

第六章第六節 異常狀況、意外事故及天然災害事件之安全評估

目錄

六、異常狀況、意外事故及天然災害事件之安全評估	6.6.1-1
(一) 前言	6.6.1-1
(二) 異常事件	6.6.2-1
1. 貯存時周圍溫度異常	6.6.2-1
2. 混凝土護箱進氣口一半堵塞	6.6.2-3
3. 密封鋼筒異常操作負載	6.6.2-5
4. 儀器故障	6.6.2-7
(三) 意外事故與天然災害	6.6.3-1
1. 意外壓力	6.6.3-1
2. 誤裝新燃料	6.6.3-3
3. 爆炸	6.6.3-4
4. 火災意外	6.6.3-5
5. 最大預期環境溫度	6.6.3-7
6. 地震	6.6.3-8
7. 洪水	6.6.3-10
8. 雷擊	6.6.3-12
9. 颱風及颱風投射物	6.6.3-15
10. 混凝土護箱傾倒	6.6.3-19
11. 傳送護箱傾倒	6.6.3-22
12. 混凝土護箱進氣口完全堵塞	6.6.3-24
13. 飛機撞擊評估	6.6.3-26
(四) 結語	6.6.4-1
(五) 參考文獻	6.6.5-1

附表目錄

表 6.6.2-1 各組件在異常貯存條件下的溫度分析結果與容許溫度	6.6.2-9
表 6.6.3-2 傳送護箱的傾倒撞擊分析結果	6.6.3-28
表 6.6.3-3 燃料提籃重要組件應力與安全係數	6.6.3-28
表 6.6.3-4 進氣口全阻塞事故下系統各組件最高溫度列表	6.6.3-28

六、異常狀況、意外事故及天然災害事件之安全評估

(一) 前言

本節依據 NUREG-1567 第十五章的要求，說明異常(off-normal)與意外(accident)事故分析結果，內容涵蓋 ANSI/ANS 57.9-1992 [1]的相關規定。異常事件分析主要考量運轉中的核二系統每一年可能遭遇一次的事故，如貯存時周圍溫度異常、進氣口半堵塞或儀器故障等。意外事件係指發生機率很低的事件，其於整個運轉生命週期中可能只發生一次，或者可能對周遭環境造成極大影響的假設性意外事故(postulated accident)。上述事故的詳細的分析內容分別在對應的結構、熱傳、屏蔽、臨界、密封或輻射防護等章節中敘述。在這些章節的分析裡，保守地使用涵蓋參數（例如：最大混凝土護箱重量及重心高度），以計算及分析核二系統在於承受異常及意外事故下的性能表現。本章說明核二系統符合 10 CFR 72.24 及 10 CFR 72.122 [3]法規針對異常及意外事故的相關需求及規定，經過保守的假設與評估及分析，證明核二系統在分析的異常及意外事故下，可確保用過核子燃料的運貯安全。

依據 NUREG-1567 第十五章建議，本章節分析考慮下列項目：

(1) 異常事件種類

1. 貯存時周圍溫度異常
2. 混凝土護箱進氣口一半堵塞
3. 密封鋼筒異常操作負載
4. 儀器故障

(2) 意外事件種類

1. 意外壓力
2. 誤裝新燃料
3. 爆炸意外
4. 火災意外
5. 最大預期環境溫度
6. 地震事件
7. 洪水
8. 雷擊
9. 颱風及颱風投射物
10. 混凝土護箱傾倒
11. 傳送護箱傾倒

12. 混凝土護箱進氣口完全堵塞

13. 飛機撞擊評估

必須特別說明的是，上述之混凝土護箱傾倒與傳送護箱傾倒意外事故，為假設性意外事故(hypothetical accident)，為不符合力學原理(non-mechanistic)所造成之意外。

除了以上事件之分析外，針對下列之各特定因素加以說明如下：

- **貯存場內積水**

貯存場址中有良好的排水規劃，使場址中不致積水，詳細內容請參考本報告 3.1.2 節之防洪與排水設計。若豪雨仍造成貯存場內積水，其影響亦可被護箱進口氣堵塞與洪水分析之結果所涵蓋。

- **焚風造成異常高溫**

本系統已針對蓋異常周圍溫度(-40 °C 及 41 °C)，最大預期環境溫度(周圍溫度 56 °C)，考慮上述貯存時的異常及意外狀況。並據中央氣象局資料顯示，台灣有史以來的最高溫度為 40.2 °C，發生於 2004 年 7 月 20 日的台東地區，該測量溫度包含焚風狀況，故分析中所用之條件已涵蓋焚風所造成的影響。

- **貯存場附近電塔倒塌**

因核二廠內電塔均遠離貯存場址，電塔倒塌不影響貯存場址運作，故電塔倒塌事件不在本分析報告中陳述。

- **貯存場附近柴油槽火災或變電箱爆炸**

本節分析之爆炸情節皆已評估柴油槽火災及變電箱爆炸，評估結果顯示安全無虞。

- **火災造成中子屏蔽喪失**

由於混凝土護箱頂部之混凝土中子屏蔽為不可燃，故火災不影響其屏蔽功能。至於傳送護箱之 NS-4 中子屏蔽，則由於其係被灌製在密封的

鋼板內，即使密封上蓋封焊時產生火花，NS-4 中子屏蔽亦不會與火源接觸。故無火災造成中子屏蔽喪失之顧慮。

- **土石流**

依據行政院農委會土石流防災資訊網，靠近核二廠區的土石流潛勢溪流共 4 條，本報告第二章之說明顯示，其對貯存場址並無影響。

- **落石擊中護箱**

鄰近貯存場址之邊坡並無大型落石，無落石擊中護箱之顧慮。

- **人員疏失**

運送前操作人員必須按運轉作業程序模擬演練，實際運送時亦將嚴格要求遵守作業程序規定，以確保排除運送過程中的人員疏失所造成的意外事故。

- **道路塌陷**

由電廠至貯存場址的道路狀況均符合 AASHTO HS20-44 之規範，運送前必須對沿途的穿越管線或箱涵的路面進行勘查，必要時進行補強，以確保運送不會因道路塌陷造成意外。

- **廠房內吊運墜落**

燃料廠房內之吊運操作，由於主吊車採耐單一功能失靈設計與製造，依據 NUREG-0612 及 ANSI-14.6 之規定，若燃料廠房吊車具耐單一功能失靈設計，則無意外墜落情況之疑慮，故不需執行廠房內之吊運墜落意外分析；此外，亦將遵照 NUREG-0612 之規定，採行相關行政防護措施與人員訓練，故本節將不針對燃料廠房內之吊運操作意外加以評估。

本章節後續分析中，證實在異常與意外事故中所有貯存相關設施符合結構相關法規之要求，事故後密封鋼筒依然保有結構完整性，確保設施之密封性與用過核子燃料之可再取出性，並且無放射性物質洩漏之虞。輻射劑量影響亦小於限值。

(二) 異常事件

本節主要在描述貯存時異常事件的分析，分析項目有四項，分別為貯存時周圍溫度異常、混凝土護箱進氣口半堵塞、密封鋼筒異常操作負載與儀器故障。分述如下：

1. 貯存時周圍溫度異常

貯存設施之正常周圍溫度設定為 32 °C，而異常溫度則保守設定為異常低溫-40 °C (-40 °F)及異常高溫 41.1 °C (106 °F)；本節說明核二系統在穩態的異常環境溫度狀態下的安全評估。

(1) 肇因

貯存設施之正常周圍溫度設定為 32 °C，而異常溫度則保守設定為異常低溫-40 °C 及異常高溫 41.1 °C。為了能涵蓋預期的嚴苛溫度環境，在分析密封鋼筒及貯存護箱等相關結構組件，以及燃料護套時，針對夏天及冬天的環境，分別保守使用 41.1 °C 及-40 °C 的周圍溫度負載。此外，針對夏天的狀況，還考慮了陽光的輻射熱負載。無論是夏天或是冬天情況的熱負載，皆考量乾貯系統必須能持續正常運作。

(2) 偵測

每日監測周圍溫度及混凝土護箱空氣出口溫度。

(3) 分析與結果

在本章第三節中，已保守使用 17 kw (大於 14.6 kw)熱功率負載進行異常溫度分析。在分析中，使用了二維軸對稱分析模式，求得密封鋼筒、燃料提籃及燃料護套等組件的溫度，於此分析所計算得到的各種環境溫度條件下，各主要組件的穩態溫度及其容許溫度，綜合如表 6.6.2-1 所述。必須注意到的是，分析中保守假設燃料提籃的最大溫度等同於燃料護套的最大溫度。

