

行政院原子能委員會放射性物料管理局
委託研究計畫

核一廠乾式貯存護箱風險評估情節之密封鋼筒
結構完整性分析與破裂力學研究

The Studies on Structural Integrity and Fracture Analysis
of the Canister in the scenario of Risk Assessments in
Chinshan Dry Storage Cask

丁鯤、楊安渡、李元志、張敬信、陳逸原
龍華科技大學 工程技術研究所

96 年 11 月

摘 要

國外為掌握用過核子燃料乾式貯存系統對公眾可能造成的風險，近年來進行許多機率風險評估的研究。舉例而言，美國核管會於 2007 年 3 月提出使用機率風險評估 (Probabilistic Risk Assessment, 簡稱 PRA) 應用於乾式貯存系統，並針對沸水式核能電廠之 HI-STORM 100 運送罐進行先導風險評估。在進行乾式貯存之風險評估，首先要建立廣泛完整的初始事件 (initiating events)，以及評估因此初始事件所產生的風險。初始事件的考慮包含在二次圍阻體內的燃料罐運送其間的墜落，以及貯存於廠址內的外在事件 (external events)，如地震、洪水、颱風、雷擊、飛機撞擊以及管線爆炸。由機械負載與熱負載所產生的燃料罐可能失效也必須考慮。

本研究計畫案之目的係參考美國核管會建立的乾式貯存機率風險評估程序，建立核一廠乾式貯存系統之風險評估程序，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各階段之風險評估程序，其中並詳細進行密封鋼筒結構完整性分析與撞擊破壞研究，俾便掌握密封鋼筒的可能失效情節，使風險評估技術更為周延完整。相關研究內容包括：

1. 乾式貯存混凝土護箱系統失效的各項初始事件之建立與失效機制分析。
2. 應用故障樹軟體進行核一廠乾式貯存設施風險評估。其中並考慮燃料損毀之分析。
3. 就風險評估情節，評估密封鋼筒之結構完整性分析，考慮密封鋼筒在處理過程中，發生爭議外事故掉落結構完整性評估：
 - (1) 密封鋼筒掉落至混泥土地板造成之失效分析；
 - (2) 密封鋼筒掉至混泥土傳送護箱上之失效分析；
 - (3) 密封鋼筒掉至中空混泥土護箱之失效分析。

(二) 英文部分：

To solve the inadequate capacities of spent fuel pool in nuclear power plant, the life of 50 years of dry storage of spent fuel was planned and will be installed by Taiwan Power Company.

A series of analyses were performed to assess the risk to public health from dry storage system of spent nuclear fuel. The probabilistic risk assessment (PRA) was performed to dry storage system by the Nuclear Regulatory Commission (NRC). The report was issued by NRC on March 2007 to provide the pilot study of PRA applied to HI-STORM 100 canister. The initiating events must be comprehensively considered, to estimate the consequences of risk. The initiating events may include the drop events of transfer cask in the secondary containment and external events during the storage in the nuclear power plant. The external events include earthquake, typhoon, lightning, air crash and explosions of piping. The events of mechanical and thermal loading to induce the failures of fuel cask were also considered.

The purpose of this project is to apply the procedures of the probabilistic risk assessments of dry storage of spent fuel that was established by NRC to the dry storage system in Taiwan Chinshan nuclear power plant. In the scenario of the risk evaluation about the canister failure of the specific plant is also the main object in this work. Thus, this project will include the following items:

1. To establish the initiating events and failure rate for the scenario of the risk evaluations in Taiwan specific plant
2. To study the risk assessment of the Chinshan dry storage using the fault tree and event tree software.
3. To evaluate the structural integrity of the canister during the treatment process described as the following scenarios:
 - (1) The canister is dropped to the concrete floor;
 - (2) The canister is dropped to the storage cask;
 - (3) The canister is dropped to the storage cask without fuel assemblies.

目錄

| | |
|--|-----|
| 目錄 | iv |
| 表目錄 | vi |
| 圖目錄 | vii |
| 第一章 緒論 | 1 |
| 1.1 前言 | 1 |
| 1.2 研究背景 | 2 |
| 1.3 文獻回顧 | 3 |
| 1.4 研究動機與方向 | 4 |
| 1.5 本文內容架構 | 5 |
| 第二章 乾式貯存作業及風險評估程序訂定 | 7 |
| 2.1 乾式貯存作業程序定義及評估條件假設 | 7 |
| 2.1.1 作業程序之定義 | 7 |
| 2.1.2 作業環境條件之假設 | 9 |
| 2.2 風險評估模式範圍定義 | 11 |
| 2.3 納入本評估之初始事件 | 13 |
| 2.4 未納入本評估之初始事件 | 19 |
| 2.5 二次圍阻體功能及隔離 | 21 |
| 2.6 輻射物質外釋評估 | 23 |
| 第三章 輻射源外釋評估 | 28 |
| 3.1 輻射源外釋比例模式 | 28 |
| 3.2 燃料棒失效機率與破口數量定義 | 29 |
| 3.2.1 燃料棒輻射源外釋評估(F_{rods}) | 30 |
| 3.2.2 燃料棒至護箱輻射源外釋比例評估(F_{RC}) | 32 |
| 3.2.2.1 放射性粒子由燃料棒至護箱外釋比例評估 | 33 |

