

行政院原子能委員會
放射性物料管理局
委託計畫研究報告

用過核子燃料乾式貯存系統
機率風險評估之先導型研究

計畫編號：96FCMA004

受委託機關：龍華科技大學

計畫主持人：丁鯤

摘 要

自 1960 年代起因應工業發展及能源需求的增加，世界各國均相繼建設核能電廠以提供足夠的基礎發電容量，但時至今日因電廠的運轉隨著時間的增長其所設計之用過核子燃料池的容量已逐漸飽和。為疏解逐漸飽和之用過核子燃料池中用過核子燃料束的數量，避免因容量的不足而導致強制停機的可能性，用過核子燃料乾式貯存方式除可提供用過核子燃料束中期貯存外，另一方面也可立即疏緩用過核子燃料池的貯存容量以避免電廠因容量的不足而需強制停機的解決途徑。

現行美國的核能電廠也逐漸導入乾式貯存方式及其相關作業，以解決用過核子燃料束中期之貯存。換言之，用過核子燃料束的中期乾式貯存方式及安全必定會直接影響機組用過核子燃料池容量及電廠是否能夠繼續順利運轉的重要關鍵之一。以美國為例，美國核管會為確保乾式貯存執行前後的安全及風險的影響，即整合核管會中核能物料及保安(NMSS)、核能法規研究(RES)及用過核子燃料計畫(SFPO)辦公室發展乾式貯存系統安全度評估模式及架構之先導型研究，利用近年來已發展成熟之定量及定性評估方式，針對沸水式核能電廠(BWR)執行乾式貯存作業期間之處理階段、傳送階段及貯存階段等 3 大主要階段執行風險評估，藉由所建立的評估模式以獲得民眾於方圓 1.6 公里內立即致癌及方圓 16 公里內發生潛在致癌事故之機率及風險。

本文將參考美國核管會 NUREG-1864 所發展之先導型乾式貯存系統風險評估相關原始數據及評估模式，針對台灣沸水式核能電廠同採以乾式貯存作業中處理階段、傳送階段及貯存階段執行初期風險評估分析程序之建立、相關初始事件頻率及機率數據的定義和針對較為關鍵之處理階段進行初步風險評估，依據本文發展及程序的建立結果，以利爾後做為發展本土化乾式貯存系統風險評估之重要參考及依據。

關鍵詞：用過核子燃料池、乾式貯存系統、風險評估、安全度評估、NUREG-1864

ABSTRACT

Due to the large demand from the industry development of the energy since 1960s, the nuclear power plants have been consistently constructed throughout the world in order to maintain and supply the basic electricity generation capacity demand. From the up to date, most of the plants have been operated for a certain period of time; therefore, the capacity of the spent fuel pool reaches its design capacity volume. In order not to be ceased the plant unit operation due to the spent fuel bundle exceeded the containing capacity within the spent fuel pool, the dry cask storage can provide a solution for both the spent fuel pool capacity and the storage method of the spent fuel bundle at nuclear power plant.

Currently, the dry cask storage system and relevant operating procedures have also been gradually employed and consistently developed in order to facilitate the dry storage for the spent fuel bundles. In other word, spent fuel bundles dry storage and its safety will become an important issue and will directly affect the smooth operation to the plant once the spent fuel pool reaches its design capacity. Plants in United States, Nuclear Regulatory Commission, the Office of Nuclear Material Safety and Safeguards (NMSS), the Office of Nuclear Regulatory Research (RES) and Spent Fuel Project Office (NMSS) have jointly developed a pilot methodology for probabilistic risk assessments by adopting recently well developed quantitative and qualitative methods to the subject BWR plants. Based on the three major dry storage handling, transfer and storage phases implemented risk assessment in order to obtain the annual risk for one cask in terms of the individual probability of a prompt fatality within 1.6 km and a latent cancer fatality within 16 km of the subject BWR plant.

This study refers NUREG-1864 “A Pilot Probabilistic Risk Assessment of a Dry Cask Storage System at a Nuclear Power Plant” related generic data and built prototype models implementing risk assessments in accordance with Taiwan BWR nuclear power plants. This pilot study also based on the handling, transfer and storage three phases establishing its developing procedures, relevant initialing events and failure probabilities definitions and implementing initial risk assessment at handling stages. For the outcomes of this study, it can be as a reference for further more detailed developments of the dry cask storage system risk assessments for Taiwan BWR nuclear power plants.

Keywords: Spent Fuel Pool, Dry Cask Storage System, Risk Assessments, NUREG-1864

目 錄

中文摘要	II
Abstract	III
1.計畫緣起與目的	2
2.風險評估程序訂定	5
3.初始事件頻率、二次圍阻體及輻射物質外釋機率定義	10
4.風險評估	19
5.結果與討論	27
6.未來展望	28
參考文獻	29

1. 計畫緣起及目的

核能電廠隨著每年的運轉其用過核子燃料池已逐漸達到設計的限制，為避免因用過核子燃料池中所儲存之用過核子燃料超過容許的容量而需要強制停機。世界上相關擁有核能電廠的國家而言，其大部分電廠內之用過核子燃料池已逐漸達到設計容量之限制，同時並已相繼開始著手進行用過核子燃料之中期儲存方式，而目前之中期儲存方式則採用廠內乾式貯存方式，做為現階段用過核子燃料束的處置方式。

隨著乾式貯存已是為電廠因避免用過核子燃料池容量不足而導致強制停機運轉的可行途徑，再加上世界各國也漸漸投入乾式貯存系統相關的開發及應用，未來用過核子燃料的中期乾式貯存方式無論對電廠持照者或管制單位而言，均是重要的發展及管制重點之一。為確保所開發及應用之乾式貯存系統相關作業及設備在執行時能確保維持核能運轉安全及民眾健康，針對已發展及應用之乾式貯存系統作業及設備應也同時發展配套之風險評估，以確保此類乾式貯存作業及設備能滿足前述之核能運轉安全及民眾的健康。以美國為例，核管會(NRC)針對核能乾式貯存作業，整合核能物料及保安、核能法規研究及用過核子燃料計畫辦公室發展初期風險評估，應用以往安全度評估所使用之定量、定性分析方式及其經驗[1]，依據乾式貯存系統中多功能貯存罐(multi purpose canister)、傳送護箱(transfer cask)及貯存護箱(storage cask)，分別於處理階段、傳送階段及貯存階段建立風險評估程序，以上乾式貯存系統及 3 個主要作業程序的定義如下：

- (1) 處理階段：用過核子燃料束於用過核子燃料池中置入多功能貯存罐並同時於處理區載入傳送箱中並吊掛至準備區，進行排水、瀝乾、裝填氬氣及密封作業。準備作業完成後將傳送箱吊掛至燃料裝填樓層之設備輸送口(equipment hatch)進行吊降作業。待吊降作業由燃料裝填樓層降至一樓後，將多功能貯存罐由傳送箱中吊出及置入貯存護箱中並準備移至氣鎖門以準備進行輸送作業。
- (2) 傳送階段：貯存護箱藉由所設計之特別輸送輪及拖引車輛由二次圍阻體輸送至廠內獨立用過核子燃料乾式貯存設施(onsite independent spent fuel storage installation, 簡稱 ISFSI)，輸送過程中則假設會經過廠內水泥、柏油及碎石路面。
- (3) 貯存階段：貯存護箱移至獨立用過核子燃料乾式貯存設施並置於貯存基座(storage pad)後，開始進行為期 20 年之中期乾式貯存稱為貯存階段。

依據上述乾式貯存 3 大主要作業程序發展風險分析，其中主要分析對象即是作業程序中之多功能貯存罐、傳送護箱及貯存護箱相關事故的發生所可能導致民眾立即致癌及發生潛在致癌事故之機率風險，並同時需能符合美國核能安全綜合目標[2]以獲得風險評估應具備之效益。

現階段本文乾式貯存系統風險評估模式評估及流程考量內容如圖 1 所示，先導型評估執行方式如下列所述：

1. 參考美國核管會初步發展之核能電廠乾式貯存系統風險評估[3]即有之風險評估模式及參考數據納入本評估風險模式發展及程序之建立。
2. 乾式貯存作業 3 大階段相關初始事件及其頻率(frequency)之定義及所有處理步驟(stage)程序之確定。
3. 所有作業步驟中設備失效機率、二次圍阻體隔離失效機率及輻射物質外釋機率等相關數據訂定。
4. 依據美國所執行乾式貯存系統風險評估之經驗，針對乾式貯存作業中較具有顯著風險貢獻之處理階段執行國內沸水式(BWR)初期風險評估，並採用核能研究所開發之 INFERFT 故障樹套裝軟體[4]，建立事故序列及量化分析求其風險值，以確立本評估之可行性。
5. 針對乾式貯存系統風險評估後續發展及相關可行性工作提出建議。

依據本文所執行初步乾式貯存作業風險評估所建構之風險評估模式及程序、設備失效機率定義及初步於處理階段所計算之民眾於方圓 1.6 公里內立即致癌及方圓 16 公里內發生潛在致癌事故之機率風險貢獻結果，可以先行獲得乾式貯存系統風險評估可行性之基石，爾後依據本文所發展之評估模式，即可逐步建立本土化之乾式貯存系統風險評估的作業流程、程序及參考依據等，以完整風險評估在乾式貯存作業系統中所涵蓋之評估範圍。另本文目前所說明之 1.6 公里內立即致癌及方圓 16 公里內發生潛在致癌事故範圍係依據美國核管會針對核能電廠運轉所訂定之安全目標[2]而定。

