

第六章第一節審查意見

編號	6.1-01-103	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		臨界	S12	附錄 5.A	5.A.-6	結案
第 1 次審查意見						
將合乎設計要求之中子吸收劑妥善的安裝於燃料方管的內側，是維護臨界安全之關鍵要項。報告中列了三類中子吸收劑(Boral、borated metal matrix composites (MMC)與 borated aluminum alloy)皆稱為 metallic composite。 請澄清是否三類中子吸收劑在本系統中混合使用？還是會簡化使用單純一類？						
第 1 次審查意見答復說明						
本系統中將只使用單純一種中子吸收板。Boral、MMC 與 Borated aluminum alloy 皆為本案可選擇的中子吸收劑，實際要採用何種中子吸收劑，將依據市場可得性，於使用前提出。						
第 2 次審查意見						
1. 6.2.B-28「選用<u>最經濟</u>與能取得的中子吸收物」，請說明。 2. 另請考量就結構強度、熱傳、腐蝕等面向，比較 Boral、MMC 與 Borated aluminum alloy 三種材質於壽命期內（正常、異常與意外情形下）之持續有效性，選擇優先使用之中子吸收劑材質。						
第 2 次審查意見答復說明						
1. 如下之分析有關三種中子吸收劑 Boral、borated metal matrix composites (MMC)與 borated aluminum alloy 於結構強度、熱傳、腐蝕等面向大致相當，皆符合本案需求，6.2.B-28「選用<u>最經濟</u>與能取得的中子吸收物」修改為「於訂定製造規範時要求選定超過或符合標準而且適合之中子吸收劑」。 2. 三種材料的基材均為鋁，所以其結構強度、熱傳、腐蝕特性均類似： A. 結構部分：由於中子吸收物沒有支撐結構功能，因此不需考量中子						

吸收物的結構強度。此外 Ch 6.2 的假設傾倒分析顯示，即使發生傾倒意外，也可維持密封鋼筒內的提籃結構完整性。

B. 腐蝕部分：中子吸收物之鋁覆材在製造時即快速氧化，此氧化層會保護中子吸收材料避免劣化。整個密封鋼筒只在裝填燃料時有短暫接觸水，如此短暫的時間不致造成腐蝕現象。此外密封鋼筒內會填充氬氣，也可有效抑制腐蝕現象。

C. 熱傳部分：由於鋁的熱傳導性很強，所以中子吸收板中的鋁成分含量越多的話，則熱傳效果越好。熱傳分析中假設以 B-10 有效面積密度比實際高的中子吸收板分析，由於其鋁含量較少，所以熱傳效果較實際來得差，是為保守假設。

第 3 次審查意見

同意答覆。然本案 27 組護箱，應採用相同中子吸收劑材質。

第 3 次審查意見回覆

依照審查意見，本案 27 組護箱，採用相同中子吸收劑材質。

第 4 次審查意見

同意答覆。

編 號	6.1-02-104	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		臨界	S12	6.1	6.1.1-1	結案
第 1 次審查意見						
本報告之臨界安全分析採用 bounding analysis，在燃料平均濃縮度採用了 3.3 wt%以涵蓋核二廠乾貯之 GE8x8-2(3.03 wt%)及 ANF8x8-2(3.25 wt%)。但由表 6.1.2-1 顯示，本報告分析 B8_62A 燃料型式與核二廠待貯存之燃料，在燃料棒參數、材質並不盡相同。						
因此請針對全部貯存 ANF8x8-2 燃料，用相同分析工具，執行臨界安全分析以利了解增殖因數之影響，並提供一分析案例之程式輸入檔及輸出檔。						

第 1 次審查意見答復說明
B8_62A 在組態上與 GE8x8-2、ANF8x8-2 類似，在反應度上可完全涵蓋後二者，其參數比較及涵蓋說明已詳述於表 6.1.5-1，詳請參考 6.1-03 之回覆。
第 2 次審查意見
1. 請提供一分析案例之 MCNP 程式輸入檔及輸出檔及簡要說明。 2. 台電公司已另行委託執行平行臨界安全分析，如有針對核二廠燃料之相關分析，應提供作為審查參考。
第 2 次審查意見答復說明
1. 依委員意見提供 MCNP 輸入檔(如附件 6.1-02-B1)與輸出檔(如附件 6.1-02-B2)；MCNP model 輸入檔以下列步驟建立： A. 首先建立燃料束的幾何模型，包含燃料棒、水棒、燃料上下繫板(含 end-fitting)和燃料匣，並組成 UNIVERSE*1 B. 建立提籃幾何模型並放在密封鋼筒內部預留的空間中，提籃是由碳鋼方管、支撐焊件與中子吸收板及焊接釘(weld post)組成 C. 完成提籃模型後，再將燃料束以 UNIVERSE 的複製功能填滿提籃內的 89 個位置，一起放在密封鋼筒內部的空洞中 D. 密封鋼筒殼層與蓋子則圍繞在提籃外部建立 E. 將密封鋼筒放置到建立好的混凝土/傳送護箱幾何模型 F. 護箱表面往外 20 公分處設置圓柱形反射邊界 G. 初始射源均勻分佈於燃料區域中，射源中子能量以 Watt fission spectrum 分佈。每週期計算 2000 顆粒子，總週期 530 並忽略前 30 個週期。 注1.UNIVERSE：MCNP 裡一種類似群組的功能，可將 UNIVERSE 內的全部組成一起做複製、移位等操作 注2.MCNP 模型裡的材料密度與組成主要來自 SCALE material library，其餘材料則是由計算(如 pellet 組成)或是從參考資料中獲得。
2. 針對核二廠燃料之相關分析，依據本公司委託清華大學執行之核臨界安

全平行驗證，計算出 B8_62A 與 GE8x8_2 、ANF8x8_2 燃料於傳送護箱在意外事故下之核臨界值如下：

	B8_62A	GE8x8_2	ANF8x8_2
U-235 濃縮度(wt%)	3.3	3.03	3.25
K_{eff} *	0.92353	0.89137	0.90408
σ	0.00041	0.00043	0.00043

*(每週期粒子數，忽略週期，有效週期數)=(6000,90,550), with corrected geometry.