| | |
|---|----|
| 3.2.2.1.1 $F_{init, body}$ 比例評估 | 34 |
| 3.2.2.1.2 $F_{imp, body}$ 及 $F_{imp, rim}$ 比例評估 | 35 |
| 3.2.2.1.3 $F_{ent, rim}$ 比例評估 | 36 |
| 3.2.2.1.4 $F_{tear, rim}$ 比例評估 | 36 |
| 3.2.2.2 CRUD 由燃料棒表面至護箱外釋比例評估 | 38 |
| 3.2.2.3 惰性氣體由燃料棒至護箱外釋比例評估 | 38 |
| 3.2.3 護箱至外界輻射源外釋比例評估($F_{CE,k}$) | 40 |
| 3.2.3.1 重力沉澱評估(Gravitational Settling) | 42 |
| 3.3 整體外釋物質外釋比例評估 | 43 |
| 第四章 機率風險評估 | 48 |
| 4.1 風險評估計算模式 | 48 |
| 4.2 風險定量計算評估 | 51 |
| 第五章 結構完整性與破裂分析 | 58 |
| 5.1 密封鋼筒由 30m 高度墜落於混凝土地板上 | 58 |
| 5.2 密封鋼筒由 30m 高度墜落於混凝土護箱上 | 65 |
| 5.3 密封鋼筒墜落於中空混凝土護箱上 | 71 |
| 第六章 結果與討論 | 75 |
| 參考文獻 | 79 |

表目錄

| | |
|---------------------------------------|----|
| 表 1 乾式貯存系統作業階段定義及潛在儲存罐掉落高度比較..... | 24 |
| 表 2 NUREG-1864 多功能貯存護箱不同之機械負載機率 | 25 |
| 表 3 輻射物質外釋致癌事故風險機率計算結果..... | 25 |
| 表 4 燃料護套所處高度掉落之失效機率結果..... | 45 |
| 表 5 整體外釋物質外釋比例評估..... | 45 |
| 表 6 乾式貯存作業各個步驟風險計算結果 | 53 |
| 表 7 最大應力與應變結果 | 78 |

圖目錄

| | |
|--|----|
| 圖 1 乾式貯存系統作業風險評估流程 | 26 |
| 圖 2 核一廠損壞狀態分類邏輯 | 27 |
| 圖 3 NUREG-1864 邊緣層表面物質 100%外釋為燃料棒破口數及邊緣層破裂比例之函數 | 46 |
| 圖 4 NUREG-1864 100%邊緣層破裂及燃料棒 5 處破口數為放射性粒子外釋比例之函數 | 46 |
| 圖 5 乾式貯存作業步驟 18 輻射物質外釋後果故障樹求解示意圖 | 47 |
| 圖 6 乾式貯存作業步驟 1、3 及 4 故障樹失效模式求解示意圖 | 54 |
| 圖 7 乾式貯存作業步驟 5、6 及 7 故障樹失效模式求解示意圖 | 54 |
| 圖 8 乾式貯存作業步驟 8、11 至 17 故障樹失效模式求解示意圖 | 55 |
| 圖 9 乾式貯存作業步驟 18 故障樹失效模式求解示意圖 | 55 |
| 圖 10 乾式貯存作業步驟 20 故障樹失效模式求解示意圖 | 56 |
| 圖 11 乾式貯存作業步驟 21 故障樹失效模式求解示意圖 | 56 |
| 圖 12 乾式貯存作業步驟 34 故障樹失效模式求解示意圖 | 57 |
| 圖 13 乾式貯存作業步驟 1 至 34 故障樹失效模式求解示意圖 | 57 |
| 圖 14 密封鋼筒墜落於混凝土地板上之模型 | 61 |
| 圖 15 密封鋼筒墜落於混凝土地板上之變形 | 62 |
| 圖 16 密封鋼筒墜落於混凝土地板上之最大應力與時間之關係 | 62 |
| 圖 17 密封鋼筒墜落於混凝土地板之最大應變與時間之關係 | 63 |
| 圖 18 墜落於混凝土地板上之密封鋼筒最大應變與時間之關係 | 63 |
| 圖 19 墜落於混凝土地板上之密封鋼筒各部位應力歷程 | 64 |
| 圖 20 墜落於混凝土地板上之密封鋼筒各部位應變歷程 | 64 |
| 圖 21 密封鋼筒墜落於混凝土護箱上之模型 | 67 |
| 圖 22(a) 密封鋼筒墜落於混凝土護箱上之變形(一) | 67 |

