機餘裕(CSDM)不夠，則須增加 Gd 棒數目。
- D. Gd 棒濃度的選擇是基於週期中及週期末反應度的考量，故週期中期的尖峰爐心停機餘裕不夠，則須增加 Gd 棒濃度。
- E. 當 ATRIUM-10 燃料於船運時，對於 Gd 棒位置另有臨界分析結果引申的額外條款“ATRIUM-10 Fuel Shipping Container Gadolinia Rod Requirements”必須遵守，此點在船運時須特別注意。

3.3 燃料週期設計(Fuel Cycle Design)分析

燃料週期設計分析包括有爐心燃料配置 (Core Loading Pattern Design)，控制棒佈局設計及 Core Follow 工作。燃料週期設計必須符合且最佳化某些參數，最重要的參數也就是週期能量，此能量包括週期 N 及週期 N-1 的能量。Reload Batch Size 及爐心燃料配置必須能提供週期 N 足夠的反應度，以完成電力公司所想要的需求能量。廠家乃根據週期 N-1 的最近數據，執行 Core Follow 的計算，預測到週期 N-1 的末期爐心燃料狀態，再依此爐心燃料狀態執行燃料週期設計，以決定需更換幾根燃料束及週期 N 之爐心燃料配置，並執行每 1100 MWd/MTU 爐心

燃耗時的控制棒佈局設計，直到週期 N 的末期，保證整個週期內爐心的熱限值餘裕(MCPR / LHGR / MAPLHGR)、爐心的停機餘裕(CSDM)、熱剩餘反應度(HEXC)及 Shuffling Limitations 均可達到廠家設計要求及台電之要求且儘可能設計為經濟性、有效率性及符合電廠運轉之實際性。

燃料週期設計除可定義週期 N 的爐心組態及運轉根據外，另外在爐心末期，控制棒全出(ARO)且爐心在 100% 功率及 98%爐心流量時的軸向功率分布，亦為執照分析之基礎(Licensing Analysis Basis)。平時運轉時，電廠人員追蹤 Axial offset of power (AOP)及 Axial offset of exposure 是否符合廠家設計值，即是考量在週期末時的軸向功率分布是否違反執照分析之基礎。以下就針對燃料週期設計工作內容敘述如下。

(1) 先求出 Equilibrium Cycle 之 Batch Size 大小(BATCH)

$$\text{BATCH} = E / (\text{BDE} * \text{WT})$$

其中：E 為週期能量(Cycle Energy)

BDE 為燃料束移出爐心時的目標燃耗值(Target Batch Discharge Burnup)

WT 為燃料束的重量

依此 BATCH 可知道必須移出爐心的燃料束根數。

(2) 燃料週期設計步驟

- A. 預測週期 N-1 週期末的爐心能量
- B. 找出要一出爐心的燃料束
- C. 選擇一個爐心燃料配置試跑程式
- D. 計算 BOC 的熱剩餘反應度(HEXC)－太低表示太多的 Gd 棒在新燃料上或徑向尖峰太平坦。太高則表示太少的 Gd 棒在新燃料上或徑向尖峰太尖。
- E. 計算 BOC 的 CSDM－調整控制棒佈局對 CSDM 沒有助益。
- F. 執行哈林求解(Haling solution)－估計 EOC 時的徑向尖峰及 CPR 餘裕，並且估計 MOC 及近 EOC 時的 CSDM。
- G. 開始控制棒佈局工作
- H. 在滿載額定狀況執行控制棒佈局的 Step-through 工作
- I. 計算熱限值餘裕(CPR、LHGR、APLHGR)
- J. 計算 CSDM
- K. 考慮 EOC 時的 k-eff (包括不準度)
- L. 考慮 Fuel Shuffle Criteria
- M. 考慮 Axial offset of power (AOP)且符合執照分析基礎－EOC

時較大的 AOP，則會有較好的經濟性但會造成較高的 OLMCPR 對於機組運轉會受限制。

- N. 將所有的參數考慮最佳化以得到最終的爐心燃料配置及控制棒佈局。

(3) 典型的燃料週期設計計劃及時程

時間	計劃
起動前 12 月	台電公司提供通告(written notice)通知 FRA-ANP 執行爐心設計及執照分析工作
起動前 9 月	FRA-ANP 公司提出機組參數文件(Plant Parameters Document, PPD)初稿及爐心設計工作計畫
起動前 8 月	台電公司審查機組參數文件初稿
起動前 7 月	FRA-ANP 公司將機組參數文件定稿
起動前 4 月	FRA-ANP 公司提出 Reload Licensing 及 COLR 報告
起動前 2 月	FRA-ANP 公司提出燃料週期設計報告(Fuel Cycle Design Report)
停機前 1 月	FRA-ANP 公司提出設計爐心燃料佈局(Core Loading Pattern)
停機後 42 天	FRA-ANP 提供爐心監測程式(Powerplex-II)的初步輸入資料庫(Input Deck)
停機後 53 天	FRA-ANP 提供爐心監測程式(Powerplex-II)的最終輸入資料庫 (Input Deck)、再起動檔案(Restart file)中子吸收截面資料庫 (Cross Section Libraries) 及起動文件報告(Startup Letter Report)
起動時	FRA-ANP 現場支援停機餘裕測試
起動後 4 月	FRA-ANP 提供起動及運轉報告(Startup and Operation Report)

(4) 電廠必須提供給 FRA-ANP 公司之資料

時間	提供項目
大修前 1~2 月	新燃料檢查後的新燃料 ID
大修前 1 月	預期的停機時間及大修計劃
大修前 2 星期	預期的全爐心燃料配置
停機時	停機時的 EOC Restart files
停機後 2 天	更換 LPRM/CRB 的座標及 Shuffling 計劃以及其全爐心 LPRM/CRB 的燃耗值
停機後 31 天	爐心查證後之全爐心燃料座標圖(As-loaded core map)
停機後 48 天	Powerplex-II Input Deck 審查意見
停機餘裕測試後	停機餘裕測試的時間及其結果

3.4 中子安全分析

BWR 中子設計分析除了以上 3.1, 3.2, 3.3 節之主要分析外，另外還有以下 11 項分析是屬於中子安全分析的範圍，其詳細的內容詳見後所列計算書編號。

- (1) Control Rod Withdrawal Error Analysis (CRWE) – E-4333-N06-2
- (2) LHGRFAC_f and MAPFAC_f Analysis – E-4333-N06-3
- (3) Fuel Storage Criticality Safety Analyses – E-4333-CR4-1
- (4) Fuel Handling Accident Analysis – E-4333-N06-5
- (5) Channel Bow for ATRIUM-10 Analysis – E-4333-N06-6
- (6) Standby Boron Liquid Control Analysis (SBLC) – E-4645-N06-4
- (7) Stability Analysis – E-4645-N06-5
- (8) Control Rod Drop Accident Analysis (CRDA) – E-4645-N06-6
- (9) Loss of Feedwater Heating Analysis (LFWH) – E-4645-N06-7
- (10) Fuel Assembly Mislocation Analysis (Misorientation and Misloading Error)– E-4645-N06-8
- (11) ATWS Analysis – E-4645-N06-9