第 3 次審查意見

同意答覆。請提供清華大學執行之核臨界安全平行驗證報告。

第 3 次審查意見回覆

依照審查意見，提供清華大學執行之核臨界安全平行驗證報告如附件 6.1-02-C。

第 4 次審查意見

同意答覆。

編 號	6.1-03-105	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		臨界	S13	6.1		結案
第 1 次審查意見						
雖然由極限涵蓋分析法觀點而言，B8_62A 燃料型式涵蓋核二廠用過核子燃料待貯存之 GE8x8-2 及 ANF8x8-2 二種型式，但是既然是針對核二廠用過核子燃料乾式貯存設施進行臨界安全評估，請採用 GE8x8-2 及 ANF8x8-2 二種燃料型式做為設計基準燃料進行分析計算。						
第 1 次審查意見答復說明						
極限涵蓋分析法於核工界必要且廣泛應用於安全分析。其方法為分析所有可能使反應度變化的參數，並判斷會造成反應度最大的方向，在此方向上設定一個可涵蓋所有分析對象的極限值，則此極限案例之反應度將會較所						

有分析對象高，因此可以此極限案例作為基準進行臨界分析。如此可簡化問題的複雜度同時保證其涵蓋性、保守性與完整性，如同我們要使用最大溫度、最大壓力、最大流量、最大風速進行系統安全分析一樣。

本案待乾式貯存燃料 GE8x8-2 與 ANF8x8-2 總數約有 3500 根，且其軸向與徑向濃縮度與可燃毒物分佈不盡相同，因此有必要尋找一設計基準燃料，此設計基準燃料必須在反應度上可涵蓋本案所有待乾式貯存燃料，再以此設計基準燃料進行臨界分析。

B8_62A 在個別設計參數上均可造成正反應度的變化，對於 ANF8x8-2、GE8x8-2 的涵蓋性於安全分析報告 6.1.5.1 小節討論，可證明 B8_62A 在反應度上可完全涵蓋本案所有待乾式貯存燃料，因此以 B8_62A 作為設計基準燃料進行分析。

第 2 次審查意見

請提供以 B8_62A 作為設計基準燃料所增加的反應度，俾以了解相對安全餘裕。

第 2 次審查意見答復說明

表 2 為以 CASMO4 計算三種燃料型式之反應度。為顯示僅考慮尺寸參數的反應度影響，三種燃料形式之 UO₂ 濃縮度均為 3.3 wt% 均勻分布，燃料丸有效密度均為 10.52 g/cm³，忽略 Gd，燃耗為 0。各項參數列於表 1，其中灰色網底為參數不同的部分。 ΔK 為 $K_{\text{eff}}(\text{GE8x8-2}) - K_{\text{eff}}(\text{B8_62A})$ 與 $K_{\text{eff}}(\text{ANF8x8-2}) - K_{\text{eff}}(\text{B8_62A})$ ，結果顯示 B8_62A 的反應度較高，證明以 B8_62A 做為設計基準燃料符合保守原則。

表 1 CASMO4 GE8x8-2、ANF8x8-2 與 B8_62A 燃料參數比較

燃料棒參數	B8_62A	GE8x8-2	ANF8x8-2
燃料棒間距(mm)	16.299	16.154	16.154
燃料丸直徑(mm)	10.566	10.414	10.30
燃料棒外徑(mm)	12.268	12.268	12.29
燃料護套厚度(mm)	0.7366	0.813	0.89
有效燃料長度(mm)	3810.0	3810	3810

燃料束參數	B8_62A	GE8x8-2	ANF8x8-2
軸向面平均濃縮度 (wt % U-235)	3.3	3.3	3.3
有效堆疊密度 (g/cm ³)	10.52	10.52	10.52
燃料棒數目	62	62	62
水棒數	2	2	2
水棒外徑(mm)	15.01	15.01	12.29
水棒護套厚度(mm)	0.762	0.762	0.89
燃料匣厚度(mm)	3.048	3.048	3.048

表 2 CASMO4 GE8x8-2、ANF8x8-2 與 B8_62A 燃料 K_{eff} 比較

Fuel Type	GE8x8-2	ANF8x8-2	B8_62A
K_{eff} (含中子吸收板)	0.82594	0.82140	0.82744
K_{eff} (不含中子吸收板)	1.37059	1.36836	1.37395
ΔK (含中子吸收板)	-0.0015	-0.00604	-
ΔK (不含中子吸收板)	-0.00336	-0.00559	-

第 3 次審查意見

同意答覆。

編 號	6.1-04-106	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		臨界	S13	6.1.3	6.1.3-3~6	結案
第 1 次審查意見						
請說明中子吸收板總片數(減少 24 片僅係臨界計算條件或製造時即以鋁片替代)。臨界評估分析中請加入因意外而造成中子吸收板片數減少的項目。						
第 1 次審查意見答復說明						