| | |
|---------------------------------------|----|
| 圖 22(b) 密封鋼筒墜落於混凝土護箱上之變形(二) | 68 |
| 圖 22(c) 密封鋼筒墜落於混凝土護箱上之變形(三)..... | 68 |
| 圖 23 密封鋼筒墜落於實心混凝土護箱上之最大應力與時間之關係 | 69 |
| 圖 24 密封鋼筒墜落於實心混凝土護箱上之最大應變與時間之關係 | 69 |
| 圖 25 墜落於實心混凝土護箱上之密封鋼筒各部位應力歷程 | 70 |
| 圖 26 墜落於實心混凝土護箱上之密封鋼筒各部位應變歷程 | 70 |
| 圖 27 密封鋼筒墜落於中空混凝土護箱上之最大應力與時間之關係 | 72 |
| 圖 28 墜落於中空混凝土護箱上之密封鋼筒最大應力與時間之關係 | 73 |
| 圖 29 密封鋼筒墜落於中空混凝土護箱上之最大應變與時間之關係 | 73 |
| 圖 30 墜落於中空混凝土護箱上之密封鋼筒側邊與頂端應力歷程 | 74 |
| 圖 31 墜落於中空混凝土護箱上之密封鋼筒側邊與頂端應變歷程 | 74 |

第一章 緒論

1.1 前言

美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission,簡稱 NRC)於 1975 年發表之反應器安全研究(Reactor Safety Study,簡稱 RSS)[1]中，提出對反應器所可能會產生嚴重事故的瞭解，以統計學的方式評估核能電廠對附近居民可能帶來之生命財產之危害機率。同時 RSS 並針對 Peach Bottom BWR 型式及 Surry PWR 型式核能電廠進行分析，再利用事件樹(event tree)方法分析事故發生序列，於特定初始事件(initiating event)下的系統動作及人為操作，採用故障樹(fault tree)方式估算系統失效機率，綜合推算出電廠發生事故的頻率；1989 年四月 NUREG-1150[2]利用相同的分析方式針對五座核能電廠再次進行評估，分析結果發現電廠附近居民所承擔意外死亡及罹患癌症的風險標準都遠低於美國核管會(NRC)所訂定的安全區目標 $10E-6\sim 10E-7$ ，這種創新的評估方式也開啟了核能電廠安全分析的新紀元。

世界上相關擁有核能電廠的國家而言，其大部分電廠隨著每年的運轉其用過核子燃料池已逐漸達到設計容量之限制，為避免因用過核子燃料池中所貯存之用過核子燃料超過容許的容量而需要強制停機，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多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。目前台灣核能電廠之用過燃料池亦有容量逐漸達到飽和之問題，為紓解因容量不足而導致強制停機之問題，已開始著手於用過核燃料乾式貯存系統設備之建立。然而為確保乾式貯存設備於執行運轉時亦能繼續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，應建立完善且系統化之機率風險評估且應納入執照條件考量，以確保乾式貯存系統作業及設備能滿足前述之達到運轉期間核能安全及民眾之健康。

為能建立完整之用過核燃料乾式貯存機率風險評估，本文將參考美國核管會 NUREG-1864 所發展之乾式貯存系統風險評估相關數據及評估模式，配合台灣沸水式核能電廠現有資料定義乾式貯存系統作業程序，以建立風險計算之模式為主並代入現有本土化數據進行風險評估及求得風險貢獻，未來可依據本文發展之程序及計算模式，進而將計算模式內之國外參考數據替換成台灣本土化數據，如此將可建立一套台灣專屬之用過核燃料乾式貯存系統風險評估，相信未來無論對持照者或相關管制單位皆有其重要參考及依據。

1.2 研究背景

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，所以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。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，以及用過核子燃料計畫辦公室發展初期風險評估，且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[3]，再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三個作業程序的定義如下：

一、處理階段：

用過核子燃料束於用過核燃料池中置入多功能貯存罐，並同時於處載入傳送護箱中且吊掛至準備區，進行排水、瀝乾、裝填氬氣及密封作業。前置準備作業完成後將傳送護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護箱中吊出，並置入於貯存護箱中等待移至氣鎖門以準備進行輸送作業。