混凝土護箱的異常溫度熱應力分析可以被本章六、(三).5 小節中的最大預期環境溫度(56.1° C)意外事故所涵蓋。密封鋼筒及燃料提籃的熱應力

分析則以 ANSYS 有限元素程式加以模擬，這部分詳述於本章二、(六).3 小節。分析時以保守的溫度梯度施加於密封鋼筒及燃料提籃上，用以涵蓋嚴苛的環境溫度條件。分析結果顯示，密封鋼筒的最大的應力為 90.1 MPa (13.05 ksi)；提籃的最大應力則為 24.43 MPa (3.49 ksi)，異常狀況下熱應力與各種載重組合下的安全係數皆大於 1.0，其詳述於本章二、(六).3 小節。

(4) 矯正行動

由於在穩態下各組件溫度皆未超出容許值，此狀況無矯正行動要求。

(5) 輻射影響

此事件無輻射影響。

2. 混凝土護箱進氣口一半堵塞

本節評估乾式貯存系統在正常周圍溫度 32 °C 時，進氣口半堵塞狀況下所造成的影響。

(1) 肇因

雖然發生機率不高，但是混凝土護箱進氣口可能會由於風的流動所夾帶的碎屑、動物築巢或排泄物等因素而造半阻塞。但在進氣口處已加裝空氣濾網可以降低阻塞，並且可加速清除混凝土護箱外的阻塞物。

(2) 偵測

對於進氣口堵塞而減少空氣對流，造成溫度上升的異常事件偵測，可藉由混凝土護箱出氣口溫度之連續自動監測得知進氣口堵塞狀況，亦可由安全人員、運轉人員或其他常態巡視活動得知。

(3) 分析與結果

本分析使用與異常環境溫度相同的熱分析模型，進行混凝土護箱及密封鋼筒於通風口半阻塞異常狀態下的影響評估。分析時將二維軸對稱混凝土護箱模型的邊界條件進行修正，以滿足進氣口半阻塞的實際狀況。細部分析內容，請參見本章第三節。分析所得到的各組件最高溫度列於 6.6.2-1 表，其中各組件的穩態最高溫度皆小於容許溫度。必須注意的是，燃料護套的最高溫度保守假設等同燃料提籃的最高溫度。

進氣口半阻塞事件下的混凝土護箱熱應力，可以被最大預期熱負載 (環境溫度 56.1 °C) 的分析結果所涵蓋，詳如本章六、(三).5 節所述。分析時，使用有限元素程式 ANSYS 分析密封鋼筒及提籃組件的熱應力。針對密封鋼筒及提籃，分析時使用較保守的溫度梯度，用以涵蓋通風口半阻塞的實際狀況。有關熱應力分析的總結，詳見本章二、(六).3 節。

(4) 矯正行動

由於在穩態下各組件溫度均未超出其限值，此狀況無立即矯正行動要求；但基於最高安全考量，仍須將造成堵塞的碎片及雜物應盡速以人工移除，並採取措施預防堵塞再次發生。

(5) 輻射影響

進氣口半阻塞事故下，並無顯著的輻射影響。根據估計，當工作人員進行堵塞物清理時，保守使用 14.6 kW 載狀況分析(按初步評估，實際裝載時之熱量在 10~12 kW 左右)，大約會接觸到 0.01727 mSv/h 的輻射劑量率(即進氣口表面平均值)。假設需要兩位工作人員以跪姿並以手進行濾網清理，保守估計 1 小時可以清理完畢，同時保守假設工作人員同時接受附近共四個貯存護箱進氣口之表面平均劑量，故全部劑量為 0.01727 mSv/h $\times$ 2 人 $\times$ 1 小時 $\times$ 4 (貯存護箱) = 0.13816 man-mSv，平均個人劑量為 0.06908 mSv，仍遠低於個人年劑量限制值(50 mSv)。

3. 密封鋼筒異常操作負載

本節說明密封鋼筒在於傳送護箱中做垂直吊運時，由於異常操作所造成的影響。這些操作包括密封鋼筒裝入混凝土護箱或自混凝土護箱中移出時的吊運操作。

(1) 肇因

由於吊車操作不順暢，對密封鋼筒造成的不正常負載。

(2) 偵測

密封鋼筒的異常操作可以由現場目視偵測到，或者藉由密封鋼筒移動時的噪音聲響得知。

(3) 分析與結果

密封鋼筒的異常操作分析工具為 ANSYS 有限元素軟體，分析內容詳載於本章二、(六).3 節。分析模型中，保守假設密封鋼筒處於滿載燃料狀態，並且考量運送中較高的組件溫度下的材料的容許應力。

密封鋼筒異常操作載重的定義為除了垂直方向 1g 的吊舉力外，還於各方向額外施加了 0.5g 的加速度。換言之，所造成的側向異常操作加速度為 0.707g，垂直方向則為 1.5g。

本章二、(六).3 節中，已詳細列出了由異常操作、最大內壓及熱應力所造成的密封鋼筒最大組合應力，也評估了異常操作下的燃料方管及支撐鉸道結構。評估結果顯示，密封鋼筒及燃料方管在異常操作事故下皆安全無虞，最小的安全係數分別為 1.27 及 2.08。

(4) 矯正行動

事故發生時吊運必須立即停止，直到確認所遭遇的吊運位錯 (misalignment)、干涉或錯誤操作等肇因，並且加以修正。由於密封鋼筒的表面輻射劑量較高，因此，假如需要檢視密封鋼筒的表面的話，應依相關輻射防護規定進行。

(5) 輻射影響

由於密封鋼筒仍由混凝土或傳送護箱所包覆，故應無相關輻射影響，但若有必要進行近距離檢視時應依 ALARA 原則處理。

4. 儀器故障

核二系統可使用一套溫度感測系統，用於量測每個混凝土護箱出氣口的空氣溫度。因此，每天可記錄混凝土護箱出氣口的空氣溫度。

(1) 肇因

溫度感測儀器故障可能肇因於儀器的零組件失效，或由於電力中斷及溫度感測器發生問題。

(2) 偵測

可由終端機螢幕上的不正常顯示得知溫度感測儀器故障。藉由比較同一個護箱的出口溫度，或者不同護箱上的相似通風口的溫度，也可以偵測得知。

(3) 分析與結果

對於裝設受溫度監測系統的混凝土護箱，溫度上升而未被察覺的最長時間為 24 小時。造成溫度上升的主要原因為進氣口發生阻塞。在本章六、(三). 11 小節的進氣口全阻塞意外評估中顯示，即便所有的進氣口被完全堵塞後，所有組件於穩態下之最高溫仍低於其對應之允許溫度。因此，當事故發生時，仍有足夠的時間確認及修正溫度量測儀器。在喪失儀器監測的期間，密封鋼筒的正常條件溫度並沒有顯著改變。因此，儀器故障應當不會顯著影響乾貯系統的正常運作。

由於密封鋼筒及混凝土護箱可視為一組巨大的散熱器(heat sink)；而且只有少數的條件可以造成出風口溫度上升，因此出風口短暫的喪失溫度量測與監測功能並不影響系統運作。

(4) 矯正行動

若發生儀器故障，應馬上修復甚至更換，直到可以正常運轉為止。在修復之前則由人工監測及記錄。

(5) 輻射影響

本事件並無輻射影響。

表 6.6.2-1 各組件在異常貯存條件下的溫度分析結果與容許溫度

組件名稱	組件最高溫度(°C)			組件容許溫度(°C)
	41.1°C 環溫	-40°C 環溫	進氣口半阻塞	
燃料護套	260	169	251	570.0
燃料提籃	260	169	251	537.7
密封鋼筒殼體	173	89	164	426.6
混凝土護箱	103	-7	92	176.6

註：組件最高溫度均為穩態分析結果

(三) 意外事故與天然災害

本節說明核二系統在設計基準及假設性意外事故的安全分析結果。除了設計基準所考量的意外事故之外，本節也考量了發生機率非常低的事件，包括可能在運轉生命週期內僅可能發生一次的天然災害；以及可能對當前環境造成最大潛在影響的假設性意外事故。

由於本系統所參考之 MAGNASTOR 系統原始設計可以容納四種型式的燃料，燃料長度有所不同。儘管如此，在各種意外事故分析裡，仍使用了較保守的參數(例如：總重及重心位置)，用以作為涵蓋分析。分析的結果顯示，所有的評估可能意外事故，所造成的輻射劑量皆低於 50 mSv。因此，證明了核二系統在安全上具有實質的設計餘裕，可為貯存場區的運轉人員以及一般民眾提供了安全保障。