1. 提籃最外圍 24 個位置在製造時即以鋁片替代。
2. 在燃料提籃組裝前，中子吸收板在工廠中使用鉚釘（鉚接釘）鉚接方式固定至各相關燃料方管上。這鉚釘鉚接的程序須被仔細的檢查，以確保鉚接品質符合要求。QC 人員將確認此製造程序符合相關要求，並簽署相關製造文件。在燃料提籃組裝前，這些製造文件將會被製造部經理審查、許可。製造時之檢查與測試計畫表 (Inspection and testing plan) 也會特別強化中子吸收板安裝與確認。有此一完整的安裝程序與確認步驟，可保證中子吸收板安裝符合圖面或相關文件之要求。在結構分析中有進行護箱傾倒分析(在實際上沒有任何物理機制可能導致護箱傾倒，在此為假設一最嚴重案例進行保守分析)，結果顯示即使護箱傾倒也能保持密封鋼筒的結構完整性，因此不會有意外使得中子吸收板有脫落或移位的情形。

第 2 次審查意見

1. 請確認鉚釘斷裂時，中子吸收板是否會位移或粉碎，而增加反應度。
2. 請提出「中子吸收劑」製造品質查核管控措施。

第 2 次審查意見答復說明

1. 中子吸收板夾持於中子吸收板保護板與燃料方管之間，以鉚接釘(weld post)貫穿以上各原件，並加熱溶解鉚接釘的背側以形成一個喇叭頭(flared head)固定，如圖 1 所示，圖中元件 1 為燃料方管，元件 3 為中子吸收板，元件 4 為中子吸收板保護板。中子吸收板組成的最嚴苛的受力狀態為 60g 垂直負載，在結構評估中已經證實鉚接釘承受中子吸收板組成的 60g 負載時，鉚接釘不會斷裂，所以中子吸收板不會移位。並且中子吸收板保護板在燃料方管底部端區域以彎折的形式對中子吸收板形成包覆。

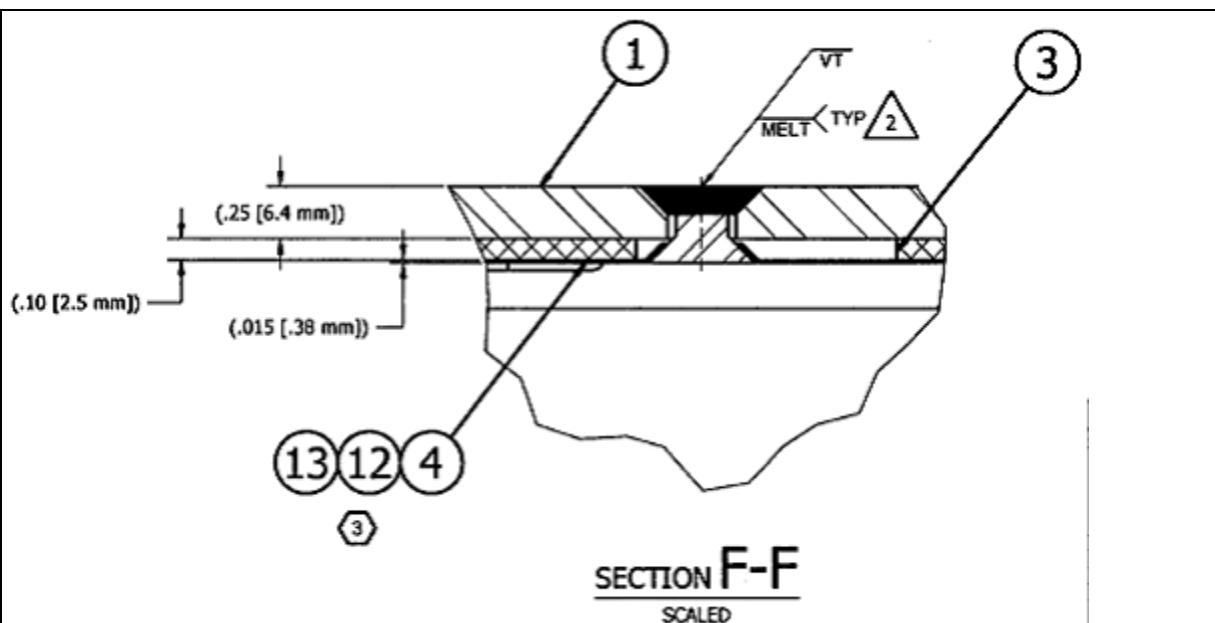


圖 1 中子吸收板組成的銲接釘結構

2. 所使用的中子吸收劑除須滿足面積密度與均勻性的要求外，另須證明符合下述要求：

- i. 在使用期間內，該中子吸收劑不會因壓力、溫度、輻射、或侵蝕環境而產生不可接受的損傷或劣化。
- ii. 在所有的使用溫度條件下，該中子吸收劑中所含的鋁與碳化硼不會相互作用。
- iii. 該中子吸收劑的機械性質不會因快中子的影響而有顯著的改變。
- iv. 該中子吸收劑的完整性不會因沈浸在燃料池中執行燃料裝載所導致的侵蝕而受影響。
- v. 中子吸收劑的採購與檢定須符合 10 CFR 72, Subpart G 的要求。

中子吸收板的各項檢定測試要求於 SAR 第 5 章附錄 A 中有詳細說明，請委員參考。

第 3 次審查意見

同意答覆。請加註即使銲接釘斷裂，中子吸收板亦不會移位。

第 3 次審查意見答復說明

因為中子吸收板重量全被 28 支鉚接釘所支撐，若鉚接釘全數斷裂，則中子吸收板將無法依附在燃料方管上。但是依目前鉚接釘的設計，足以承受遠高於任何核二乾貯操作上所可能遭遇的負載，不可能斷裂，說明如下：核二乾貯燃料提籃的元件分析所使用的是非常保守的 60g 垂直負載與混凝土護箱傾倒負載，以上兩項負載都是假設性的負載，即便如此，亦假設鉚接釘在垂直與水平方向各承受 60g 負載的狀況，其安全係數仍分別高達到 5.84 與 16.26，所以鉚接釘不會斷裂，中子吸收板也不會脫離燃料方管。詳細評估請參見安全分析報告六.二.(六).4.(2)燃料提籃之貯存意外事故評估一節內文。