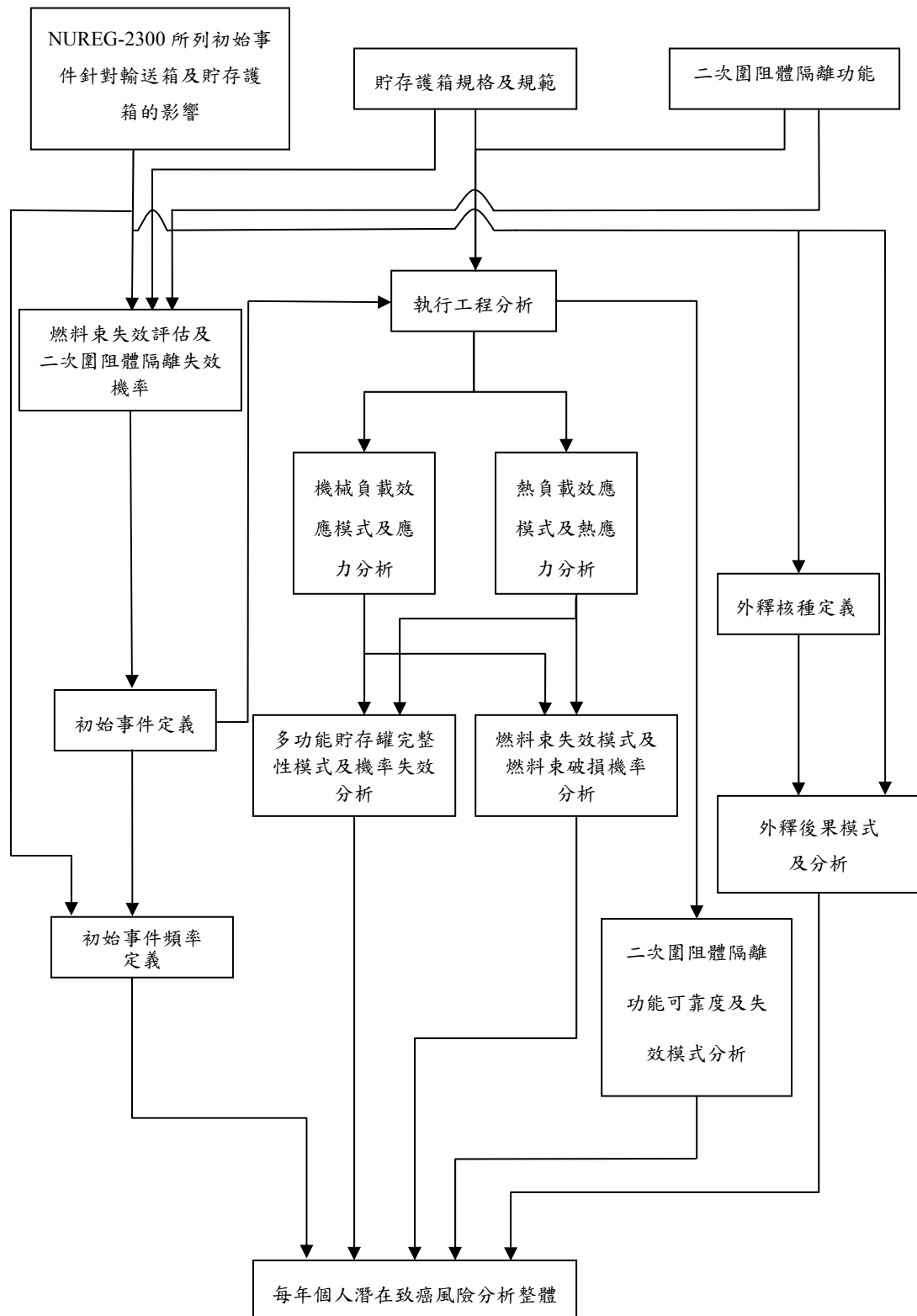


圖 1 乾式貯存系統作業風險評估流程

2.風險評估程序訂定

2.1 風險評估模式範圍定義

為簡化本風險評估複雜之風險考量及程序，本文風險評估範圍除包括由第 1 節所闡述之乾式貯存 3 大主要作業程序及多功能貯存罐、傳送護箱及貯存護箱外，會討論部分外釋核種的機率及二次圍阻體隔離失效機率，並將每個初始事件定義為單一事件而不會互相影響其他事件以利風險結果之計算。至於 NUREG-1864 所提到(1)未來可能進行後續廠外之終期儲存作業所需之輸送及儲存(2)廠內於進行處理階段因吊掛作業所造成多功能貯存罐、傳送護箱及貯存護箱掉落導致廠內現有結構、系統及設備(Structure, System and Component)的損壞風險(3)不確定因素(Uncertainty)(4)人為因素(Human Error)(5)多功能貯存罐、傳送護箱及貯存護箱製造階段的瑕疵(6)老化因素(7)失效組合因素對可能發生多功能貯存罐失效機率之影響(8)飛射物、破壞及恐怖攻擊共 8 點不列入討論中。

以上不列入考慮的原因如下列所述：

- (1) 現階段相關乾式貯存系統的設計均以廠內儲存及作業為設計基礎，針對上列第(1)項的討論，當貯存護箱輸送至廠外最終處置廠所增加之額外考量，如輸送設備及輸送條件或最終用過核子燃料儲存型式及處置方式均未列入現有設計之考慮。
- (2) 針對上列第(2)項的討論，因多功能貯存罐、傳送護箱及貯存護箱於作業期間的掉落，對現有電廠樓層的設計負載不會造成破壞，此外針對執行吊掛作業的起重機定義為單一失效驗證(Single Failure Proof)，亦即當起重機發生失效時，不會再發生因失效所引發其它之失效後果。
- (3) 不確定因素由第(3)項之討論，因本評估僅考量單一初始事件及其單一風險而不會互相影響其他初始事件的風險，且本評估著重於民眾發生潛在致癌事故之機率風險及找出在整個乾式貯存作業中具有顯著風險貢獻的作業步驟，所以在有限的定義範圍內，不確定因素則不列入本評估之考量。
- (4) 人為因素於第(4)項的討論中，因現行所發展之安全度評估相關之人因考量僅侷限在運轉人員於電廠功率運轉或升降載期間，因誤操作發生序列性對爐心熔損頻率(Core Damage Frequency, 簡稱 CDF)或早期大量外釋頻率(Large Early Release Frequency, 簡稱 LERF)所產生之風險進行評估，本評估之風險目標則是針對民眾發生潛在致癌事故之機率風險而非評估廠內系統事故序列之風險，所以人為因素包括處理階段的吊掛作業及相關傳送箱之前處理工作均不在本評估之考慮範圍內。
- (5) 多功能貯存罐、傳送護箱及貯存護箱製造階段的瑕疵於第(5)項的討論，本評估於評估時僅定義及假設其多功能貯存罐、傳送護箱及貯存護箱均依設計經製造生產程序所完成，如設計規範所示之成品，因生產過程中所可能產生的瑕疵不納入考量。

- (6) 依據美國現有數據及針對功能貯存罐、傳送護箱及貯存護箱所使用之材料老化測試結果[5]，依據所使用的之材料材質及產品進行 14 年之實地老化觀察試驗，依據觀察結果，除產品表面因氣候所產生之污垢外，經整體之觀察均無任何結構上之潛變或彎曲現象，相關其他進一步之老化分析則未納入目前評估範圍中。所以依據美國實際試驗觀察所得之結果可知，多功能貯存罐、傳送護箱及貯存護箱不會因 20 年之老化而影響本身功能或危及民眾健康。
- (7) 第(7)項失效組合因素對可能發生多功能貯存罐失效機率之影響，依據 NUREG-1864 所提出之數據顯示，其所討論因素包括誤裝載燃料束至多功能貯存罐、潛在燃料臨界、腐蝕、容器壓增及多功能貯存罐內部氫氣之產生均不會有顯著之風險影響。
- (8) 第(8)項討論之飛射物、破壞及恐怖攻擊討論因目前相關研究及分析未將此議題之討論應用在乾式貯存系統之風險評估，所以目前也不納入本風險評估之討論中。

2.2 乾式貯存作業程序定義

乾式貯存作業系統及作業程序，目前依據美國核能電廠已執行之相關經驗及案例可知，其作業程序可分為 34 個主要的執行步驟(stage)如表 1 所示，表 1 中並說明 NUREG-1864 與台灣現行沸水式核能電廠中其多功能貯存罐、傳送護箱或貯存護箱所處之作業階段可能導致掉落的高度比較。另表 1 中台灣現行沸水式核能電廠所列之作業高度係依據核一廠最終安全分析報告內容進行假設[6]；相關 NUREG-1864 所訂定之 3 大處理階段(phase)作業內容如下列所述：

- (1) 處理階段：處理階段包含用過核子燃料束於用過核子燃料池內之吊裝至吊降間之作業，包括從水下吊置進入多功能貯存罐內，再行裝入傳送護箱且並於作業其間包含加蓋及裝置吊軌後將傳送護箱吊出處理站，最高可能掉落高度約 13 公尺(步驟 1 至 4)。於燃料裝填樓層吊出處理站並進行移動至準備區，表中區塊為因應進行不同工作所設定之作業區塊，此階段步驟最高可能掉落高度約 0.9 公尺(步驟 5 至 8)。吊降至準備區進行傳送護箱之排水、瀝乾、裝填氫氣及密封作業並裝置暫時性吊環及吊軌，此階段於樓板層進行所以無掉落顧慮(步驟 9 至 10)。完成準備作業後吊起傳送護箱以更換箱底板(表中區塊為因應進行不同工作所設定之作業區塊)及將池用蓋替換為運送蓋，完成後移動傳送護箱至設備輸送口附近區域並穩定傳送護箱後移至燃料裝填樓層之設備輸送口，此階段步驟最高可能掉落高度約 0.6 公尺(步驟 11 至 17)。執行由燃料裝填樓層吊掛傳送護箱至一樓樓層之吊掛作業，此階段步驟最高可能掉落高度約 24.4 公尺(步驟 18)。吊降作業至一樓樓層後進行準備作業，作業包括移除暫時性吊環及吊軌並裝置長期吊環，作業完成後將多功能貯存罐由傳送護箱吊起並裝置進入貯存護箱內，換箱完成後藉由輸送設備將貯存護箱移至氣鎖門準

備進行輸送作業，此階段步驟最高可能掉落高度約 5.6 公尺(步驟 19 至 23)。以上作業步驟 1 至 23 即為乾式貯存作業所訂定之處理階段相關作業程序及步驟。

(2) 傳送階段：傳送階段為貯存護箱藉由輸送設備移出並遠離二次圍阻體至廠內獨立用過核子燃料乾式貯存設施間相關作業，首先於輸送設備將貯存護箱移出並遠離二次圍阻體前，進行貯存護箱之加蓋、裝置通風隔離板及通風網，完成作業後利用輸送設備舉起貯存護箱，此時與地面的距離為 0.1 公尺 (步驟 24 至 26)。再將貯存護箱移至準備區的緩衝墊之上方裝置 Kevlar 掛環以準備廠房及廠房間之輸送作業，完成裝置 Kevlar 掛環後，輸送設備由準備區的水泥路面移動至廠內獨立用過核子燃料乾式貯存設施間的柏油路面，此階段步驟與地面的距離最高為 0.3 公尺(步驟 27 至 30)。輸送設備將貯存護箱送至獨立用過核子燃料乾式貯存設施之水泥貯存基座上方，此時通過的路面將由柏油路面變為碎石路面，與地面的距離為 0.3 公尺(步驟 31 至 32)。穩定降下貯存護箱於貯存基座上，與地面的距離為 0.3 公尺至 0 公尺(步驟 33)。以上作業步驟 24 至 33 即為乾式貯存作業所訂定之處理階段相關作業程序及步驟。

(3) 貯存階段：完成貯存護箱放至於水泥貯存基座作業後，為期 20 年之貯存階段開始，定期之檢測應列表執行以確保貯存護箱間通風的完整。

以上作業程序完成說明及定義後，於執行風險評估前應先行在為上述整個 34 個作業步驟的條件及環境進行假設，以支持上述作業步驟的完整性。其相關假設條件如下所列：

- 執行處理階段的作業時應保持二次圍阻體的密閉、忽略誤開啟二次圍阻體氣密門或通道情況，以確定在執行處理作業期間不會因事故的發生而導致輻射物質之外釋機率。
- 執行多功能貯存罐、傳送護箱及貯存護箱掉落機率評估時，是假設廠內所使用之起重機具有單一失效認證(Single Failure Proof)。
- 傳送護箱因事故掉落時是模擬近似垂直掉落，以支持所執行應力分析之模式（本文引用 NUREG-1864 所建之有限元素應力分析及其假設）、傳送護箱及貯存護箱為剛體且保持直立狀態。
- 傳送階段僅能限於所假設輸送設備所通過的路面，以及維持表 1 所假設之傳送護箱與地面的高度進行評估，以避免因不同的路面或不同之輸送器抬舉高度所可能產生貯存護箱傾倒或滑動(slide)的事故，同時貯存護箱至貯存基座之路徑上無設置任何變電箱或其他設施。
- 依據美國執行風險評估經驗及相關數據顯示，以傳送階段及貯存階段而言，因考量貯存護箱與地面的夾角小於 29.5° 、輸送設備以每小時 0.64 公里行駛

