

第六章第三節審查意見

編號	6.3-01-139	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		熱傳	S18	6.3		結案
第 1 次審查意見						
請台電公司針對下列意見進行說明：						
<ol style="list-style-type: none"> 1. 所使用之軟體與方法論是否有充足之校驗或分析報告以證明其軟體適用性與模式之保守度？是否採用具可信度之分析結果或實驗數據作為校驗之依據？ 2. 環境溫度與邊界條件是否比實際廠址之狀況更為保守，是否依循 10 CFR 71 之日照要求進行日照輻射評估？ 3. 所有系統之設計變更之處是否已於分析報告中反應或已被原有分析保守評估。 4. 混凝土護箱表面之有效視因子是否採用足夠保守之值進行分析？ 5. 由於密封鋼桶裝載在傳送護箱時，係採用 FLUENT 與 ANSYS 所建立之複合模式進行分析；且於不同階段下涉及暫態變換。由於不同模式間當網格不同時，需將計算結果重整，以供另外一個模型作為初始條件；此處工作恐引入額外之不準度，故需確認採用不同分析模式分析，其初始條件不致因為模式之不同而存在不保守性，此方面是否已列入考慮，請說明。 						
第 1 次審查意見答復說明						
<ol style="list-style-type: none"> 1. 本分析技術所使用之 ANSYS 和 FLUENT 軟體在乾貯系統熱傳分析的適用性可由 NRC 對此系統所核發之執照獲得印證。ANSYS 軟體，本身已於 NAC UMS 系統之申照分析中；本分析所使用 FLUENT 6.3 版，並使用其內建之 DO、多孔材等模式進行模擬計算，這些模式與原能會已核准的 TITRAM 方法論中使用的 FLUENT V12.0 並無不同，兩者皆採相同學術研究成果進行發展並經多方驗證，因此其軟體適用性應無問題。 為確認此方法論於乾貯系統之適用性與保守度，本安全分析報告採用 VSC-17 與 TN-24P 乾貯系統之實驗結果進行校驗，結果可以證實採用二維 						

軸對稱模式之分析方法論，將可作為乾貯系統熱流分析之用，而其模擬結果透過 VSC-17 與 TN-24P 實測數據之比對後，亦可確認本方法論對密封鋼筒內溫度預估之保守度，搭配邊界條件之保守假設，即可提供具有充分之保守度之結果。

2. 環境溫度正常為 32°C

異常低溫最低日平均溫度 6.6°C，保守假設 -40°C。

異常高溫最高日平均溫度 33°C，保守假設 41°C。

極高溫在日平均溫度最高為 38.8°C，保守假設 56.1°C。

因此，周圍溫度與邊界條件比實際廠址之狀況更為保守。

日照輻射依循法規 10 CFR 71 設定於模式中。

3. MAGNASTOR 系統原設計 BWR 熱負載為 33 kW，本案申照之熱負載為 14.6 kW，並保守以 17kW 進行分析，所有系統之熱負載變更分析都已於安全分析報告中適當反應。

4. 視因子 0.182 的決定保守考慮在一 3×3 的 cask array 中心位置的 VCC (該 VCC 周周圍共有 8 個 VCC)。由於核二廠的貯存設計為兩縱列是設計，因此此數值相對於核二廠是保守假設。

5. 本次申照分析模式主要分為三維真空乾燥模式、二維傳送護箱模式與二維混泥土護箱模式。資料交換在於利用二維傳送護箱模式的邊界值於三維真空乾燥模式，因此 FLUENT 與 ANSYS 的混合模式分析，資料的交換主要被限定在邊界面上且為單向傳遞，並非整個計算域皆做資料交換，此外，將在 FLUENT 模式中計算所得的 TSC shell 的最高溫度，定為 ANSYS model 中的整個 TSC shell 的溫度是相當保守的。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
6.3-02-140	熱傳	S18	6.3		結案

第 1 次審查意見

1. 分析模式所使用之網格系統是否已經過靈敏度測試，以排除網格差異之誤差。

2. 自然對流下之對流係數是否採用正確之經驗式進行估算，且其特徵長度與處置方式是否符合物理意義？

第 1 次審查意見答復說明

1. 分析模式於網格加密後計算得到之最高燃料溫度僅差異 1°F，而密封鋼筒之最高溫度差亦僅有 2°F。最大差異百分比僅約 0.14% 與 0.4%。因此本分析所使用網格系統已通過靈敏度測試，排除網格差異之誤差。
2. 自然對流效應是依據熱對流經驗式加以模擬，主要的方法是以紐森數、特徵長度與自然對流關係，求得自然對流係數，而特徵長度側邊選用混凝土護箱高度，頂部表面則取用混凝土護箱直徑。根據此經驗式為邊界條件所計算出來的 VSC-17 結果模擬圖繪製於圖 6.3.3-16 與圖 6.3.3-17，由圖面可得知數值結果高於實驗量測值，故分析模式較為保守。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	6.3-03-141	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		熱傳	S18	6.3		結案

第 1 次審查意見

貯存燃料束加多，不同功率的燃料束的不同擺放情形，一定會影響密封鋼桶內的熱對流行為。請問是否有針對此因素進行評估分析？

第 1 次審查意見答復說明

本分析系採用最高衰變熱 17 kW 做安全熱流分析，而本次申照為最大總熱負載為 14.6 kW。此外在實際裝載 87 根用過燃料束的總熱負載並不會比 14.6 kW 高，因此不同擺放情形下的總熱負載皆將低於 14.6 kW。故在總熱負載不超過 14.6 kW 下 17kW 的熱負載將可保守評估。分析時假設 87 束燃料均為最高 195 W，實際情形大部分低於 168W，故以 195W 均勻分布考慮為保守。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	6.3-04-142	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態

		熱傳	F14	6.3	6.3.2-1	結案
--	--	----	-----	-----	---------	----

第 1 次審查意見

根據設計基準，單一密封鋼筒內之最大總熱負載為 14.6 kW（每束 168W）。然而經查驗第 3.1.1-1 頁，用過核燃料之 U-235 最大起始鈾濃縮度為 3.25wt%，並比較第 6.4.4-8 頁，表 6.4.4-3 後發現，若每束燃料最大熱負載為 168W，則 U-235 最大起始鈾濃縮度為 3.15wt%。如此一來，若如 3.1.1-1 頁所述，用過核燃料之 U-235 最大起始鈾濃縮度為 3.25wt%，每束燃料最大熱負載會大於 168W，單一密封鋼筒內之最大總熱負載會大於 14.6 kW，則 14.6 kW 並不適合作為單一密封鋼筒內之最大總熱負載之設計基準。請澄清說明。

第 1 次審查意見答復說明

在計算熱負載時，通常以實際平均濃縮度 3.15 wt% 計算，而根據射源項分析程式 SAS2H 評估結果，U-235 起始鈾濃縮度為 3.15wt% 之燃料組件產生的衰變熱會較 U-235 起始鈾濃縮度為 3.25wt% 之燃料組件產生的衰變熱提高約 0.05% 左右，燃料濃縮度的降低主要是減少易裂材料 U-235 的數量，亦即分裂巨觀截面降低，在相同的燃耗及燃料元件功率條件下，中子通率會上升，有增加活度與衰變熱的趨勢。實際上，燃料起始鈾濃縮度對於衰變熱之影響微乎其微，主要與燃耗有較直接關係的關聯性。故鈾濃縮度為 3.25wt% 時，每束燃料最大熱負載會略小於 168W，則單一密封鋼筒內之最大總熱負載小於 14.6 kW，故 14.6 kW 可為單一密封鋼筒內之最大總熱負載之設計基準。

第 2 次審查意見

請提供上述射源項分析程式 SAS2H 評估結果，並將該評估結果列為相關附錄，以完整本報告。

第 2 次審查意見答復說明

將配合 6.4-7(2) 審查意見回覆，並將表列於 6.4.4-8。在相同的燃耗及燃料元件功率條件利用射源項分析程式 SAS2H 分析 U-235 起始鈾濃縮度為 3.15wt% 之燃料組件產生的衰變熱與 U-235 起始鈾濃縮度為 3.25wt% 之燃料組件產生的衰變熱，結果如下：

起始濃縮度	Decay Heat
3.15@35GWd/MtU	1.676E+02W

3.25@35GWd/MtU	1.674E+02W
U-235 起始鈾濃縮度為 3.15wt%之燃料組件產生的衰變熱提高約 0.05%左右，為 167.6W，保守使用 168W。	
第 3 次審查意見	
同意答復。	

編號	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
6.3-05-143	熱傳	S19	6.3	6.3.2-1	結案
第 1 次審查意見					
單一密封鋼筒內之最大總熱負載為 14.6 kW，且本分析採用 17.0 kW 作為分析基準，未來實際運轉時，密封鋼筒最大總熱負載的行政限制值為何，請說明。					
第 1 次審查意見答復說明					
密封鋼筒最大總熱負載並無行政限制值，但總熱負載需小於 14.6 kW。而未來實際裝載約為 10~12 kW。					
第 2 次審查意見					
依據答復說明內容，本案是否將採單一密封鋼筒內最大總熱負載 14.6kW 為設計基準？請說明。					
第 2 次審查意見答復說明					
依照表 3.1.1-4 本案採單一密封鋼筒內最大總熱負載 14.6kW 為設計基準，在熱傳 6.3 章節保守涵蓋使用 17kw。					
第 3 次審查意見					
同意其答復，但未來施行乾貯作業時，仍需限制單一燃料束之最高熱負載為 168W 以下(亦即裝載功率需同時滿足設計總負載與單束最高負載之雙重條件)；亦請於相關 technical specification 中敘明。					
第 3 次審查意見答復說明					
依照意見有關單束熱負載將於護箱裝載報告中獲取資訊確認。本案核二待貯存之用過核子燃料，計有 3501 束，最高的燃料束熱負載不超過 168W，實際裝載時將會進一步確認。					

第 4 次審查意見

同意答復。

編號	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
6.3-06-144	熱傳	F14	6.3	6.3.2-1	結案
第 1 次審查意見					
報告描述的 ISG-11 要求只提到的兩項，經實際考察 ISG-11 內容，尚包括「於短期裝填操作時，重覆性之熱循環不得超過 10 次，且每一次之溫度升降變化不得超過 65 °C(117 °F)」之要求，請澄清說明。					
第 1 次審查意見答復說明					
根據 ISG-11 要求當燃料為 high burn up 且燃耗大於 45GWD/MT 則須遵守於短期裝填操作時，重覆性之熱循環不得超過 10 次，且每一次之溫度升降變化不得超過 65 °C(117 °F)」之要求，而本次申照的乾貯系統並非裝載 high burn up 且總熱負載低於 35GWD/MT，故此項要求不適用於此。					
第 2 次審查意見					
實際考察 ISG-11,Rev3 第 2 頁之「 Technical Review Guidance 」，其敘述為「The following acceptance criteria and review procedures are designed to provide reasonable assurance that the spent fuel is maintained in the configuration that is analyzed in the storage SARs. <u>These criteria are applicable to all commercial spent fuel burnup levels and cladding materials.</u> 」，並未發現只適用於高燃耗燃料（超過 45GWD/MT）之規定。請澄清說明。					
第 2 次審查意見答復說明					
原 MAGNASTOR 熱負載為 25kw 以上時才有運轉時間限制及周期性冷卻機制，本案採用熱負載 17.39kw 分析，在真空乾燥階段不會有時間限制，因此不會有重複性熱循環之問題。					
第 3 次審查意見					
同意答復。在未執行重複性熱循環之真空乾燥作業時，燃料於裝載至護箱內時，預期將僅會經歷一次完整的溫升與溫降過程，即可完成真空乾燥，因此					