4. 最低臨界功率比安全限值(SLMCPR)

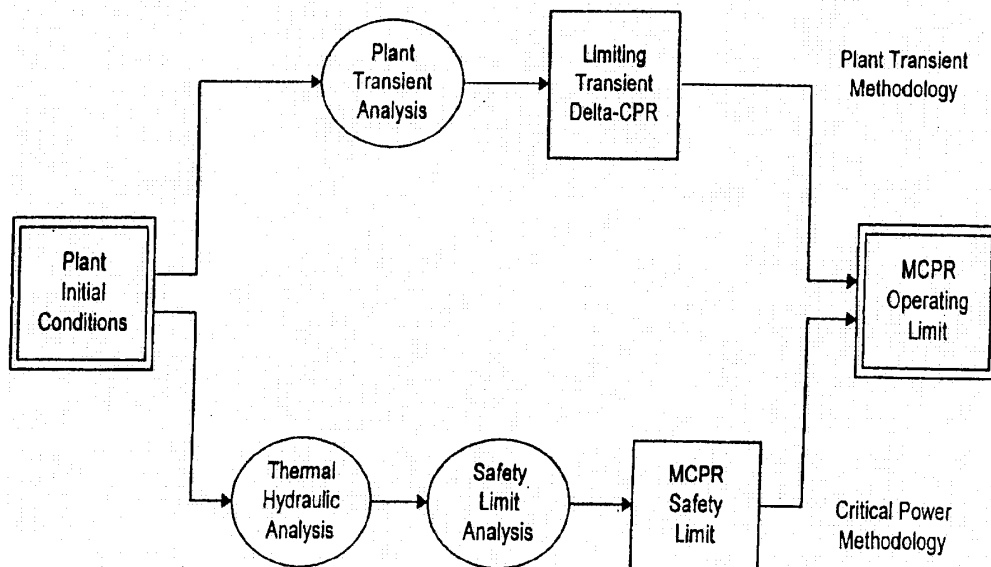
BWR 的運轉需要有一個可接受的標準，以保護核燃料避免在正常運轉及暫態時發生沸騰轉化(Transient Boiling)，而使核燃料損傷。沸騰轉化會很快的減少熱傳能力，造成核燃料護套的高暫態溫度，使其機械性質退化，燃料棒的完整性減低。因此保護核燃料，避免爐心中 99.9%的燃料棒發生沸騰轉化即是一個保守的準則，用以保證燃料棒的完整性。

保護核燃料，避免其發生沸騰轉化的一種定量敘述，即為臨界功率比(Critical Power Ratio, CPR)。定義為燃料束會發生沸騰轉化的臨界功率除以目前燃料束的功率。爐心中所有燃料束中最低的臨界功率，即定義為最低臨界功率比(MCPR)。

4.1 熱限值分析的整體架構

下圖 4-1 為燃料廠家熱限值分析的整體架構圖，從電廠起始狀況的資訊出發，分成兩條路線，一邊是安全限值分析(Safety Limit Analysis)，產生最低臨界功率比安全限值(SLMCPR)。另一邊是電廠暫態分析(Plant Transient Analysis)以計算各暫態之 Δ CPR，最後再選擇各暫態中最大之 Δ CPR (Limiting Δ CPR)，組合成 MCPR 運轉限值 (MCPR Operation Limit, OLMCPR)當作機組運轉的限制值；亦即 $OLMCPR = SLMCPR + \text{Limiting } \Delta \text{CPR}$ 。

圖 4-1 熱限值分析的整體架構圖



4.2 MCPR 的安全餘裕

圖 4-2 顯示 MCPR 的安全餘裕，當 MCPR 小於 1.0 時，就發生燃料破損，MCPR 為 1.0 時是定義為過熱點，在此之上為暫態限值 (Transient Limit)，此餘裕為統計餘裕 (Statistical Margin)，該餘裕包含下列兩種不準度：

(1) 反應爐系統不準度 (Reactor System Uncertainties)

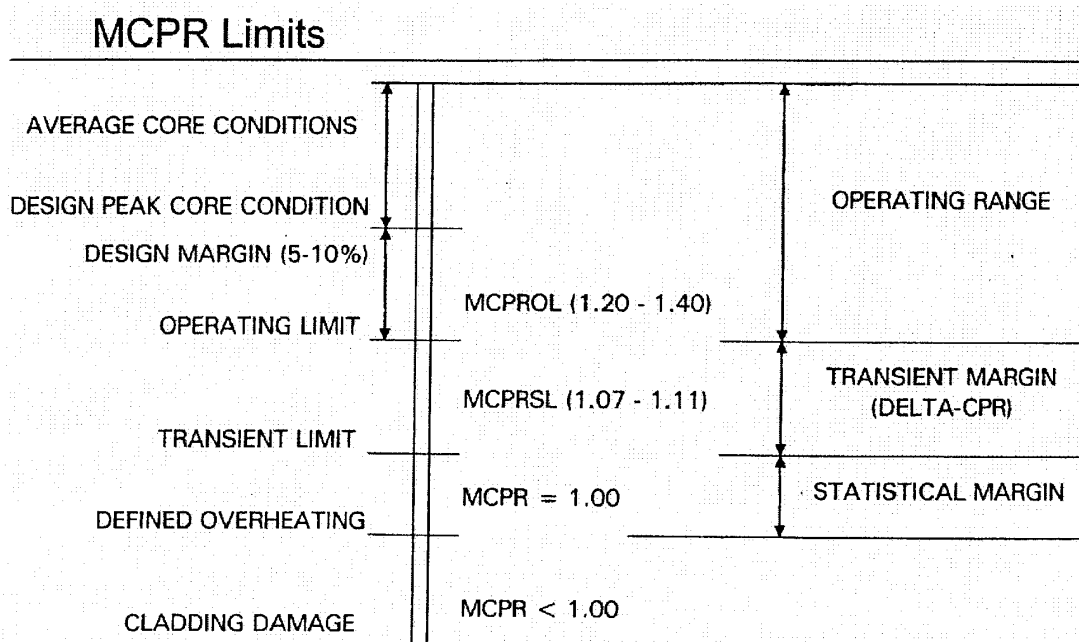
此不準度與使用的燃料無關 (non fuel-dependent)，主要為反應爐系統供應商所提供的電廠測量不準度，包括有飼水流量，飼水溫度，爐心壓力及爐心流量等四項。