以及貯存階段於地震發生時，其貯存護箱與地面所形成之磨擦力(假設最小磨擦係數=0.25 及最大磨擦係數=0.53 情況)和廠內強風僅假設每小時 580 公里 <966 公里(造成傾倒條件)，綜合上述條件，貯存護箱在輸送及貯存階段會造成些微的滑動而不會造成傾倒的事故。

- 貯存階段的獨立用過核子燃料乾式貯存設施半徑 8 公里內無任何生產或化學工廠、精煉廠、倉庫設施、採礦工地、低高度飛行區、相關軍事設施、大眾運輸、瓦斯及煉油廠。
- 用過核子燃料束於處理階段所裝填之氬氣，於執行燃料束熱負載分析時，其因事故所導致燃料護套的熱負載溫度等於氬氣的溫度。
- 多功能貯存罐於機械負載及熱負載所假設之失效條件如下：
 - i. 焊道失效(不包括上下蓋、殼本體及密封氣環及殼之焊道)
 - ii. 超過原有設計之負載極限
 - iii. 潛變破裂(creep rupture)且多功能貯存護箱內部熱負載不隨時間而減少
- 多功能貯存罐、傳送護箱及貯存護箱於穩定情況下之可預期發生事故步驟階段：
 - i. 傳送箱掉落(步驟 4 至 8、11 至 13 及 15 至 17)，其傳送箱於燃料裝填樓層所發生掉落於水泥樓板之事故。
 - ii. 傳送箱掉落至一樓貯存護箱或水泥樓層事故(步驟 18)。
 - iii. 多功能貯存罐進行傳送箱及貯存護箱間之吊掛作業掉落事故(步驟 20 至 21)。
 - iv. 貯存護箱於傳送階段期間所可能發生滑動(slide)相關事故(步驟 23 至 24 及 26 至 33)。
- 吊掛作業期間多功能貯存罐及傳送護箱因掉落所造成之輻射物質外釋評估模式，為單一用過核子燃料束至多功能貯存罐之外釋比例及多功能貯存罐至外界外釋之比例進行風險評估。

透過 2.1 小節之所闡述之風險評估模式範圍定義，可瞭解執行乾式貯存系統風險評估時所應考量之評估對象、要件及相關細節以確認進行風險評估時不會有額外或不可預期的假設情況產生，針對不納入風險評估之條件及要項先行定義及說明，以確認執行風險評估相關計算及參考依據時能維持一貫的評估結果。2.2 小節則說明整個乾式貯存作業 3 大階段所包含之 34 個階段作業步驟，針對此 34 個步驟進行定義及說明以清楚瞭解執行風險評估時所應考量的評估因素，並針對執行風險評估前進行相關之假設的訂定始可進行風險分析及計算，以求取民眾於方圓 1.6 公里內立即致癌及方圓 16 公里內發生潛在致癌事故之機率風險貢獻結果。接下來將於第三章則將訂定初始事件及相關評估時之考量因素。

表 1 乾式貯存系統作業階段定義及潛在護箱掉落高度比較

乾式貯存處理階段描述	NUREG-1864 貯存 護箱掉落高度(M)	國內貯存護箱掉落 高度(M)
燃料束處理階段		
1.燃料束裝置於多功能貯存罐內	4.8	5.07
2.多功能貯存罐加蓋並將吊軌裝設在傳送護箱上	0	0
3.傳送護箱吊掛出處理站	13	12.51
4.移動傳送護箱越過用過核子燃料池	0.9	1.0
5.移動傳送護箱至準備區域(第一區塊)	0.3	0.3
6.移動傳送護箱至準備區域(第二區塊)	0.3	0.3
7.移動傳送護箱至準備區域(第三區塊)	0.3	0.3
8.傳送護箱吊掛降至準備區域	0.3	0.3
9.多功能貯存罐準備貯存階段(排水、瀝乾、裝填氬氣及密封)	0	0
10.裝置暫時吊掛環至吊軌	0	0
11.吊起傳送護箱	0.6	0.3
12.移動傳送護箱以交換傳送護箱底蓋(第一區塊)	0.6	0.3
13.移動傳送護箱以交換傳送護箱底蓋(第二區塊)	0.6	0.3
14.傳送護箱之池用蓋替換為傳送護箱之運送蓋	0.1	0.1
15.移動傳送護箱至設備輸出口附近區域	0.6	0.3
16.穩定傳送護箱	0.6	0.3
17.移動傳送護箱至設備輸出口	0.6	0.3
18.由設備輸出口吊降傳送護箱至貯存護箱準備區域	24.4	29.3
19.多功能貯存罐吊降後準備(移除吊環及吊軌並裝置長期吊環)	0	0
20.打開運送蓋及吊起多功能貯存罐	5.8	6.0
21.將多功能貯存罐由運送箱裝置進入貯存護箱	5.8	6.0
22.藉由輸送器將運送箱移至氣鎖門內	0	0
傳送階段		
23.藉由輸送器將運送箱移出氣鎖門	0	0
24.藉由輸送器將運送箱移動遠離二次圍阻體	0	0
25.貯存護箱準備階段(加蓋、裝置通風隔離板及通風網)	0	0
26.利用貯存護箱輸送器將貯存護箱由輸送器舉起	0.1	0.1
27.移動貯存護箱至準備區域的減震墊上方	<0.1	<0.1
28.於減震墊上方穩定貯存護箱並裝設 Kevlar 皮帶	<0.1	<0.1
29.由準備區域移動貯存護箱至水泥地面上方	0.3	0.3
30.於柏油路面移動貯存護箱	0.3	0.3
31.移動貯存護箱於貯存基座附近的碎石路面上	0.3	0.3
32.移動貯存護箱至水泥表面的貯存基座	0.3	0.3
33.將貯存護箱放至貯存基座上	0.3	0.3
貯存階段		
34.貯存護箱置於貯存基座上 20 年	0	0

3. 初始事件頻率、二次圍阻體及輻射物質外釋機率定義

訂定初始事件的目標是將執行乾式貯存作業期間因相關事故的發生而可能導致之輻射物質外釋為訂定初始事件之基礎，本節中將定義會影響作業期間之初始事件，並參考美國執行乾式貯存相關作業即有數據或計算模式以做為初始事件給定頻率值之依據。另外並說明相關不列入本評估參考及考量之初始事件，以完整初始事件於本評估中的相關定義。

3.1 納入本評估之初始事件

現階段所評估之風險貢獻值，是為民眾於方圓 1.6 公里內立即致癌及方圓 16 公里內發生潛在致癌事故之機率。立即致癌之風險機率是採用雙參數之 Weibull 函數為模式計算基礎[7]，而是否會導致立即致癌風險的門檻值為骨髓 150Rem 及肺 500Rem 之吸收劑量訂定。另外針對發生潛在致癌事故之機率，一般採取兩種評估方式(1)使用線性關係之門檻值模式來預估其低於門檻值之劑量不會導致潛在致癌風險及(2)線性關係無門檻設定模式，亦是以吸收的劑量比例來決定是否會導致潛在致癌風險。而本文將採以現行常用線性關係無門檻設定模式來訂定風險指標。

本文所採用之初始事件之定義係參考目前美國已發展成熟之安全度評估分析文件[8]，且仍以 3 大主要作業階段中機械負載及熱負載事故訂定，討論的範圍包括初始事件頻率、多功能燃料箱失效機率及單一用過核子燃料束失效機率。本文將就處理階段及傳送階段之機械負載進行數據說明及定義，依據 NUREG-1864 所訂定之多功能貯存護箱不同之機械負載機率分析，如表 2 所式，及用過核子燃料護套不同掉落機率結果如表 3 所式結果，納入風險值計算，相關初始事件條件說明如下所述：

(1) 處理階段

➤ 傳送護箱所有可能掉落之組合

- i. 傳送護箱掉落至傳送護箱處理站：此步驟以最高可能掉落高度進行評估，而此階段最高可能掉落高度約 13 公尺，初始事件頻率是以吊掛重件的總次數及吊掛掉落之次數進行計算，如式 1 所式：

$$Probability\{drop\} = \frac{\text{掉落次數}}{\text{總吊掛次數}} \quad (1)$$

依據美國從 1968 至 2002 年統計資料所式[9]，可知 54000 重件吊掛作業中有 3 次相關事故的發生，其頻率值為 5.6E-5。多功能貯存罐失效機率是定義由最高可能掉落之高度掉落後對多功能貯存罐及用過核子燃料護套所可能產生之破壞，依據美國即有資料顯示，從此高度的掉落儘管已考量浮力等因素，但依據分析及判定結果，其輻射物質仍會從破裂之用過核子燃料護套及多功能貯存護箱中釋出，失效機率為 1。另因單一用過核子燃料的受損機率，由即有資料顯示，11 次的掉落事件但無任何事

故發生，則採以 50%信心上界統計方式，可獲得機率值為 $(0.7/11)6.4E-2$ ；另步驟 1 中所考量之用過核子燃料束掉落之初始事件頻率，是由 11 次的掉落事件除以依據 1968 年至 2002 年期間用過核子燃料束被移動及吊掛之次數統計[10]共 344000 次，頻率值為 $3.2E-5$ ，再假設多功能貯存護箱裝載 68 支用過核子燃料束乘以吊掛作業失效頻率 $3.2E-5$ ，可得初始頻率為 $2.2E-3$ ，如採以台灣第一核能發電廠所使用之系統，則多功能貯存罐內所容納之用過核子燃料束數量應改為 56 支進行計算。