確無超過 10 次循環之虞。但若未來執行裝載作業中的封焊作業抽真空等階段發生重複施作或是遭遇 ACWS 失效狀況時，台電公司應記錄相關事件以確保溫升次數不會超過 ISG-11 之要求。

第 3 次審查意見答復說明

依照意見將於裝載作業時進行相關紀錄。

編號	6.3-07-145	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		熱傳	F14	6.3	6.3.2-1	結案

第 1 次審查意見

「提籃與密封鋼筒之鋼製元件，其溫度限值之一為 ASME Code Case N-707」，經查 ASME Code Case N-707 並不被 NRC 所接受(請參看 Regulatory Guide 1.193, Oct. 2010, Rev.3)，請說明本計畫採用的理由與適用性評估。

第 1 次審查意見答復說明

ASME Code Case N-707 被用在 MAGANASTOR FSAR 已通過 US NRC 驗證。近來 NAC 已有聯絡 NRC 並詢問 ASME Code Case N-707 不被 RG 1.193 Rev3 接受之問題，NRC 已證實此為錯誤並且會在 Rev4 中修正。

第 2 次審查意見

請針對前述答覆內容「NRC 已證實此為錯誤並且會在 Rev4 中修正」提供相關佐證資料，並將相關資料列為該節之附錄內容。

第 2 次審查意見答復說明

NAC 與 NRC 聯絡之 E-mail 紀錄如下，相關資料將於安全分析報告中該項說明頁以增加註腳方式說明(如附件 6.3-07-B)。

From: Danner, Tom

Sent: Tuesday, June 12, 2012 4:34 PM

To: Bjorkman, Gordon

Cc: Yaksh, Mike; Lin, Sing Gee; Patko, Tony

Subject: RE: Reg Guide 1.193

Thank you.

From: Bjorkman, Gordon [<mailto:Gordon.Bjorkman@nrc.gov>]

Sent: Tuesday, June 12, 2012 8:38 AM

To: Danner, Tom

Cc: Yaksh, Mike; Lin, Sing Gee; Patko, Tony

Subject: Re: Reg Guide 1.193

Tom

I have taken steps to have CC N-707 removed from RG 1.193.

Gordon

Sent from my NRC BlackBerry

Gordon Bjorkman, Ph.D., P.E.

202-669-0164

From: Danner, Tom <tdanner@nacintl.com<<mailto:tdanner@nacintl.com>>>

To: Bjorkman, Gordon

Cc: Yaksh, Mike <myaksh@nacintl.com<<mailto:myaksh@nacintl.com>>>; Lin, Sing Gee

<alin@nacintl.com<<mailto:alin@nacintl.com>>>; Patko, Tony

<tpatko@nacintl.com<<mailto:tpatko@nacintl.com>>>

Sent: Mon May 14 09:51:35 2012

Subject: Reg Guide 1.193

Gordon

As discussed with you last week, one of our clients has brought our attention to the fact that Reg Guide 1.193 Revision 3, (2010), Table 1 – “Unacceptable Section III Code Cases” has a new entry from the Revision 2 (2007) version that specifically impacts reference in the MAGNASTOR FSAR. Code Case N-707 was created to increase the temperature range for the material properties for SA 537 in order to bound the normal and accident condition temperatures calculated for the MAGNASTOR basket. SA-537 is used as the basket material in the MAGNASTOR basket in order to optimize thermal conductivity and material strength properties.

It is my understanding from our discussion that this entry in the Revision 3 issue of Reg Guide 1.193 is not representative of the NRC position for applicability of this Code Case and that future revision to Reg Guide 1.193 will reflect the acceptance of this Code Case by the NRC.

I would appreciate that you reply to this e-mail summarizing our discussion acknowledging your agreement of my summary and note when the next revision of Reg Guide 1.193 might be issued that corrects the reference to Code Case N-707.

Thanks for your assistance in addressing this issue assuring NRC acceptance of our MAGNASTOR COC relative to our use of SA-537 material.

Best Regards

Tom

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	6.3-08-146	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		熱傳	S19	6.3	6.3.2-1	結案
第 1 次審查意見						
回充額定重量之氦氣至密封鋼筒內壓力達到貯存條件，請說明氦氣之額定重量值與密封鋼筒內壓力值，且上述兩額定值，是否作為熱流分析之初始條件。						
第 1 次審查意見答復說明						
氣體充填時將利用流量質量計去計算灌入系統中的氦氣質量，所以我們可以知道灌入多少氦氣 (根據表 6.3.4-1 氦氣密度之要求與密封鋼筒中的空間，可知所需氦氣最小質量約為為 4.446 Kg(9.80 lb))，在實際執行 FLUENT CFD 穩態熱流分析時，在正常貯存狀況下密封鋼筒在加入 4.446 Kg 的 helium 並達到穩態時，內部壓力會達到 5.41 atm (79.5psig)。 5.41 atm (gauge)非為熱流分析之初始條件。						
第 2 次審查意見						
依據 101 年 8 月 20 日審查會議中之答復說明，氦氣質量約為 4.446 Kg，仍是分析的結果，請將審查會議中之答復說明與上述答復說明，整合再答復，並補列入安全分析報告中。						
第 2 次審查意見答復說明						

由於本系統在完成真空乾燥後作業後會將利用流量質量計回充額定重量之氦氣 4.446Kg (minimum)至密封鋼筒內，在此額定重量氦氣條件以及 17kw 熱負載下密封鋼筒內壓力在正常貯存條件下壓力會達 5.5 atm (79.5psig)。

第 3 次審查意見

答復說明中仍未整合第 1 次審查意見答復說明：「在實際執行 FLUENT CFD 穩態熱流分析時，在正常貯存狀況下密封鋼筒在加入 4.446 Kg 的 helium 並達到穩態時，內部壓力會達到 5.41 atm (79.5psig)。」，請再整合，並補列入安全分析報告中。

另外，CFD 分析之初始條件之設定係由理想氣體方程式加以控制，因此在給定初始條件之狀況下，分析者只需依內部空間之大小，將質量轉換為一初始壓力即可確保其內填氦氣之質量，因此上述分析作業之設定為可接受之作法，但為確保其內部壓力不致過高，請於未來執行回填作業時，再次確認回充氦氣質量之精確性。

第 3 次審查意見答復說明

由於本系統在完成真空乾燥作業後，會利用流量質量計回充額定重量之氦氣 4.446 Kg (minimum)至密封鋼筒內，在實際執行 FLUENT CFD 穩態熱流分析時，正常貯存狀況下密封鋼筒在此額定重量氦氣條件(4.446kg)及 17kw 熱負載下，達到穩態時密封鋼筒壓力會達到 5.5 atm (79.5psig)。

未來執行回填作業時將依據密封鋼筒內排水作業所量得之內部實際體積，再利用額定氦氣重量除以內部實際的體積得出密度，密度會落在 0.707~0.814(g/l)之間

將依照審查意見修訂整合補入安全分析報告如附件 6.3-08-C。並依意見在運轉過程中會使用質量流量計確認灌入 TSC 的質量。

第 4 次審查意見

同意答復。

編號	6.3-09-147	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		熱傳	F14	6.3	6.3.2-1	結案

第 1 次審查意見

有關異常及意外事故下所需滿足之元件溫度限值：

- 1.請說明如何可避免鉛達到熔點之溫度限值。
- 2.提籃與密封鋼筒鋼製元件之溫度限值，是否包含美國材料試驗協會(ASTM)之規範，請澄清。
- 3.請說明本項溫度限值引用的 ARMCO 公司文件相關內容為何。
- 4.請增加傳送護箱及混凝土護箱鋼材料的溫度限值規定。
- 5.請說明各項中子屏蔽材質的溫度限值為何。

第 1 次審查意見答復說明

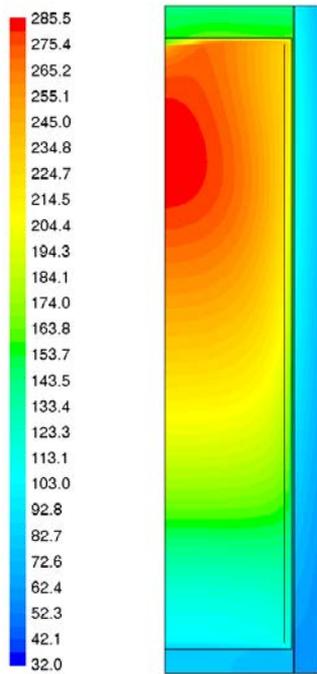
1. 在傳送階段時燃料最高溫度為 317.8°C，此時 TFR cask 內表殼表面最高溫度只有 168°C，由於鉛板位於傳送護箱內表殼外側，因此鉛板之溫度將會低於 TFR cask 之內表殼溫度，不會超過鉛之容許溫度限值 315.5°C(熔點為 327°C)。故鉛板無熔化現象發生，屏蔽功能將不會受到影響。
2. 在表 6.3.2-2，ASTM Standard[13]為錯誤的將修正為 ASME Code[10]。此不包含 ASTM 之規範。
3. ARMCO 是用來判定 17-4PH 不銹鋼之短期溫度限值。
4. 傳送護箱與混凝土護箱鋼材料將依照 ASME 溫度限值規定添加至文中。
5. 如表 6.3.2-2 所示，屏蔽材料為 NS-4FR，溫度限值為長期為 148.8°C，短期為 148.8°C。

第 2 次審查意見

1. 請提供「TFR cask 內表殼表面最高溫度只有 168°C」之相關分析結果資料。
2. 同意答復。
3. 請提供 ARMCO 公司判定 17-4PH 不銹鋼之短期溫度限值文件相關內容。
4. 請問第 6.3.2-4 頁之表 6.3.2-2 中，混凝土短期溫度限值 176.6°C 之來源為何？
5. 傳送階段時燃料最高溫度為 317.8°C，依據前述答復內容 TFR cask 內表殼表面最高溫度有 168°C，而屏蔽材料 NS-4FR 之溫度限值為 148.8°C，會不會造成該屏蔽材料破壞？請說明。

第 2 次審查意見答復說明

1. 原用於傳送階段 TFR 的穩態分析模式(含 TFR 和 TSC 的 FLUENT Model) 在 TFR 的部分使用了極保守的熱傳性質(假設為 NS4FR)，經更改為實際由 內鋼板、鉛板、NS-4FR、外鋼板組合之等效熱傳性質並進行分析，結果溫度將比原分析為低，燃料最高溫度由 317.8°C 降為 285.5°C，TFR 內表殼表面最高溫度由 168°C 降為 118°C，如下圖所示。