(2) 燃料相關不準度 (Fuel-Related Uncertainties)

此部份包括有電廠作業電腦不準度及燃料製造不準度。電腦不準度如燃料束流量及徑向功率分布，燃料製造不準度如局部功率，加成常數 (Additive Constant) 和燃料束彎曲等。

另圖 4-2 中的設計餘裕即為運轉中最接近 OLMCPR 之狀態下，CPR 與 OLMCPR 之間的距離。設計餘裕愈大愈安全，但運轉愈沒有彈性，設計餘裕愈小，可能愈經濟，兩者互有利弊，但以安全管制而言，只要不低於 OLMCPR 就合乎規定。

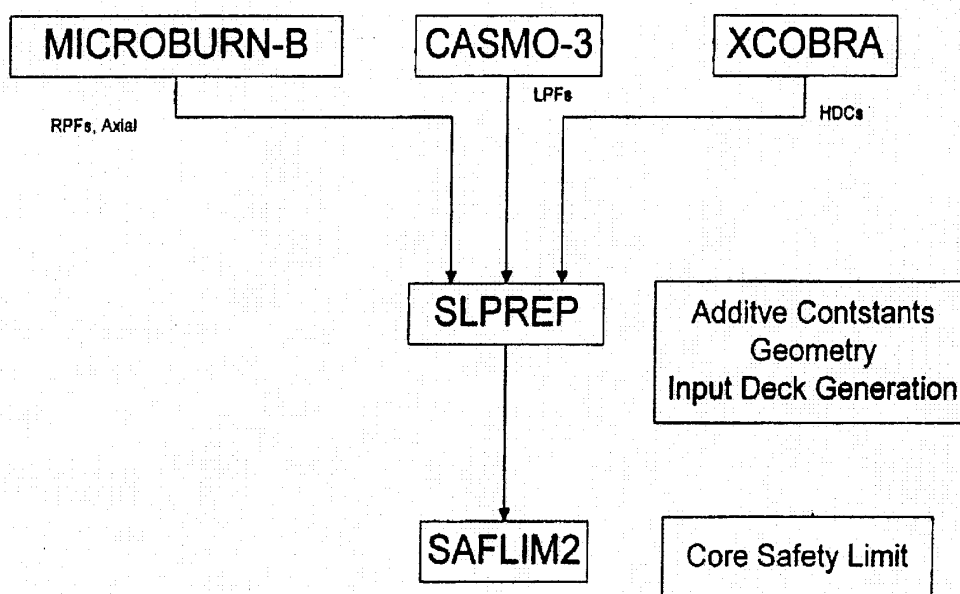
圖 4.2 MCPR Limits



4.3 SLMCPR 之方法與工具

圖 4-3 為 FRA-ANP 公司計算 SLMCPR 之方法與工具，該分析是隨週期而進行的(Cycle-dependent)，根據該週期之爐心設計，由 MICROBURN-B 計算爐心資料，包括軸向功率，徑向功率及燃料束平均燃耗等。另由 CASMO-3G 提供每一種型式的燃料束之局部功率分布。再由 XCOBRA 提供每一種型式的燃料束流量需求曲線(Hydraulic Demand Curve, HDC)給 SLPREP 做輸入準備，讓 SAFLIM2 計算每一特定 SLMCPR 及燃耗下發生沸騰轉化的燃料棒比率。

圖 4-3 FRA-ANP 公司計算 SLMCPR 之方法與工具



方法論中使用的是 FRA-ANP 的 SPCB 臨界功率預估式來計算 ATRIUM-10 燃料束的 CPR 值，而用 ANFB 臨界功率預估式來計算 GE-9B 燃料束的 CPR 值。臨界功率預估式中用來計算臨界功率的 F-eff 參數，是用以表示在燃料束臨界功率上的局部尖峰因數(LPF)之效應，F-eff 因數與下兩部分有關；(1) 與有興趣燃料棒的局部尖峰因數(LPF)有關。(2) 與加成常數(Additive Constant)有關。加成常數表示其他的局部效應，如燃料束的幾何形狀及 Spacer 效應，此兩部份影響燃料束的臨界功率行為，因此臨界功率預估式的結果與實際臨界功率測試數據之間，需加上一個加成常數使兩者之結果一致。因此在某一特定的燃料設計下，有一個加成常數應用在燃料束的每一根燃料棒上及其每一個軸向位置上，因其設計的不同對於流量及焓的分布特性亦不同。

在安全限值得分析中，燃料束彎曲的效應亦列入考慮，因燃料束的燃耗增加，燃料匣發生彎曲的程度愈嚴重，因此 FRA-ANP 在計算中將所有不同形式的燃料匣燃耗達 40-50 GWd/MTU 來做分析。核一廠二號機週期 19 的 SLMCPR 分析結果為 ATRIUM-10 及 GE-9B 之 SLMCPR=1.09，此結果是在週期燃耗為 1,100 MWd/MTU 時且上層燃料匣有向內彎曲的情況下得到的。只要核一廠二號機運轉時的 CPR 值高於 1.09 即可保障不會超過 0.1% 的燃料棒有沸騰轉化的可能。

4.4 SLMCPR 計算程序

SLMCPR 計算程序可分為以下七個步驟：(1) 得到所需的核子數據及資料 (2) 求得設計基準率分布 (3) 準備功率分布輸入資料到 SAFLIM2 (4) 設定 SAFLIM2 的前端輸入 (5) 計算 HDC(流量需求曲線) (6) 求得在某一選擇 SLMCPR 值之下，預估燃料棒發生 BT 的數目 (7) 評估結果。詳細介紹如下：

(1) 得到所需的核子數據及資料(參考圖 4-3)

A. 由 MICROBURN-B 的 SAF-及 MCB-檔案，得到爐心軸向及徑向功率分布。此 SAF-檔為 Cycle Step-through 一直到周期末(EOC) 而產生的，因此包含有：

- (a) 每一個爐心燃耗階段的爐心運轉狀況
- (b) 每一個爐心燃耗階段的燃料束均燃耗，徑向功率，流量，F-EFF 值及 MCPR
- (c) 每一個爐心燃耗階段的爐心平均軸向燃耗