第 4 次審查意見

同意答復。

編號	6.1-05-107	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		臨界	S13	6.1.4		結案

第 1 次審查意見

標準臨界實驗之選擇會影響 USLSTATS 程式所計算出的 USL，進而影響貯存系統是否符合次臨界安全基準的判定。本分析中所選用的 186 個實驗所涵蓋的範圍非常大，有些與核二廠用過核子燃料待貯存之 GE8x8-2 及 ANF8x8-2 二種燃料型式差異頗大。請針對此 186 個實驗的適當性做進一步的說明。

第 1 次審查意見答復說明

本案為一次臨界系統，無法進行臨界實驗測量，因此程式需要借助適當之臨界實驗進行驗證。所挑選的臨界實驗需與本系統有相關性，本案以下列篩選條件挑選適合於本案臨界實驗驗證的實驗：

1. 燃料材料：二氧化鈾
2. 鈾-235 濃縮度小於 5 wt%
3. 燃料棒幾何形狀為圓柱形

4. 燃料束為方形陣列
5. 含中子吸收板
6. 緩和劑為水
USLSTATS 能以統計的方法計算出 USL 與反應度相關參數的關係式，如表 6.1.4-4。從該表中可得知，沒有任何參數對於 USL 呈現明顯的相關性。由於沒有任何參數與 keff 在統計上有顯著的相關趨勢，因此可將所有實驗參數利用 USLSTATS 程式計算出 USL，再從中取最小的 USL 做為臨界安全分析上限，如此為最保守的做法。
第 2 次審查意見
請說明 USLSTATS 計算方式及 $\Delta\beta$ 。
第 2 次審查意見答復說明
USLSTATS 為 NRC 所建議之臨界實驗驗證計算 USL 工具，與 NUREG-6361 一同發佈。USLSTATS 之方法說明請見附件 6.1-05-A。
第 3 次審查意見
同意答覆。
請於附件 6.1-05-A 加註名詞代號說明，俾便與章節 6.1.4 比對。
第 3 次審查意見答復說明
依照審查意見，於附件 6.1-05-A 加註名詞代號說明，更新成附件 6.1-05-C。附件 6.1-05-C 的 $\beta(x)$ 即為安全分析報告公式(5)中的 β 項；W 即為安全分析報告公式 5 中的 $\Delta\beta$ 。
附件 6.1-05-C 的 $\beta(x)$ 定義為 $K_c(x)-1$ ，而安全分析報告公式(5)中的 β 定義為 $1-K_c$ ，但是一邊是加上 $\beta(x)$ ，一邊是減去 β ，所以其實還是一樣。
第 4 次審查意見
同意答覆。

編號	6.1-06-108	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
----	------------	----	------	----	----	----

		臨界	S13	6.1.5		結案
第 1 次審查意見						
請提供安全分析報告 6.1 節臨界評估 MCNP 輸入檔詳細說明。並說明採用每週期 2,000 顆粒子，總週期 530 並忽略前 30 個週期進行臨界計算的適當性。						
第 1 次審查意見答復說明						
3. MCNP model 輸入檔以下列步驟建立： A. 首先建立燃料束的幾何模型，包含燃料棒、水棒、燃料上下繫板(含 end-fitting)和燃料匣，並組成 UNIVERSE*1 B. 建立提籃幾何模型並放在密封鋼筒內部預留的空間中，提籃是由碳鋼方管、支撐焊件與中子吸收板及焊接釘(weld post)組成 C. 完成提籃模型後，再將燃料束以 UNIVERSE 的複製功能填滿提籃內的 89 個位置，一起放在密封鋼筒內部的空洞中 D. 密封鋼筒殼層與蓋子則圍繞在提籃外部建立 E. 將密封鋼筒放置到建立好的混凝土/傳送護箱幾何模型 F. 護箱表面往外 20 公分處設置圓柱形反射邊界 G. 初始射源均勻分佈於燃料區域中，射源中子能量以 Watt fission spectrum 分佈。每週期計算 2000 顆粒子，總週期 530 並忽略前 30 個週期。 注3.UNIVERSE：MCNP 裡一種類似群組的功能，可將 UNIVERSE 內的全部組成一起做複製、移位等操作 注4.MCNP 模型裡的材料密度與組成主要來自 SCALE material library，其餘材料則是由計算(如 pellet 組成)或是從參考資料中獲得。 4. MCNP 的總粒子數會在統計誤差與計算時間取捨，總粒子數太小會使統計誤差太大，而總粒子數太多也會使計算時間大幅上升。以每週期 2000 顆粒子，總週期 530 並忽略前 30 週期進行計算的的標準差約在 0.2%以內(~1mk)，而本案分析結果會將計算出來的 K_{eff} 加上兩倍的標準差。另因前 30 週期的中子碰撞與反應尚未趨於穩定，因此將其排除在最後的						

統計結果中。

第 2 次審查意見

- 1.核一乾貯臨界分析，以每週期 5,000 顆粒子，總週期 1,050 並忽略前 50 週期進行計算的標準差約在($\sim 0.3\text{mk}$)以內，請說明。
- 2.請提出排除前 30 週期之依據，分裂中子射源之空間分布是否已達穩定？