燃料最高溫度為 285.5°C

密封鋼筒最高溫度為 188°C

傳送護箱最高溫度為 118°C

3. 根據 ARMCO 17-4PH 的數據顯示，附件 6.3-09-3-B 第六頁 Table9 中顯示，其所列出之溫度為 537.78°C。而保守假設其為 426.6°C。
4. 176.6°C 為混凝土短期平均溫度限值來源為 ACI-349-01 Appendix A。
5. 保守考慮 NS-4FR 最大值溫度等於 TFR 內表殼表面最高溫度 118°C，NS4FR 並不會超過溫度限值造成該屏蔽材料破壞。

第 3 次審查意見

NS-4 於傳送階段之最高溫度，依熱傳理論應較 TFR 內表殼表面最高溫度 118°C 為低(且可能有明顯差異)，且由於傳送階段的 NS-4 等屏蔽材料破壞之主要原因尚需考慮火災時的影響；若直接以答覆時提出之 118°C 為基礎再加上

火災時可能造成的最大溫升 52°C ，將使 NS-4 之溫度出現可能超出限值之疑慮。請台電公司直接提供 NS-4 於傳送階段之最高溫度，以利作為火災時的 NS-4 最高溫度評估。

第 3 次審查意見答復說明

考量內含 50 加侖油料之油箱洩漏引發火災，保守假設火源位於距離護箱表面 2m 處，燃燒時間為 210 秒，最大熱通量為 29.3 kW/m^2 。TFR 的火災熱傳分析以三維對稱有限元模型進行（如 Figure 1），輸入熱源分佈為保守假設自 TFR 底部往上 1m 處皆保持最大熱通量 29.3 kW/m^2 ，接著往上逐漸遞減至 2m 處為零。熱通量共施加 210 秒，隨後將其移除並維持 30 分鐘的熱暫態分析。分析結果顯示，傳送護箱外部殼體溫度最高僅上升約為 51°C ，而相對位置內部 NS4FR 溫度上升為 40°C 。但原來 NS4FR 最高溫度並未受影響。考量護箱在傳送階段的穩態分析(保守以 TFR inner shell 內表面的溫度為 NS4FR 的溫度)，加上火災分析的升溫，NS4FR 最高溫度為 118°C （如 Figure 2），仍小於 NS4FR 的溫度限值 148.8°C 。因此，NS4FR 並無失效之顧慮。故可推測若發生 50 加侖油箱火災，對運貯設施不會有不利之影響。

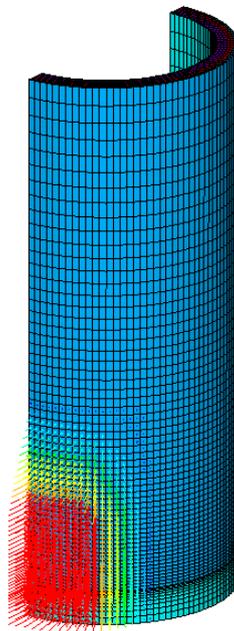


Figure 1: 3-D TFR Finite Element Model for Fire Transient Analysis

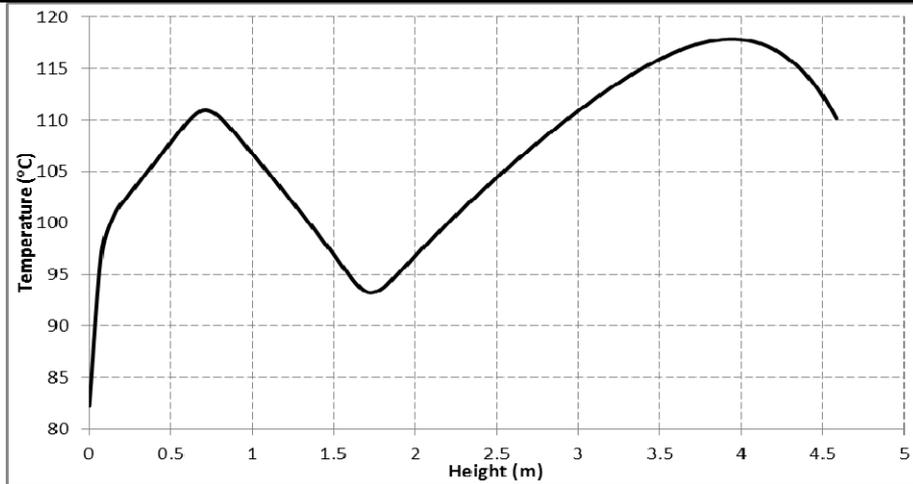


Figure 2: Temperature Profile of NS4FR in TFR for Fire Accident

第 4 次審查意見

同意答復。

編號	6.3-10-148	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		熱傳	S18、S19	6.3	6.3.2-2	結案

第 1 次審查意見

密封鋼桶假如於長時間運轉下發生洩漏，是否有壓力低限值的考量？另因密封鋼桶內部已考慮氬氣對流效應對熱傳之貢獻，請說明密封鋼筒內氬氣含量（即密封鋼筒內壓力）對熱傳及燃料護套最高溫度之影響。

第 1 次審查意見答復說明

密封鋼筒生產過程皆依照法規嚴格製作已檢驗，因此在使用前並不會洩漏問題發生。此外，密封鋼筒滿足 ANSI N14.5-1997 的漏密要求（低於 $2 \times 10^{-7} \text{cm}^3/\text{sec}$ ），因此在申照期限的 50 年後其洩漏量低於 0.3% 的氬氣體積減少，不會造成熱傳特性之改變。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	6.3-11-149	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態

		熱傳	S20	6.3	6.3.2-3	結案
第 1 次審查意見						
<p>以核一廠用過核子燃料乾式貯存設施審查之共識，貯存時周圍溫度之定義為：</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 貯存狀況正常時，採用中央氣象局 21 年來（台北、基隆及淡水地區）之溫度紀錄，取每年最高之日平均溫度代表該年之溫度，再將 21 年之最高日平均溫度平均後，以該溫度值做為乾式貯存設施正常狀況（normal）周圍溫度之設計，核一廠為 32°C（1984-2004 年）。 2. 異常狀況（off-normal）周圍溫度之設計，以歷年最高日平均溫度為保守估計，核一廠最高溫為 33°C，保守假設為 41.1°C。 3. 意外事故（accident）之極高溫周圍溫度之設計，以歷年日最高溫度為保守估計，核一廠最高溫為 38.8°C，保守假設為 56.1°C。 <p>此報告於 p6.3.2-3 所定之周圍溫度皆敘明詳見第二章，但第二章所列之相關資料（p2.4.1-2 及表 2.4.1-2~7），卻無從得知該數據，請修正列出為可推估周圍溫度之相關數據；此外若核二廠之溫度資料與台北、基隆及淡水地區相較，其周圍溫度較高，則建議採用核二廠之值較適當。</p>						
第 1 次審查意見答復說明						
<p>所有溫度皆比照核一，採用中央氣象局 21 年來（台北、基隆及淡水地區）之溫度紀錄。</p>						
第 2 次審查意見						
<p>請再詳閱第二章（p2.4.1-2 及表 2.4.1-2~7）後，舉出 p6.3.2-3 所定之周圍溫度的來源；核一廠案例所採用之溫度記錄期間與核二廠不同，請列出核二廠前 21 年之溫度紀錄後，再加以計算訂出周圍溫度，而非直接引用核一廠的數據。</p>						
第 2 次審查意見答復說明						
<p>附件 6.3-11-B 為近 21 年(1984~2012(至 8 月))台北、基隆、淡水之溫度分析表：</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 由附件可以得知台北基隆淡水三地每年最高日平均溫度之近 21 年(1984~2012(至 8 月))平均值為 31.9°C，因此設計基準在 32°C 可以保守涵蓋。 						

2. 異常狀態下，台北在 2003 年之日平均最高溫度為 33.0°C，淡水在 1991 年發生日平均最低為 6.6°C，因此異常高溫 41°C 與異常低溫 -40°C 可以保守涵蓋。
3. 極高環溫下，環境溫度為 56.1°C，台北在 2003 年發生之時最高溫為 38.8°C，因此可保守涵蓋。

第 3 次審查意見

同意答復，請將第二章相關數據以附件 6.3-11-B 之資料修正。

第 3 次審查意見答復說明

將依資料修正，如附件 6.3-11-C。

第 4 次審查意見

同意答復。

編號	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
6.3-12-150	熱傳	S20	6.3		結案
第 1 次審查意見					
<p>台灣夏季常有持續高溫出現，為驗證該現象是否會影響乾貯設施之熱移除功能，宜針對核二廠之高溫做暫態分析（heatup tracing），評估之時間範圍為每日最高溫之前後 2 小時，即自最高溫度前 2 小時開始升溫至溫度最高點，再由溫度最高點降溫 2 小時；初始溫度設定為周圍溫度，而最高溫度則取歷年來最高時溫。</p>					
第 1 次審查意見答復說明					
<p>本乾式貯存系統為一對環境放熱之系統，且單一乾貯系統重量為 150 公噸，起始的熱流慣性與整體比熱較大，故欲造成系統上升一度所需之熱量較高，因此在每日最高溫的條件下加熱兩小時對系統溫升影響有限。外界溫度在兩小時內的變化對系統之影響可用 6.3 節的異常高溫 41°C 來保守涵蓋。</p>					
第 2 次審查意見					

請做完暫態分析後，再提出結論。暫態分析是要驗證在溫度梯度較大時，對各材質的影響，與異常高溫無關。

第 2 次審查意見答復說明

環境溫度變化對混凝土之溫度梯度之變化影響不大，使用異常高溫（41°）及異常低溫（-40°C）邊界條件的穩態分析所計算出的混凝土之溫度梯度已可以涵蓋每日最高溫前後 2 小時之溫度梯度變化。且全阻塞事故下，空氣通道熱對流移除能力喪失時，其燃料組件溫升僅為 0.4°C/hr，正常狀況下會小很多，對於元件影響甚微。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	6.3-13-151	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		熱傳	S20	6.3	6.3.2-3	結案
第 1 次審查意見						
<p>全球暖化之現象對周圍溫度亦可能將有所影響，聯合國政府間氣候變化專家委員會（IPCC Intergovernmental Panel on Climate Change）之評估報告（如 Climate Change 2001 IPCC Third Assessment Report），均會預估 2100 年時全球平均地面氣溫增加趨勢，建議參考其最新報告，將暖化造成之溫升因素亦納入評估。</p>						
第 1 次審查意見答復說明						
<p>本案採用之正常、異常與意外之環境溫度已足夠保守可涵蓋氣候變遷之影響。</p>						
第 2 次審查意見						
<p>請先參閱 IPCC 的報告，針對未來五十年溫度上升趨勢做一探討，當周圍溫度升高後，熱移除效率會降低，各材質溫度是否仍能符合限值？請台電公司詳細說明。</p>						
第 2 次審查意見答復說明						

根據 IPCC(2007)第四版得知其 2100 年暖化程度約為 1.1°C ~6.4°C，溫度上升約為每年 0.07°C，50 年後約為 3.5°C。但由於衰變熱會隨著時間而遞減，以 50 年為例衰變熱大概下降 56%，因此並不會有太大影響。下表格為 35GWd/MTU 下熱負載與時間之關係。