本節主要在描述貯存或操作時意外事件的分析，分析項目計有 13 項，包含：(1)意外壓力、(2)誤裝新燃料、(3)爆炸意外、(4)火災意外、(5)最大預期環境溫度、(6)地震事件、(7)洪水、(8)雷擊、(9)颱風及颱風投射物撞擊、(10)混凝土護箱傾倒、(11)傳送護箱傾倒、(12)混凝土護箱進出氣口完全堵塞、以及(13)飛機撞擊機率評估等。分述如下：

1. 意外壓力

在用過核子燃料正常乾式貯存過程中，預期不會有護箱中所有燃料棒皆破損的情形發生；但在分析中仍保守假設密封鋼筒中所有燃料棒皆破損，則所有燃料棒釋出之氣體將增加密封鋼筒之內部壓力，本節即分析此意外壓力對密封鋼筒的影響。分析結果顯示，此假設狀況不會對密封鋼筒造成顯著之影響。

(1) 肇因

假設密封鋼筒中所有燃料棒皆破損時，燃料棒中之分裂性氣體釋放至密封鋼筒中，使密封鋼筒內部壓力上升。

(2) 偵測

密封鋼筒中的燃料棒破損，並不能從密封鋼筒表面或從混凝土護箱外部測量或偵測。

(3) 分析與結果

本事故的分析包括密封鋼筒最大內壓的計算，以及其所造成的應力。密封鋼筒最大壓力的計算共考量了氦氣填充、燃料棒中的分裂氣體、及回填氦氣所貢獻的壓力，詳見本章三、(六).6 節。分析結果顯示，考慮正常溫度下，100%燃料破損造成的內壓上升僅約為 53 psig，遠低於意外條件下的設計內壓 250 psig。

在本章二(六).4 小節中，使用有限元軟體 ANSYS 分析之後，在 250 psig 內壓條件下所得到的應力安全係數為 1.59。因此，意外壓力事故對密封鋼筒並無不良後果。

(4) 矯正措施

對此假設意外情況，無須矯正措施。

(5) 輻射影響

由於密封鋼筒並未發生機械性破壞，仍保有氣密性，此意外事故並未造成輻射外洩。

2. 誤裝新燃料

本節評估誤裝 87 束 BWR 新燃料到密封鋼筒的影響。雖然透過廠內的運轉程序及工程品質控管作業可以排除此一事件，然而，本節仍分析並證明密封鋼筒在滿載新燃料時，亦不會產生任何臨界反應問題。由於核二系統在臨界反應控制設計上，保證在所有新燃料裝載的條件下， K_{eff} 值皆小於 0.95，因此並無任何不利影響。

(1) 肇因

操作員操作失誤或操作程序錯誤。

(2) 偵測

預期在蓋上密封鋼筒上蓋前或者藉由檢查燃料吊運操作記錄，可立即確認此一事件。

(3) 分析與結果

在本章第一節的臨界分析中，評估了 87 束未用過的 BWR 燃料。分析結果顯示，最大的 K_{eff} 仍然少於次臨界上限(upper subcritical limit, $USL=0.9372$)。因此，在誤裝新燃料的事件下，並無不利影響。

(4) 矯正行動

當發生誤裝新燃料時，必須將密封鋼筒中的燃料卸除。同時須確認誤裝燃料的根本原因，以確保於下次操作時可以排除此錯誤。

(5) 輻射影響

此事件無輻射影響，系統仍保持次臨界狀態。

3. 爆炸

於本章六、(三).7 節之洪水分析中，本系統可以承受 151.8 KPa (22 psi) 之壓力，於爆炸分析中，保守以此壓力作為限制值，以確認任何在乾式貯存場的附近的爆炸所造成的壓力不會超過此限值。

(1) 肇因

可能起因於設施內工業意外或乾式貯存場附近之其他移動車輛或固定設備爆炸。然而貯存設施內並無使用可燃物或爆裂物，且在場界安全控制措施下，亦不允許貯存場址附近有爆裂物，故此狀況極不可能發生。

(2) 偵測

藉由觀察貯存設施附近所發生之巨大聲響、亮光、火或煙得知。

(3) 分析與結果

文獻[21]中曾經分別針對乾式貯存設施運貯車輛燃料箱爆炸、乾式貯存或運送設施附近之大型貯油槽發生火災、乾式貯存或運送設施附近之變壓器爆炸，及乾式貯存或運送設施附近緊急發電機爆炸等四種假設情境，進行火災及爆炸意外分析。

保守分析結果發現，最大爆壓發生於乾式貯存設施運貯車輛燃料箱(內有 50 加侖汽油)爆炸之情境，最大爆壓僅為 100.05 Kpa (14.5 psi)。

由此可見，爆炸所產生之壓力低於 151.8 KPa (22 psi)，該壓力不影響密封鋼筒功能，因此安全無虞。分析結果詳見本章二、(六).4 小節。

(4) 矯正行動

爆炸發生後，應檢視混凝土護箱之進氣口及出氣口，確認是否有碎片堵塞，並確認監測儀器是否運作、濾網是否完整。

(5) 輻射影響

此事件無輻射影響。

4. 火災意外

雖然火災在乾式貯存系統壽限內發生的機率極低，本節仍假設火災事件並分析其影響。

(1) 肇因

可能肇因於多軸板車之油箱發生燃料外洩導致火災；乾式貯存或運送設施附近之大型貯油槽發生火災、變壓器爆炸，以及緊急發電機發生爆炸等意外。

(2) 偵測

由連續溫度監測之異常上升或在貯存設施附近觀察到火或煙得知。

(3) 分析與結果

經過現地探勘與調查，分析時分別假設四種火災發生情境[21]：

- 乾式貯存設施運貯車輛燃料箱爆炸

假設載運用過核子燃料傳送護箱之多軸板車於運送過程中發生機械故障，導致內含 50 加侖柴油之油箱發生火災爆炸。

- 乾式貯存設施附近大型儲油槽發生火災

於二號機組出口運送沿線有 150,000 公升及 650,000 公升室外柴油儲油槽，因其內貯有大量柴油，因此評估發生火災之影響。

- 乾式貯存設施附近變壓器爆炸

核二廠有一高壓電變壓器位於用過核子燃料運送路線上，距離最近道路邊緣 6 公尺。考量此變壓器火災爆炸進而波及乾式貯存場或運送設施。

- 乾式貯存設施附近緊急發電機爆炸

核二廠用過核子燃料乾式貯存場與 NO.5 緊急柴油發電機相鄰約 30 公尺。其假設此緊急發電機發生故障而爆炸，並進一步評估其對於乾式貯存或運送設施結構之影響。

在以上四種假設情境中，以前二種情境(乾式貯存設施附近大型儲油槽發生火災)火災所造成的溫度及熱輻射最大，其餘則著重於爆炸所造成的壓

力，火災的溫度及熱輻射影響不大。因此以下僅對前二種火災情境的分析結果加以說明。必須特別說明，核二乾貯運送路徑與 150000 公升及 650000 儲油槽最短距離皆為 6.5 m；而貯存場與 150000 公升及 650000 儲油槽最短距離分別為 126 m 及 124 m。

考量內含 50 加侖油料之油箱洩漏引發火災，保守假設火源位於護箱表面 2m 處，則護箱所受輻射熱平均為 29.3 kW/m^2 ，此時運貯設施之表面溫度在燃料燒盡後(210 秒)，傳送護箱殼體溫度僅上升約為 52°C 。故可推測若發生 50 加侖油箱火災，運貯設施內之密封鋼筒溫度並無顯著上升，因此對運貯設施不會有影響。

考量儲油槽火災，由計算分析結果[21]可得知，當 150,000 公升儲油槽發生火災時，距離儲油槽防溢堤 10.5 m 處，最高溫度低於 40°C ，且距 126 m 處之溫度並無明顯上升，故溫度對於運貯設施以及貯存設施不會造成任何影響。此外，由輻射熱的分析的結果得知，火災產生之輻射熱，於距離儲油槽防溢堤最短路徑 10.5 m 之平均輻射熱強度約為 58 kW/m^2 。在此輻射熱強度下，短時間內不會影響運送設施結構，且在發生火災時可利用運送路線所施行的交管措施，避免運貯車輛通過。若不幸在運貯過程發生火災，則運貯車輛應盡速駛離火災現場，以降低其影響。乾式貯存場距離儲油槽達 126 m 之遙，經評估對於乾式貯存設施不造成影響。

當 650000 公升儲油槽發生火災時，由於其距離乾式貯存場亦達 124 m 之遙，其火災對混凝土護箱之效應類似 150,000 公升儲油槽火災。另此油槽火災對傳送護箱之效應亦與 150,000 公升油槽火災相似。