二、 傳送階段：

貯存護箱藉經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。

三、 貯存階段：

貯存護箱移至獨立用過核子燃料乾式貯存設施，並放置於貯存基座(storage pad)後，開始進行為期 20 年之中期乾式貯存稱為貯存階段。

依據上述乾式貯存三個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[4]以獲得風險評估應具備之效益。

1.3 文獻回顧

全球核子研究至今已有數十年歷史，相關法規規範及工程技術皆有一定水準，如今所面臨之問題大多是用過燃料池容量之限制問題，如俄羅斯境內發展眾多種類之研究型反應器(research reactors)且可依不同研究用途而分類[4]，其用過核能燃料(spent nuclear fuel, 簡稱 SNF)之初期貯存方式與核能電廠相同採以濕式貯存方式，但濕式貯存於未來仍避免不了容量不足之問題，俄羅斯 SNF 計劃未來也將發展乾式貯存方法以增加研究型用過核能燃料貯存容量。所以，為紓解容量逐漸不足之問題各國皆以廠內乾式貯存作為主要用過燃料之中期儲存方式。美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, 簡稱 NRC)於 1986 年首次核發第一個能獨立運轉乾式用過核能燃料貯存設備之商用核能電廠執照[5]，理因該核能電廠為第一座執照更新許可乾式用過燃料貯存設置之電廠，且執照期間內仍需定期完成應有之設備保養及檢驗。

用過核燃料乾式貯存系統之作業包含用過燃料束之吊掛、裝箱、運送及貯存等步驟。為確保乾式貯存於執行運轉期間對核能安全及民眾健康，針對乾式貯存建立系統化風險評估有其必要性。美國核能協會(Nuclear Energy Institute, 簡稱 NEI)於 1998 年針對乾式貯存設施成立一乾式貯存品質團隊，並結合核能組件採購委員會(Nuclear Procurement Issues Committee, 簡稱 NUPIC)提供相關乾式貯存建造及採購一系列評估[6]，且於有關核能運轉維護過程的評估中，針對重點作業步驟執行風險評估及風險檢測，並提供核能電廠完整性乾式貯存作業以利爾後核能電廠相關之執行依據。

如上所述，本文為因應未來國內用過核燃料乾式貯存系統之建立及運轉期間之安全顧慮，將參考國內外相關資料建立一套本土化風險評估模式，並代入現有數據以利於國內用過核燃料乾式貯存系統之發展。

1.4 研究動機與方向

現階段本文乾式貯存系統風險評估模式及流程之考量，將用過核子燃料自用過核子燃料池移動並安置於乾式貯存系統之各項步驟進行安全度評估研究，並針對作業步驟 18 進行輻射源外釋評估，且本文將代入國內現有數據計算風險貢獻並與 NUREG-1864 比較，本評估執行之方式如下列所述：

- (1) 本文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模式 [7]及現有相關參考數據納入本評估風險模式發展及程序之建立。
- (2) 乾式貯存作業三個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) 針對作業步驟 18 進行輻射源外釋評估，因此步驟為所有步驟內可能掉落高度最高者亦為若發生掉落事故時護箱所遭受之破壞最嚴重，內容以

建立評估模式為主，明確敘述各評估式及比例式之源由，並代入現有數據運用核能研究所開發之 INERFT 故障樹套裝軟體[8]進行評估計算。

(5) 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 INERFT 故障樹套裝軟體，建立事故序列及量化分析其風險值，以確立本評估之可行性。

(6) 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，以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，可以建立民眾對乾式貯存系統作業是否影響廠內外環境之信心，爾後電廠亦能利用本文所計算之各作業步驟風險值，建立本土化之乾式貯存系統風險評估之作業程序等，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。本文中目前所說明之 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[9]而定。

1.5 本文內容架構

本文架構共區分為五個章節，其內容概要敘述如下所列：

第一章 緒論：介紹本研究之相關背景、研究動機及研究方向，且概要說明乾式貯存系統作業程序定義，並舉例說明國外已執行乾式貯存系統之相關實際案例。

第二章 乾式貯存作業及風險評估程序訂定：介紹乾式貯存作業程序及風險評估模式範圍之定義，說明本評估中各步驟之初始事件頻率、二次圍阻體及輻射物質外釋機率，並敘述及定義進行風險評估計算之相關數據。

第三章 輻射源外釋評估：針對乾式貯存作業程序中步驟 18 之輻射物質外釋後

果進行深入探討發生掉落事故時，護箱內惰性氣體及放射性物質經由因受損而失壓之燃料丸、燃料護套及傳送護箱破口處釋放至傳送護箱外界相關評估方式，且說明評估方式內參數之意義進而計算出步驟 18 之風險貢獻。

第四章 機率風險評估：藉由第二章和第三章之定義及結果針對作業程序中各部份步驟進行計算於以量化求解，建立風險評估模式並與 NUREG-1864 之數據結果進行比對，以瞭解本風險評估與國外相關報告之差異性。