- ii. 傳送護箱掉落導致傾倒：初始事件頻率同如 i 事件計算其頻率值，其初始頻率為 $5.6E-5$ 。多功能貯存罐傾倒是假設掉落時其重心在無初始力或速度情況通過旋轉點所造成之傾倒現象，依據即有資料顯示，藉由有限元素分析及最大塑應變假設發生在其中一軸或圓周焊道上，其發生焊道失效之機率為 $1E-6$ 且不會造成傾倒現象(步驟 5 至 10 及 14)，但於步驟 4、11、12、13、15、16 及 17 如果重心越過第一個撞擊點則可能造成傾倒。單一用過核子燃料的受損機率值與 i 所計算方式相同，機率值為 $6.4E-2$ 。
- iii. 傳送護箱掉落至貯存護箱上：初始事件頻率同如 i 事件計算其頻率值，其初始頻率為 $5.6E-5$ 。此階段是討論步驟 18，當多功能貯存罐可能掉落高度約為 24.4 公尺時，依據即有數據及藉由有限元素計算多功能貯存罐最大塑應變影響分析焊道失效求其多功能貯存罐之失效機率，結果顯示失效機率為 $2.0E-4$ 。單一用過核子燃料的受損機率值與 i 所計算方式相同，機率值為 $6.4E-2$ 。
- iv. 傳送護箱掉落於水泥樓板上：初始事件頻率同如 i 事件計算其頻率值，其初始頻率為 $5.6E-5$ 。此階段是討論步驟 18，當多功能貯存罐可能掉落高度約為 30.5 公尺時，依據即有數據及藉由有限元素計算多功能貯存罐最大塑應變影響分析焊道失效求其多功能貯存罐之失效機率，結果顯示失效機率為 $2.0E-2$ 。單一用過核子燃料的受損機率值與 i 所計算方式相同，機率值為 $6.4E-2$ 。
- v. 傳送護箱掉落於燃料換裝樓層上：初始事件頻率同如 i 事件計算其頻率值，其初始頻率為 $5.6E-5$ 。此階段是討論步驟 20 及 21，當多功能貯存罐可能掉落高度約為 5.8 公尺時，依據即有數據及藉由有限元素計算多功能貯存罐最大塑應變影響分析焊道失效求其多功能貯存罐之失效機率，結果顯示失效機率為 $2.8E-1$ 。單一用過核子燃料的受損機率值與 i 所計算方式相同，機率值為 $6.4E-2$ 。

(2) 傳送階段

➤ 貯存護箱所有可能掉落之組合

- i. 貯存護箱掉落於水泥路面：此階段是步驟 29 時可能造成之貯存護箱掉落，依據即有資料及數據顯示，因輸送設備抬舉貯存護箱之高度為 0.3

公尺，並以每小時 0.64 時速前進，其分析結果貯存護箱滑動之摩擦反作用力要大於貯存護箱旋轉力量，所以在此條件下不會發生傾倒。無初始事件頻率之定義。多功能貯存罐因滑動而發生失效機率為 $1.0E-6$ 。多功能貯存罐由於僅被抬舉 0.3 公尺，依據即有計算數據顯示，多功能貯存護箱及用過核子燃料護套均不會受任何失效機率影響。

- ii. 貯存護箱掉落於柏油路面：此階段是步驟 30 時可能造成之貯存護箱掉落，依據即有資料及數據顯示，因輸送設備抬舉貯存護箱之高度為 0.3 公尺，並以每小時 0.64 時速前進，其分析結果貯存護箱滑動之摩擦力反作用力要大於貯存護箱旋轉力量，所以在此條件下不會發生傾倒。無初始事件頻率之定義。多功能貯存罐因滑動而發生失效機率為 $1.0E-6$ 。多功能貯存罐由於僅被抬舉 0.3 公尺，依據即有計算數據顯示，多功能貯存護箱及用過核子燃料護套均不會受任何失效機率影響。
- iii. 貯存護箱掉落於碎石路面：此階段是步驟 31 至 32 時可能造成之貯存護箱掉落，依據即有資料及數據顯示，因輸送設備抬舉貯存護箱之高度為 0.3 公尺，並以每小時 0.64 時速前進，其分析結果貯存護箱滑動之摩擦力反作用力要大於貯存護箱旋轉力量，所以在此條件下不會發生傾倒。無初始事件頻率之定義。多功能貯存罐因滑動而發生失效機率為 $1.0E-6$ 。多功能貯存罐由於僅被抬舉 0.3 公尺，依據即有計算數據顯示，多功能貯存護箱及用過核子燃料護套均不會受任何失效機率影響。

➤ 貯存護箱可能之傾倒組合

- i. 貯存護箱移動期間：此階段是討論步驟 29 至 32 間貯存護箱被移動期間所可能產生傾倒，因依據即有資料顯示，其初始事件頻率、多功能貯存罐及用過核子燃料護套失效機率均接進零，所以傾倒機率近似零。
- ii. 貯存護箱被輸送設備撞擊：此階段是討論步驟 33 貯存護箱被輸送設備撞擊，或因持續被輸送設備推擠造成因推擠其他貯存護箱而導致某些貯存護箱被推離貯存基座，甚至推至柏油路面上；此條件所可能產生傾倒，因依據即有資料顯示，其初始事件頻率、多功能貯存罐及用過核子燃料護套失效機率均接進零，所以傾倒機率近似零。

針對上述處理階段及輸送之階段定義其初始事件頻率、多功能貯存罐失效機率及單一用過核子燃料束失效機率，其他非屬於以上 2 階段內之初始事件但相關於本風險評估所考量之因素如表 4 所述。

3.2 未納入本評估之初始事件

依據本評估於第 2 節說明之乾式貯存作業程序所訂定風險評估範圍及相關假設和限制條件後，定義 3.1 小節所說明之初始事件，為完整考量整體風險的假設條件，本節也說明不納入評估之初始事件原因，以支持相關風險條件及假設一致。

- (1) 水災：水災的發生定義系依據理論所給定之時間區間及年份中，最大之降雨量於某個特定之區域而定。一般針對核能電廠的水災分析是根據發生最大可能降雨量時，是否會因水災的發生而衝擊廠內結構、系統及設備情況訂定其是否水災相關初始事件是否納入評估；目前美國電廠則是參考最大可能降雨量為依據進行風險評估[11]。參考美國現行即有資料及分析模式可知，最大發生水災高度為 360 公尺，只要獨立用過核子燃料乾式貯存設施高度高於此高度，則水災可不納入考量。本文因是先導型研究，重點於分析模式的確定及可行性評估，所以爾後應參考台灣核能電廠廠區附近降雨紀錄及實際獨立用過核子燃料乾式貯存設施高度位置，以訂定本土之水災風險是否納入分析。
- (2) 海嘯：因海地板塊的能量釋放造成板塊移動時所產生之大型海浪，依據美國海洋及大氣研究機構以往觀察及分析結果，海嘯產生點之後 8.5 公里的距離，即會因磨擦的損失或被地形的破壞而消失。台灣核能電廠均處於海岸邊之位置，所以收集以往近海海嘯發生的紀錄以決定是否納入風險評估。依據即有之數據及資料顯示，目前暫不考慮海嘯發生對乾式貯存作業的影響。
- (3) 火山活動：火山的活動包括（1）火山於非爆發或爆發後因融化附近的岩石所產生的熔岩流動（2）火山碎屑流動包含高密度之熱量、岩石碎片及氣體由爆發點向外高速移動（3）火山爆發時其玄武岩之碎片和熔岩炸出至大氣中或由高密度之熱量氣體帶到附近區域，在此其大尺寸的玄武岩通常落在火山口附近，但飛灰可能影響數公里遠的距離（4）火山泥流會隨邊坡向下流動及大片板塊的地形會因火山的爆發而產生滑動（5）由爆發所產生之震波具有高壓縮性的的能量，其空氣中的震波能量足夠摧毀建築物，也能於地底產生並影響數公里外的地區。以上的火山假設及其條件，反觀目前台灣核能電廠所處區域及位置，目前並未有顯著的影響。
- (4) 密集降雨影響：因密集降雨的影響可能會導致土壤的流失，進而造成地表的移動，目前獨立用過核子燃料乾式貯存設施的廠址，於建築前已經相關之地質評估並同時設置妥善的排水系統，所以目前暫不列入評估。
- (5) 儲存容器、變電箱、船隻、卡車、軌道車輛及廠區附近之工業設施：本考量已於 2.2 節之相關假設條件中進行說明，所以本考量不納入風險評估之因素中。

3.3 二次圍阻體功能及隔離

現行沸水式核能電廠二次圍阻體內的空間於正常功率運轉期間，透過廠內通風系統(HVAC)維持負壓狀態，以確保輻射物質外釋時能將外釋物質維持在二次圍阻體內而不會釋放至外界。執行乾式貯存的處理階段及部分傳送階段皆於二次圍阻體內進行，如果因作業疏失導致多功能貯存罐、傳送護箱或貯存護箱因掉落所產生的損害，而導致輻射物質外釋

時，其二次圍阻體系統將自動執行輻射物質之偵測、隔離圍阻體及啟動備用氣體處理系統(SBGH)進行輻射物質之收集及過濾，且系統具有餘裕及多重性功能用以確保事故之減緩。

進行二次圍阻體功能可靠度評估時，參考廠內即有發展之安全度評估模式，可由事故序列中的事件樹定義其事故之發生及訂定失效機率，觀察二次圍阻體是否能正確啟動。系統成功啟動條件包含下列：

- 電廠於功率運轉期間，所用從圍阻體至外界之通道均維持關閉。
- 負壓持續維持在二次圍阻體內及外界間。
- 發生隔離訊號時，機組之備用氣體處理系統於二次圍阻體內啟動收集氣體及過濾，並將氣體排放至煙囪。

二次圍阻體失效機率進行評估時，除觀察即有之事件序列發展訂定失效機率值，還應有下列假設(部份已於 2.2 節中說明)：

- 門、設備窗口及人員氣鎖門於乾式作業程序開始前應關閉。
- 於作業期間相關門或通道的誤開啟機率忽略，且廠用通風系統能隨時自動維持負壓。一旦任何邊界之門或通道開啟時，廠用通風系則無法提供負壓並控制室警報響起，直到相關處理補救措施完成後始可繼續維持負壓狀態。
- 備用氣體處理系統相關的過濾器為備動裝備，所以其功能失效機率可忽略，另惰性氣體無法於本系統所屬之過濾器進行過濾。
- 當廠用系統被隔離及備用氣體處理系統運轉失效之最差情況發生時，多功能貯存罐所處圍阻體內的樓層會因桶內與圍阻體之壓差，使損壞之多功能貯存罐內之輻射物質自然對流至圍阻體內，但流率會非常緩慢。

經由上述相關二次圍阻體功能說明、圍阻體失效隔離計算方式及相關假設後，參考即有之數據及失效機率可知，二次圍阻體隔離失效機率為 $1.5E-4$ ，其機率偏小之主要原因係其系統設備都具有多串餘裕之設計。

3.4 輻射物質外釋評估

乾式貯存作業階段中步驟 18 具有較為可能顯著輻射物質外釋之後果(Consequence)可能性，主要原因是將傳送護箱經由燃料更換樓層，透過設備輸送口進行吊降作業至一樓，從此距離到一樓的高度約為 24.4 公尺(掉落至貯存護箱上之高度)或約 30.5 公尺(掉落至水泥地板高度)，因可能之掉落而對多功能貯存罐及傳送護箱產生嚴重的損壞，進而導致輻射物質的外釋。為確保多功能貯存罐及傳送護箱損壞後之外釋影響相關評估的正確性及完整，評估的模式採單一用過核子燃料束對多功能貯存罐外釋比例及單一多功能貯存罐對環境外釋的比例進行評估。