(4) 矯正行動

火災發生時，場址相關人員應立即滅火，其後應檢視混凝土是否破碎、鋼筋外露、表面變色等劣化現象，並據此修補至設計基準狀態。補強方式可以參考文獻[26]，若無法補強則應更換混凝土護箱。

(5) 輻射影響

無顯著輻射影響，唯一影響為混凝土表面輻射劑量率因受損而略為上升。

5. 最大預期環境溫度

本節依據 ANSI/ANS 57.9[1]最大熱負載之條件，評估乾式貯存系統在最大預期環境溫度 56.1 °C (133 °F) 周圍溫度下所造成的影響。分析結果顯示，在 56.1 °C 周圍溫度依然不對貯存設施造成結構安全之顧慮。

(1) 肇因

起因於極不可能發生的氣候異常。

(2) 偵測

藉由氣象預報預知異常天氣溫度，以及乾貯系統連續溫度監測之異常上升得知。

(3) 分析與結果

分析方法同本章六、(二).1 小節中極端周圍溫度 41.1 °C (106 °F) 及 -40 °C (-40 °F) 時的分析模式，但邊界條件為周圍溫度為 56.1 °C 時的狀況，其分析結果及容許溫度見表 6.6.3-1。

由表 6.6.3-1 結果可以看出，在此嚴苛的環境溫度之下，相關組件於穩態下所能達到的最高溫度仍然低於容許溫度。依照熱分析的結果，本章二、(六).4 小節針對混凝土護箱在 56.1 °C 環境溫度下的熱應力進行評估。熱應力的分析結果則與混凝土護箱各種載重下的應力進行組合應力評估。分析結果顯示，混凝土護箱的最大熱應力發生於環向鋼筋，大小為 140.0 MPa (20.0 ksi)，對應的安全係數為 2.70。混凝土最大壓應力為 12.46 MPa (1.78 ksi)，對應的安全係數為 1.46；最大拉應力為 0.7 MPa (0.10 ksi)，對應的安全係數為 2.10。

(4) 矯正行動

事件後目視檢查護箱，確認功能正常。

(5) 輻射影響

本事件無輻射影響。

6. 地震

本節評估當地震發生時，水平與鉛直地表加速運動造成混凝土護箱的傾倒的可能性。評估結果顯示，混凝土護箱在設計基準之地震力作用下，不會發生傾倒。

(1) 肇因

地震為自然現象，其肇因可能為斷層活動或火山活動所造成的地表震運動及週期振動造成。

(2) 偵測

可影響混凝土護箱與密封鋼筒貯存設施之地震為有感地震，一般人均可察覺。

(3) 分析與結果

核二系統的混凝土護箱係以現場灌注方式安置於貯存場。為了防止滑動發生，於混凝土護箱周圍每隔 90° 設置了四根直徑 15.24 cm (6 inch) 的固定樁。

分析時，以顯式有限元軟體 LS-DYNA 進行非線性動力分析。分析所輸入的地震為考慮震波傳自岩盤傳至地表[19, 20]以及土壤與結構互制之後的水平及垂直三向之地震加速歷時[18]。此外，亦考量混凝土護箱對地面，及混凝土護箱對固定樁間的接觸互制關係。

分析結果顯示，當設計基準地震發生時，混凝土護箱產生的最大傾斜角度僅 4.0°，護箱雖然有些微滑動，但不會傾倒，並且仍被限制於四根固定樁之內。此外，固定樁的最大剪力為 282.17 ton (6.222×10^5 lbs)。透過 ASME Section III-Appendix F 之法規檢核結果顯示，最小安全係數為 1.1，因此安全無虞。

(4) 矯正措施

查驗混凝土護箱在地震後之狀況，確定混凝土護箱位置仍保持在四根固定樁所限制之範圍，以及查驗溫度監測系統仍維持正常運作。

(5) 輻射影響

無輻射影響。

7. 洪水

設計基準是假設洪水狀況為深 15.24 m (50 ft)、流速 4.6 m/s (15 ft/s)，可完全淹沒混凝土護箱。分析顯示，在此狀況下的混凝土護箱不會滑動或傾倒，洪水所產生水壓也不會對密封鋼筒造成顯著的應力。洪水所可能導致的進氣口堵塞情況，其分析詳見本章六、(三).11 節。

(1) 肇因

乾式貯存場遭遇設計基準洪水的機率並不高，因為貯存場址位於核二廠中，核二廠址選擇時已經將地理及環境因素納入考量。發生洪水的可能原因有：

- 由於地震導致供水管線破裂。
- 由颱風引起的巨浪。
- 火山爆發或地震引起的海嘯。

(2) 偵測

混凝土護箱與密封鋼筒遭洪水侵襲的意外，很容易由連續溫度監測的異常上升或觀察得知。

(3) 分析與結果

詳細的洪水事件分析可見於本章二、(六).4 節。分析時，碳鋼與混凝土間的摩擦係數取 0.35[4, 6]。保守以最小護箱重量以及最大受洪面積，進行分析發現要將混凝土護箱推倒所需的最少洪水流速為 9.0 m/sec (29.55 ft/sec)，其大於設計基準洪水流速 4.6 m/s。換言之，護箱在遭遇設計基準洪水並不會傾倒。分析中亦發現，15.24 m 水深的洪水將造成作用於密封鋼筒及混凝土護箱外殼壓力達 0.152 MPa (22 psi)。本章二、(六).4 節針對此意外壓力作了詳細結構分析。分析結果顯示，洪水造成的水壓並不會危及密封鋼筒的結構安全。

混凝土護箱為一巨大的結構體，本章二、(六).4 節的分析顯示，其安全性不受設計基準洪水的影響。由活載、呆載、熱載及洪水載重所組合而成的載重，所造成的應力仍然在容許範圍內。

(4) 矯正行動

洪水過後，應立即檢查混凝土護箱。即便是混凝土護箱沒有發生傾倒，護箱底部可能有堆積物堵塞進氣口，應盡速加以排除。同時確認溫度監測系統正常運作。

(5) 輻射影響

本事件無輻射影響。

8. 雷擊

本小節評估混凝土護箱遭到雷擊的後果。評估結果顯示，雷擊對混凝土護箱不會有任何不利影響。

(1) 肇因

雷擊為一隨機的氣象事件，其發生頻率視乾式貯存場的地理位置而定；因混凝土護箱無外在遮蔽設施，故有被閃電擊中之可能。

(2) 偵測

可由雷擊發生時目視而得，也可觀測混凝土表面顏色狀況得知電流進出點。多數核電廠附近，設有閃電偵測設備以做為確保電力穩定的輔助設施。

(3) 分析與結果

分析時假設閃電擊中混凝土護箱最上方的金屬表面，然後電流透過混凝土內襯鋼板傳到地面。故電流路徑為頂端凸緣之圓周一點，經過碳鋼內襯接地。電流經過處產生 Joulean heating。最大閃電尖峰電流為 260 μ s 內通過 250 kAmp，連續電流為 2 s 內通過 2 kAmp[14]。

雖然雷擊的瞬間電流強大，但是由於持續的時間相短暫，而且混凝土導電性很差，再加體積龐大，因此混凝土護箱只有小區塊的表面會受雷擊影響。因此，由雷擊造成整體混凝土護箱溫度增加並不大。

假設閃電擊中混凝土護箱最上層之金屬表面，穿過金屬內襯接地，故電流路徑為頂端凸緣之圓周一點，經過碳鋼內襯接地。電流經過處產生 Joulean heating。

最大閃電尖峰電流為 260 μ s 內通過 250 kAmp，連續電流為 2 s 內通過 2 kAmp[3]。

由焦耳定律(Joule's Law)得知組合電流的熱能 Q [15]為：

$$\begin{aligned} Q &= 0.0009478R[I_1^2(dt_1) + I_2^2(dt_2)] \\ &= (22.98 \times 103) \text{ R Btu} \end{aligned}$$

Q = 熱能(BTU)

I_1 = 尖峰電流(安培)

I_2 = 連續電流(安培)

dt_1 = 尖峰電流歷時(s)

dt_2 = 連續電流歷時(s)

R = 電阻(歐姆)

因為雷擊會造成碳鋼內襯短暫的具穿透性及導電性，相較於電流會平均分佈於表面上，本分析保守假設電流會聚集在表面一小面積內（圓柱體 90°之表面積）導致溫度上升，電流透入深度（m）如下[15]：

$$\delta = \frac{1}{\sqrt{\pi \mu f \sigma}}$$

μ = 透入率 = $100\mu_0$ ($\mu_0 = 4\pi \times 10^{-7}$ 亨利/m)

σ = 導電率 = $1/\rho = 1/9.78 \times 10^{-8}$ 歐姆-m

f = 頻率(Hz)