第五章 結果與討論：利用本研究之評估計算結果與 NUREG-1864 之結果進行比對，以驗證本研究所採用之量化分析之可行性，並討論結果數據差異之處及原因。

第二章 乾式貯存作業及風險評估程序訂定

本文流程考量內容如圖 1 所示，本章節將闡述乾式貯存三個作業程序及風險評估條件定義，並討論本評估之相關初始事件內容，於本章節後面討論二次圍阻體隔離失效機率及外釋核種的機率值，瞭解作業程序相關定義後結合第三章之輻射源外釋評估將現有數值套用第四章風險評估計算模式計算及討論，方能達到本研究之目的。為簡化本風險評估複雜之風險考量及程序，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於風險貢獻之計算。

2.1 乾式貯存作業程序定義及評估條件假設

2.1.1 作業程序之定義

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於所處之作業各階段可能導致掉落之高度比較。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[10];與 NUREG-1864 所訂定之三個階段(phase)作業內容相關者如下列所述：

(一) 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，其步驟是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，此階段步驟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)。吊降至準備區後進行傳送護箱之排水、瀝乾、裝填氬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等待傳送護箱穩定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降傳送護箱至一樓貯存護箱準備區域之吊降作業，此階段步驟最高可能掉落高度約 24.4 公尺(步驟 18)。吊降作業至一樓貯存護箱準備區域後進行準備作業，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從傳送護箱內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 5.8 公尺(步驟 19 至 22)。以上作業步驟 1 至 22 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。

(二) 傳送階段：

傳送階段為貯存護箱藉由輸送設備移出氣鎖門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之相關作業，於輸送設備將貯存護箱移出氣鎖門並遠離二次圍阻體後，需先進行貯存護箱之加蓋、裝置通風隔離板及通風網之相關作業，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 23 至 26)。接著將貯存護箱移至準備區的減震墊上方，於減震墊上方穩定貯存護箱後裝置 Kevlar 皮帶掛環以準備廠房及廠房間之輸送作業，完成裝置 Kevlar 掛環後，輸送設備先由準備區域移動至水泥路面上方，再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上方，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)。穩定吊起並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 23 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。

(三) 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 年之貯存階段即開始進行(步驟 34)，在貯存期間內仍需定期檢測且應列表執行以確保貯存護箱間通風的完整。

2.1.2 作業環境條件之假設

2.1.1 節中之作業程序完成說明及定義後，於執行風險評估前應先行再為上述整個 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：

1. 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。
2. 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)。
3. 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。
4. 傳送階段僅能限於所假設輸送設備所通過的路面，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。
5. 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。

6. 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。
7. 用過核子燃料束於處理階段所裝填之氦氣，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氦氣的溫度。
8. 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：
 - (1) 焊道失效(不包括上下蓋、殼本體及密封氣環及殼之焊道)。
 - (2) 超過原有設計之負載極限。
 - (3) 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。
9. 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：
 - (1) 傳送護箱掉落(步驟 4 至 8、11 至 13 及 15 至 17)，其傳送護箱於燃料裝填樓層所發生掉落於水泥樓板之事故。
 - (2) 傳送護箱掉落至一樓貯存護箱或水泥樓層事故(步驟 18)。
 - (3) 多功能貯存罐進行由傳送護箱取出改放入貯存護箱間之吊掛作業掉落事故(步驟 20 至 21)。
 - (4) 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)。
10. 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。

2.2 風險評估模式範圍定義

本研究所提到之風險評估範圍中，敘述了(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 點是不列入本風險評估範圍內。

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，且本評估將依 2.1 節中敘述之 34 個作業步驟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為因素考量僅侷限在運轉人員於電廠功率運轉或升降載物期間，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。然而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並非評估廠內系統事故序列之風險，所以人為因素考量包括處理階段的吊掛作業及相關傳送護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，故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[11]，依據所使用之材料材質及產品進行 14 年之實地老化觀察試驗，經由觀察結果可知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。

2.1 小節中說明整個乾式貯存作業三個階段所包含之 34 個階段作業步驟，並針對此 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，且針對執行風險評估前進行相關之假設的訂定方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。透過 2.2 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。接下來將於 2.3 至 2.6 小節中訂定本評估之初始事件及相關評估時之考量因素。

2.3 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。以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[12]，針對是否會導致立即致癌風險的門檻值為骨髓 150Rem 及肺 500Rem 之吸收劑量而訂。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[13]，且仍以三個作業階段中掉落高度導致機械負載事故訂定，討論的範圍包括初始事件頻率、單一用過核子燃料束或多功能貯存罐輻射外釋機率。本文將分別於處理階段、傳送階段及貯存階段中機械負載造成之失效機率進行

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造成失效機率分析，如表 2 所示，皆納入本文風險貢獻計算，相關初始事件條件說明如下所述：