Heat Load		Cool Time (years)					
		20	30	40	50	60	70
Source	Units						
CLAD	[W/assy]	3.52E-03	3.44E-04	8.56E-05	5.82E-05	5.00E-05	4.39E-05
ACT.	[W/assy]	41	40.4	39.5	38.3	37.1	36
F.P.	[W/assy]	127	98.7	77.4	60.8	47.8	37.6
Total	[W/assy]	168	139.1	116.9	99.1	84.9	73.6
Total	[kW/cask]	14.6	12.1	10.2	8.6	7.4	6.4

第 3 次審查意見

同意答復。請將第 2 次答復說明中之 35GWd/MTU 下熱負載與時間之關係表加入安全分析報告中。

第 3 次審查意見答復說明

將新增表格至安全分析報告中，如附件 6.3-13-C

第 4 次審查意見

同意答復。

編號	6.3-14-152	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		熱傳	S19	6.3	6.3.2-4	結案

第 1 次審查意見

表 6.3.2-2 所列混凝土溫度限值長期為 93.3°C (整體)與 148.8°C (局部)，然核一廠乾貯設施混凝土溫度限值為 65.5°C (整體) 93.38°C (局部)，請說明其差異性。

第 1 次審查意見答復說明

本案溫度限值係引用 NUREG-1567 (如表 6.3.2-2 所示) 及 NUREG-1536 之溫

度限值進行設定為 93.3°C 與 149°C。NAC MAGNASTOR 系統亦使用相同設定也已被 US NRC 所接受。

第 2 次審查意見

NUREG-1536 第 3.5.1.2 章「Structural Design Criteria and Design Features」(2) Applicable Codes and Standards 針對混凝土護箱平均溫度低於 93.3°C (200°F)，局部最高溫低於 149°C (300°F)之限制條件規定如下，請完整引述於安全分析報告。

If concrete temperatures of general or local areas exceed 93°C (200°F) but would not exceed 149°C (300°F), no tests to prove capability for elevated temperatures or reduction of concrete strength are required if Type II cement is used and aggregates are selected which are acceptable for concrete in this temperature range. The following criteria for fine and coarse aggregates are acceptable:

- 1) Satisfy ASTM C33, (“Standard Specification for Concrete Aggregates”) requirements and other requirements referenced in ACI 349 for aggregates.
- 2) Satisfy ASTM C150, (“Standard Specification for Portland Cement”) requirements and other requirements referenced in ACI 349 for cement.
- 3) Have demonstrated a coefficient of thermal expansion (tangent in temperature range of 20°C to 38°C [70°F to 100°F]) no greater than 11×10^{-6} mm/mm/°C (6×10^{-6} in./in./°F), or be one of the following minerals: limestone, dolomite, marble, basalt, granite, gabbro, or rhyolite.

第 2 次審查意見答復說明

依委員意見，修改後安全分析報告為(如附件 6.3-14-B)。

根據 NUREG-1536 第 3.5.1.2 節「Structural Design Criteria and Design Features」中提到，當混凝土整體或局部溫度超過 93°C 但未達 149°C 時，若採用 Type II 水泥且其選取之骨料符合下述所列者，則不須試驗以證明溫度對混凝土強度之折減效果。下列為細骨料及粗骨料可被接受之標準：

- 一. 滿足 ASTM C33(混凝土骨料標準規範)中引用之 ACI 349 的要求
- 二. 滿足 ASTM C150(Portland 水泥標準規範) 中引用之 ACI 349 的要求
- 三. 已經證實熱膨脹係數(溫度範圍 20°C to 38°C [70°F to 100°F])不大於 11×10^{-6} mm/mm/°C(6×10^{-6} in./in./°F)，或以下礦物質：石灰石、白雲石、大理石、玄武岩、花崗岩、輝長岩、流紋岩。

第 3 次審查意見

同意答復。本意見後續併入綜合分組處理。

編號	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
6.3-15-153	熱傳	S18、S19	6.3	6.3.3-2 6.3.5-3	結案

第 1 次審查意見

文中說明「...所有案例皆可滿足設計需求，因此以下之所有模式，皆採用穩態求解為之。」，是否應該以穩態求解後，發現穩態結果已可滿足設計需求，所以不必用暫態求解可能的操作時間限值?請說明。

另於 p.6.3.5-3 第 8、16 與 22 行，提及真空乾燥階段、氬氣階段，以及傳送階段皆以穩態求解進行評估，如此燃料護套、密封鋼筒及傳送護箱重要組件溫度隨時間變化趨勢，就可能無法獲得，是否能以暫態來求解進行評估，獲得上述重要組件溫度隨時間變化趨勢，讓安全分析報告更完整，請說明。

第 1 次審查意見答復說明

熱流分析方式採取穩態求解，其分析結果已滿足設計需求，因此無操作時間上限制。

真空，氬氣與傳送各階段均已採保守假設與邊界條件進行穩態分析，結果顯示各組件最高溫度與限值有相當餘裕。因此不必以前一階段之溫度為起始條件進行暫態分析。主要原因為分析中系統熱負載僅 17kw。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
6.3-16-154	熱傳	S18	6.3	6.3.3-3	結案

第 1 次審查意見

1.何謂環狀冷卻系統? 請先定義，交代清楚。

2.傳送護箱採用強制冷卻系統進行移熱，如何確保該系統之泵浦確實能在該

系統壓降下提供充足之流量。

第 1 次審查意見答復說明

1. 環狀冷卻系統將統一修正稱為環狀間隙循環水冷系統，其定義為提供傳送護箱與密封鋼筒間環狀間隙除礦水之管路系統，配合傳送護箱進出水池，本系統同時對傳送護箱下注水口上出水口注水，以確保環狀間隙為正壓狀態，避免密封鋼筒外殼受污染。已於本文中更正。
2. 泵浦系統不屬於安全相關系統，在未來申請運轉執照時會有一操作程序。

第 2 次審查意見

同意答復。並請依第一次說明第 1 項修訂安全分析報告相關內容。

第 2 次審查意見答復說明

將依意見修改(如附件 6.3-16-B)。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	6.3-17-155	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		熱傳	S19	6.3	6.3.3-3	結案
第 1 次審查意見						
1.環狀冷卻之進口溫度假設為 37.7°C，此 37.7°C 冷卻水進口溫度與升溫至沸騰所需時間 (TOB) 應為 ACWS 的運轉限制條件，然第五章設施運轉計畫中卻無此相關運轉限制條件 (LCO)，請補列。						
2.P. 6.3.6-2 在真空狀態發生環狀冷卻系統失效，需於 12 小時內對密封鋼筒回充氬氣並建立空氣流通機制，此 12 小時應為真空乾燥階段的運轉限制條件，然第五章設施運轉計畫中卻無此相關 LCO，請補列。						
3.P.6.3.6-3 提及在氬氣階段發生環狀冷卻系統失效時之處理情形，然第五章設施運轉計畫中卻無此相關 LCO，請補列。						

第 1 次審查意見答復說明

ACWS 屬於諸操作系統之一並非主系統，若將之訂為運轉限制將使 LCO 過於繁複，且 ACWS 供水系統將會重覆配置，若有故障無法於短時間內排除，將立即更換備用系統進行作業，建議將此系統相關操作步驟、故障排除之規定與限制於作業程序書中作詳細之規定。因此審查意見回覆如下。

1. 環狀冷卻之進口溫度假設為 37.7°C，實際進口溫度只要低於 37.7°C，分析結果均可通用。此並非運轉限制條件，為保守考量之值。
2. 冷卻系統失效後 12 小時需對密封鋼筒回充氬氣並建立空氣流通機制，即無時間限制，此為操作程序。
3. 氬氣階段發生環狀冷卻系統失效時之處理情形，此非運轉限制條件。

第 2 次審查意見

ACWS 雖屬於諸項操作系統之一並非主系統，但在氬氣填充完成前，此系統對用過核燃料冷卻扮演重要角色，若此系統失效，水溫將達 100°C，為提醒操作人員注意，仍請針對 ACWS 訂定運轉限制條件。

第 2 次審查意見答復說明

依照委員意見，在第五章將增加 ACWS 失效之運轉限制條件(LCO)
(如附件 6.3-17-B)

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
6.3-18-156	熱傳	S19	6.3	6.3.5-1	結案

第 1 次審查意見

請提供預定貯存於密封鋼筒的核二廠用過核子燃料，燃耗在 35,000 MWD/MTU 附近的軸向功率分佈係數圖。

第 1 次審查意見答復說明

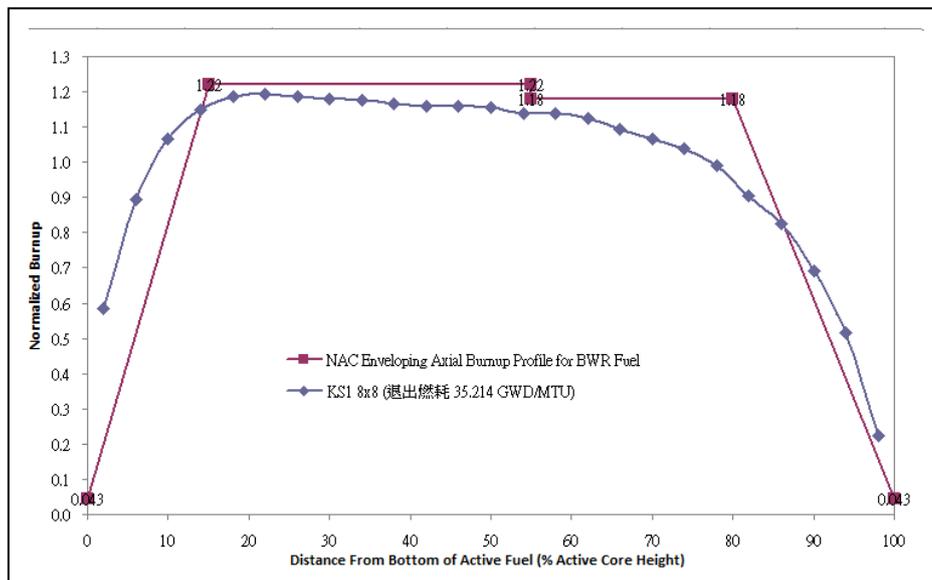
BWR 燃料軸向燃耗剖面，來自 Washington Public Power BWR/4-6 的燃耗資料庫，經驗證該軸向燃耗剖面可代表典型的 BWR 運轉資料，並可做為申照基準。燃耗軸向剖面可參考圖 6.4.4-1BWR 設計基準燃耗剖面圖。