有效電阻的計算公式如下：

$$R = \frac{\rho l}{a} \quad R = \text{電阻(歐姆)}$$

ρ = 電阻率 = 9.78×10^{-8} 歐姆-m

l = 導體長度

a = 導體面積(m²)

所得之電阻 R 代入焦耳定律公式可得其熱能 Q 。假設熱流邊界無熱能損失或消散，則上升溫度為[15]：

$$\Delta T = \frac{Q}{mc}$$

ΔT = 溫度變化°F

Q = 熱能(BTU)

$C = 0.113 \text{ Btu/lb}^\circ\text{F}$

$m = \text{質量(lbm)}$

計算得出尖峰電流造成之溫度上升 ΔT_1 為 4.7°F (2.6°C)；計算得出連續電流造成之溫度上升 ΔT_2 極小，可忽略不計 (0.0006°F (0.00033°C))。相對於整個碳鋼的體積而言，上升溫度 ΔT_1 應在 1°F (0.56°C) 以內。

(4) 矯正行動

閃電擊中後應目視檢查混凝土護箱是否受損，並採取適當措施。

(5) 輻射影響

本事件無輻射影響。

9. 颱風及颱風投射物

本小節評估混凝土護箱在遭受最大颱風的風力載重，並評估由颱風所引起的投射物撞擊影響。評估時，保守以 NRC Regulatory Guide 1.76[8] 中的龍捲風的規模，評估颱風對於貯存設施的影響。評估結果顯示，混凝土護箱遭受強大的颱風襲擊以及投射物撞擊仍然可以保持穩定直立。

(1) 肇因

颱風是一種隨機的天氣事件，無法預測。回歸的機率與使用時間及貯存場地地理區域有關。

(2) 偵測

颱風的發生可以由目視得知，也可以透過氣象局所發布的訊息預先得知。

(3) 分析與結果

本章二、(六).4 節已經就颱風及其所引起的拋射物撞擊進行了分析與評估。基於 NUREG-0800 [9] 分析方式，使用了解析計算的方式進行評估。混凝土護箱穩定性分析中所使用的風壓計算則根據 ANSI/ASCE 7-93[10] 的相關規定，並以古典力學中的自由體穩定性分析方式進行。混凝土護箱的外殼局部損傷評估則使用 NSS 5-940.1[11] 中的公式進行評估。混凝土護箱的外殼的局部剪力強度計算則是根據 ACI 349-85[12], Section 12.12.2.1，並保守省略鋼筋所貢獻的強度。對於投射物的撞擊載重，則使用了 ACI 349-85, Section 12.7 中的公式進行評估。

颱風對混凝土護箱所造成的各種影響之評估結果分述如下：

- 颱風風力載重

為了考量颱風加諸於混凝土護箱之風力載重，根據 ANSI/ASCE 7-93 所提供的程序，保守已遠超過核二廠附近歷史紀錄之風速 576 km/h (360 mph) 轉換成作用於混凝土護箱表面的壓力。由本章二、(六).4 節的分析結

果顯示，混凝土護箱抵抗傾倒的安全係數為 2.9，而抵抗滑動的安全係數為 2.2。

- 颱風引起之投射物撞擊

核二系統的混凝土護箱設計還考慮了 NUREG-0800, Section 3.5.1.4.III.4, Spectrum I missile 中所列出的假設性投射物的撞擊。這些投射物包括：(1) 具有巨大動能的投射物 (1814kg (4000 lb)重的車輛，撞擊時產生 1.858 m^2 (20 ft^2)的變形面積)，(2) 127 kg (280lb)重，口徑 20.32 cm (8 in)的穿甲彈，(3) 直徑 2.54 cm (1 in)的實體鋼球。

這些假設性投射物在撞擊分析時，皆保守以 201.6 km/h (126 mph, 等於 360 mph 的 35% [9]，其遠超過核二廠附近歷史紀錄)的撞擊速度並以造成混凝土護箱最大損傷的方式進行分析。除了散熱通風口之外，混凝土護箱並無其它開口。護箱上部的通風口的配置則以 2.54 cm (1 in)直徑的實體鋼球無法直接撞擊密封鋼筒為原則。另一方面，由於密封鋼筒在混凝土護箱內安置於一鋼製底座上，因此投射物亦無法從護箱底部直接撞擊密封鋼筒。

- 混凝土護箱外殼局部損傷預測 (穿透式投射物)

此部分使用 NNS 5-940.1[11]所提供的經驗公式計算穿透深度以及最小預防疤落(scabbing)深度。根據 NNS 5-940.1[11]，計算得到貫穿深度為 21.0 cm (8.29 in)，而防止疤落的最小厚度必須為三倍的貫穿深度，亦即 63.2 cm (24.87 in)。由於護箱混凝土外殼殼厚達 101.6 cm (40 in)，因此安全係數為 1.6。

- 護箱頂蓋局部損傷之預測 (穿透式投射物)

混凝土護箱頂蓋為由碳鋼及混凝土所組成的結構。進行貫穿分析時，僅保守考慮鋼板部分，分析所採用的方法為 BC-TOP-9A[13]所提供之公式。依照 NUREG-0800 所提供的三種投射物分別進行分析後，得到最大貫穿深度為 0.81 cm (0.32 in)。BC-TOP-9A[13]規定最小板厚為 1.25 倍的貫穿深度，亦即 1.01 cm (0.4in)，而混凝土護箱頂部包含了一片 4.0 cm (1.6 in)厚的鋼板，因此安全係數為 3.9。

- 混凝土護箱整體損傷預測 (高動能投射物)

混凝土護箱為一自由站立的結構，因此必須考量遭受高動能投射物撞擊時傾倒的可能性。根據本章二、(六).4 小節的分析結果顯示，護箱抵抗傾倒的安全係數為 13.1。

- 風力與投射物撞擊聯合作用 (高動能投射物)

本章二、(六).4 小節已經針對投射物撞擊護箱造成的轉動進行分析。比對投射體撞擊動能以及互相傾倒的動能後，可以計算出混凝土護箱抵抗傾倒的安全係數為 3.11。

- 護箱混凝土外殼的局部剪力強度 (高動能投射物)

基於 ACI 349-85 的混凝土剪力強度評估公式，本章二、(六).4 小節已經針對投射物撞擊護箱頂部造成的損傷進行評估。依照 BC-TOP-9A[13] 的方法，考慮的投射物為重量 1816kg 的車輛，以 56.4 m/sec (185 ft/sec) 的速度撞上護箱頂部。計算時保守忽略鋼筋對強度的貢獻，結果顯示混凝土護箱抵抗撞擊的安全係數為 2.15。

- 颱風對密封鋼筒的影響

本節所假設的颱風風力載重以及投射物撞擊並不會造成護箱的傾倒，也不會貫穿混凝土護箱外殼。因此，颱風對密封鋼筒結構並無影響。颱風風壓對密封鋼筒造成的結構應力可以被本章六、(三).1 小節的意外壓力事故的分析結果所涵蓋。

(4) 矯正措施

颱風發生之後，必須對貯存場所有混凝土護箱的通風口進行檢查，若有堵塞物，應盡速清除。並且檢察混凝土護箱表面是否有發生損傷，若有則必須進行修復補強，補強方式可參考文獻[26]。混凝土護箱為一可更換之組件，若經評估混凝土護箱在意外發生後之狀況已無法進行修補時，則予以更換。

(5) 輻射影響

經評估颱風所引致的混凝土護箱損傷後，對於位於貯存場周圍邊界的人員全身或者任何器官所造成的輻射暴露量少於 50 mSv。預期投射體撞擊護箱大約只局部減少混凝土屏蔽厚度 21.0 cm (8.29 in)。因此保守將護箱的全部高度減少 22.9 cm (9 inch) 的混凝土厚度，重新計算護箱表面的劑量率。分析結果顯示，護箱側邊表面與頂端 1 m 處之最大劑量率為分別為 0.003 mSv/h 與 0.00239 mSv/h，假設該意外事故處理時間為 7 天，對於 100 m（保守假設最近之距離）外民眾之劑量率約為 9.06×10^{-5} mSv（將護箱視為點射源， $(0.003+0.00239) \times 24 \times 7 \times (1/100)^2$ ）。此值遠低於在設計基準意外事故時，民眾接受接受之劑量限值(50 mSv)，詳細評估過程請參考本章四、(七).5 節。

由於混凝土護箱頂部包含了一片 4.0 cm (1.6 in) 厚的鋼板，並不會被投射體所貫穿。因此，護箱頂部軸向的意外事故後的劑量率將可被先上述的徑向劑量率所涵蓋。