B. 由 CASMO-3G 得到 LPFS

- (a) CASMO-3G 對每一種燃料設計均分析以產生 TAPE71 檔案
- (b) SLPRED 讀取 TAPE71 檔案得到燃料棒的局部尖峰分布。
- (c) 對於軸向區域，基於在臨界熱通量實驗中觀察到沸騰轉化的位置，而選擇 Top Lattice 及 70%void 未分析。

C. 由 CASMO-3G 得到燃料匣彎曲時的 LPF

- (a) 產生 TAPE72 檔案(如同 TAPE71)包含有彎曲 LPF
- (b) 燃料匣的彎曲與共型式及燃耗有關

(2) 求得設計基準功率分布

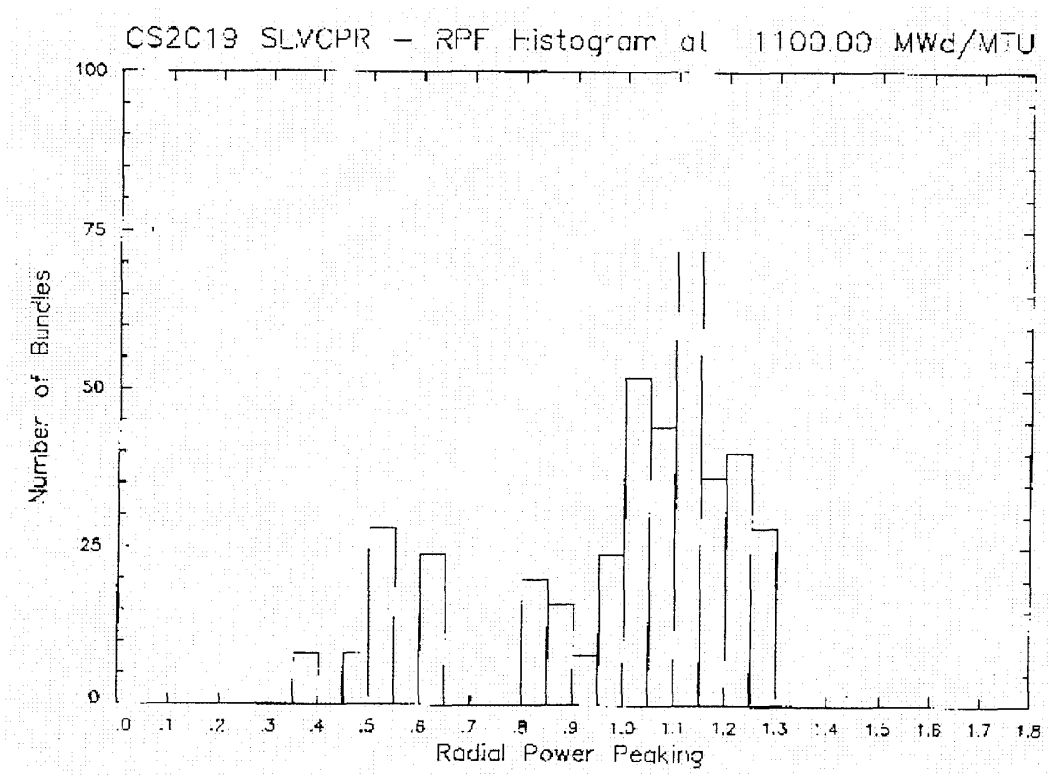
A. 每一個 Step through 的燃耗點均予以分析，使用該燃耗下的功率分布及特定的 SLMCPR 值，去求得最 Limiting 燃耗點。

B. 使用一個代表性的軸向功率分布，因為軸向功率與 SLMCPR 並

不敏感，因此每一個燃耗點均使用爐心平均軸向功率分布。

- C. 當局部功率分布較平時，其較保守。設計基準局部功率分布選擇在局部燃耗高於燃料束的平均燃耗時的 70%VOID 處愈保守，因為會有較多的燃料棒經歷沸騰轉化，燃料匣彎曲會影響局部功率分布，因此必須被考慮。
- D. 當徑向分布所包含的燃料束愈接近 OLMCPR 的數目愈多時愈保守，故徑向功率分布的斜率通常是一個好的指標，用以指出可能最 Limiting 時的燃耗。
- E. 由圖 4-4 為最 Limiting 徑向功率分布，可以發現在燃耗為 1100.MWD/MTU 時，其燃料束的數目最大。

圖 4-4 最 Limiting 徑向功率分布



(3) 準備功率分布輸入資料到 SAFLIM2

- A. 使用 SLPREP 準備 SAFLIM2 功率分布之輸入資料。
- B. SLPREP 讀取 MICROBURN-B 輸出的(SAF 檔)得到徑向功率分布(RPF)及每一燃料束的平均燃耗及爐心平均軸向功率分布。

- C. SLPREP 讀取 CASMO-3G 之 TAPE71，TAPE72 檔案，得到每一種燃料型式在 SAF 檔案處的平均燃耗下的局部功率分布。
- D. SLPREP 建立輸出檔，當做 SAFLIM2 的前端輸入。
- (4) 設定 SAFLIM2 的前端輸入，包括選擇的 SLMCPR，程式中參數的設定，運轉資訊，不準度及燃料匣彎曲重要資訊。
- (5) 計算流量需求曲線(HDC)
- A. 由 XCOBRA 去計算在設計基準功率分布下，每一種不同燃料束之 HDC。
- B. 使用 HDC 到 SAFLIM2 去計算每一燃料束功率下的燃料束流量。
- C. Iteration 持續在 XCOBRA 及 SAFLIM2 中進行，直到 HDC 及爐心運轉狀況(如爐心功率，爐心流量，爐心壓力和爐心進口焓)在兩程式中均相差在 0.5%之內時為止。【註】：爐心壓力及爐心流量並不改變。
- D. 此時的運轉狀況稱為 Nominal 運轉狀態。
- (6) 求 BT 燃料棒的數目
- A. 使用選擇的 SLMCPR 及燃耗，用 SAFLIM2 計算預測會發生 BT 的燃料棒數目。
- B. 每一個 Step-Through 的燃耗點均做分析，通常重覆 1000 次以提高精確度。
- (7) 評估結果
- A. 若發生 BT 的燃料棒數目 $< 0.1\%$ ，則設定之 SLMCPR 為可接受的。
- B. 若發生 BT 的燃料棒數目 $> 0.1\%$ ，則可增加 Monte Carlo Trials 的數目，或移除分析中統計保守度，或選擇一個較高的 SLMCPR 並重覆執行(4)~(6)步驟，最後結果如表 4-1 所示。
- C. 由表 4-1 中可看出 SLMCPR=1.08 時，發生沸騰轉化的燃料棒比率為 $0.1175\% > 0.1\%$ ，不符合規定，因此以 SLMCPR=1.09 分析時，發生沸騰轉化的燃料棒比率為 $0.0819\% < 0.1\%$ ，符合規定，故其 SLMCPR 為 1.09。