一、處理階段

※ 傳送護箱所有可能掉落之組合

(1) 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 2.1 所示：

$$\text{機率 (probability)} = \text{掉落次數} / \text{總吊掛次數} \quad (2.1)$$

依據美國從 1968 至 2002 年統計資料所示[14]，可知 54000 重件吊掛作業中有 3 次相關事故的發生，其頻率值計算後得知為 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，依據美國既有資料顯示，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，由既有資料顯示，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[15]共 344000 次，頻率值為 3.2E-5，假設多功能貯存護箱裝載 68 支用過核子燃料束，則將此支數乘以吊掛作業失效頻率 3.2E-5，可得初始頻率為 2.2E-3。然而以台灣第一核能發電廠所使用之系統為主，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，故本文中步驟 1 之初始頻率為 56 支乘以失效頻率 $3.2E-5$ ，便可得其初始頻率值為 $1.8E-3$ 。

(2) 傳送護箱掉落導致傾倒：

初始事件頻率如同(1)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，依據既有資料顯示，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 $1.0E-6$ 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。

(3) 傳送護箱掉落至貯存護箱上：

初始事件頻率如同(1)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，依據既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 $2.0E-4$ 。

(4) 傳送護箱掉落於水泥樓板上：

初始事件頻率如同(1)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，依據既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 $2.0E-2$ 。

(5) 傳送護箱掉落於燃料換裝樓層上：

初始事件頻率如同(1)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，依據既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 $2.8E-1$ 。

二、傳送階段

※ 貯存護箱所有可能掉落之組合

(1) 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，依據既有資料及數據顯示，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，依據既有計算數據顯示，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。

(2) 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，依據既有資料及數據顯示，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，依據既有計算數據顯示，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。

(3) 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，依據既有資料及數據顯示，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，依據既有計算數據顯示，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

(1) 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，因依據既有資料顯示，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近零，所以傾倒機率近似於零。

(2) 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，因依據既有資料顯示，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近零，所以傾倒機率近似於零。

三、貯存階段

(1) 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 再加上 1.35g 加速度(9 倍設計基礎地震 Design Basis Earthquake, 簡稱 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 才有可能造成傾倒，初始事件頻率為 $7.0E-7$ ，再依既有數據可知其初始事件頻率為 $7.0E-7$ 且多功能貯存罐輻射外釋機率為 $1.0E-16$ 。

(2) 飛機撞擊導致貯存護箱傾倒：

飛機撞擊事故評估可區分為兩種模式：

(i) 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

模式及核一廠既有數據可知，撞擊率(C)以商用飛機為例，一般引用美國常用值 $C_j = 2.48E-10$ (事故次數/平方公里-架次)、貯存場面積 $A_{tl} = 2.0E-3$ (平方公里)、依據撞擊率 10^{-7} (次/年)回推航道最大飛行次數 $N_j = 3700000$ 則 $F_{tl} = 1.84E-6$ (事故次數/每年)。

(ii) 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)。依據此評估模式及核一廠既有數據可知，撞擊率(C)以商用飛機為例，一般引用美國常用值 $C_{of} = 2.48E-10$ (撞擊次數/每年-平方公里)、貯存場面積 $A_{of} = 2.0E-3$ (平方公里)、 $F_{of} = 4.96E-13$ (事故次數/每年)。飛機撞擊導致多功能貯存罐輻射總外釋機率計算公式及結果值為 $F_{of}/ F_{tl} = 2.7E-7$ 且初始事件頻率為 $1.84E-6$ 。

(3) 隕石撞擊導致貯存護箱傾倒：

隕石具有超過每小時 10000 英里的時速進入地球大氣層，其中 90%的岩石組成物進入大氣層會因摩擦而分解，另外 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，並假設一旦隕石撞擊貯存基座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)。依既有數據可知其初始事件頻率為 $3.5E-14$ 。

2.4 未納入本評估之初始事件

依據本評估於第 2.1 及 2.2 小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 2.3 小節所說明之初始事件，為完整考量整體風險的假設條件，本節亦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。

(一) 水災：

水災的發生定義係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[16]。參考美國現行既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。本文研究重點於分析模式之確定及輻射外釋風險評估，且目前台灣核能電廠皆尚未設置乾式貯存系統，本文不將水災納入評估事件，並於爾後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。

(二) 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。依據既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。

(三) 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)火山泥流會隨山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。針對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。

(四) 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。

(五) 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[17]，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，所以本考量不納入風險評估之因素中。

(六) 閃電：

依據美國既有之以往 10 年閃電資料及評估模式顯示[18]；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)。但因乾式貯存系統是建立於廠房內，且核能電廠內較高樓層建築物上均有設立避雷針，所以本考量不納入風險評估之因素中。

(七) 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：

此考量已於 2.1.2 小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。

2.5 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(SBGT)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，參考廠內既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：

- (1) 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。
- (2) 負壓持續維持在一次圍阻體外及二次圍阻體內，以避免發生事故時輻射物質外釋至外界。