本文參考美國已執行外釋分析方式及其結果，利用 MELCOR Accident Consequence

Code System(MACCS2) [7]，所需之主要輸入參數包括（1）輻射物質之核種種類（2）輻射物質外釋條件（3）輻射塵初期形成空間（4）輻射塵熱量（5）居民密度或分佈及（6）廠區附近氣候形態狀況等，其餘 MACCS2 模式所需輸入之基礎參數則參考 NUREG-1150 所給定之數值模式進行計算。取 MACCS2 所計算的平均值做為輻射物質於方圓 1.6 公里內導致立即致癌及方圓 16 公里內發生潛在致癌事故之風險機率值。風險評估方程式如 2 式所示：

$$F_{rel} = F_{rods} * F_{RC} * F_{CE} \quad (2)$$

F_{rods} ：因掉落對用過核子燃料束的衝擊使輻射物質外釋； F_{RC} ：輻射物質從用過核子燃料束外釋至貯存罐的環境； F_{CE} ：外釋物質從貯存罐損害部份外釋至外界環境。

除依據 2 式的評估模式進行評估及計算外，針對輻射物質外釋條件應考量其外釋比例、外釋時間及外釋持續時間而定。輻射物質外釋分析其方圓 1.6 公里內導致立即致癌及方圓 16 公里內發生潛在致癌事故之風險機率值結果如表 5 所示。另補充，以 50 公尺高度為例外釋時依據計算結果其輻射物質外釋機率為 3.6E-4，而惰性氣體於各種高度的外釋則具有相對小之外釋機率，其機率值為 1.0E-10。

表 2 NUREG-1864 多功能貯存護箱不同之機械負載機率

事故情況	受衝擊表面	掉落高度 feet(m)	多功能貯存罐失效機率
傳送護箱垂直掉落	水泥路面	5(1.5)	<1.0E-6
		40(13)	3.6E-4
		70(21)	2.6E-3
		100(30)	1.96E-2
	貯存護箱	5(1.5)	2.0E-6
		40(13)	1.4E-5
		80(24)	2.0E-4
處理階段中多功能貯存罐從傳送箱吊掛至貯存護箱間作業掉落	貯存護箱柱腳	19(6)	2.82E-1
貯存護箱垂直掉落於不同表面上	水泥路面	1(0.3)	<1.0E-6
	柏油路面	1(0.3)	<1.0E-6
	碎石路面	1(0.3)	<1.0E-6
貯存護箱傾倒	水泥墊	NA	<1.0E-6

表 3 NUREG-1864 用過核子燃料護套不同掉落機率情況及結果

事故情況	受衝擊表面	掉落高度 feet(m)	護套最大主應變率 (in/in)	高燃燒比之燃料應變限制 (in/in)	燃料護套失效機率
傳送護箱垂直掉落	水泥路面	1(0.3)	0.0043	0.010	0.0
		5(1.5)	0.0062	0.010	0.0
		20(6)	0.0072	0.010	0.0
		40(13)	0.011	0.010	1.0
		55(16)	0.025	0.010	1.0
		70(21)	0.037	0.010	1.0
		100(30)	0.052	0.010	1.0
	貯存護箱	5(1.5)	NA	NA	0.0
		40(13)	NA	NA	1.0
		80(24)	NA	NA	1.0
處理階段中多功能貯存罐經傳送箱吊掛至貯存護箱作業	貯存護箱柱腳	19(6)	0.090	0.010	1.0
貯存護箱傾倒	水泥墊	NA	0.0055	0.010	0.0

表 4 其他相關於乾式貯存系統風險評估所考量之初始事件

初始事件	評估方程式/評估條件	發生頻率
地震導致貯存護箱傾倒	貯存護箱除非發生傾倒情況，否則不會因地震的發生受到顯著的應力影響。本評估最大磨擦係數為 0.53 在加上 1.35g 加速度(9 倍地震設計基礎 DBE)，此情況下僅對貯存護箱造成滑動而非傾倒，除非加速度超過 1.35g 則有可能造成傾倒。	7.0E-7
強風(颶風)	強風的強度要導致約 16300 公斤之貯存護箱滑動 (slide)需產生近乎每小時 644 公里的風速、貯存護箱的傾倒則需每小時 966 公里的風速及造成重物因強風驅動導致撞擊貯存護箱發生嚴重事故則需近乎每小時 1448 公里的風速，依據經常發生強風的美國所訂定之觀察及研判模式[12]，可知從 1995 年至今，最高所紀錄之龍捲風風速為每小時 482.8 公里的風速。	0
隕石撞擊	隕石具有超過每小時 10000 英里的時速進入地球大氣層，90%的岩石組成物進入大氣層會因摩擦而分解，另 6%似鐵組成物則會有可能直接掉落至地表，依美國類似研究指出，假設 6%似鐵組成物重 1088.6 公斤及每年可能 2 次撞擊貯存護箱頻率，並假設一旦撞擊即可立即對貯存護箱造成損害。地球表面面積 5.08E8 平方公里中隕石擊中單位面積的頻率為 4.0E-9(初始事件/每年-平方公里)；貯存護箱頂部面積為 8.8E-6 平方公里，其評估方程式為 $F_C = f_m A_T$ ， F_C =每年隕石擊中貯存護箱造成破壞的頻率； f_m =每年貯存護箱因隕石所造成之破壞頻率； A_T =貯存護箱面積(平方公里)。	$F_C < 3.5E-14$

表 4 其他相關於乾式貯存系統風險評估所考量之初始事件(續)

閃電事故	依據美國即有之以往 10 年閃電資料及評估模式顯示[13]；閃電擊中事故頻率為 4.3(次/每年-平方公里)；貯存護箱面積為 $\pi(17.1)^2$ 公尺=9.2E-4 平方公里；評估方程式為 $F_L = \rho_{GF} A_{ET}$ ； F_L =每年閃電擊中目標物面積頻率； ρ_{GF} =每年每平方公里擊中目標物面積頻率；目標物面積(平方公里)。	$F_L=4.0E-3$
飛機撞擊	飛機撞擊事故評估可區分為兩種模式 (1) 廠區附近的機場因飛機的起飛或降落之撞擊事故風險；評估方程式為 $F_{tl} = A_{tl} \sum_{j=1}^n C_j N_j$ ； F_{tl} =飛機於起飛或降落期間撞擊貯存護箱頻率； A_{tl} =飛機於起飛或降落期間撞擊有效目標物的面積； C_j =於機場 j 之每架飛機於每平方公里所發生事故之頻率； N_j =於機場 j 每年飛機架次；n=廠區附近機場數量。依據此評估模式及即有數據可知， $C_j=3.9E-10$ (事故次數/平方公里-架次)、 $A_{tl}=5.6E-4$ (平方公里)、 $N_j=286000$ 則 $F_{tl}=6.3E-9$ (事故次數/每年)。(2) 廠區附近飛機因飛越領空而導致之撞擊事故風險；評估方程式為 $F_{of} = C_{of} A_{of}$ ； F_{of} =飛機因飛越領空而導致撞擊貯存護箱頻率； C_{of} =每年每平方公里飛機飛越撞擊率； A_{of} =飛越撞擊等同目標面積(平方公里)。依據此評估模式及即有數據可知， $C_{of}=1.6E-7$ (撞擊次數/每年-平方公里)、 $A_{of}=5.6E-4$ (平方公里)、 $F_{of}=9.0E-14$ (事故次數/每年)	Total Frequency : $F_{of}/F_{tl}=1.4E-2$

表 5 輻射物質外釋致癌事故風險機率計算結果

外釋比例			外釋高度 m (feet)	個人於 方圓 1.6 公里內 導致立 即致癌 機率	個人方圓 16 公里 內發生潛 在致癌事 故機率	個人最高吸收劑量 (1.2-1.6km)Sv(rem)
惰性 氣體	粒子	CRUD 放射性 物質				
.12	1.2E-3	1.5E-3	50(164)	0	3.6E-4	1.85(185)
.12	1.2E-3	1.5E-3	120(93)	0	2.1E-4	0.14(14)
.12	1.2E-4	1.5E-4	50(164)	0	5.2E-5	0.22(22)
.12	7.0E-6	1.5E-3	50(164)	0	4.3E-6	0.026(2.6)
.12	7.0E-6	1.5E-3	120(393)	0	2.6E-6	0.0036(0.36)
.12	7.0E-7	1.5E-4	50(164)	0	4.3E-7	0.0028(0.28)

4.風險評估

經由第 2 節風險評估程序範圍之訂定及第 3 節初始事件、二次圍阻體功能及輻射物質外釋評估說明，本節將對前 2 節定義及說明結果，首先先行建立風險評估計算模式，然後將針對處理階段部份步驟執行量化之風險分析，採用 INERFT 故障樹套裝軟體將所評估之作業步驟中事故序列於以量化求解，並與 NUREG-1864 的結果進行比對，以驗證本風險評估之可行性。

4.1 風險評估計算模式

風險(Risk)的基本解釋亦為發生生命或財產(事故)損失及因損失而可能導致的後果，亦即是對於最不希望發生的事件在發生的機率及所產生嚴重後果損失間的相互關係，如 3 式所示

$$\text{風險} = \text{事故發生之機率} \times \text{事故損失} \quad (3)$$

依據現行已發展有關風險告知及績效為基礎之風險評估計算方式，係考量事故發生的情況(scenario)、發生此事故情況之頻率及此事故情況之後果為考量風險的依據，如 4 式所示：

$$Risk = f \sum_{n=1}^m P_n \quad (4)$$

Risk=整體風險；f=初始事件發生頻率(1/時間)； P_n =初始事件中第 n 個情況的發生機率； K_n =第 n 個情況所導致的後果機率。

為考量第一年營運之乾式貯存作業中處理階段的整體風險，其風險計算之主要素為多功能貯存罐及傳送護箱於作業程序中掉落的機率及輻射物質外釋的後果，且此階段作業於二次圍阻體內進行，所以由表 4 所列之其他廠外事件於此階段風險評估中不納入考量。依據 4 式的基礎，處理階段之第一年整體風險分析如 5 式所示：

$$Risk^H = \sum_j f_j^H \sum_n P_{j,n}^H K_{j,n}^H \quad (5)$$

此階段可能發生的初始事件僅為步驟 20 至 21 間，故不需加總所有的相關步驟的初始事件； R^H ：處理階段整體風險； f_j^H ：處理階段中多功能貯存罐及傳送護箱於第 j 個步驟的掉落頻率； $P_{j,n}^H$ ：處理階段中多功能貯存罐及傳送護箱於第 j 個步驟的掉落並於第 n 個的序列中導致輻射物質外釋至環境的機率； $K_{j,n}^H$ ：傳送護箱於第 j 個步驟的掉落所導致輻射物質外釋於第 n 個序列的後果機率。

依據 5 式所定義處理階段整體風險計算模式，對於傳送階段及貯存階段則採類似的評估方式進行整體風險計算，由 6 及 7 式所式：

$$Risk^T = \sum_j \sum_m f_{j,m}^T \sum_n P_{j,m,n}^T K_{j,m,n}^T \quad (6)$$

第一個 Σ 代表傳送階段之所有的步驟； R^T ：傳送階段整體風險； $f_{j,m}^T$ ：傳送階段中第 j 個步驟的第 m 個初始事件發生頻率； $P_{j,m,n}^T$ ：傳送階段中第 j 個步驟的第 m 個初始事件於第 n 個的序列中導致輻射物質外釋機率； $K_{j,m,n}^T$ ：傳送階段中於第 j 個步驟中第 m 個初始事件所導致輻射物質外釋於第 n 個的序列的後果機率。

$$Risk^S = \sum_m f_m^S \sum_n P_{m,n}^S K_{m,n}^S \quad (7)$$

因貯存階段僅定義成一個步驟(步驟 34)所以別於傳送階段，不需加總所有的步驟； R^S ：貯存階段整體風險； $f_{j,m}^S$ ：貯存階段中第 m 個初始事件發生頻率； $P_{m,n}^S$ ：貯存階段中第 m 個初始事件於第 n 個的序列中導致輻射物質外釋機率； $K_{m,n}^S$ ：貯存階段中第 m 個初始事件所導致輻射物質外釋於第 n 個序列的後果機率。