表 4-1 SLMCPR 評估結果

Analysis Description	Limiting Core Average Exposure (MWd/MTU)	SLMCPR	Percent Rods in Boiling Transition
Top Lattice with Bow-in	1100.0	1.09	0.0819
Top Lattice with Bow-out	1100.0	1.09	0.0641
SDM Lattice with Bow-in	1100.0	1.09	0.0784
SDM Lattice with Bow-out	1100.0	1.09	0.0641
Top Lattice with Bow-in	1100.0	1.08	0.1175

4.5 SAFLIM2 計算發生沸騰轉化的方法

由圖 4-5 中，SAFLIM2 之計算方法分為兩圈執行 Iteration，外圈先以 Monte Carlo Trial 的方法找到最大功率之燃料束。而後執行內圈燃料束計算造成沸騰轉化的燃料棒根數。其方法是先假設一個 SLMCPR，以改變飼水流量來提升反應爐功率，再依徑向功率分布來求得每一燃料束的功率，使得最高燃料束的功率達到 SLMCPR 時的功率，而每一燃料束的功率知道，可依 HDC 曲線求得每一燃料束的流量，再經由燃料棒之 LPFs 及加成常數計算每一根燃料棒之 F-eff，若此 F-eff 比 SPCB 或 ANFB 求得燃料棒發生沸騰轉化時的 F-eff (BT) 還大時，[即 $F\text{-eff} > F\text{-eff}(\text{BT})$]，則表示此燃料棒發生沸騰轉化。依此計算所有燃料棒發生沸騰轉化的比率是否小於 0.1%。

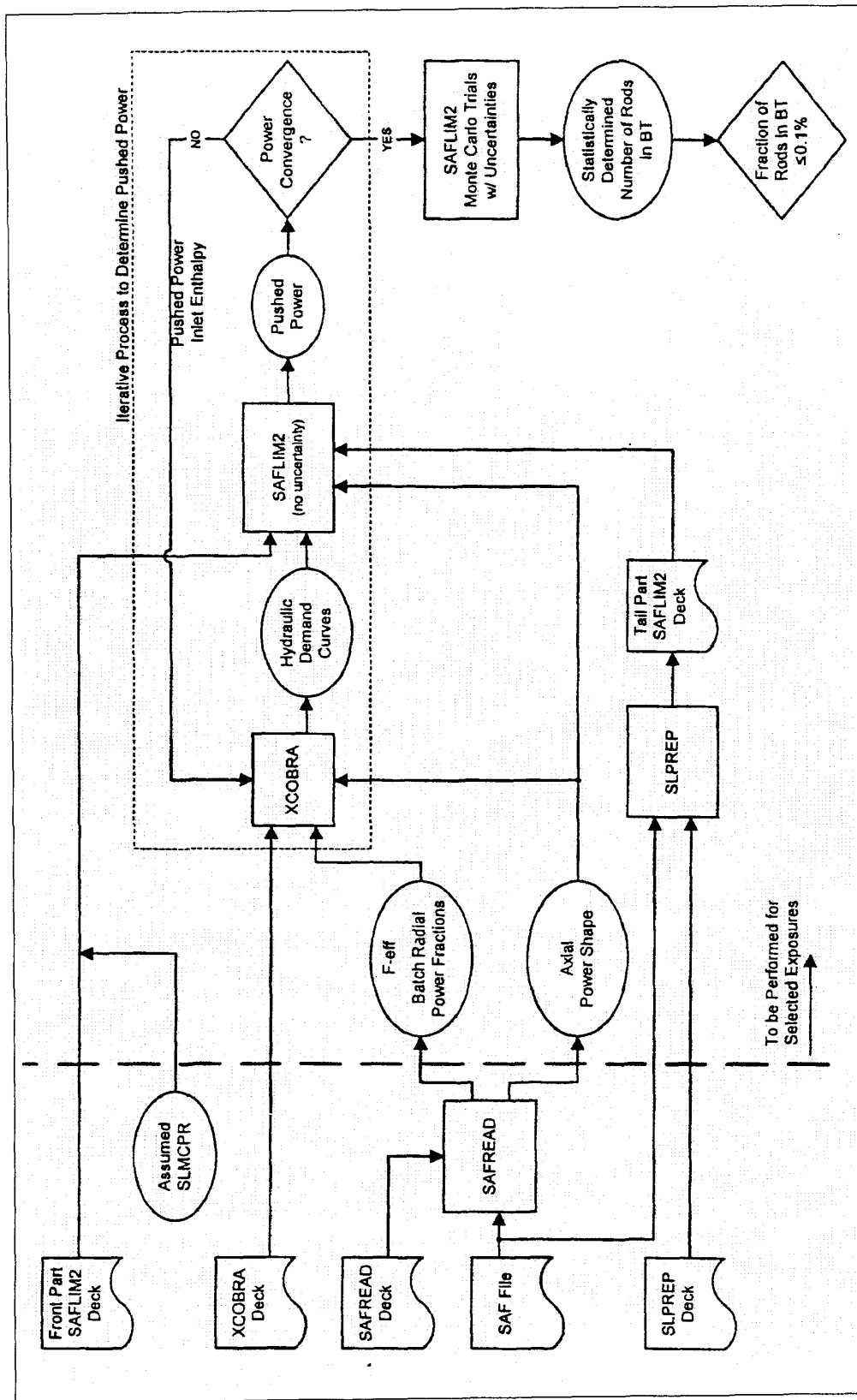
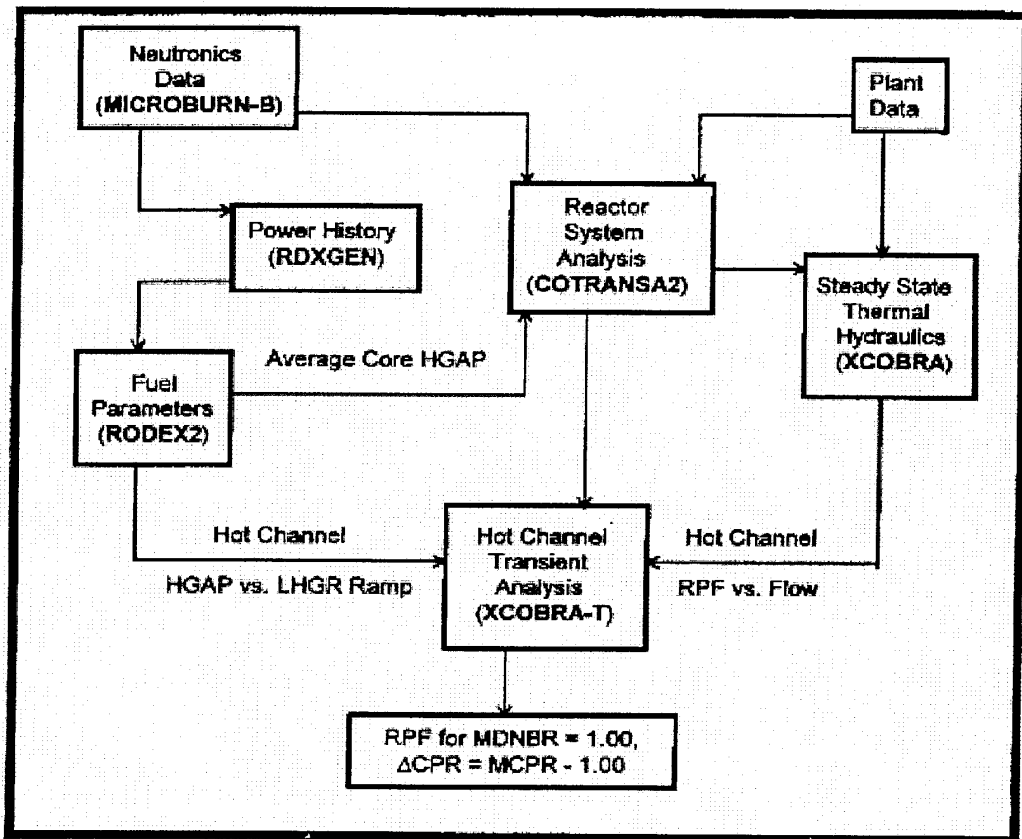