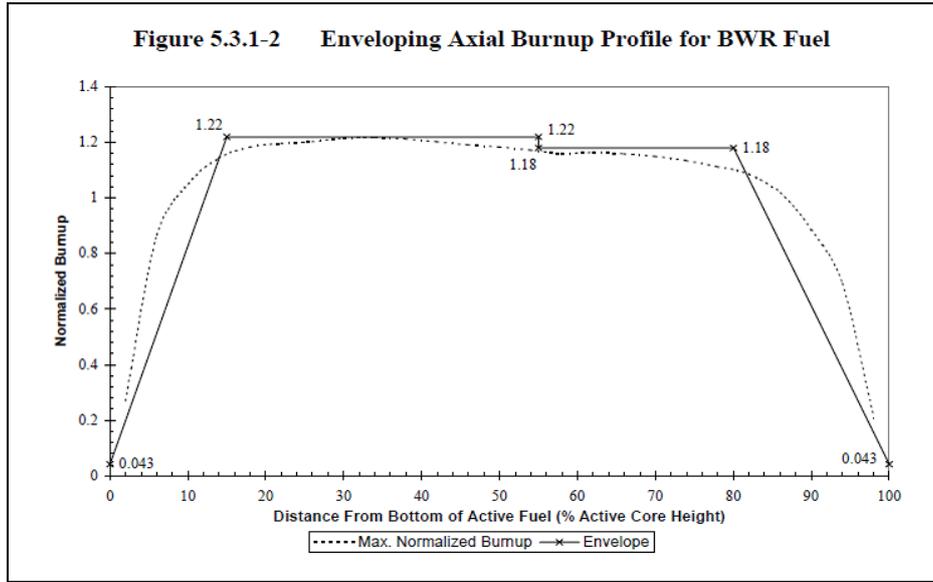
第 2 次審查意見

為安全分析報告的完整性，仍請提供核二廠用過核子燃料的軸向功率分佈係數圖，以驗證分析所用的軸向燃耗，是否涵蓋核二廠預定貯存的用過核子燃料。

第 2 次審查意見答復說明

下圖為 BWR 燃料軸向歸一化之燃耗剖面圖，圖一虛線為 Washington Public Power BWR/4-6 的燃耗剖面圖，實線為取其燃耗最大值 1.22 和 1.18 做為其設計基準。圖二為核二廠退出燃耗與設計基準比較圖，由圖可以得知在燃料棒中央核二燃料退出之燃耗都較設計基準為低，而兩側較為高，但由於兩側之燃耗相較於中間部分低很多，故整體上核二廠之燃耗都可以被設計基準所涵蓋。





第 3 次審查意見

同意答復，並請將答復說明與圖補列入安全分析報告中。

第 3 次審查意見答復說明

答復說明與圖將補列入安全分析報告中，如附件 6.3-18-C。

第 4 次審查意見

同意答復。

編號	6.3-19-157	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		熱傳	S19	6.3	參本意見	結案

第 1 次審查意見

請補列下列資料：

1. 請提供真空乾燥階段密封鋼筒與傳送護箱二維溫度分布圖 (p.6.3.6-2)。
2. 請提供氬氣階段達穩態時密封鋼筒與傳送護箱的溫度二維分布圖 (p.6.3.6-3)。
3. 請提供傳送階段時密封鋼筒與傳送護箱的最高溫度，以及密封鋼筒與傳送護箱二維溫度分布圖。(p.6.3.6-4)

- 4.請提供正常貯存時，密封鋼筒內氣體整體平均溫度與混凝土護箱空氣通道出口的空氣溫度，以及密封鋼筒與混凝土護箱二維溫度分布圖。(p.6.3.6-5)
- 5.請提供異常貯存狀態時，各條件下密封鋼筒內氣體整體平均溫度與混凝土護箱空氣通道出口的空氣溫度，以及密封鋼筒與混凝土護箱二維溫度分布圖。(p.6.3.6-6)
- 6.請提供極高環境溫度下，密封鋼筒內氣體整體平均溫度與混凝土護箱空氣通道出口的空氣溫度，以及密封鋼筒與混凝土護箱二維溫度分布圖。(p.6.3.6-7)
- 7.請提供進氣口全阻塞狀態時，密封鋼筒內氣體整體平均溫度，以及密封鋼筒與混凝土護箱二維溫度分布圖。(p.6.3.6-9)

第 1 次審查意見答復說明

應廠家要求：

本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權，

不予公開。

第 2 次審查意見

1. 為安全分析報告的完整性，請將此答復說明 1.至 7.與所附二維溫度分布圖補列入安全分析報告中。
2. 請提供進氣口半阻塞與全阻塞狀態時，混凝土護箱空氣通道出口的空气溫度，並補列入安全分析報告中。
3. 進氣口全阻塞狀態時，由本審查意見之答復說明所附 Figure 7 中，可看出混凝土護箱之最高溫度，不是安全分析報告中表 6.3.6-8 所列之 122°C，且高過混凝土護箱溫度限值 (176.6°C)，請澄清。

第 2 次審查意見答復說明

1. 將補列於安全分析報告中。(如附件 6.3-19-B)
2. 穩態之下全阻塞事故之出口溫度為 43°C(因無空氣流動)，半阻塞為 71°C。
3. Figure 7 中為混凝土護箱局部最大溫度為 223°C，122°C 為混凝土平均溫度，此為穩態結果。全阻塞事故發生下，混凝土護箱在 100 小時後將接近其溫度限值 (176.6°C)，根據 Ch. 5 的要求，若發現任何阻塞，應立即清除到至少有兩個進口為通暢狀態。

第 3 次審查意見

1. 表 6.3.6-8 所列的是各元件最高溫度，請修訂表中混凝土護箱溫度為 223°C，以顯示其分析結果，並將答復說明補列入安全分析報告中。
2. Ch. 5 LCO 3.1.2 中有列 1. 立即確保適當之熱移除，以預防溫度超越短期限值。2. 恢復混凝土護箱熱移除系統至可用狀態，完成時間為 30 天。上述與答復說明有異，為明確採行措施，請修訂 LCO 3.1.2。另全阻塞事故發生下，混凝土護箱在 100 小時後將接近其溫度限值 (176.6°C)，此時間限值亦應應考量列入 LCO 3.1.2 中。
3. 請確定除了全阻塞事故發生時，混凝土護箱溫度會超過限值外，其餘各狀態下，各元件最高溫度不會超過各元件容許限值。
4. 請問 176.6°C 是混凝土護箱內部或表面溫度？亦請評估全阻塞事故發生下，混凝土護箱在 100 小時後外表面之最高溫度。
5. 請針對正常運轉與半阻塞事故下之氣體出口溫度僅差 1°C 之原因補充說

明。

第 3 次審查意見答復說明

1. 將修訂混凝土護箱最高溫度為 223°C。修改如附件 6.3-19-C。
2. 全阻塞發生時必須立即清除至兩個進口暢通，意即確保適當之熱移除，避免超過短期溫度限值，之後再慢慢清除堵塞物，30 天為其完成之時間規範，另外混凝土護箱在 100 小時後會接近 176.6°C 將會在 LCO3.1.2 中列入考量。
3. 經再次查證後，其餘狀態下各元件之溫度皆不會超過其溫度限值。
4. 全阻塞發生 100hr 後，混凝土護箱最高溫度會到達 170.3°C，接近 176.6°C，位於混凝土護箱內側。此外評估結果顯示 100hr 後，混凝土護箱外表面之最高溫度為 69°C。
5. 空氣通道所能帶走熱量約為總熱量的 85%，半阻塞狀況下與正常情況下其帶走之熱量差距約為 1%，因此相同熱負載下，達熱平衡時所需帶走之熱量與正常狀況下相當，因此在達到穩態時，其入出口相較於正常狀況只相差 1°C。其他內部元件之內部對流與輻射熱傳機制皆沒有改變，因此其內部元件之溫度也無明顯差異。

第 4 次審查意見

1. 同意答復。
2. 同意答復。經熱傳分析結果顯示在全堵塞狀況下，混凝土護箱在 101.5 小時達到其溫度限值 (176.6°C)，請併同修正第六章第六節 12. 混凝土護箱進氣口完全堵塞之報告內容，並應修正矯正措施:「此狀況會在 24 小時內發現並於 100 小時內清除進、出氣口堵塞物，以恢復混凝土護箱熱移除系統至可用狀態」。
3. 同意答復。
4. 同意答復，並請將答復說明補列入安全分析報告中。
5. 同意答復，並請將答復說明補列入安全分析報告中。

第 4 次審查意見答復說明

將依委員意見修改安全分析報告，如附件 6.3-19-D。

第 5 次審查意見

2. 請補充說明如何可在全堵塞發生後 24 小時內發現有全堵塞之情形？

4. 同意答復。

5. 同意答復。

第 5 次審查意見答復說明

每日定時檢視監測數據至少一次，或是每日以目視方式檢查進出口處是否有異物堵塞。修改如附件 6.3-19-E。

第 6 次審查意見

同意答復。

編號	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
6.3-20-158	熱傳	S19、F14	6.3	6.3.4-1	結案

第 1 次審查意見

1. 回充氬氣氣體密度的下限值與上限值均未在表 6.2.B.3-18 氬氣熱相關性質中所列密度範圍中，且差距很大，請提供氬氣氣體密度下限值與上限值的熱相關性質。

2. 有關「表 6.3.4-1 氬氣於回充壓力與相關分析限値之氣體密度」，請說明其氬氣密度參數選定之依據。

第 1 次審查意見答復說明

1. 氬氣的熱物理性質列在表 6.2B.3-18 中，為一大氣壓下之數據。當溫度改變時氬氣密度與壓力成正比，可以理想氣體方程式算出。

2. 上限為結構壓分析正常力下(110psig)之密度，下限為正常壓力下減少 10% 壓力下之變數，分析顯示減少 10% 壓力，氬氣浮力影響很小。

第 2 次審查意見

1. 答覆說明未針對審查意見作完整說明，請提供氦氣氣體密度（即密封鋼筒內壓力）下限值與上限值的熱相關性質，包括熱傳導係數、比熱與黏滯係數之數據。
2. 同意答復。

第 2 次審查意見答復說明

此分析執行為保守建立在下限密度的基礎上，所計算得知之氦氣平均溫度約為 340°F(171°C)，其溫度在表 6.2.B.3-18 中已有涵蓋。此外上限密度對應之溫度將會相似於下限密度所對應之溫度，因此 6.2.B.3-18 已涵蓋此區間之所有熱力性質。

第 3 次審查意見

同意答復，並請將答復說明補列入安全分析報告中。

第 3 次審查意見答復說明

答復說明將補列入安全分析報告中。如附件 6.3-20-C

第 4 次審查意見

同意答復。

編號	6.3-21-159	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		熱傳	S18、S19	6.3	6.3.4-2	結案
第 1 次審查意見						
輸入對應之材料性質並改變邊界條件進行計算後，即可獲得 kzz，此 kzz 是否為 kxx，請澄清。並請提供燃料方管、燃料束與燃料提籃的等效熱流係數，以及燃料束流阻係數。						
第 1 次審查意見答復說明						
kzz 應修正為 kxx。其燃料管、燃料組件有效性質列於附件 6.3-21-A Table1-3。另外 BWR 的燃料束流阻係數在 FLUNT 計算之值 為 1449270(1/m ²)。						
第 2 次審查意見						