第 2 次審查意見答復說明

1. 針對本分析之意外事故情節，亦即密封鋼筒外部、內部及護套間隙皆浸水的狀況下，NAC 以 ENDF-6 中子截面資料庫，每週期 2000 顆粒子，總週期 530 並忽略前 30 週期之設定，進行核二乾貯核臨界安全分析，經計算評估後傳送護箱 K_{eff} 為 0.92053($\sigma=0.73\text{mk}$)，混凝土護箱 K_{eff} 為 0.92047($\sigma=0.76\text{mk}$)；而本公司委託國立清華大學所進行之核臨界安全平行驗證分析，係以 ENDF-7 中子截面資料庫，每週期 6,000 顆粒子，總週期 640 並忽略前 90 週期之設定進行分析，經計算評估後傳送護箱 K_{eff} 為 0.92353($\sigma=0.41\text{mk}$)，混凝土護箱 K_{eff} 為 0.92266($\sigma=0.39\text{mk}$)，故可知增加每週期粒子數、總週期數及忽略週期數將能有效降低標準差。

核一乾貯 MCNP 之總粒子數較多，標準差約為 0.3 mk；而核二乾貯使用總粒子數較少，標準差約為 0.7 mk。雖然核二乾貯使用之粒子數較少而有較大之誤差，但相對 2σ 也較大。由於最終分析結果皆以 $K_{\text{eff}}+2\sigma$ 為準，所以此誤差已被充分涵蓋。分析結果顯示系統可能達到最高之 $K_{\text{eff}}+2\sigma$ (傳送護箱 0.92246、混凝土護箱 0.36174)也遠低於 USL 0.9372。

2. 以核一最高 K_{eff} 值案例說明。下圖為核一計算案例截取 MCNP 輸出檔的一部分，可看到在 cycle 30 之前的 K_{eff} 變化很大，cycle 在 30 之後的 K_{eff} 已接近最終結果。

NACBWR_INER_TFR_XY_PER_BasketConfig_RI_Ge98_WIG_Yes_IC_10_OC_00001_21600layer.tu x							
	inactive	active	0.906	0.908	0.910	0.912	0.914
72371							
72372	cycles	cycles					
72373	0	1050					
72374	9	1041					
72375	18	1032					
72376	27	1023					
72377	36	1014					
72378	45	1005					
72379	54	996					
72380	63	987					
72381	72	978					
72382	81	969					
72383	90	960					
72384	99	951					
72385	108	942					
72386	117	933					
72387	126	924					
72388	135	915					
72389	144	906					
72390	153	897					
72391	162	888					
72392	171	879					
72393	180	870					
72394	189	861					
72395	198	852					
72396	207	843					
72397	216	834					
72398	225	825					
72399	234	816					
72400	243	807					
72401	252	798					
72402	261	789					
72403	270	780					
72404	279	771					
72405	288	762					
72406	297	753					
72407	306	744					
72408	315	735					
72409	324	726					
72410	333	717					
72411	342	708					
72412	351	699					
72413	360	690					
72414	369	681					
72415	378	672					
72416	387	663					
72417	396	654					
72418	405	645					
72419	414	636					
72420	423	627					
72421	432	618					
72422	441	609					
72423	450	600					
72424	459	591					
72425	468	582					
72426	477	573					
72427	486	564					
72428	495	555					
72429	504	546					
72430	513	537					
72431	522	528					
72432	531	519					
72433	540	510					
72434	549	501					
72435	558	492					
72436	567	483					
72437	576	474					
72438	585	465					
72439	594	456					
72440	603	447					
72441	612	438					
72442	621	429					
72443	630	420					
72444	639	411					
72445	648	402					
72446	657	393					
72447	666	384					
72448	675	375					
72449	684	366					
72450	693	357					
72451	702	348					
72452	711	339					
72453	720	330					
72454	729	321					
72455	738	312					
72456	747	303					
72457	756	294					
72458	765	285					
72459	774	276					
72460	783	267					
72461	792	258					
72462	801	249					
72463	810	240					
72464	819	231					
72465	828	222					
72466	837	213					
72467	846	204					
72468	855	195					
72469	864	186					
72470	873	177					
72471	882	168					
72472	891	159					
72473	900	150					
72474	909	141					
72475	918	132					
72476	927	123					
72477	936	114					
72478	945	105					
72479	954	96					
72480	963	87					
72481	972	78					
72482	981	69					
72483	990	60					
72484	999	51					
72485	1008	42					
72486	1017	33					
72487	1026	24					
72488	1035	15					
72489							
72490							
72491							
72492							

第 3 次審查意見

1. 請重新撰述答覆說明。
2. 請重新撰述，以核二廠計算案例說明。

第 3 次審查意見答復說明

1. 安全分析報告 6.1.4 節的 186 組臨界實驗，皆使用每週期計算 2000 顆粒子，總週期 530 並忽略前 30 個週期的設定，並經過統計計算得出 β 、 $\Delta\beta$ 及 USL。本報告所有分析皆使用此組設定，具有一致性，因此中子 batch size 的選定已通過臨界實驗驗證。任何改變週期數及中子數均需經過臨界實驗之驗證。
2. 本案臨界分析使用 SDEF 卡片設定初始中子源，SDEF 可使初始中子源在空間上均勻分佈於燃料區域中，相對於 KSRC 卡片由使用者指定初始中子源位置更能以較少的週期數達到穩定空間分佈。附件 6.1-06-C 為核二廠最高反應度案例的部分 MCNP 輸出檔，附件中前面的表格是不同 skip cycle 數統計出來的 k 值，而後面的圖則是將 k 與 skip cycle 數作圖。從表中可看到 skip cycles 0、30、100 的 k 分別為 0.92036、0.92096、0.92109，並不具有統計意義上的差距($\Delta k < \sigma$)。另外如果分成前後半段，前半段(skip 30 cycles, active 250 cycles)與後半段(skip 280 cycles, active 250 cycles)的 k 值分別是 0.92108 與 0.92085，與最終結果 0.92096 也只有很微小的差距，顯示計算結果的穩定性。從後面的圖中也可看到如果 skip cycle 數太多，則會使 active cycle 太少，使得統計結果開始出現偏差。