圖 4-5 SAFLIM2 計算發生沸騰轉化的方法

5. 暫態分析與事故分析

FRA-ANP 公司暫態分析方法之流程圖詳圖 5-1，暫態分析之最終結果主要為求得每一種暫態之 ΔCPR 。

圖 5-1 暫態分析方法流程圖



5.1 暫態分析的主要的分析程式

暫態分析方法中主要的分析程式包括有：

程式	功能
MICROBURN-B	三維穩態爐心中子分析
COTRANSA2	系統熱流暫態分析
XCOBRA	穩態爐心熱流分析
RODEX2	燃料分析
XCOBRA-T	暫態爐心熱流 ΔCPR 分析

MICROBURN-B 為三維穩態爐心中子分析程式，它接收上游程式 CASMO-3G 計算而得的截面(Cross Section)數據，以及燃料幾何、爐心組件、運轉狀態等資訊，以計算整個週期的功率分佈和相關數據，再提供給 PRECOT2 程式去產生 COTRANSA2 所需要的一維中子截面數據。PRECOT2 即為中子熱流介面程式。

COTRANSA2[14]程式為 FRA-ANP 發展使用的 BWR 系統暫態分析程式，經美國核管會(USNRC)認證，作為執照申請分析(Licensing Analysis)之工具。它的模式包括反應器爐心、反應器槽、主蒸汽管路、再循環管路、以及控制系統。用途在計算主要的反應器系統參數如功率、流量、壓力、熱焓等 BWR 暫態數據，並提供邊界條件做為 Δ CPR 計算的依據。COTRANSA2 為節點(Nodal)式一維均質熱流模式，和一維中子動態模式，可計算軸向功率暫態變化

在進行 COTRANSA2 分析時，需由 RODEX2 程式提供一爐心平均(Core Averaged)燃料間隙熱導係數(Fuel-clad Gap Conductance, HGAP)。RODEX2 為一穩態燃料分析程式，它可以計算在不同燃耗下之燃料間隙熱導係數。

FRA-ANP 使用 SPCB 預估式和 XCOBRA 及 XCOBR-T 程式來計算 Δ CPR。XCOBRA 是用來進行穩態爐心熱流計算，XCOBR-T 是用來做暫態計算的工具。XCOBRA 的爐心熱流模式是以平行通道方式模擬整個爐心，可做為穩態 BWR 爐心熱流分析之工具。XCOBRA 接收從 MICROBURN-B 來的爐心徑向功率分佈和 COTRANSA2 來的起始條件，包括功率、軸向功率分佈、進口熱焓、爐心出口槽壓力和爐心流量等，以計算各通道流量分佈，並調整熱通道徑向功率尖峰值(Radial Peaking Factor, RPF) 從 1.5 到 3.5，同時維持爐心總功率不變(調降其他通道的 RPF)，建立一個熱通道流量對熱通道徑向尖峰值的曲線，做為 XCOBR-T 進行暫態計算的依據。

XCOBR-T 則接收從 RODEX2 計算出來的熱通道燃料間隙熱導係數(Hot Channel HGAP)，和 COTRANSA2 暫態計算結果，包括爐心進口熱焓、爐心進口槽壓力、出口槽壓力、爐心流量、爐心功率軸向功率分佈等暫態變化，做 Δ CPR 計算。若是 MCPR 不等於 1.0 則繼續調高熱通道徑向尖峰值，再由 XCOBRA 所建立的曲線查得熱通道流量，進行再一次的計算直到 MCPR 等於 1.0 為止，最後的 Δ CPR 即為計算的結果。

所有暫態分析均是以一個『設計執照基礎』來做分析，此設計的執照基礎是由控制棒佈局建立時的 Step-through 計算，在週期末且控制棒已全出(ARO)，爐心流量達最高 98%而爐心功率為 100%時的爐心軸向功率分布，以此功率分布當作基礎來保守分析各種暫態。

5.2 CS2-R19 暫態分析的結果

金山電廠二號機週期 19 之暫態分析主要包括有以下：

A. 機組暫態分析

- (1) Loss Feedwater Heating (LFWH)
- (2) Inadvertent Start of the HPCI System (HPCI)
- (3) Load Rejection With no Bypass (LRNB)
- (4) Feedwater Controller Failure with no Bypass (FCNB)
- (5) Turbine Trip With no Bypass (TTNB)
- (6) Pressure Regulator Failure (PRF)

其中最 limiting case 為 Feedwater Controller Failure with no Bypass (FCNB)，對 GE-9B 其 $\Delta\text{CPR}=0.31$ ；對 ATRIUM-10 其 $\text{CPR}=0.35$ ，因為 $\text{SLMCPR}=1.09$ ；故對 GE-9B 而言 $\text{OLMCPR}=1.09+0.31=1.4$ ；對 ATRIUM-10 而言 $\text{OLMCPR}=1.09+0.35=1.44$ 。