同意答復，並請將附件 6.3-21-A Table1-3 與燃料束流阻係數補列入安全分析報告中。

第 2 次審查意見答復說明

將依委員意見補列於安全分析報告(如附件 6.3-21-B)。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	6.3-22-160	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		熱傳	S19	6.3	6.3.5-2	結案
第 1 次審查意見						
倒數第 7 行提及環狀冷卻水進出口採壓力邊界，以提供較保守的冷卻水流量，請說明冷卻水進出口壓力值。另 5.1.1-3 第 3 行，提及水流量目前設定為 38 gpm，此 38 gpm 是否由壓力邊界估算出來，還是初始條件，請說明。						
第 1 次審查意見答復說明						
1. 在 FLUENT model 中自然對流的計算，進出口之壓力值皆設為 0 psig。 2. 冷卻水之質量流率為 38gpm 是由 FLUENT 模式之自然對流計算收斂所得之數值。 3. 安全分析報告第 6.3.5-2 頁之相關陳述修改為：“環狀冷卻水進出口採取自然對流之壓力邊界條件(進出口壓力均設為 0 psig); 基於本節所述模型的保守性及保守之熱負載 (17 kW)，以自然對流所計算出的冷卻水流量可保守地使用於運轉規劃中。”。						
第 2 次審查意見						
同意答復。並請依第一次說明第 3 項修訂安全分析報告第 6.3.5-2 頁之相關陳述。						
第 2 次審查意見答復說明						
將依委員意見修改(如附件 6.3-22-B)。						

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	6.3-23-161	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		熱傳	S18	6.3	6.3.5-5	結案

第 1 次審查意見

本頁最後一行寫到之假設 2:通氣口之邊界尺寸之一半改為 wall 之邊界條件。意味著僅假設半阻塞狀況下，阻塞物只堆積於混凝土護箱外，而未阻擋通道。就流阻之角度而言，此一假設相較於通氣口內進氣柵處之流動面積阻塞一半之狀態似不夠保守，是以安全分析報告中進口半阻塞之分析結果與正常貯存狀態差異過小，請說明之。

第 1 次審查意見答復說明

在熱源與散熱路徑不變的條件下,入口半阻塞的條件將與正常狀況下之空氣質量流率相似。入口半阻塞只有局部影響。流體流入之入口面積僅為一半，其速度相對提升，且流率保持不變。因此最大的元件溫度在正常狀況下與半阻塞的情形下差異很小。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	6.3-24-162	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		熱傳	S19	6.3	6.3.6-1	結案

第 1 次審查意見

可得之最短 TOB (Time to Boiling, 至沸騰所需時間) 時間為 32 小時，然從作業區將傳送護箱回置用過燃料池中，須要一段時間，為避免回置過程中密封鋼筒內水沸騰，應提前將傳送護箱回置用過燃料池，此提前時間為何？請說明。

第 1 次審查意見答復說明

依照兩小時測水溫一次，應提前兩小時，以避免回置過程中密封剛筒內水沸騰。

第 2 次審查意見

請說明從作業區將傳送護箱回置用過燃料池中，各步驟所需時間，再評估提前兩小時是否足夠。

第 2 次審查意見答復說明

1. 因環狀冷卻為一簡單系統故優先恢復環狀冷卻水冷系統。
2. 若溫度達到 94°C 時準備回置用過燃料池。

由於水溫初始為 37.7°C，到達 100°C 為 32 小時，故其每小時升溫約 2°C，因此 94°C~100°C 差為 6°C 尚有 3 小時之緩衝時間。

評估自作業區拆除防震裝置(約 1 小時)，將 TFR 吊入護箱裝載池(約 1 小時)，應於兩個小時之內可完成。

第 3 次審查意見

將傳送護箱回置用過燃料池前，環狀間隙循環水冷系統是否要拆除，若要拆除，拆除時間亦應要考量，請補充說明。另外，未來請於 LCO 中詳述相關作業程序，以確保相關作業可於時限內達成。

第 3 次審查意見答復說明

環狀間隙循環水冷系統也用於 TSC 外壁之保護，故傳送護箱吊回燃料池並不需拆除此系統。相關作業程序會於運轉操作程序書中說明。

第 4 次審查意見

同意答復。

編號	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
6.3-25-163	熱傳	F14	6.3	6.3.6-4	結案
第 1 次審查意見					

根據表 6.3.6-4 充氦階段燃料護套與提籃最高溫度為 317.8°C，該溫度是否超過鉛達到熔點之溫度限值（根據表 6.3.2-2，其值為 315.5°C），而影響其輻射屏蔽之功能？請澄清。

第 1 次審查意見答復說明

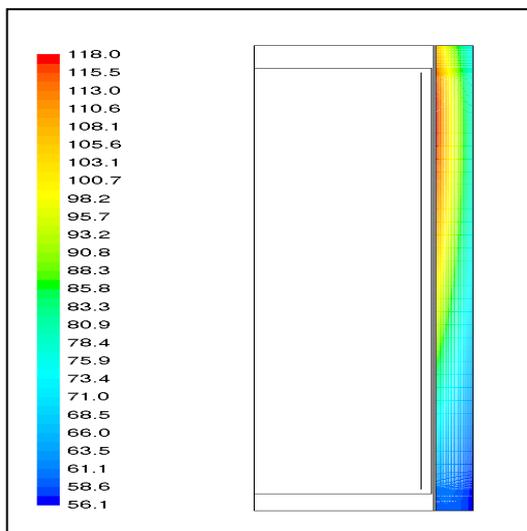
在傳送階段時燃料最高溫度為 317.8°C，此時 TFR cask 內表殼表面最高溫度只有 168°C，由於鉛板位於傳送護箱內表殼外側，因此鉛板之溫度將會低於 TFR cask 之內表殼溫度，不會超過鉛之容許溫度限值 315.5°C(熔點為 327°C)。故鉛板無熔化現象發生，屏蔽功能將不會受到影響。

第 2 次審查意見

請提供「TFR cask 內表殼表面最高溫度只有 168°C」之相關分析結果資料。

第 2 次審查意見答復說明

根據最新的分析結果（參考 6.3-09 回覆），TFR cask 內表殼表面最高溫度為 118°C。如下圖所示。



第 3 次審查意見

NS-4 於傳送階段之最高溫度，依熱傳理論應較 TFR 內表殼表面最高溫度 118°C 為低(且可能有明顯差異)，且由於傳送階段的 NS-4 等屏蔽材料破壞之主要原因尚需考慮火災時的影響；若直接以答覆時提出之 118°C 為基礎再加上火災時可能造成的最大溫升 52°C，將使 NS-4 之溫度出現可能超出限值之疑慮。建議請直接提供 NS-4 於傳送階段之最高溫度，以利作為火災時的 NS-4

最高溫度評估。

第 3 次審查意見答復說明

考量內含 50 加侖油料之油箱洩漏引發火災，保守假設火源位於距離護箱表面 2m 處，燃燒時間為 210 秒，最大熱通量為 29.3 kW/m²。TFR 的火災熱傳分析以三維對稱有限元模型進行（如 Figure 1），輸入熱源分佈為保守假設自 TFR 底部往上 1m 處皆保持最大熱通量 29.3 kW/m²，接著往上逐漸遞減至 2m 處為零。熱通量共施加 210 秒，隨後將其移除並維持 30 分鐘的熱暫態分析。分析結果顯示，傳送護箱殼體溫度僅上升約為 51°C，NS4FR 溫度上升為 40°C。考量護箱在傳送階段的穩態分析(保守以 TFR inner shell 內表面的溫度為 NS4FR 的溫度)，加上火災分析的升溫，NS4FR 最高溫度為 118°C (如 Figure 2)，仍小於 NS4FR 的溫度限值 148.8°C。因此，NS4FR 並無失效之顧慮。故可推測若發生 50 加侖油箱火災，對運貯設施不會有不利之影響。

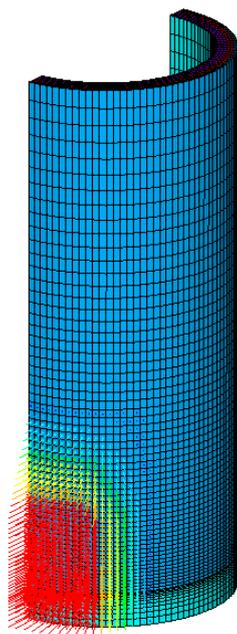


Figure 1: 3-D TFR Finite Element Model for Fire Transient Analysis

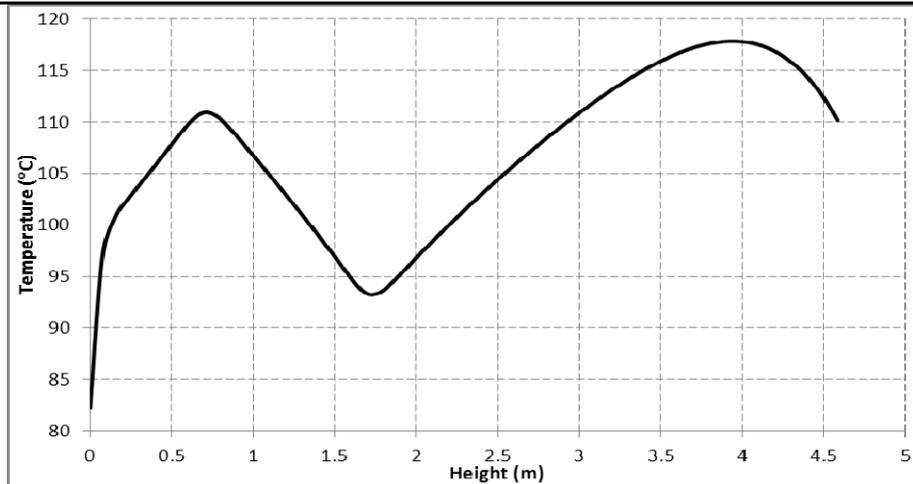


Figure 2: Temperature Profile of NS4FR in TFR for Fire Accident

第 4 次審查意見

同意答復。

編號	6.3-26-164	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		熱傳	S18	6.3	6.3.6-8	結案

第 1 次審查意見

火災分析結果顯示系統表面可能發生約 52°C 的溫昇，但由於先前 6.3.6-4 頁的傳送階段並未明述系統傳送護箱表面(或是 NS-4-FR)之溫度，故難以證明火災影響不致破壞傳送護箱，請於 6.3.6-4 節補充 NS-4-FR 或傳送護箱外殼板溫度以作為評估依據。

第 1 次審查意見答復說明

由於火災發生時，其距離載具油箱火災距離已被保守假設為 2m(實際上為 6m)，並假設其輻射熱全吸收，因此 52°C 之升溫已夠保守，又此時 NS-4-FR 溫度低於 54°C，故加上其升溫其溫度將低於 106°C，不會超過其容許溫度限值 148.8°C。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	6.3-27-165	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態

		熱傳	F14	6.3	6.3.6-9	結案
第 1 次審查意見						
<p>請問「穩態」的意思為何？是否只溫度維持不變或是只溫度在一定範圍內變化？請澄清。另請問系統在進氣口全阻塞時，達到「穩態」需歷時多少時間？亦請提供進氣口全阻塞時，各元件溫度上升與時間的關係圖。</p>						
第 1 次審查意見答復說明						
<p><i>應廠家要求：</i></p> <p><i>本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權，</i></p> <p><i>不予公開。</i></p>						
第 2 次審查意見						
<p>1. 第一次答復說明所提供之「全阻塞情況下燃料護套或提籃最高溫度與時間關係圖」，該曲線所表示之溫度仍在上升並未達穩態，請台電公司補充說</p>						