(3) 發生隔離訊號時，機組之備用氣體處理系統(SBGT)於二次圍阻體內啟動收集及過濾氣體，並將過濾後之氣體經由煙囪排放至廠外。

二次圍阻體失效機率進行評估時，除觀察既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 2.1.2 小節中說明)：

- (1) 門、設備窗口及人員氣鎖門於乾式作業程序開始前應關閉。
- (2) 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且此時控制室警報響起，直到相關處理補救措施完成後始可繼續維持負壓狀態。
- (3) 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，故惰性氣體從圍阻體外釋之外釋機率皆定義為 1。
- (4) 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，因乾式貯存作業程序之處理階段作業區域於核子爐心外，所以當處理階段發生輻射物質外釋時係以爐心熔損之事故序列作處理。本文係參考台灣第一核能發電廠事故序列與圍阻體失效分析相關之事故樹，如圖 2 所示。由圖中挑選出事故序列考量因素(24)主要為 LOCA 事故，且反應器未能成功急停，此類事故可能導致極大的輻射外釋量(25)此事故序列均為圍阻體喪失長期熱移除之 W 序列，圍阻體失效發生的時間較晚，爐心熔損時反應器已處於低壓狀態，在圍阻體失效後，各補水系統亦均告失效(26)主要為暫態未急停事故，爐心熔損時反應器處於高壓狀態，而圍阻體失效時間亦較為提早；同時在圍阻體失效後，各補水系統亦均告失效。此三組事故序列為所有事故序列中與大量輻射物質相

關之外釋序列將此三組之值進行加總。依照既有之數據及失效機率可計算出，二次圍阻體隔離失效機率為 $2.85E-7$ ，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。

2.6 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 23.2 公尺(掉落至貯存護箱上之高度)或約 29.3 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；步驟 18 將於第三章獨立說明及定義其外釋比例模式。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) [12]，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。

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結果如表 3 所示。以 50 公尺高度為例，外釋物質外釋時依據 MACCS2 計算結果得知輻射物質外釋機率值為 $3.6E-4$ ，而惰性氣體於各種高度的外釋則具有相對小之外釋機率，其外釋機率值為 $1.0E-10$ 。

表 1 乾式貯存系統作業階段定義及潛在儲存罐掉落高度比較

| 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送口附近區域 | 0.6 | 0.3 |
| 16.穩定傳送護箱 | 0.6 | 0.3 |
| 17.移動傳送護箱至燃料裝填樓層之設備輸送口 | 0.6 | 0.3 |
| 18.由設備輸送口吊降傳送護箱至貯存護箱準備 區域 | 24.4 (落至貯存護箱上) | 23.2 (落至貯存護箱上) |
| | 30.5 (落至水泥樓層上) | 29.3 (落至水泥樓層上) |
| 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.藉由輸送器將運送護箱移至氣鎖門內 | 0 | 0 |
| 傳送階段 | | |
| 23.藉由輸送器將運送護箱移出氣鎖門 | 0 | 0 |
| 24.藉由輸送器將運送護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 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 |

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護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 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 | 個人於方圓 16 公里內導 致立即致癌 機率 | 個人最高吸 收劑量 (1.2-1.6km) Sv(rem) |
|----------|-----------|--------|-----------------|----------------------------------|---------------------------------|--|
| 惰性 氣體 | 放射性 粒子 | CRUD | | | | |
| 0.12 | 1.2E-3 | 1.5E-3 | 50(164) | 0 | 3.6E-4 | 1.85(185) |
| 0.12 | 1.2E-3 | 1.5E-3 | 120(93) | 0 | 2.1E-4 | 0.14(14) |
| 0.12 | 1.2E-4 | 1.5E-4 | 50(164) | 0 | 5.2E-5 | 0.22(22) |
| 0.12 | 7.0E-6 | 1.5E-3 | 50(164) | 0 | 4.3E-6 | 0.026(2.6) |
| 0.12 | 7.0E-6 | 1.5E-3 | 120(393) | 0 | 2.6E-6 | 0.0036(0.36) |
| 0.12 | 7.0E-7 | 1.5E-4 | 50(164) | 0 | 4.3E-7 | 0.0028(0.28) |