定義各個作業階段之風險評估計算模式後，欲瞭解整個乾式貯存系統及作業風險，可由 8 式所式。

$$Risk^{total} = Risk^H + Risk^T + Risk^S \quad (8)$$

由於評估時處理階段、傳送階段及貯存階段中各個步驟所計算之風險為不連續之點估計值，所以欲求取乾式貯存作業系統所有步驟之風險貢獻，可由各階段之風險值加總即可。另處理階段及傳送階段評估是與需求相關(demand-related)，而貯存階段是與時間相關(time-related)，為求能夠加總，所以經由 5 至 7 式的計算結果均為每人於第一年在方圓 1.6 公里內導致立即致癌及方圓 16 公里內發生潛在致癌事故之風險。

4.2 風險定量計算評估

於 4.1 節完成風險評估計算模式訂定後，本文將採用故障樹定量分析方式，先行針對處理階段步驟 1 至 8 進行先導型風險評估，配合國內所開發之故障樹求解套裝軟體(INERT)進行定量風險計算，並依據計算結果比對 NUREG-1864 之評估結果，以確立本文研究方式

之可行性。

依據 NUREG-1864 評估 3 大階段各個步驟的風險計算方式為（初始事件頻率）＊（用過核子燃料束或多功能貯存罐輻射外釋機率）＊（輻射物質從圍阻體外釋之機率）＊（輻射物質外釋後果）以求得各步驟之風險值，如表 6 所示。其中並觀察核種外釋的種類以給定輻射物質從圍阻體外釋之機率值。以步驟 18 為計算實例，因考量傳送箱至燃料更換樓層直接掉落至一樓(高度約 30.5 公尺)，會造成惰性氣體自圍阻體外釋機率為 1 及輻射物質自圍阻體外釋機率為 1.5E-4 兩種不同的外釋機率組合。再依初始事件頻率 5.6E-5、用過核子燃料束或多功能貯存罐輻射外釋機率 2.0E-2 及惰性氣體外釋後果機率為 1.0E-10 和輻射物質外釋後果機率為 3.6E-4，可知：

$$(5.6E-5)*(2.0E-2)*(1)*(1.0E-10)=1.1E-16(\text{步驟 18 含惰性氣體外釋之整體風險})$$

$$(5.6E-5)*(2.0E-2)*(1.5E-4)*(3.6E-4)=6.0E-14(\text{步驟 18 含輻射物質外釋之整體風險})$$

根據上述計算方式後，採以故障樹模式量化分析方式，將每步驟中風險要素定義至故障樹中進行求解。依據表 6 所列相關需要進行計算之步驟，圖 2 為步驟 1,3 及 4 之故障樹組合示意圖、圖 3 為步驟 5,6 及 7 之故障樹組合示意圖、圖 4 為步驟 8、11 至 17 步驟之故障樹組合示意圖、圖 5 為步驟 18 之故障樹組合示意圖、圖 6 為步驟 20 之故障樹組合示意圖、圖 7 為步驟 21 之故障樹組合示意圖、圖 8 為步驟 34 貯存階段之故障樹組合示意圖。各示意圖中之故障樹頂端事件設為步各個步驟的風險總合，而底部的基礎事件即為各個步驟中（初始事件頻率）＊（用過核子燃料束或多功能貯存罐輻射外釋機率）＊（輻射物質從圍阻體外釋機率）＊（輻射物質外釋後果）之風險組合。依照同樣故障樹建構模式，除步驟 2、9、10、19 及 21 至 33 無風險考量外依序建構故障樹後即可求得各個步驟之風險。

以步驟 1 至 8 為例，最後將各步驟加總之故障樹頂端事件轉入圖 9 的基礎事件，將 7 棵故障樹加總後即為圖 9 中的頂端事件，用以求得步驟 1 至 8 的整體風險並與 NUREG-1864 計算結果進行比對，比對結果如表 7 所式。

依據表 7 之比較結果可知，除步驟 1 有些微差距外，其差距應發生在小數點的捨位上所致，其餘步驟 3、4、5、6、7 及 8 均接近 0 的差異性。藉此可知兩者間採一般計算及故障樹求解方式並無太大差異，並也以確定爾後採以故障樹求解方法用於乾式貯存作業系統風險評估計算之可行性。

表 6 NUREG-1864 乾式貯存作業各個步驟風險計算結果

作業步驟之 事件	初始 事件頻率	用過核子 燃料束或 多功能貯 存罐輻射 外釋機率	外釋物質 (惰性氣 體、輻射物 質或全部)	輻射物質 從圍阻體 外釋機率	輻射物 質外釋 後果	風險值
1.用過核子燃料束掉落	2.2E-3	6.4E-2	惰性氣體	1	1.5E-12	1.9E-16
2.無	0					
3.傳送護箱掉落	5.6E-5	1	惰性氣體	1	1.0E-10	5.6E-15
4.傳送護箱掉落	5.6E-5	1.0E-6	全部	1.5E-4	3.6E-4	3.0E-18
5.傳送護箱掉落	5.6E-5	1.0E-6	全部	1.5E-4	3.6E-4	3.0E-18
6.傳送護箱掉落	5.6E-5	1.0E-6	全部	1.5E-4	3.6E-4	3.0E-18
7.傳送護箱掉落	5.6E-5	1.0E-6	全部	1.5E-4	3.6E-4	3.0E-18
8.傳送護箱掉落	5.6E-5	1.0E-6	全部	1.5E-4	3.6E-4	3.0E-18
9-10.無	0					
11-17.傳送護箱掉落	5.6E-5	1.0E-6	全部	1.5E-4	3.6E-4	3.0E-18
18.傳送護箱至燃料樓 層掉落	5.6E-5	2.0E-2	惰性氣體	1	1.0E-10	1.1E-16
			輻射物質	1.5E-4	3.6E-4	6.0E-14
19.無	0					
20.多功能貯存罐掉落	5.6E-5	2.8E-1	惰性氣體	1	1.0E-10	1.6E-15
			輻射物質	1.5E-4	3.6E-4	8.5E-13
21.多功能貯存罐掉落	5.6E-5	2.8E-1	惰性氣體	1	1.0E-10	1.6E-15
			輻射物質	1.5E-4	3.6E-4	8.5E-13
22-24.無	0					
25.無	0					
26-33 貯存護箱掉落	0					

表 7 故障樹量化風險分析與 NUREG-1864 風險計算結果比較

步驟 \ 模式	故障樹求解結果	NUREG-1864	差異百分比
步驟 1	2.1E-16	1.9E-16	0.095
步驟 3	5.6E-15	5.6E-15	0
步驟 4	3.0E-18	3.0E-18	0
步驟 5	3.0E-18	3.0E-18	0
步驟 6	3.0E-18	3.0E-18	0
步驟 7	3.0E-18	3.0E-18	0
步驟 8	3.0E-18	3.0E-18	0
步驟總合	5.2E-15	5.2E-15	0