明。

2. 若乾貯系統溫度達到「穩態」，是否表示溫度不再上升？原因為何？
3. 第一次答復內容之情形是針對一般乾貯設施發生通氣孔全阻塞事故時之現象，抑或是核二廠乾式貯存設施的情形？請說明。
4. 對於乾貯系統使用之中子屏蔽材料 NS-4FR 而言，在通氣孔全阻塞事故時，經過多久時間會達到該材料之溫度限值？若溫度持續升高，高溫對於該中子屏蔽材料的影響為何？請說明。
5. 由審查意見 6.3-19 之答復說明中，全阻塞事件之混凝土護箱溫度已超出溫度限值，而非如答復說明中「所得之溫度較限制低很多，故不需要解暫態方程式」，且第一次審查意見乃請提供進氣口全阻塞下各元件溫度上升與時間的關係圖，請補充說明。

第 2 次審查意見答復說明

1. 由於全阻塞事故下，混凝土在 100 小時時溫度最高為 170°C （低於容許值： 176.6°C ），故在燃料提籃溫度與時間關係圖顯示至 100 小時，100 小時燃料溫度將會到達 353°C 。根據 Ch. 5 的要求，若發現任何阻塞，應立即清除到至少有兩個進口為通暢狀態。
2. 若環境溫度於其他邊界條件不改變下，全阻塞發生時 TSC 熱量藉由熱傳導及輻射傳至混凝土內襯，再經由熱傳導傳置混凝土外側，最後將利用輻射及對流將熱移除至外界中，此過程將滿足熱平衡，因此溫度維持定值且不再上升。
3. 第一次答覆為針對核二乾貯之 17kw 分析下全阻塞分析結果模擬。若為 33kw 下即有時間限制，且 72 小時將達溫度限值。
4. 通氣口全阻塞時為正常貯存階段，VCC 並沒有中子屏蔽材料 NS-4FR，中子屏蔽材料在 TFR 上，因此在此沒有中子屏蔽材料過熱之問題。若委員是指 TSC 內之中子吸收材料，其溫度限值約為 537.7°C 左右，元件溫度與其限值尚有很大之餘裕。
5. 混凝土在全阻塞事故下，其溫度 122°C 為平均溫度，而局部最高溫度為 223°C ，根據 ACI-349-01 混凝土平限值為 176.6°C ，而全阻塞事故在 100hr 後才會接近 176.6°C 。下圖為混凝土與 TSC 溫度與時間關係圖：100hr 時

混凝土溫度為 170°C；TSC 溫度為 238°C。

應廠家要求：

本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權，

不予公開。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	6.3-28-166	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		熱傳	S19、F05	6.3	6.3.6-10	結案

第 1 次審查意見

提及採用氣體平均溫度 180°C 作為內部壓力計算之基礎，然在異常貯存狀況時，燃料護套與燃料提籃溫度為 260°C，密封鋼筒殼體溫度為 173°C，此 180°C 如何求得，請說明。另 6.3.6-10 倒數第 3 行，提及採用氣體平均溫度 299°C，亦請說明 299°C 如何求得。

第 1 次審查意見答復說明

平均溫度是由 FLUENT 分析結果之平均壓力及平均密度算出。計算公式如下所示：

The average gas temperature (in K) is computed by using ideal gas law, as shown below,

$$T_{avg} = \frac{P}{\rho_{helium} \times R_{he}}$$

where,

P is the average absolute pressure inside the canister, in Pascal,

ρ_{helium} is the volume averaged the helium density, in kg/m³,

R_{he} is the gas constant for helium, 2077.3 J/kg-K.

Note: Pressure and density are Volume-Average quantities obtained from FLUENT.

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	6.3-29-167	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		熱傳	F10、F14、S19	6.3		結案

第 1 次審查意見

p.6.3.2-3 附註 1 說明作業區溫度乃參考第五章之行政作業管制，然第五章中找不到相關敘述，請確認。

p.6.3.2-4 「表 6.3.2-2 本設施之材料容許溫度」之碳鋼材料，請確認為 A-588 材料或者是 SA-588 材料。(需符合 ASTM 標準)

p.6.3.3-21 公式 6.3-10 中是否少列 porosity factor ε ，請說明。

第 1 次審查意見答復說明

1. 由於反應器廠房內，用過燃料池區有空調，故其溫度將不會超過 30°C，小於 32°C，故可用 32°C 來涵蓋。至於詳見第五章之敘述為誤值，需刪除。
2. 經確認為 A-588 為符合 ASTM 標準之鋼材，SA-588 為誤值，已修正完成。
3. 公式 6.3-10 為正確公式。該式係利用壓力差與流量關係計算出多孔性材質中的慣性阻力以及滲透率，而 porosity factor 孔隙率則可利用單一控制體積中的液體分率計算出。以上三項流體特性將被應用於多孔性流體之奈維爾-史托克方程式做熱流分析。

第 2 次審查意見

1. 同意答復。
2. 同意答復。
3. 請比對 NAC MAGNASTOR System FSAR 4.4-8 所列公式。

第 2 次審查意見答復說明

將修改 4.4-8 之公式 $\frac{\Delta P}{L} = \frac{\mu}{\alpha \varepsilon} V + C \left(\frac{1}{2} \rho V^2 \right)$ 。(如附件 6.3-29-B)。

第 3 次審查意見

同意答復。上述公式於安全分析報告中之編號應為 6.3-10，請修正。

第 3 次審查意見答復說明

第二次答覆說明為筆誤將更正 4.4-8 為 6.3-10 之公式 $\frac{\Delta P}{L} = \frac{\mu}{\alpha \varepsilon} V + C \left(\frac{1}{2} \rho V^2 \right)$ 。

第 4 次審查意見

同意答復。

編號	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
6.3-30-168	熱傳	S18	6.3		結案

第 2 次審查意見（新增）

藉由熱流機制進行定性評估可以發現，無論任何貯存狀態並不會直接影響密封鋼筒內部的熱流機制；且全阻塞事故空氣流導的熱傳能力將因對流喪失而減少等現象來看，安全分析報告中的全阻塞案例有以下 4 處，請進一步說明。

1. 內部元件溫差(FUEL→TSC)主要受輻射與對流影響，且因安全分析報告忽略燃料的熱輻射效應，故此處溫度將因理想氣體受溫升而導致黏滯性的增加與膨脹係數的降低而提高；全阻塞事故中，其溫度差變化程度不合理（TSC 溫升遠小於燃料束）：

案例類型	燃料至 TSC 溫度差(°C)
-40°C	80
32°C	87
41.1°C	87
56.1°C	89
HALF-OPEN	87
FULL BLOCK	131

2. 全阻塞事故中，空氣流導的熱傳能力將因對流效失而減少，因此 TSC 至混凝土護箱溫差之理應減小，但安全分析報告中的結果卻反而增加：

案例類型	SAR 結果(°C)
-40°C	96
32°C	72
41.1°C	70
56.1°C	66
HALF-OPEN	72
FULL BLOCK	149

3. 在環境溫度不變的前提下，混凝土內部至表面的溫度梯度在全阻塞事故中將因為混凝土成為主要移熱機制而理應大幅增加，但由安全分析報告中混凝土護箱的最高溫度來看，其結果卻僅比 56.1°C 增加 1°C。
4. 由審查意見 6.3-19 之答復說明中，全阻塞事件之混凝土護箱局部溫度（超過 200°C）已超出溫度限值（176.6°C），且與表 6.3.6-8 所示溫度不符，請澄清說明。

第 2 次審查意見答復說明

1. 安全分析在 TSC 內並未忽略燃料熱輻射效應。由於全阻塞時 VCC 之對流移熱喪失，大部分熱會積在 TSC 內，因此燃料最大溫度將增加顯著，將大於 TSC 之上升溫度。
2. 正如審查意見所示，全阻塞之溫差將會較小：當使用局部溫度為 223°C 計算時，其與 TSC 溫差為 48°C。
3. 其混凝土護箱局部溫度為 223°C，與極高環溫 121°C 相差 102°C。
4. 混凝土護箱溫度，溫度限值為 176.6°C。若發生全阻塞事故時混凝土最高溫度在 101.5 小時時會上升至 176.6°C 如下圖所示。

應廠家要求：

本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權，

不予公開。

第 3 次審查意見

若無忽略 TSC 內部燃料提籃之熱輻射機制，試問輻射熱受元件阻擋之影響如何考慮？

第 3 次審查意見答復說明

TSC 內部燃料提籃之熱輻射機制是包含於使用二維燃料方管，燃料束，提籃模型(安全分析報告圖 6.3.3-5 及圖 6.3.3-6)所計算出的等效熱傳導係數之中。燃料棒與提籃元件之間的輻射熱傳遞都已準確的考慮於上述模型之中。

第 4 次審查意見

同意答復。

編號	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
6.3-31-169	熱傳	S19	6.3	6.3.7-1	結案

第 2 次審查意見 (新增)

1. 請參照核一廠乾貯設施安全分析報告表 6.3.8-1，增列核二廠設施熱傳分析綜合結果表，以便於查閱，並補列入安全分析報告中。
2. 混凝土護箱空氣通道出口的空气溫度為每日檢視監測數據之一，請增列正常貯存、異常貯存與事故狀態時，空氣通道進、出口空氣溫度之熱傳分析綜合結果表，以便於查閱，並補列入安全分析報告中。

第 2 次審查意見答復說明

(如附件 6.3-31-B)

1.

燃料短期 裝填與傳送 (周圍溫度 32°C)		最高溫度 (°C)				
		燃料護套	燃料提籃	密封鋼筒外側		
充水階段		47.72		43.57		
真空乾燥階段		261.1	253.3			
氬氣階段		147.84		45.80		
傳送階段		317.8	317.8			
限值		400	426.6	426.6		
正常貯存 (周圍溫度 32°C)		最高溫度 (°C)				
		燃料護套	燃料提籃	密封鋼筒 殼體	混凝土護箱	
熱負載 17kw		251	251	164	平均 63	局部 92
限值		400	426.6	426.6	93.3	148.8
異常與事故		最高溫度 (°C)				
		燃料護套	燃料提籃	密封鋼筒 殼體	混凝土護箱	
劇烈環境 溫度變化	低溫 -40°C	169	169	89	-7	
	高溫 41.1°C	260	260	173	103	
空氣進口半阻塞 (周圍溫度 32°C)		251	251	164	92	
極高周圍溫度 56.1°C		276	276	187	121	

空氣進口全阻塞 (周圍溫度 32°C)	402	402	271	223
限值	570	537.7	426.6	176.6

2.