第 4 次審查意見

同意答覆。

編號	6.1-07-109	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		臨界	S13	6.1.5		
第 1 次審查意見						

6.1.5 節中針對統計方面的論述不夠正確。例如製造公差會影響反應度的不準度(Δk_s)，如何能說不具統計意義？

第 1 次審查意見答復說明

MCNP 程式本身有統計誤差，而在 6.1.5 節分析中，個別參數變化對於反應度的變化差異很小，在統計上無法辨別此差異是為參數變化影響或者是程式本身的統計誤差，因此無法確認參數變化對反應度的影響。例如 6.1.5.4 小節中，水棒尺寸的變化造成 k 值改變僅 1.1σ ，在計算均值的兩個標準差範圍內，此差異由統計觀點不具意義。

第 2 次審查意見

表 6.1.5-11、表 6.1.5-12 過於簡化，請比照表 6.1.5-10 分列 k_{eff} 及 σ 值比較。

第 2 次審查意見答復說明

表 6.1.5-11 之重點在於顯示各項製造公差的 $\Delta k_{eff}/\sigma$ ，表中所有製造公差的 $\Delta k_{eff}/\sigma$ 皆小於 +2.0，即沒有任何製造公差對於核反應度具有統計意義的影響。表 6.1.5-12 顯示以最多燃料含量與最大水鈾比設置時， $\Delta k_{eff}/\sigma$ 為 2.55，反應度變化略微大於 2 個標準差，但在 3 個標準差範圍之內。而與 USL 0.9372 尚有 0.01204 之安全餘裕(表中 0.01244 為誤植，將在下版 SAR 中修正，如附件 6.1-07-B)。

由於表 6.1.5-10 為最終系統可能達到的最高反應度，因此詳細呈現 k_{eff} 與 σ ；而表 6.1.5-11 與 6.1.5-12 屬於靈敏度分析，主要目的在呈現 $\Delta k_{eff}/\sigma$ 。

第 3 次審查意見

請再補述表 6.1.5-11 之保守假設，已涵蓋製造公差說明。

第 3 次審查意見答復說明

表 6.1.5-11 為探討燃料束幾何尺寸製造公差對於反應度的影響。以 B8_62A 正常尺寸為 Nominal Case，對於各項可能影響反應度的尺寸參數，以 Nominal Case 為基準再加上/減去製造公差(Maximum/Minimum)，並以 MCNP 計算比較其反應度變化。結果顯示個別之燃料棒晶格間距、燃料棒外徑與燃料丸外徑會有正的反應度變化，但皆低於 2σ 。由於各項製造公差為獨立事件，以傳統的統計方法將各項反應度變化以平方相加開更號，並忽略負的反應度變

化，得到所有製造公差造成的反應度變化為 1.82σ 。本報告保守將各項會促使反應度變大的製造公差彙整在一個案例，則會有 2.55σ 的反應度上升。無論是傳統統計方法或是彙整成一個案例，反應度上升皆在 3σ 以內，與 USL 尚有許多安全餘裕。

第 4 次審查意見

同意答覆。

編號	6.1-08-110	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		臨界	S13	6.1.5	6.1.5-6&6.1.5-11	結案
第 1 次審查意見						
表 6.1.5-11、表 6.1.5-12 過於簡化。請詳細說明燃料束製造公差所造成反應度的不準度。此外，請列出 95/95 可信度標準下的最大反應度。						
第 1 次審查意見答復說明						
6.1.5.10 小節為探討燃料束製造公差對於反應度的影響。首先將各項製造公差參數分別探討，比較未含製造公差正常值(Normal)與製造公差的上下限值(Maximum、Minimum)的反應度，如表 6.1.5-11。可得到使反應度最大的設置如下： 1. 燃料棒晶格間距以製造公差上限值設置 2. 燃料棒外徑以製造公差下限值設置 3. 燃料護套厚度以製造公差下限值設置 4. 燃料丸直徑以製造公差上限值設置 5. 有效燃料長度以製造公差上限值設置 合併以上使反應度最大的製造公差設置，可得到合併所有製造公差可能造成的最大反應度上升，結果如表 6.1.5-12。表 6.1.5-11 與 6.1.5-12 所列為加上兩個標準差的結果。 95/95 可信度標準是用來衡量大樣本數的偏差度，例如進行量化大量臨界實驗驗證之偏差與不準度，用來量化程式的可靠度與精確度，可用來決定 USL。本分析則是使用 NRC 所建議之 USLSTATS 方法取代 95/95 方法來決						

定 USL。

第 2 次審查意見

表 6.1.5-11、表 6.1.5-12 過於簡化，請比照表 6.1.5-10 分列 k_{eff} 及 σ 值比較。

第 2 次審查意見答復說明

回覆同 6.1-07：

表 6.1.5-11 之重點在於各項製造公差的 $\Delta k_{\text{eff}}/\sigma$ ，表中顯示所有製造公差的 $\Delta k_{\text{eff}}/\sigma$ 皆小於+2.0，即沒有任何製造公差對於核反應度具有統計意義的影響。表 6.1.5-12 顯示以最多燃料含量與最大水鈾比設置時， $\Delta k_{\text{eff}}/\sigma$ 為 2.55，反應度變化略微大於 2 個標準差，但在 3 個標準差範圍之內。而與 USL 0.9372 尚有 0.01204 之安全餘裕(表中 0.01244 為誤植，將在下版 SAR 中修正，如附件 6.1-07-B)。

由於表 6.1.5-10 為最終系統可能達到的最高反應度，因此詳細呈現 k_{eff} 與 σ ；而表 6.1.5-11 與 6.1.5-12 屬於靈敏度分析，主要目的在呈現 $\Delta k_{\text{eff}}/\sigma$ 。