B. ASME 過壓分析結果如表 5-1

表 5-1 ASME 過壓分析結果

Maximum System Pressure for ASME Overpressurization			
Transient	Vessel Dome (psig)	Vessel Lower Plenum (psig)	Steam Lines (psig)
MSIV closure	1224	1250	1220
TCV closure	1223	1247	1237
TSV closure	1223	1247	1237

以上結果均小於 110% 的設計壓力；即 $110 \times 1250 \text{psig} = 1375 \text{psig} = 1390 \text{psia}$ 。

5.3 CS2-R19 事故分析

事故分析主要包括有以下四類：

- A. Loss of Coolant Accident (LOCA)
- B. Control Rod Drop Accident
- C. Fuel Handling Accident
- D. Anticipated Transients Without Scram (ATWS)

其中主要的 LOCA 分析結果，主要結論為 Peak Clad Temperature 為 $2140^\circ\text{F} < 2200^\circ\text{F}$ ，符合 LOCA criteria。

6. 案例分析

核一廠於 91 年 02 月 19 日，根據 GE SIL-639 文件之建議事項將反應爐出口蒸汽之溼度含量由 0.001 改為 0，此機組參數的改變對 BWR 安全分析是否有影響。其結果如下：

A. 對暫態分析的影響

BWR 安全分析所用的熱平衡計算，可分為完整熱平衡計算，如表 6-1 及簡化熱平衡計算兩種，如表 6-2，分別給熱水力分析計算、中子分析計算、LOCA 分析計算及暫態分析計算所用。而除了暫態分析計算的 CONTRANSA2 電腦程式，因只能用簡化的熱平衡計算故對暫態分析而言，因使用簡化的熱平衡計算，蒸汽之溼度已經假設為 0，故蒸汽溼度含量的改變，對於暫態分析而言並無影響。

B. 對熱水力分析的影響

在熱水力分析的 XCOBRA 電腦程式中，只有爐心壓力及爐心進口焓兩個參數與 XCOBRA 有關，故蒸汽溼度含量的改變，對於熱水力分析而言並無影響。

C. 對中子分析的影響

在中子分析的計算只與爐心壓力及進口次冷度兩個參數有關，而其改變量經由靈敏度分析結果如表 6-3，由表 6-3 故蒸汽溼度含量的改變，對於中子分析的爐心壓力及進口次冷度的影響約為 0.1% 而對於 K-eff 的影響也只有 0.01mk 遠小於計算不準度 $\pm 1.0\text{mk}$ ，故蒸汽溼度含量的改變，對於中子分析而言並無影響。

D. 對 LOCA 分析的影響

在 LOCA 分析中，蒸汽之溼度含量用以求得運轉狀態以設定徑向尖峰因數、軸向尖峰因數及流量，然而因為其改變很小，對於爐心壓力及爐心進口次冷度的亦改變很小，因此 LOCA 分析的保守度足以涵蓋這些微改變。

E. 對 Flow dependent MCPR 限值的影響

在 Flow dependent MCPR 限值的計算中，此值與流量增加時的路徑有關，而因為其改變很小，對於爐心壓力及進口次冷度的亦改變很小，因此在計算 Flow dependent MCPR 限值中所用到之軸向功率形狀及 F-eff 值的保守度足以涵蓋這些微改變。故蒸汽溼度含量的改變，對於 Flow dependent MCPR 限值而言並無影響。

總結，蒸汽溼度含量的改變，對於安全分析所包含的各項分析，如上述，均無影響。

表 6-1 完整熱平衡計算

Parameter	Value
Rated core thermal power	1775 MWt
Rated core flow	$53 \times 10^6 \text{ lb}_m/\text{hr}$
Net boiler rated steam flow	$7.62 \times 10^6 \text{ lb}_m/\text{hr}$
Constant coefficient for dome pressure	935 psia
First order coefficient for dome pressure	30 psid
Second order coefficient for dome pressure	45 psid
Constant coefficient for core pressure	935 psia
First order coefficient for core pressure	30 psid
Second order coefficient for core pressure	55 psid
Control rod drive flow	$23 \times 10^3 \text{ lb}_m/\text{hr}$
Control rod drive enthalpy	48.0 Btu/lb _m
Cleanup system flow	$100 \times 10^3 \text{ lb}_m/\text{hr}$
Cleanup system enthalpy loss	112.2 Btu/lb _m
Total pump power	2.0 MW
Reactor thermal losses	1.1 MW
Steam carryunder fraction	0.0025
Moisture carryover fraction	0.001

表 6-2 簡化熱平衡計算

Parameter	Value
Rated core thermal power	1775 MWt
Rated core flow	$53 \times 10^6 \text{ lb}_m/\text{hr}$
Net boiler rated steam flow	$7.62 \times 10^6 \text{ lb}_m/\text{hr}$
Constant coefficient for dome pressure	935 psia
First order coefficient for dome pressure	30 psid
Second order coefficient for dome pressure	45 psid
Constant coefficient for core pressure	935 psia
First order coefficient for core pressure	30 psid
Second order coefficient for core pressure	55 psid
Control rod drive flow	0
Control rod drive enthalpy	0
Cleanup system flow	0
Cleanup system enthalpy loss	0
Total pump power	0
Reactor thermal losses	0
Steam carryunder fraction	0
Moisture carryover fraction	0