正常貯存		混凝土護箱溫度(°C)		
		入口平均	出口平均	內部氣體平均
		32	70	171
異常與事故		混凝土護箱溫度(°C)		
		入口平均	出口平均	內部氣體平均
劇烈環境 溫度變化	低溫	-40	-12	94
	高溫	41.1	80	180
空氣進口半阻塞		32	71	71
極高周圍溫度		56.1	96	195
空氣進口全阻塞		32	43	299

第 3 次審查意見

1. 應為表 6.3.7-1 與表 6.3.7-2，而不是表 7-1 與表 7-2，請修正。
2. 為避免混淆，附件 6.3-31-B 中表 6.3.7-2 設施出口溫度之結果綜合表，請改為氣體溫度之結果綜合表；混凝土護箱溫度(°C) 改為氣體溫度(°C)；入口平均改為空氣入口平均；出口平均改為空氣出口平均；內部氣體平均改為內部氬氣平均。
3. 針對混凝土出入口之監測溫度是否能充份作為進氣口阻塞與否，及其相關條件，請台電公司補充說明。
4. 由第 2 次審查意見答復說明表 1 中，正常貯存狀況下與半阻塞事故下之燃料護套、燃料提籃、密封鋼桶殼體及混泥土護箱最高溫度相同，此分析結果是否合理？請說明。
5. 第 2 次審查意見答復說明表 2 中，進氣口半阻塞條件下內部氬氣平均溫度與冷卻空氣出口溫度同為 71°C，是否有誤？請說明。
6. 目前台電擬於空氣通道出入口設置溫度量測點以監測空氣通道狀態之構

想，在考量其精確度會受到與出口間的距離與外界風向之影響，可能產生誤警報或判定不正確的可能；建議台電於應於此節、LCO(或是適合之章節內)中充分說明其監測位置與檢驗方式(例如，出口溫度係取最高溫或是其它計算方式)，並配合充足的理論、評估或是分析說明來證明其有效性。

第 3 次審查意見答復說明

1. 已依審查意見修改如下表所示，並修訂安全分析報如附件 6.3-31-C。

表 6.3.7-1：設施熱傳分析綜合結果

燃料短期裝填與傳送(周圍溫度 32°C)		最高溫度 (°C)				
		燃料護套	燃料提籃	密封鋼筒外側		
充水階段		47.72		43.57		
真空乾燥階段		261.1	253.3			
氬氣階段		147.84		45.80		
傳送階段		317.8	317.8			
限值		400	426.6	426.6		
正常貯存 (周圍溫度 32°C)		最高溫度 (°C)				
		燃料護套	燃料提籃	密封鋼筒 殼體	混凝土護箱	
平均	局部					
熱負載 17kw		251	251	164	63	92
限值		400	426.6	426.6	93.3	148.8
異常與事故		最高溫度 (°C)				
		燃料護套	燃料提籃	密封鋼筒 殼體	混凝土護箱	
劇烈環境 溫度變化	低溫 -40°C	169	169	89	-7	
	高溫 41.1°C	260	260	173	103	
空氣進口半阻塞 (周圍溫度 32°C)		251	251	164	92	
極高周圍溫度 56.1°C		276	276	187	121	
空氣進口全阻塞		402	402	271	223 ¹	

(周圍溫度 32°C)				
限值	570	537.7	426.6	176.6

註 1: 混凝土護箱局部最大溫度為 223°C，此為穩態分析結果。全阻塞事故發生下，混凝土護箱在 100 小時後將接近其溫度限值(平均最高溫度 176.6°C)，根據 Ch.5 的要求，若發現任何阻塞，應立即清除到至少有兩個進口為通暢狀態。

表 6.3.7-2：氣體溫度之結果綜合表

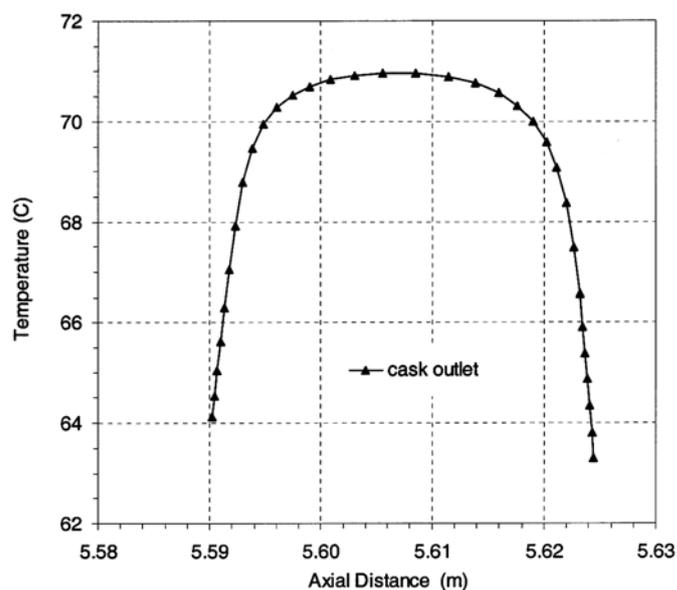
正常貯存		氣體溫度(°C)		
		空氣入口平均	空氣出口平均	內部氦氣平均
		32	70	171
異常與事故		氣體溫度(°C)		
		空氣入口平均	空氣出口平均	內部氦氣平均
劇烈環境溫度變化	低溫	-40	-12	94
	高溫	41.1	80	180
空氣進口半阻塞		32	71	171
極高周圍溫度		56.1	96	195
空氣進口全阻塞		32	43	299

3. 在混凝土護箱空氣入出口溫度監測方面，考量空氣通道不同堵塞狀況下之分析結果如下表所示來說明。下表計算顯示不同程度阻塞,進出口溫差之變化.當阻塞率超過 70%時,進出口溫差開始出現顯著變化.由溫差量測可偵測出嚴重之阻塞。當阻塞率達 85.8%時,溫差為 52°C，但此時系統內各組件最高溫仍遠低於限值。本系統以溫差 50°C 作為設定點，一方面反應可能發生之嚴重阻塞,須及時處理；另一方面因餘裕很大亦充分考慮計算與量測不準度及環境因素之影響。

Inlet % Blocked	Max Fuel T (C)	Max Concrete T (C)	Bulk Concrete T (C)	T = Mean Outlet T -
-----------------	----------------	--------------------	---------------------	---------------------

				Ambient T (C)
0	251	92	63	39
50.0	251	92	63	39
69.0	252	94	64	41
85.8	258	104	67	52
91.6	266	116	71	63

4. 空氣通道所能帶走熱量約為總熱量的 85%，半阻塞狀況下與正常情況下其帶走之熱量差距小於 1%，因此相同熱負載下，達熱平衡時所需帶走之熱量與正常狀況下相當，因此在達到穩態時其入出口相較於正常狀況只相差 1°C。其他內部元件其內部對流與輻射傳熱機制皆沒有改變，因此其內部元件之溫度也無明顯差異。
5. 此為打字錯誤，應為 171°C。
6. 在排氣出口平均溫度監測方面，由於溫度分布在出口地方為一拋物線形式，在中間部分曲線趨緩並有其最大之出口溫度，因此在出口通道(約 3cm)中間將放置溫度計，並做為溫度量測之依據以增加保守值，如下圖為正常狀況下空氣通道出口溫度分布圖；LCO 檢查的要求是 ISFSI 環境溫度及混凝土護箱排氣口平均溫度之差異不高於 50°C，排氣口平均溫度是四個排氣口量測所得的溫度的平均值。雖然出口溫度分布變化不大，外界風向改變對出口溫度的結果也不會有明顯差異，但如第三項的說明，容許的溫差 ΔT (50°C) 已保守考慮了溫度測量時可能有的些微變化。



第 4 次審查意見

1. 同意答復。
2. 同意答復。
3. 同意答復，並請將答復說明補列入安全分析報告中。
4. 同意答復，並請將答復說明補列入安全分析報告中。
5. 同意答復。
6. 根據熱傳分析結果，正常貯存狀態時，ISFSI 環境溫度及混凝土護箱排氣口平均溫度之差異應不高於 40°C，即容許的溫差 ΔT 為 40°C，因此 LCO 檢查的要求是 40°C，而不是 50°C，請修正。

第 4 次審查意見答復說明

有關混凝土護箱熱移除系統運轉限制條件(LCO 3.1.2)之議題，委請 NAC 公司蒐集美國 NRC 已核照之電廠相關資料。NAC 公司提供兩類資料:分析計算數據以及實際量測值。其中分析數據為美國三家電力公司所使用的 MAGNASTOR 與 UMS 兩種系統的穩態分析結果。而實際量測值為某公司之 M 核電廠之 7 組 UMS 系統混凝土護箱量測數據，如下表:

M 電廠 VCC ID	Heat Load (kW)	T _{amb} (Ambient Temperature) °F	T _{out} (Average Outlet Temperature) °F	ΔT (T _{out} - T _{amb}) °F
006	13.7	77	114	37
007	16.0	37	91	54
008	15.0	39	75	36
010	13.5	34	86	52
011	14.8	51	92	41
012	13.9	70	106	36
020	15.4	80	141	61

由上表 VCC 編號 008、011、020 三護箱之熱負載均約為 15 kw 上下，但 ΔT 變化從 36°F 到 61°F 相差 25°F (14°C)。這主要是受到季節、日夜、環境溫變、日照、降雨以及風速等因素變化影響。例如夏日黃昏時太陽落下，可能受涼風影響其環境溫度下降，但因混凝土已受全天日照，本身質量因素導致混凝土及出口空氣降溫緩慢，便會發生 ΔT 增加。

LCO 3.1.2 訂定的目的是在系統進入貯存狀態，透過進出口溫差(ΔT)的量測可確認系統已建立自然對流熱移除機制，並符合設計功能。若設定 ΔT 值與分析計算 ΔT 值一致，將可能容易因為環境因素導致誤訊號之發生。所以 LCO 之 ΔT 設定應將環境因素納入考量，應使用比穩態分析較高之值來因應前述量測值受環境因素的變化，避免不必要誤信號現象。

以核二廠分析設計與採用 NAC 公司乾貯系統之公司作一比較如下表，採用 UMS 系統之穩態分析值為 42°C ，LCO 設定值為 57°C ；採用 MAGNASTOR 系統之穩態分析值為 52°C ，LCO 設定值為 74°C 。二者訂定 LCO 值時均使用比穩態分析較高之值來因應前述量測值受環境因素的變化。核二乾貯系統穩態分析的結果 $\Delta T=39^{\circ}\text{C}$ ，係假設固定之環境天候條件，設定 LCO 時須考慮上述實際量測應環境變化效應。第三次問題回答之分析已顯示當 ΔT 達 63°C 時，系統內部組件燃料、局部混凝土及整體混凝土最高溫距正常狀態下之溫度限值仍分別有 134°C 、 33°C 及 22°C 之餘裕。故以 50°C 作為 LCO 設定值仍非常保守。

核二廠與美國電廠 ΔT LCO 比較

電廠	設計基準熱負載	系統	LCO	穩態分析值
美國電廠	23 kw	NAC-UMS	57°C	42°C
美國電廠	35 kw	MAGNASTOR	74°C	52°C
核二	17 kw	核二乾貯	50°C	39°C

從本表亦可凸顯本系統具很大之熱餘裕

第 5 次審查意見

本項意見併入 05-16 意見辦理。