第 3 次審查意見

請再補述已涵蓋製造公差之方法論說明。

第 3 次審查意見答復說明

回覆同 6.1-07 第三次審查意見回覆說明。

B8_62A 的幾合尺寸在反應度上皆可涵蓋 GE8x8-2 與 ANF8x8-2，即 B8_62A 有更大的水鈾比及更多的鈾含量。GE8x8-2 與 ANF8x8-2 即使加上製造公差也尚在 B8_62A 的涵蓋範圍內，而表 6.1.5-11 更將 B8_62A 再往外延伸加上製造公差，比實際待貯存燃料要保守許多。

第 4 次審查意見

同意答覆。

編 號	6.1-09-111	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		臨界	F04	3.1.1	3.1.1-6	結案
第 1 次審查意見						

請考量使用 NUREG-1536 Revision 1 修訂版 第 7 章和第 9 章。

另使用之中子毒素濃度(有效面積密度)至少為 0.02 g/cm² 10B，然較美國核管會核准之 Final Safety Evolution Report 6.3.2 之最低有效面積密度 0.027 g/cm² 10B 為低，請說明。

第 1 次審查意見答復說明

1. 對於臨界分析，NUREG-1536 之新舊版之主要在差異在允許 PWR 燃料於某種條件下可有 burnup credit; 但由於核能二廠是 BWR 電廠，不考慮 burnup credit，因此不受影響。
2. NRC 核准之版本中，B-10 有效面積密度以 0.027 g/cm² 計算可得到 B8_62A 最大允許貯存濃縮度為 3.8 wt%。而本案待乾式貯存燃料束最大面平均濃縮度僅 3.25 wt%，經考量後以 0.02 g/cm² 作為本案分析所使用之 B-10 有效面積密度，已經有足夠的安全餘裕。在最新版的 MAGNASTOR FASR Rev.2 中已納入 B-10 有效面積密度 0.02 g/cm² 和 0.0225 g/cm² 的分析，分析結果皆符合相關法規要求。

第 2 次審查意見

請提供最新版的 MAGNASTOR FASR Rev.2 之 B-10 有效面積密度 0.02 g/cm² 和 0.0225 g/cm² 的分析

第 2 次審查意見答復說明

下圖為截取自 MAGNASTOR FASR Rev. 2 之 B-10 有效面積密度 0.027 g/cm²、0.0225 g/cm² 和 0.02 g/cm² 的可允許最高濃縮度分析結果。

Table 6.1.1-4 BWR Fuel Assembly Loading Criteria
(Enrichment Limits)

	Max. Initial Enrichment ^a (wt % ²³⁵ U)					
	Absorber ^b 0.027 ¹⁰ B g/cm ²		Absorber 0.0225 ¹⁰ B g/cm ²		Absorber 0.02 ¹⁰ B g/cm ²	
	87-Assy Basket	82-Assy Basket	87-Assy Basket	82-Assy Basket	87-Assy Basket	82-Assy Basket
B7_48A	4.0%	4.5%	3.7%	4.5%	3.6%	4.4%
B7_49A	3.8%	4.5%	3.6%	4.4%	3.5%	4.3%
B7_49B	3.8%	4.5%	3.6%	4.4%	3.5%	4.2%
B8_59A	3.9%	4.5%	3.7%	4.5%	3.6%	4.3%
B8_60A	3.8%	4.5%	3.7%	4.4%	3.5%	4.2%
B8_60B	3.8%	4.5%	3.6%	4.3%	3.5%	4.2%
B8_61B	3.8%	4.5%	3.6%	4.3%	3.5%	4.2%
B8_62A	3.8%	4.5%	3.6%	4.3%	3.5%	4.1%
B8_63A	3.8%	4.5%	3.6%	4.3%	3.4%	4.2%
B8_64A	3.8%	4.5%	3.6%	4.3%	3.5%	4.2%
B8_64B	3.6%	4.3%	3.4%	4.1%	3.3%	4.0%
B9_72A	3.8%	4.5%	3.6%	4.3%	3.4%	4.1%
B9_74A	3.7%	4.3%	3.4%	4.1%	3.4%	4.0%
B9_76A	3.5%	4.2%	3.4%	4.0%	3.3%	3.9%
B9_79A	3.7%	4.4%	3.4%	4.2%	3.3%	4.0%
B9_80A	3.8%	4.5%	3.6%	4.3%	3.5%	4.2%
B10_91A	3.7%	4.5%	3.6%	4.3%	3.5%	4.1%
B10_92A	3.8%	4.5%	3.6%	4.3%	3.5%	4.1%
B10_96A	3.7%	4.3%	3.5%	4.1%	3.4%	4.0%
B10_100A	3.6%	4.4%	3.5%	4.1%	3.4%	4.0%

^a Maximum planar average.

^b Borated aluminum neutron absorber sheet effective areal ¹⁰B density.