10. 混凝土護箱傾倒

混凝土護箱的傾倒為一不符合力學原理(non-mechanistic)造成之假設性意外事故，該分析用以作為安全評估的涵蓋分析，即沒有任何設計計準上的意外事故會真正造成混凝土護箱傾倒。在功能上，傾倒之後的混凝土護箱並不會導致重大的不利影響。經評估，混凝土護箱、密封鋼筒、及提籃皆維持結構的完整性；屏蔽、幾何形狀、臨界控制以及密封狀態也維持了設計基準的要求。

評估結果顯示，若發生傾倒後，護箱的底部應加設輔助屏蔽，以降低不必要的人員接受劑量，直到護箱扶正為止。

(1) 肇因

發生超過本章六、(三).6 節中所述的設計基準地震所導致。在設計基準下，沒有任何事件會導致貯存護箱傾倒。

(2) 偵測

由貯存場的現地監測即可得知傾倒事件。

(3) 分析與結果

● 混凝土護箱傾倒分析

本章二、(六).4 節已經就傾倒意外事故作了詳細的分析說明，本節總結本章二、(六).4 節的分析結果。傾倒事故的必要條件為混凝土護箱加上滿載燃料的密封鋼筒的質心位置必須落在護箱的外徑之外。當此一條件成立時，結構達到一不穩定狀態，整體結構的重力位能會轉換至動能，進而造成混凝土護箱與密封鋼筒旋轉，最後撞擊地面而停止。

分析的目的在於評估混凝土護箱在撞擊地面後，所造成的最大加速度。用以作為滿載燃料的密封鋼筒相關結構組件安全分析。

分析時，使用了較保守的燃料高度、密封鋼筒長度、混凝土地板厚度，以及土壤密度。經分析之後，提籃頂部最大加速度為 26.6g；密封鋼筒密封上蓋最大加速度則為 29.6g。

- 傾倒時密封鋼筒與燃料提籃的應力分析

本章二、(六).4 節已經分別就傾倒撞擊時密封鋼筒及提籃的結構進行應力分析。分析時，使用 ANSYS 有限元素軟體，保守分析密封鋼筒及提籃分別承受 40g 及 35g 的側向慣性力下的應力。比較最大應力值與容許應力強度值後可以發現，密封鋼筒及燃料方管的結構應力皆滿足了 ASME Section III, Subsection NB 及 NG 的相關規範要求。

密封鋼筒的結構應力分析結果顯示，傾倒撞擊時，最小安全係數為 1.08。考慮 0.8 倍的銲接品質因子，密封鋼筒封銲銲道的最小安全係數為 1.39。至於燃料提籃的應力分析，各重要部位的安全係數如表 6.6.3-3 所列。其中，燃料方管最小安全係數為 1.07。因此，在傾倒事故下，燃料方管結構仍保持完整性。

固定條(retainer strips)為燃料方管裡的中子吸收板提供支撐及保護。固定條組合則包括了保護板(retainer)及由 304 不銹鋼製成的角夾(corner clips)，使用銲接釘(welded posts)及塞銲(plug weld)固定於燃料方管。分析燃料方管內的中子吸收板時，保守忽略銲接釘對於中子吸收板的支撐。中子吸收板、固定條以及角夾則分別使用 LS-DYNA 及手算進行分析。LS-DYNA 的分析結果顯示，中子吸收板在傾倒撞擊時仍然保持在材料彈性範圍。此外，銲接釘、保護板、角夾，以及相關的銲接皆有足夠的安全係數。因此，中子吸收板及固定條應力皆在容許範圍內。

上述細節可以參考本章二、(六).4。

(4) 矯正行動

當發生護箱傾倒時，最重要的矯正措施為扶正護箱及加裝護箱底部輔助屏蔽，用以防止人員遭受護箱底端的不必要輻射劑量。

傾倒後扶正的混凝土護箱表面及上下邊緣可能會出現裂縫，甚至剝落，以致讓鋼筋籠的鋼筋外露。假如只有較小的損傷發生，可用水泥漿進行填縫修補，補強方式可參考文獻[26]。否則密封鋼筒應盡早移至另一功能完整的混凝土護箱內。

另外，須檢查混凝土貯存場地板是否有發生破壞，如果有，則必須進行必要之修補，以防止滲水或沉陷發生。

(5) 輻射影響

混凝土護箱傾倒為一不符合力學原理造成之假設性傾倒意外事故，在實際狀況下，混凝土護箱不會傾倒，故無輻射影響。

11. 傳送護箱傾倒

本項目分析含防撞緩衝器之傳送護箱安置於低板架多軸板車上，假設發生傾倒並撞擊地面後，證實防撞緩衝器確實發揮吸收撞擊能量的功用，以及密封鋼筒無顯著變形，且仍然可維持設計上的各項功能。

傳送護箱的傾倒為一不符合力學原理(non-mechanistic)造成之假設性意外事故，即沒有任何設計計準上的意外事故會真正造成傳送護箱傾倒。經詳細計算評估[22]，裝載傳送護箱的多軸板車並不會因為地震而發生傾倒。在功能上，傾倒之後的傳送護箱並不會導致重大的不利影響。傳送護箱、密封鋼筒、及提籃皆維持結構的完整性；屏蔽、幾何形狀、臨界控制以及密封狀態也維持了設計基準的要求。

(1) 肇因

發生超過本章六、(三).6 節中所述的設計基準地震所導致。在設計基準下，沒有任何事件會導致貯存護箱傾倒。

(2) 偵測

由現場目測即可得知傾倒事件。

(3) 分析與結果

由於傳送護箱的傾倒為假設性意外事故，真正的傾倒角速度並無法得知。在保守考量下，分析時假設在重力場下，考慮對傳送護箱頂部可能造成的最大撞擊速度。根據能量守恆定律公式計算後，得一角速度 1.75 rad/sec 作為分析初始條件[23]。詳細計算過程可以參見本章二、(六).4。

傳送護箱的傾倒撞擊分析採用三維有限元素模型進行分析，分析軟體為 LS-DYNA。有限元素分析模型主要包括了傳送護箱、密封鋼筒、燃料提籃與燃料棒總成，以及防撞緩衝器等部件。

防撞緩衝器的發泡材密度為 160 kg/m^3 (10 pcf)，材料參數則由 General Plastics 公司所提供[24]。傳送護箱的實際運轉溫度為 0°C (32°F) 到 41.1°C (106°F)，本分析保守考量溫度所造成的發泡材之材料性能差異。

因此，分別考慮低溫(-20°F)與高溫(140°F)的發泡材材料參數。此外，為了顧及材料的品質變異性，將低溫的發泡材強度提高 15%，而高溫的材料強度則折減 15%。因此，傳送護箱傾倒撞擊分析時，共分別考慮以下四種狀況：

- (1) -20°F 低溫狀況
- (2) 140°F 高溫狀況
- (3) -20°F 低溫狀況，發泡材強度增加 15%
- (4) 140°F 高溫狀況，發泡材強度減少 15%

表 6.6.3-2 列出以上四種狀況之分析結果。分析結果顯示，防撞緩衝器的最大潰縮應變(crush strain)為 73.5%；最大潰縮深度(crush depth)為 37.3 cm，此時傳送護箱吊耳距離地面上有 0.8 cm。因此，傳送護箱撞擊地面時並無觸及傳送護箱的吊耳軸。另外，傳送護箱傾倒撞擊所產生的最大應力強度為 230.06 MPa，經 ASME Section III, Division 1 – Appendix F, Subsection F1341.2 之規範檢核後，所對應的安全係數為 1.89。

另一方面，傳送護箱頂部最大加速度為 25.7 g，遠低於密封鋼筒的設計值 40 g，也低於提籃的設計值 35g。因此，所有的內部構件於傾倒時皆仍維持在安全範圍。

(4) 矯正行動

當傳送護箱與多軸油壓板車發生傾倒時，應先將防倒系統卸除，並將傳送護箱立即扶正檢查，然後再將多軸油壓板車扶正脫離現場。

(5) 輻射影響

傳送護箱傾倒為一不合力學原理造成之假設性傾倒意外事故，在實際狀況下，傳送護箱不會傾倒，故無輻射影響。

12. 混凝土護箱進氣口完全堵塞

本節評估混凝土護箱在 32 °C 常溫下，進氣口發生全堵塞事故的穩態效應。分析時保守使用 32 °C 作為輸入條件，用以評估達到燃料護套、燃料提籃或混凝土護箱各組件是否已達到設計容許溫度(詳見本章六、(三)節，意外事故下的容許溫度)。分析結果顯示，各組件於穩態下所可能達到的最高溫度均低於其對應之允許溫度。此外，鋼筒內部壓力因全堵塞造成外壓亦低於設計限值，故不會有任何不良後果。