表 6-3 蒸汽溼度含量改變的靈敏度分析

ICYQWD, EFFK	CRDEN	AXERAT	EXPAO	FOMAO	CMPP	CMRPF	CMAPRT	CMFLHG	CLCPR	PTH	FLOW1	AVVOID	PRESUR	DHS
6.4402	.99812	11.293	1.070	-10.836	-23.989	2.852	1.578	.908	.820	2888.30	81.87	.4479	1039.68	21.304
6.4990	.99481	11.293	1.070	-10.867	-24.956	2.891	1.569	.928	.858	2894.00	74.36	.4683	1039.87	23.645
6.5000	1.00007	11.264	1.070	-10.868	-9.836	2.633	1.548	.842	.867	2894.00	74.36	.4325	1040.00	23.651
7.1500	1.00098	11.264	1.070	-10.812	-5.370	2.500	1.559	.830	.873	2894.00	75.21	.4205	1040.00	23.367
7.7990	1.00165	11.264	1.069	-10.640	-.838	2.437	1.563	.836	.871	2894.00	76.73	.4035	1040.00	22.872
7.8000	1.00182	10.230	1.069	-10.640	-8.345	2.463	1.508	.812	.841	2894.00	74.36	.4292	1040.00	23.651
8.4500	1.00239	10.230	1.069	-10.554	-.769	2.349	1.512	.803	.835	2894.00	76.98	.4071	1040.00	22.792
9.0990	1.00292	10.230	1.068	-10.280	7.565	2.467	1.513	.864	.847	2894.00	80.28	.3824	1040.00	21.790
9.1000	1.00297	7.586	1.068	-10.279	-.674	2.453	1.564	.831	.867	2894.00	74.78	.4123	1040.00	23.509
9.7500	1.00334	7.586	1.066	-10.015	8.049	2.382	1.566	.827	.847	2894.00	79.35	.3834	1040.00	22.064
10.3990	1.00337	7.356	1.064	-9.553	17.653	2.456	1.549	.871	.883	2894.00	80.78	.3586	1040.00	21.643
10.4000	1.00336	4.598	1.064	-9.552	6.071	2.205	1.547	.780	.801	2894.00	76.68	.3961	1040.00	22.886
11.0500	1.00336	4.368	1.061	-9.156	15.347	2.467	1.540	.872	.895	2894.00	80.02	.3676	1040.00	21.864
11.3000	1.00349	2.414	1.060	-8.925	10.214	2.196	1.549	.779	.790	2894.00	80.02	.3779	1040.00	21.864
11.6990	1.00358	2.184	1.058	-8.638	16.357	2.254	1.547	.824	.835	2894.00	82.64	.3587	1040.00	21.120
11.7000	1.00358	1.264	1.058	-8.637	11.045	2.228	1.569	.801	.812	2894.00	79.85	.3744	1040.00	21.914
11.8380	1.00375	1.092	1.058	-8.536	13.352	2.241	1.565	.810	.821	2894.00	80.70	.3675	1040.00	21.668
12.2618	1.00338	.000	1.056	-8.197	14.073	2.243	1.573	.816	.827	2894.00	84.50	.3577	1040.00	20.620
ICYQWD, EFFK	CRDEN	AXERAT	EXPAO	FOMAO	CMPP	CMRPF	CMAPRT	CMFLHG	CLCPR	PTH	FLOW1	AVVOID	PRESUR	DHS
6.4402	.99811	11.293	1.070	-10.836	-23.989	2.852	1.578	.908	.820	2888.30	81.87	.4479	1039.55	21.295
6.4990	.99480	11.293	1.070	-10.867	-24.955	2.891	1.569	.928	.858	2894.00	74.36	.4683	1039.87	23.645
6.5000	1.00006	11.264	1.070	-10.868	-9.835	2.633	1.548	.842	.867	2894.00	74.36	.4326	1039.87	23.640
7.1500	1.00097	11.264	1.070	-10.812	-5.369	2.500	1.559	.830	.873	2894.00	75.21	.4205	1039.87	23.356
7.7990	1.00164	11.264	1.069	-10.640	-.839	2.437	1.563	.836	.871	2894.00	76.73	.4036	1039.87	22.861
7.8000	1.00182	10.230	1.069	-10.640	-8.344	2.463	1.508	.811	.841	2894.00	74.36	.4293	1039.87	23.640
8.4500	1.00239	10.230	1.068	-10.554	-.769	2.348	1.512	.803	.835	2894.00	76.98	.4072	1039.87	22.781
9.0990	1.00291	10.230	1.068	-10.280	7.565	2.467	1.513	.864	.847	2894.00	80.28	.3825	1039.87	21.780
9.1000	1.00296	7.586	1.066	-10.279	-.675	2.382	1.566	.837	.867	2894.00	74.78	.4124	1039.87	23.497
9.7500	1.00333	7.586	1.064	-9.553	17.651	2.456	1.549	.871	.883	2894.00	79.35	.3834	1039.87	22.054
10.3990	1.00336	4.598	1.064	-9.551	6.069	2.205	1.547	.780	.801	2894.00	80.78	.3962	1039.87	22.875
10.4000	1.00336	4.368	1.061	-9.156	15.344	2.467	1.540	.872	.895	2894.00	80.02	.3677	1039.87	21.854
11.0500	1.00335	2.414	1.060	-8.925	10.211	2.196	1.549	.779	.790	2894.00	80.02	.3779	1039.87	21.854
11.3000	1.00340	2.184	1.058	-8.638	16.354	2.254	1.547	.824	.835	2894.00	82.64	.3587	1039.87	21.110
11.6990	1.00357	1.264	1.058	-8.637	11.041	2.228	1.569	.801	.812	2894.00	79.85	.3745	1039.87	21.903
11.7000	1.00357	1.264	1.058	-8.637	11.041	2.228	1.569	.801	.812	2894.00	79.85	.3745	1039.87	21.903
11.8380	1.00374	1.092	1.058	-8.536	13.348	2.241	1.565	.810	.821	2894.00	80.70	.3676	1039.87	21.657
12.2618	1.00337	.000	1.056	-8.197	14.070	2.243	1.573	.816	.827	2894.00	84.50	.3578	1039.87	20.610

$\gamma = 0.001$

$\gamma = 0.000$

四、心得與建議

1. 本次出國研習 BWR 爐心營運技術，對於核一廠每一週期所做的 Reload Licensing Analysis 能有一個完整架構的了解，知道其所涵蓋的內容及 FRA-ANP 所用的方法，有助於未來相關問題的界定。另外對於未來電廠組態有改變時，其相對應的分析及可能的改變亦能加以查對，對電廠爐心營運確有助益，可提升燃料運轉安全。
2. 實習期間，曾詳閱 FRA-ANP 各分析之計算書，對於 FRA-ANP 公司之計算書品質保證人員的詳細審查態度，留下非常好的印象。由計算書中，可看到品質保證人員的專業知識非常充足，可能由資深分析人員擔任，故對於計算書的內容逐字審查，沒有問題者則在一句後打「∩」，有問題者直接書寫於句子上並編號 QA#n，請分析者答覆所問問題，直到滿意為止。如此讓我們對於計算書及分析工作的品質感到非常放心。
3. 實習期間，曾參觀 FRA-ANP 燃料製造工廠，對於整個製造過程，由核燃料粉末到燃料丸、燃料棒以及最後的燃料束之製造與品管過程，讓本人留下深刻且具體的印象，建議未來有派員前往 FRA-ANP 公司時，參觀燃料製造工廠為必備之行程之一。
4. 電廠單位派員赴燃料製造廠家研習，實屬必要，可完全了解廠家所提供之技術分析報告之內容並據以執行。運轉時若遇到困難，可更有信心判斷因應對策。故建議繼續辦理此派員出國計劃，若時間允許，建議參與廠家程式之執行，可更進一步了解廠家分析的手法與內容，實有助於電廠之運轉及營運。