第 3 次審查意見

同意答覆。

編 號	6.1-10-112	分 組		審 查 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		臨 界		F04	6.1.5	6.1.5-5	結 案
第 1 次 審 查 意 見							
本申請案為 3.3 wt% 235U，請分析中子吸收板 10B 有效面積密度分別為 0.027、0.0225 和 0.02 g/cm2 時，之最大反應度 keff 的計算結果，確認其相對安全餘裕。							
第 1 次 審 查 意 見 答 復 說 明							
6.1.5.8 中， B-10 有效面積密度分別為 0.027、0.0225 和 0.02 g/cm ² 時不超過 USL 的最高可允許濃縮度分別為 3.8 wt%、3.6wt%和 3.5 wt%，皆較本案待乾式貯存燃料最高濃縮度 3.25 wt%高，因此可確認其安全餘裕。							
第 2 次 審 查 意 見							
仍請提供 3.3 wt% ²³⁵ U 時， ¹⁰ B 有效面積密度分別為 0.027、0.0225 和 0.02 g/cm ² 時，最大反應度 keff 的計算結果，俾便了解相對安全餘裕。							
第 2 次 審 查 意 見 答 復 說 明							
3.3 wt% U-235 時， ¹⁰ B 有效面積密度分別為 0.027、0.0225 和 0.02 g/cm ² 時之反應度與安全餘裕列於下表：							
		B10 Content (g/cm ²)					
		0.02		0.0225		0.027	
Cask	keff + 2σ	Margin	keff + 2σ	Margin	keff + 2σ	Margin	
Transfer	0.92246	0.01474	0.91401	0.02319	0.90497	0.03223	
VCC	0.36019	0.57701	0.35919	0.57801	0.35449	0.58271	
第 3 次 審 查 意 見							
同意答覆。							

編 號	6.1-11-113	分 組		審 查 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		臨 界		F04	6.1.5	6.1.5-1	結 案

第 1 次審查意見	
本案設計壽命為 50 年，請計算分析中子吸收板中 10B 在 20 及 50 年時之耗乏，以驗證其持續有效性。	
第 1 次審查意見答復說明	
根據屏蔽分析 SAS2H/ORIGEN-S 所得之最大燃料中子射源為 3.49×10^7 (n/s/assy)，假設此射源強度在 50 年間維持不變，並將燃料束視為點射源，硼片中的 B-10 原子在 20 年後減少率 3.0×10^{-7} ，在 50 年後減少率為 7.6×10^{-7} ，所以因中子吸收而造成中子吸收物的消耗是可忽略的。	
第 2 次審查意見	
同意答復。	

編 號	6.1-12-114	分組	審查碼	章節	頁碼	狀態
		結構	S14	6.1		結案
第 1 次審查意見						
對於護箱系統之臨界安全，應加強對於包覆中子吸收材之查核與驗收作業，以確實避免發生人因失誤造成中子吸收材包覆量不足或脫落。						
第 1 次審查意見答復說明						
中子吸收劑相關測試與接受標準已於 5A 1.1.6 小節中說明。中子吸收劑需經 B10 面積密度、尺寸、熱傳導性(如有需要)、機械強度(如有需要)及目視檢查等項目之檢查，並滿足該小節內容說明之要求，始可判斷合格。而相關測試皆於中子吸收劑製造工廠內進行，本公司將審查相關測試報告，確保所有測試結果符合 5A 1.16 小節所述的要求。						
在燃料提籃組裝前，中子吸收板在工廠中使用鉚釘（鉚接釘）鉚接方式固定至各相關燃料方管上。這鉚釘鉚接的程序須被仔細的檢查，以確保鉚接品質符合要求。QC 人員將確認此製造程序符合相關要求，並簽署相關製造文件。在燃料提籃組裝前，這些製造文件將會被製造部經理審查、許可。製造時之檢查與測試計畫表 (Inspection and testing plan) 也會特別強化中子吸收板安裝與確認。有此一完整的安裝程序與確認步驟，可保證中子吸						

收板安裝符合圖面或相關文件之要求。

第 2 次審查意見

本題併 6.1-04 辦理。

第 2 次審查意見答復說明

遵循委員意見。

第 3 次審查意見

同意答覆。

附錄 A. USLSTATS

USLSTATS 與 NUREG-6361 一同發佈，如報告所述有兩個 method：

1. **USL Method 1: Confidence Band with Administrative Margin**
2. **USL Method 2: Single-Sided Uniform Width Closed Interval Approach**

本案使用 Method 1 計算 USL

Method 1 USL 公式為：

$$USL(x) = 1 - \Delta K_m - W + \beta(x)$$

其中

ΔK_m =法規限值 0.05

$$W = \max\{w(x) | x_{\min}, x_{\max}\}$$

$$\beta(x) = K_c(x) - 1$$

$$w(x) = t_{1-\gamma_1} s_p \left[1 + \frac{1}{n} + \frac{(x-\bar{x})^2}{\sum_{i=1}^n (x_i - \bar{x})^2} \right]^{\frac{1}{2}} \quad (\text{Confidence Band})$$

$t_{1-\gamma_1}$ = the Student-t distribution statistic for $1-\gamma_1$ and n-2 degree of freedom (查表)

($1-\gamma_1 = 0.95$ is confidence level)

s_p = the pooled standard deviation for the set for criticality calculations

$$s_p^2 = s_{K(w)}^2 + s_w^2$$

$s_{K(w)}^2$ is the variance of regression fit

s_w^2 is the within-variance of criticality calculation datas.

其中 $w(x)$ 即為 $\Delta\beta$ ，包含臨界實驗不準度與 fit 回歸線的不準度

以圖 A-1 解釋其計算步驟：

1. 將所有臨界實驗的 K_{eff} 與參數(如濃縮度、水鈾比、叢集距)做圖，如圖 A-1 之實點
2. 將這些點 fit 成一直線，此直線稱為 $K_c(x)$

3. 以公式算出 Confidence Band $w(x)$ ，在圖中劃出 $K_c(x)-w(x)$ 。可觀察到離平均值越近的地方 confidence band 越小，離平均值越遠的地方 confidence band 越大。
4. 為保守起見取 confidence band 最大的地方，得 $K_c(x)-W$
5. 不考慮 positive bias，因此將 $K_c(x)$ 超出 1 的部分修正
6. 最後減去 $K_m(0.05)$ ，即得到 $USL(x)$ 。

USL 是 x 的函數，本分析為保守起見，以最低點做為本案的 USL。

圖 A-1 USLSTATS