(1) 肇因

導致混凝土護箱使進出氣口阻塞的可能原因為貯存場受土石、穴居動物等之影響。此外，阻塞物也可能來自於超出設計基準的地震或山崩等災害，但這些假設性事故為涵蓋事故(bounding accident)，而且並不可能發生。

(2) 偵測

在地震、山崩或者其它天然災後發生後，進氣口的堵塞可以在一般現地勘查時透過目視檢測得知。此外，在一般貯存時每 24 小時即對護箱的進出氣口進行目視檢查，或透過量測到的溫度差異等措施，以防止進氣口全堵塞的發生機會。

(3) 分析與結果

進氣口全堵塞意外事故的評估已詳載於本章三、(六).4。分析時假設初始狀態為正常貯存狀態，並突然中斷混凝土護箱中的密封鋼筒的冷卻對流機制，以模擬進氣口的全堵塞事件。冷卻對流機制的喪失將導致密封鋼筒及混凝土護箱持續的升溫。分析時，針對混凝土護箱及密封鋼筒使用二維的穩態熱分析模式。分析結果顯示，在全堵塞發生之後，系統在事故下達到穩態，燃料護套、燃料提籃及混凝土護箱相關組件之最高(穩態)溫度仍低於設計限值，如表 6.6.3-4 所示。此外，在利用計算得所得密封鋼筒內部氣體之平均溫度進行內部壓力計算後發現，雖然全阻塞事故所導致的

溫度上昇將使壓力大幅上昇，但仍遠低於本系統之設計限值，相關壓力評估細節請參見本章三、(六).6 節內部壓力評估。

(4) 矯正措施

雖經分析系統之組件於此事件下達到穩態之最高溫度低於其限值，仍採行政規定應於 25 天內，移除進氣口的堵塞物。而藉由對堵塞物特性的了解，應採取因應措施，以防止類似事故再度發生。

(5) 輻射影響

進氣口全阻塞事故下，並無顯著的輻射影響，因為混凝土護箱仍然會發揮其該有的屏蔽功能。假如需要開啟混凝土護箱以清理進氣口堵塞物，工作人員可能會接受到部分的輻射劑量。

根據估計，當工作人員進行堵塞物清理時，保守使用 14.6 kW 燃料裝載狀況分析，大約會接觸到 0.01727 mSv/hr 的輻射劑量率(進氣口表面平均值)。假設需要兩名工作人員以跪姿並以手清理各個全堵塞進氣口，每個進氣口大約 2 小時可以清理完畢。保守假設工作人員清理時同時接受附近共四個貯存護箱進氣口之表面平均劑量，故清理每個全堵塞進氣口之總人-劑量為 $0.01727 \text{ mSv/h} \times 2 \text{ 小時} \times 2 \text{ 人} \times 4 (\text{貯存護箱}) = 0.27632 \text{ mSv}$ ，即每個工作人員接受 0.13816 mSv。按此值仍遠低於工作人員年劑量限值 (50 mSv)。

13. 飛機撞擊評估

本節分析飛機撞擊混凝土護箱之可能性。

(1) 肇因

飛機因偏離航道誤入核二廠禁航區，且不幸準確撞擊混凝土護箱。

(2) 偵測

屬重大事件，可立即得知。

(3) 分析與結果

參考 NUREG-1567 [27] 第 2.5.2 節要求進行核二廠乾式貯存設施飛機撞擊的可能危害分析，相關分析程序則採用 NUREG-0800 [9] 第 3.5.1.6 節規定的評估流程。

- 評估方法

依 NUREG-0800 [9] 的評估流程規定核能電廠設置地點受飛機撞擊之機率評估大致可分為三階段，第一階段只討論場址與機場及航道的距離，若距離符合規範，則可判定其受飛機撞擊機率小於 10^{-7} 次/年；若不符合第一階段規範，則必須依據各種可能的撞擊模式進行第二階段的詳細評估，並加總設置場址受飛機撞擊之機率，以確認機率小於 10^{-7} 次/年；若評估結果再不符合第二階段的接受標準，則必須依據飛行器的重量、速度及設施的設計參數等進一步進行第三階段風險評估，如仍無法滿足規範要求，則必須修改設計或另擇場址。但考美國核能管制委員會(U.S. Nuclear Regulatory Commission, USNRC) 建議乾式貯存設施設置地點受飛機撞擊機率的接受標準可修正為 10^{-6} 次/年[28]。但為保守起見，本評估仍以 10^{-7} 次/年做為第一階段的評估基準。

- 評估結果

評估時考慮國內臺北松山、臺中清泉崗、嘉義、臺南、屏東、恆春、花蓮、馬公等 8 座為軍民合用機場；13 處國內已立案的直昇機飛行場；

與軍用機場 19 處。上述機場中距離核二廠乾式貯存設施最近的為松山機場(距離約為 18,758 公尺)，次近的為桃園機場(距離約為 44,905 公尺)。

92 年以後的松山機場包括民用及軍用固定翼飛機及直昇機之年總起降架次均少於 130,000 次[29]，少於 NUREG-0800 規定距離 16 公里以上場址的容許起降架次 137,446 次之規定，因此松山機場 92 年以後之起降架次均低於規範值。桃園機場在民國 70 年以後之最高起降架次為 96 年的 160,120 次，遠低於容許起降架次(787,679 次)。故根據上述評估松山及桃園機場之距離與起降架次均滿足 NUREG-0800 規定。

另外，核二廠限航區限制半徑為 3.7 公里(2 海浬)，限航區內規定各種飛行器於任何時間皆不得進入。由交通部民用航空局資料[30, 31]查得目前各國內與國際航線距核二廠之距離皆大於 NUREG-0800 規定之貯存場設置地點需與最近飛行航線的邊界距離 3.2 公里以上的設置規範。

綜合以上評估，國內距離核二廠乾貯場址最近並且飛機起降次數最頻繁的松山與桃園機場的飛機起降次數少於 NUREG-0800 規定之容許起降架次；並且核二廠乾貯場址也與最近飛行航線的邊界距離也遠大於 NUREG-0800 規定的 3.2 公里。依據 NUREG-1567 與 NUREG-0800 針對乾式貯存設施設置地點受飛機撞擊之機率評估之要求，第一階段篩濾分析只討論場址與機場及航道的距離，若距離符合規範，則可判定其受飛機撞擊機率小於 10^{-7} 次/年，而符合飛機撞擊事件導致輻射外釋劑量超過 10CFR100 規定的發生機率小於 10^{-7} 次/年之規定。綜上所述，核二廠乾式貯存設施經由第一階段評估，即可斷定貯存場受飛機撞擊機率小於 10^{-7} 次/年，故不需進行第二階段評估[25]。

(4) 矯正行動

無。

(5) 輻射影響

無。

表 6.6.3-1 最大預期環境溫度下的溫度分析結果與容許溫度表

組件名稱	最大溫度 °C (穩態分析)	容許最高溫度 °C
燃料護套	276	570.0
提籃	276	537.7
密封鋼筒殼體	187	426.6
混凝土護箱之混凝土	121	176.6

表 6.6.3-2 傳送護箱的傾倒撞擊分析結果

編號	加速度 (g)	潰縮 深度 (cm)	潰縮 應變 (%)	吊耳與撞擊 地面之間隙 (cm)	最大應力 強度 S_{max} (MPa)	安全係數 $0.9S_u/S_{max}$
1	24.2	25.7	50.5	12.4	188.93	2.30
2	17.1	34.3	67.5	4.1	230.06	1.89
3	25.7	23.6	46.5	14.5	191.43	2.27
4	21.9	37.3	73.5	0.8	228.94	1.90

註： $S_u = 490$ MPa (ASTM A588 at 300°F)

表 6.6.3-3 燃料提籃重要組件應力與安全係數

應力位置	P_m (ksi)			$P_m + P_b$ (ksi)		
	S_{int}	S_{allow}	FS	S_{int}	S_{allow}	FS
燃料方管	44.32	47.35	1.07	50.19	60.88	1.21
角隅銲件	41.30	47.88	1.16	44.09	61.56	1.40
側邊銲件	7.58	47.88	6.32	20.25	61.56	3.04

表 6.6.3-4 進氣口全阻塞事故下系統各組件最高溫度列表

組件名稱	組件最高溫度(°C) (穩態分析)	組件容許溫度(°C)
燃料護套	402	570.0
提籃	402	537.7
混凝土護箱	122	176.6
密封鋼筒殼體	271	426.6

(四) 結語

以上各節保守分析結果顯示，貯存設施的設計不論是遭遇異常狀況、意外事故或假想天然災害時，貯存設施均能維持正值之安全餘裕，表示貯存設施的設計皆能滿足設施的相關法規要求。