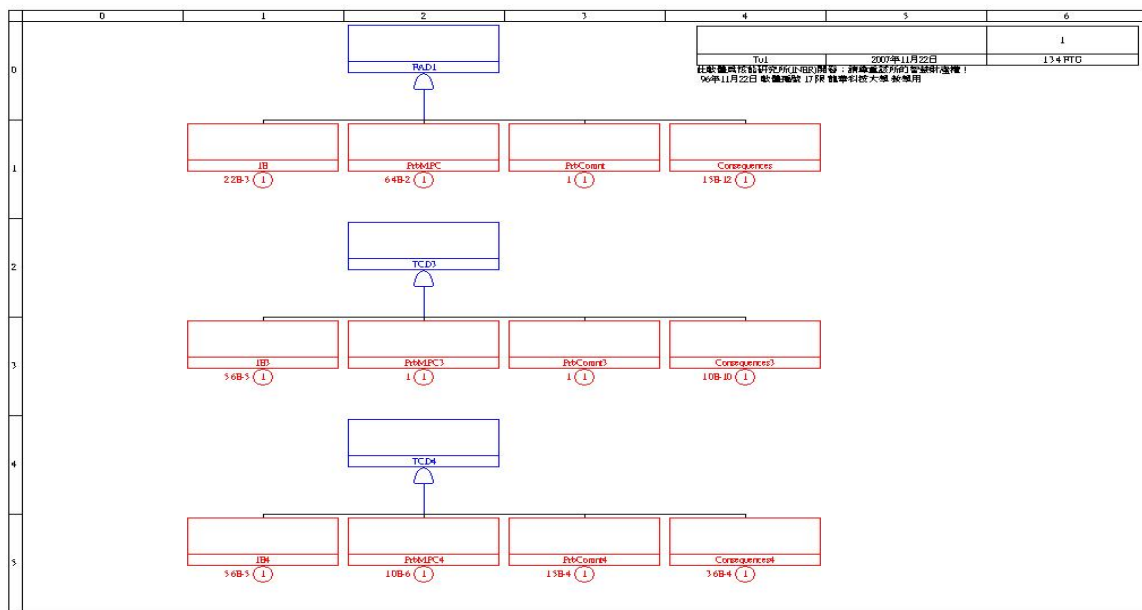


圖 2 乾式貯存作業步驟 1、3 及 4 故障樹失效模式求解示意圖

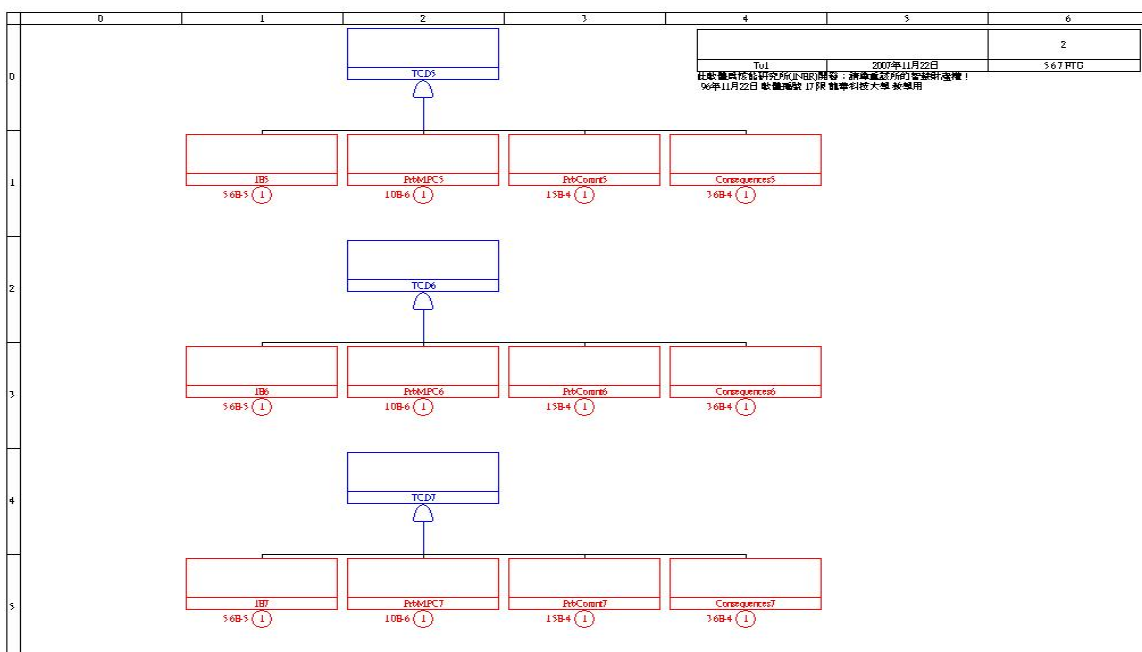


圖 3 乾式貯存作業步驟 5、6 及 7 故障樹失效模式求解示意圖

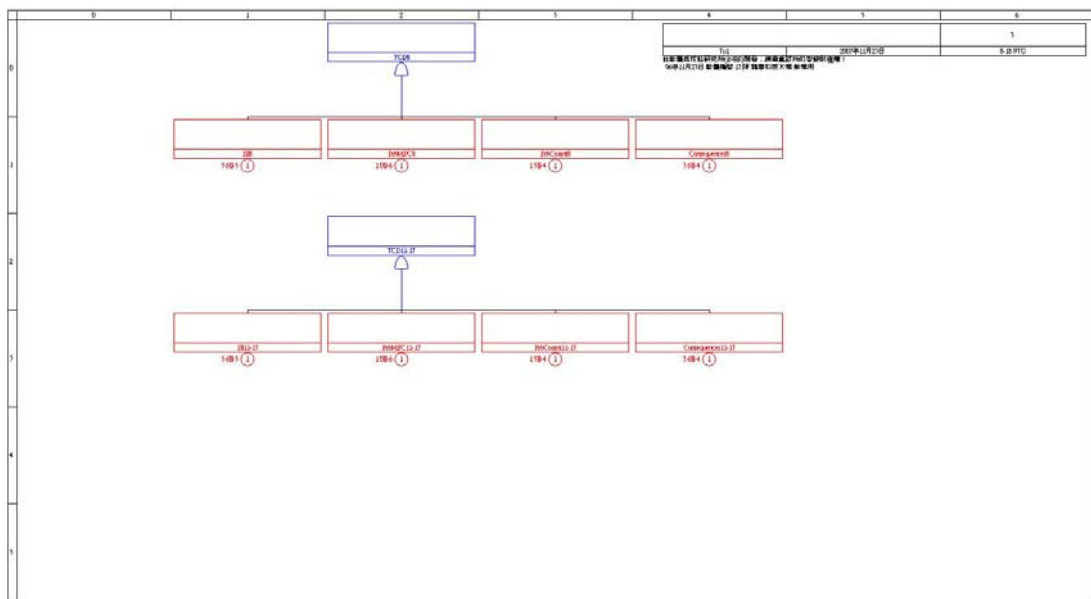


圖 4 乾式貯存作業步驟 8、11 至 17 故障樹失效模式求解示意圖

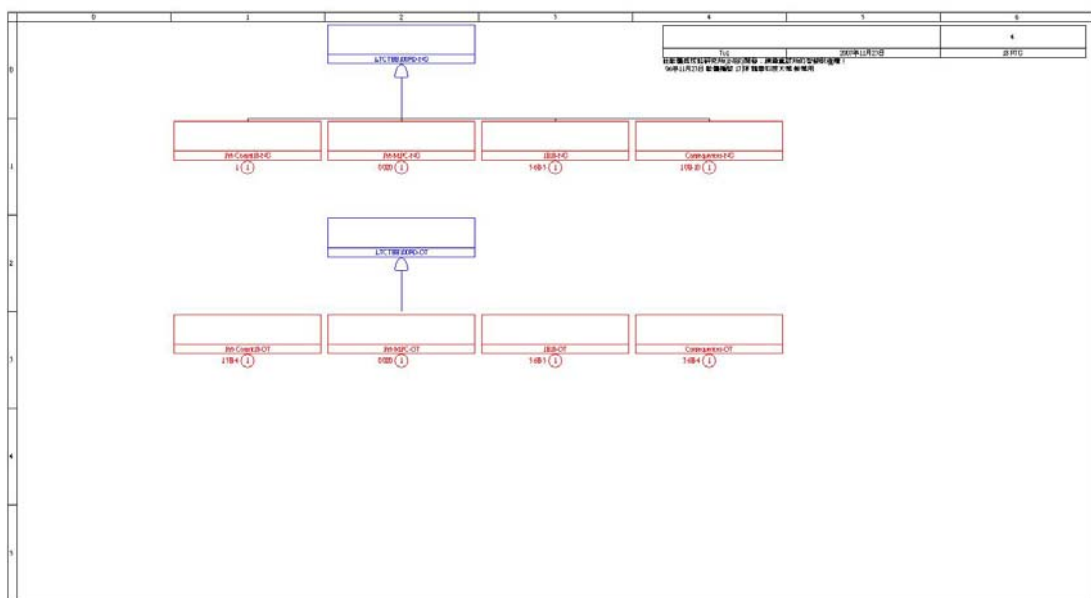


圖 5 乾式貯存作業步驟 18 故障樹失效模式求解示意圖

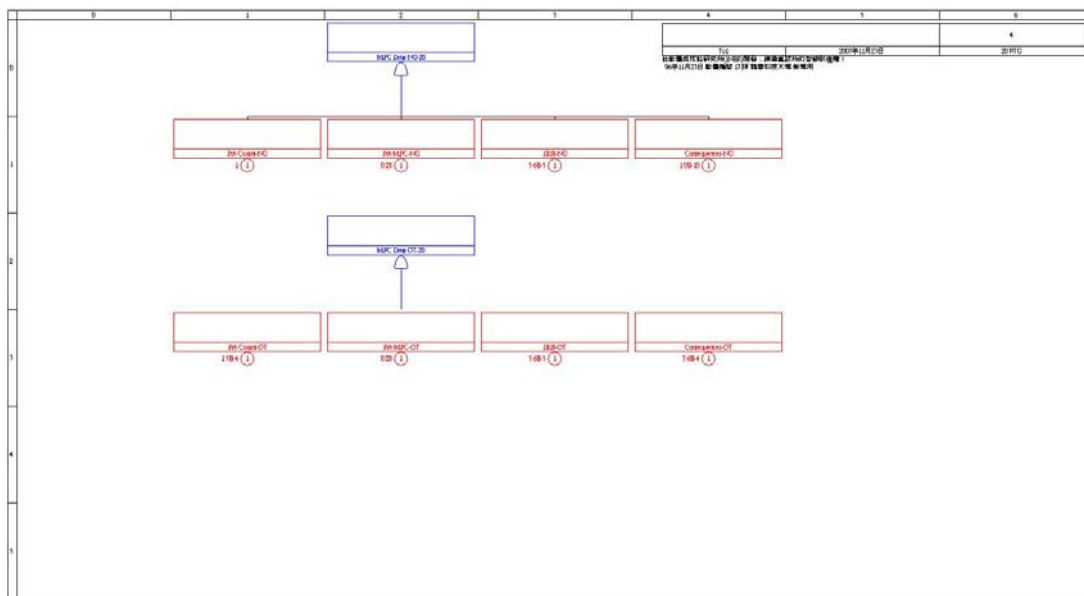


圖 6 乾式貯存作業步驟 20 故障樹失效模式求解示意圖

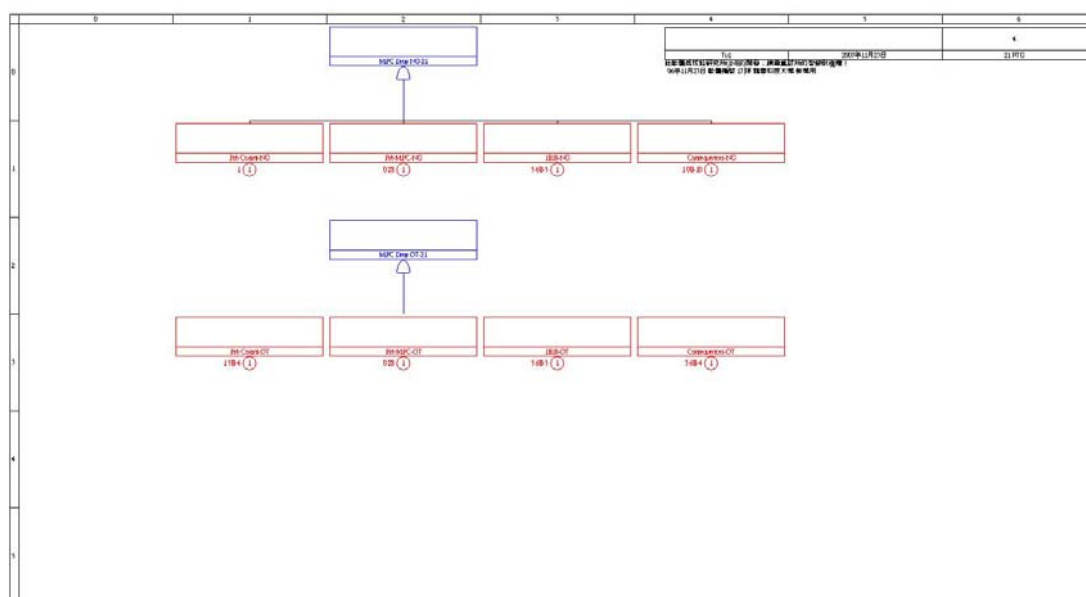
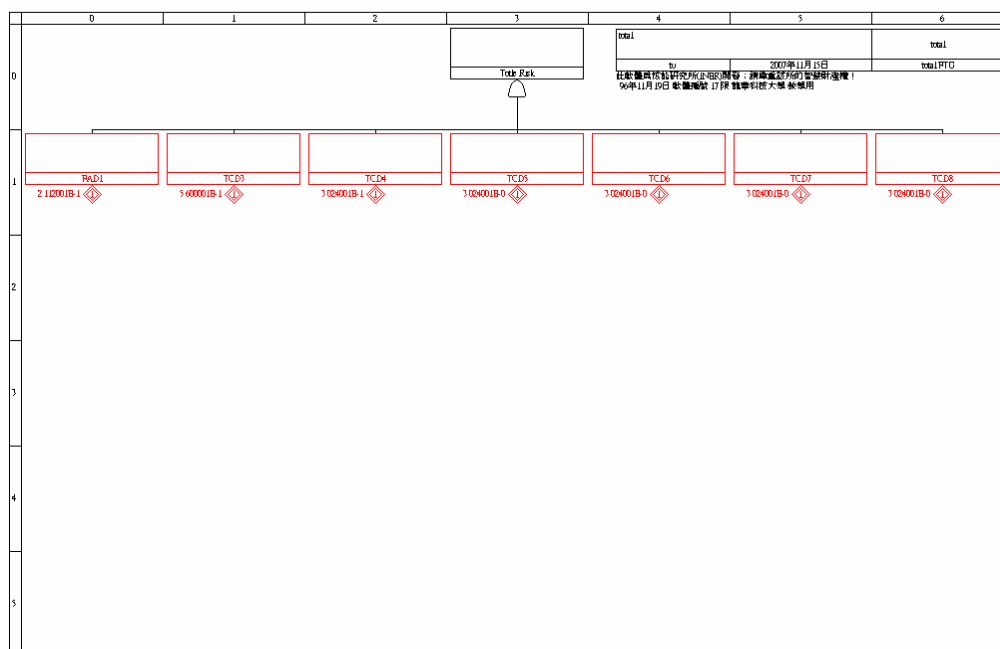
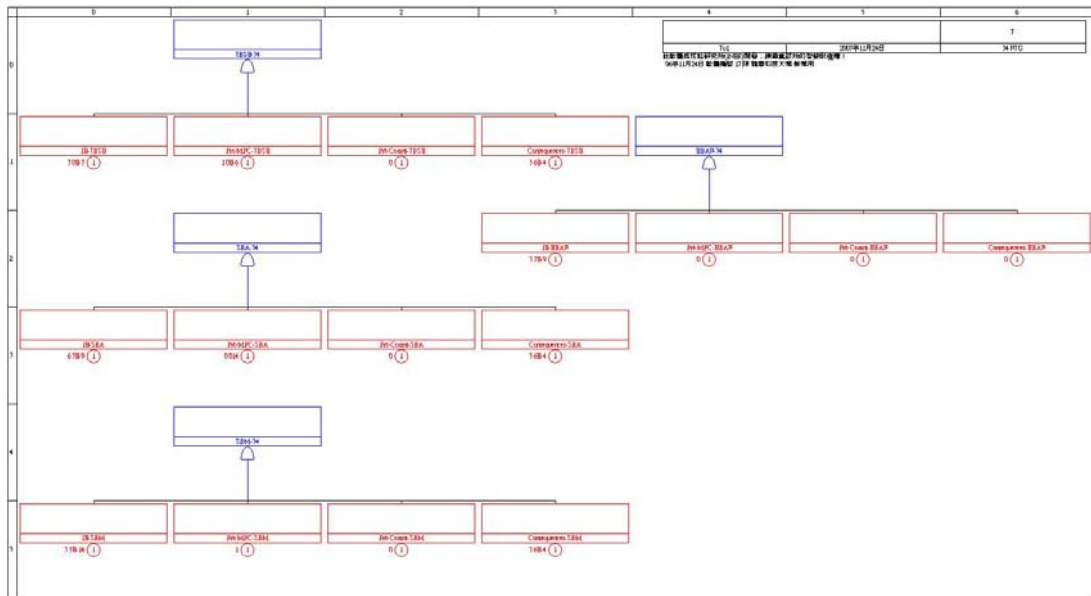


圖 7 乾式貯存作業步驟 21 故障樹失效模式求解示意圖



5. 結果與討論

透過第 2 節對乾式貯存系統風險評估進行範圍之訂定，針對相關考量及不納入考量因素等加以說明，用以確認執行風險評估時能掌握所有可預期之情況加以評估及計算。接著再對乾式貯存系統作業階段程序進行 34 個步驟進行定義，以明確執行風險評估的方向及相關考量及條件。風險評估程序訂定完成後於第 3 節則進行處理階段及傳送階段執行初始事件的訂定，解釋納入考量評估之初始事件及相關機率值之計算和分析模式的建立，另針對非納入評估之其他初始事件，也同時加以原因說明，以利爾後類似評估發展時，做為相關參考及運用。

透過本文第 2 節及第 3 節的說明及定義，已可瞭解及掌握執行乾式貯存系統及其作業於執行風險評估時所應考量之（1）初始事件（2）用過核子燃料束或多功能貯存罐於發生初始事件後於所處之作業階段(phase)及作業步驟(stage)之輻射物質外釋機率（3）輻射物質外釋時，二次圍阻體是否能加以隔離之相關條例及失效機率評估（4）輻射物質或惰性氣外釋後對個人於 1.6 公里及 16 公里立即或長期潛在致癌的後果。並依據前述評估的程序分析，可瞭解未來執行台灣沸水式核能電廠乾式貯存系統風險評估時，處理階段之相關作業應考量的風險即為多功能貯存罐及傳送護箱之掉落，其主要發生因掉落而產生較為嚴重之風險衝擊之步驟分別為 3、18、20 及 21。依據表 2 及表 3 的分析結果可知，傳送護箱超過 1.5 公尺高度及用或燃料束中之燃料護套超過 6 公尺之掉落均會因結構的受損而產生可能之輻射物質外釋。而傳送階段在暫不考量作業進行時不會遭受廠外事件干擾之前提下，亦即地震、強風、水災及輸送器的燃油所造成之火災等因素，傳送階段之可能發生的初始事件即為貯存護箱的傾倒及滑動(slide)，依據本文於第 3 節之分析及說明，亦可知此階段之風險僅為滑動，而因貯存護箱的滑動亦不會對貯存護箱結構產生顯著之風險衝擊。另本文針對貯存階段暫不列入說明及分析，因考量需要大量之廠外事件相關資料及數據之收集，需要較為長的時間進行整理及評估，為先行瞭解初始事件的方向，本文依據美國已執行之相關經驗歸類及整理於表 4 中進行說明，以利爾後執行的參考及考慮方向。

第 4 節則是建立風險評估之計算模式，說明所使用之風險評估方程式及方程式中各個計算要素之內涵，並提出步驟 18 的例子進行計算程序的說明，以明確獲得所計算之整體風險意義。本文另針對已訂定之風險評估計算模式，先行執行故障樹量化分析，採用 INERFT 故障樹量化分析套裝軟體進行與 NUREG-1864 相同計算模式之平行評估，以驗證本文所採用之量化分析之可行性。依據本文初期採以處理階段中步驟 1 至 8 之計算分析結果，由表 7 的比對結果可知，綜合處理階段步驟 1 至 8 中本文與 NUREG-1864 的比較，其結果均互相一致，由此可瞭解，未來於發展進一步本土化乾式貯存作業風險評估之風險計算時，採以故障樹量化求解之可行性。

最後依據本先導型之研究結果及發現可瞭解，未來於執行乾式貯存作業風險評估時，相關重點及評估要素，包括評估範圍程序之訂定、初始事件及其相關後續發展之因素和失效機率定義、初始事件所導致之後果和整體風險計算之模式建立，以利未來進一步發展乾式貯存作業風險評估時，無論對持照者或管制單位都有其重要之參考和依據。

6. 未來展望

本先導型計畫著重於風險評估範圍訂定、模式及程序之定義及驗證計算模式之應用，為完整乾式貯存系統作業風險評估，未來應用於台灣沸水式核能電廠時仍需建議完成下列工作以完成整個作業之風險評估要件：

- 34 個處理步驟中其多功能貯存罐、傳送護箱及貯存護箱目前作業距地面高度係參考美國相關執行結果進行假設，未來台灣於執行乾式貯存作業前應訂定相關作業程序書以瞭解於進行評估前，相關作業高度之假設以便納入本評估中執行。
- 本評估中多功能貯存罐、傳送護箱及貯存護箱之機械負載所使用相關之應力分析結果，目前仍採用美國即有數據進行評估，未來可重新建立有限元素模型，依據台灣未來使用之多功能貯存罐、傳送護箱及貯存護箱的設計進行步驟 3、18、20 及 21 應力分析以瞭解其結構於初始事件中之反應行為，以進一步訂定其失效機率。
- 本文目前未將多功能貯存罐、傳送護箱及貯存護箱之熱負載模式納入本評估中，依據美國即有之相關分析結果指出，其相關熱負載(如正常運作、通風被阻隔及火災情況時)於乾式貯存作業系統中均不會對風險產生顯著影響或導致任何初始事件發生。但為完整風險考量，未來也建議針對台灣所使用之功能貯存罐、傳送護箱及貯存護箱進行熱負載評估。
- 重新評估台灣沸水式核能電廠圍阻體系統隔離功能及相關成功條件，以進一步訂定圍阻體功能失效機率。結合核能工程相關領域人員，建立輻射物質外釋分析模式，以訂定本土之惰性氣體及輻射物質外釋後果。
- 定義貯存階段之相關初始事件，評估如水災、海嘯、地震、火山活動、強風、土壤流失等廠外事件，對貯存階段 20 年間的影響，因廠外事件需要大量及長時間相關數據及資料的收集，所以持續性之資料收集，可支持上述廠外事件是否要列入風險評估中。
- 未來將本評估模式應用至台灣沸水式核能電廠時應注意：
 - (1) 處理階段中所有工作高度應重新定義，並由所定義之實際高度進行評估其傳送護箱是否會有傾倒的情況發生，進而瞭解護箱之失效模式及失效機率。
 - (2) 輸送階段中因不同載具的使用，其貯存護箱之抬舉高度及廠內所行經之路面不同，應評估是否會肇始貯存護箱傾倒。
 - (3) 貯存階段則應考量前述之廠外事件是否會對貯存護箱造成機械負載相關失效之可能性分析。

參考文獻

1. USNRC, NUREG-1150, "Server Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants," Washington, 1990.
2. USNRC, Federal Register, Volume 51, No.162, "Safety Goals for the Operation of Nuclear Power Plants," Washington, 1986.
3. USNRC, NUREG-1864, "A Pilot Probabilistic Risk Assessment of a Dry Cask Storage System at a Nuclear Power Plant," Washington, 2007.
4. 李世珍, 吳景輝, 高梓木, 核能研究所, "故障樹分析套裝軟體 INERFT," 2003.
5. R Kenneally, J. Price and D. Koelsch, EPRI, "Dry Cask Storage Characterization Project: Final Report," 2002.
6. CSNPS Section 15.1.32.1.3, "Final Safety Analysis Report," 1998 Amendment 1.
7. USNRC, NUREG/CR-6613 Volume 1 "Code Manual for MACCS2," Washington, 1998.
8. USNRC, NUREG-2300, "PRA Procedure Guide," Washington, 1983.
9. USNRC, NUREG-1774 "A Survey of Crane Operating Experiences at US Nuclear Power Plants from 1968 through 2002," Washington, 2003.
10. USNRC, NUREG-1754 "A New Comparative Analysis of LWR Fuel Designs," Washington, 2001.
11. USNRC, Generic Letter 89-22, Resolution of Generic Safety Issue No.103, "Design for Probable Maximum Precipitation," Washington, 1989.
12. USNRC, NUREG/CR-4461, "Tornado Climatology of the Contiguous United States," Washington, 1986.
13. International Electrotechnical Commission, "Protection of Structure Against Lighting-Part 1: General Principles, Section 10: Guide A: Selection of Protection Levels for Lighting Protection Systems," 1993.