在異常事件方面，本節分別評估了貯存時周圍溫度異常、混凝土護箱進氣口一半堵塞、密封鋼筒異常操作負載以及儀器故障之事件。在貯存周圍溫度異常以及混凝土護箱進氣口一半堵塞事件方面，經保守的評估結果顯示，所有密封鋼筒組件溫度(皆為穩態)及應力皆低於法規容許值。另外，進氣口半阻塞事件下的混凝土護箱熱應力可以被最大預期環境溫度(56° C)的結果所涵蓋。在密封鋼筒的異常操作事件方面，本節分析保守以側向 0.707g，垂直向 1.5g 施加於密封鋼筒，進行評估後發現安全係數仍大於 1.0。在儀器故障事件方面，根據本章六、(三).11 小節進氣口全堵塞意外事故評估中顯示，核二系統具有足夠時間確認及修正溫度量測儀器。

在意外事故方面，本節共評估了意外壓力、誤裝新燃料、爆炸意外、火災意外、傳送護箱傾倒、混凝土護箱進出氣口完全堵塞、以及飛機撞擊等七種意外事故。

在意外壓力方面，100%燃料破損造成的內壓僅上升 53psig，仍小於密封鋼筒設計內壓 250 psig。在誤裝新燃料方面，即便是誤裝了 87 束的 BWR 未用過燃料，Keff 值仍小於次臨界上限。在爆炸與火災方面，經分析結果顯示，最大爆壓仍低於洪水所造成的壓力 22 psi，且即便核二廠之儲油槽發生火災意外，仍無造成乾貯設備溫度明顯上升。雖然不可能發生，但本案仍分析混凝土護箱傾倒意外，經分析之後，提籃頂部最大加速度為 26.6g；密封鋼筒密封上蓋最大加速度則為 29.6g，小於密封鋼筒與提籃的設計值 40g 及 35g。在傳送護箱傾倒意外事故方面，分析結果顯示，傾倒造成傳送護箱頂部最大加速度只有 25.7g，低於混凝土護箱傾倒時之撞擊加速度。在混凝土護箱進氣口全堵塞意外事故方面，評估結果顯示，在全堵塞發生之後，即便系統在事故下達到穩態，燃料護套、燃料提籃及混凝土護箱相關組件最高穩態溫度仍低於

設計限制值。在飛機撞擊意外事故方面，透過機率分析結果顯示，貯存場地遭受飛機撞擊的機率小於 10^{-7} 次/年。

在天然災害方面，本節共評估了最大預期環境溫度、地震事件、洪水、雷擊、以及颱風及颱風投射物撞擊等五種天然災害。

在最大預期環境溫度方面，本節保守以 56.1°C 評估密封鋼筒及混凝土護箱在此嚴苛環境下的溫度及應力。分析結果顯示，無論適應力或是溫度皆在容許範圍。在地震事件方面，評估結果顯示，當混凝土護箱遭受設計基準地震時，四根固定樁能有效的防止混凝土護箱滑動，混凝土護箱不會因為地震而傾倒。在洪水方面，分析時假設混凝土護箱遭受 15.24 m 深、流速 4.6 m/sec 的洪水。分析結果發現，核二系統之混凝土護箱在此設計條件下不會發生傾倒，且相關系統組件應力仍在安全範圍。在雷擊方面，分析結果顯示，雷擊對乾貯設施所造成的溫度上升僅 0.56°C ，並無不利影響。在颱風及颱風拋射物方面，藉由相關法規所規定之風速及投射物種類作為分析輸入條件，分析結果顯示，颱風風力載重無法造成混凝土護箱滑動與傾倒；且防止投射物穿透混凝土護箱外殼及頂蓋的安全係數皆大於 1.0。另外，在風力與投射物撞擊的聯合作用下，混凝土護箱仍然不會傾倒。

綜合本章節各異常事件以及各意外事故與天然災害評估，貯存設施在各種保守假設條件下，密封鋼筒維持結構完整，無破損洩漏之虞。事故發生之後所造成的輻射影響亦小於法規限值。

(五) 参考文献

1. ANSI/ANS-57.9-1992, "Design Criteria for an Independent Spent Fuel Storage Installation (Dry Type)," American Nuclear Society, La Grange Park, IL, May 1992.
2. 10 CFR 71, "Packaging and Transportation of Radioactive Materials," Code of Federal Regulations, Washington, DC.
3. 10 CFR 72, "Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High-Level Radioactive Waste and Reactor-Related Greater Than Class C Waste," Code of Federal Regulations, Washington, DC.
4. "Shear Friction Transfer Mechanisms for Supports Attached to Concrete," Funk, R., American Concrete International Journal, Farmington Hills, MI, Volume 11, No. 7, pp 53-58, July 1989.
5. NUREG-0800, "Three Components of Earthquake Motion," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, Revision 1, Section 3.7.2, Subsection II.6.
6. "Steel to Concrete Coefficient of Friction, Preliminary Tests," Report No. CEB 77-46, Tennessee Valley Authority, Knoxville, TN, December 1977.
7. "A Ground Lightning Environment for Engineering Usage," Cianos, N., and E.T. Pierce, Technical Report No. 1, Stanford Research Institute, Menlo Park, California, Contract No. LS-2817-A3, SRI Project No. 1834, August 1972.
8. Regulatory Guide 1.76, "Design Basis Tornado for Nuclear Power Plants," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, April 1974.
9. NUREG-0800, "Standard Review Plan," US Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, April 1996.
10. ASCE 7-93, "Minimum Design Loads for Building and Other Structures," American Society of Civil Engineers, New York, NY, May 12, 1994.
11. NSS 5-940.1, "A Review of Procedures for the Analysis and Design of Concrete Structures to Resist Missile Impact Effects," Nuclear and Systems Sciences Group, Holmes & Narver, Inc., Anaheim, California, September 1975.
12. ACI 349-85 and ACI 349R-85, "Code Requirements for Nuclear Safety Related Concrete Structures and Commentary," American Concrete Institute, Detroit, Michigan.
13. BC-TOP-9A, Topical Report, "Design of Structures for Missile Impact," Bechtel Power Corporation, San Francisco, California, Revision 2, September 1974.
14. Summer, W.I., "American Electrician's Handbook," 10th Edition, McGraw-Hill, Inc., New York, 1981.
15. Fink, D.G., and Beaty, W. H., "Standard Handbook for Electrical Engineers," 13th Edition, McGraw-Hill, Inc., New York, 1993.
16. "ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Appendix F – Rules for Evaluation of Service Loadings with Level D Service Limits", The American

- Society of Mechanical Engineers, New York, 2001 Edition with 2003 Addenda.
17. “VCC stability analysis at the pad”, 630075-2003, NAC International, Atlanta, Georgia.
 18. “Soil structural interaction (SSI) analysis for the ISFSI pad”, 630075-8003 Rev. 0, NAC International, Atlanta, Georgia.
 19. “Development of acceleration time history”, Cal. No. 630075-8001 Rev0, NAC International, Atlanta, Georgia.
 20. “Development of strain compatible soil properties and surface time histories”, Cal. No. 630075-8002, NAC International, Atlanta, Georgia.
 21. “核二廠用過核子燃料乾式貯存設施火災爆炸分析與對策之研究”，中央警察大學。
 22. “Kuosheng seismic analysis of transfer cask on dolly”, Cal. No. 630075-2012, NAC International, Atlanta, Georgia.
 23. “TFR tip-over structural evaluation”, Cal. No. 630075-2013, NAC International, Atlanta, Georgia.
 24. “Design Guide for Use of Last-A-Foam FR-3700 for Crash and Fire Protection of Radioactive Material Shipping Containers”, General Plastics Manufacturing Co., Tacoma, Washington.
 25. “核二廠乾式貯存設施受飛機撞擊機率分析”，龍華科技大學。
 26. 中國土木水利工程學會混凝土工程委員會，”既有混凝土結構物維修及補強技術手冊”，科技圖書股份有限公司發行。
 27. NUREG-1567, “Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Cask Storage Facilities,” U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, March 2000.
 28. “NRC Staff’s Brief on the Appropriate Regulatory Standard to Be Used in Evaluating Aircraft Crash Hazards at an Independent Spent Fuel Storage Installation Under 10 CFR Part 72” July 13, 2001 (Docket No.72-22-ISFSI).
 29. 交通部民用航空局，「松山機場管制架次年度統計表」，民國一百年。
 30. 交通部民用航空局，「松山機場進離場航圖」，民國九十二年。
 31. 交通部民用航空局，「台北飛航情報區飛航指南」，民國九十五年。