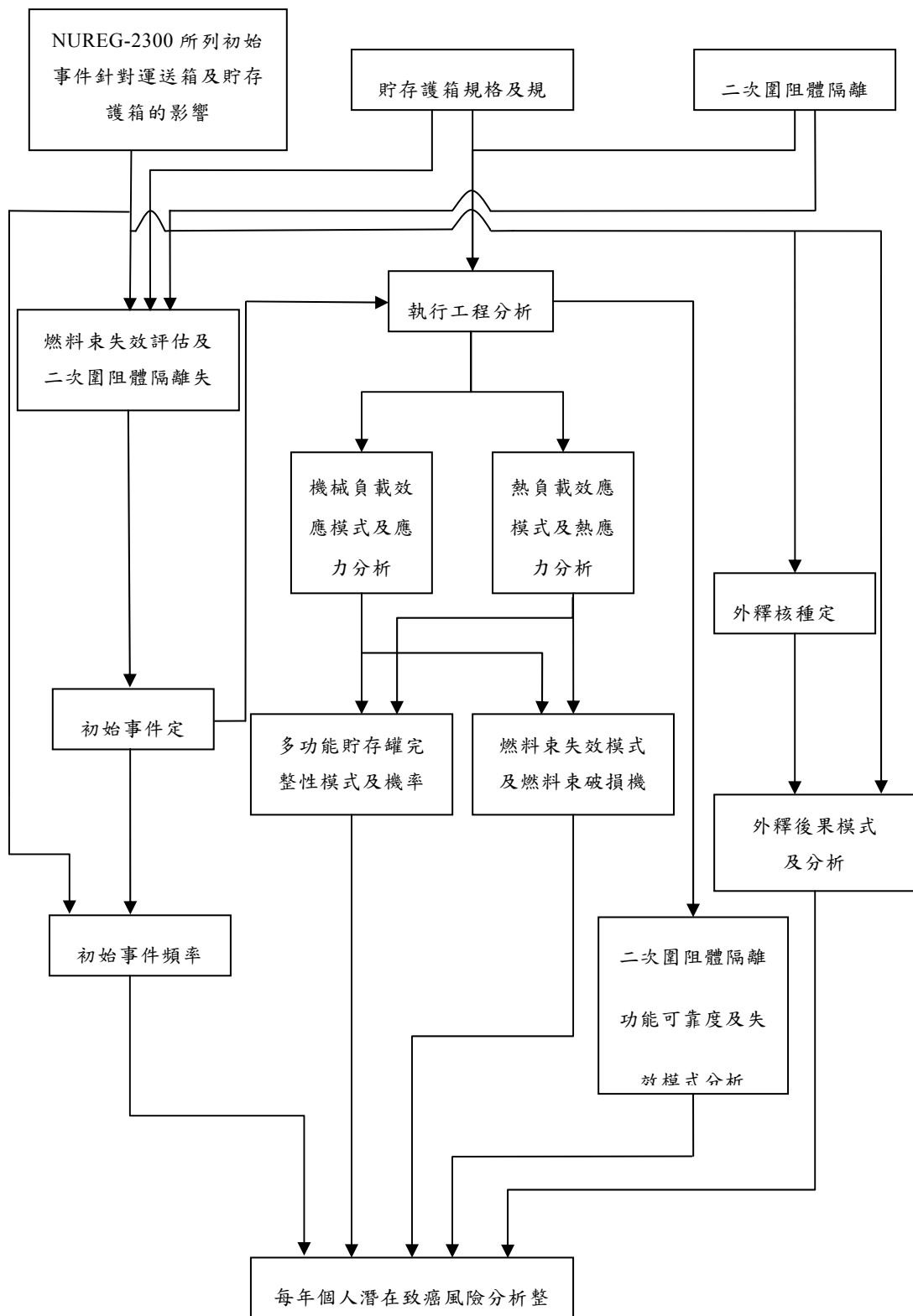


圖 1 乾式貯存系統作業風險評估流程

| CORE DAMAGE SEQUENCE | CTMT Fails at Vessel Branch | Core Melt Arrested in Vessel | Containment Bypass | CTMT Isolated | CTMT Inerted | LOCA Event | Early Suppression Pool Bypass | RCS Pressure at RV Failure | Drywell Injection After Vessel Branch | Drywell Spray Cooling | Suppression Pool Cooling | Wellvent Venting | S E Q # | SEQUENCE DESCRIPTOR | D S # | FREQUENCY |
|----------------------|-----------------------------|------------------------------|--------------------|---------------|--------------|------------|-------------------------------|----------------------------|---------------------------------------|-----------------------|--------------------------|------------------|---------|-------------------------------------|-------|-----------|
| PDSL | CFVB | IVTRM | CMIBP | CTISO | CMINT | ILOCA | PIBBS | PRCSF | DWCL | DSRRY | SPCL | WWVNT | # | | | |
| NO CF | NO | YES | NO BYPASS | ISOLATED | INERT | LOCA | NO PL-BP | LO | NO INJ | NO SPRAY | NO COOL | NO VNT | S01 | PDSL | 01 | 4.39E-06 |
| | | | | | | | | | | | | | S02 | PDSL SPCL | 02 | 2.20E-07 |
| | | | | | | | | | | | | | S03 | PDSL CTISO | 03 | 4.29E-13 |
| | | | | | | | | | | | | | S04 | PDSL VTRM | 04 | 2.61E-10 |
| | | | | | | | | | | | | | S05 | PDSL VTRM/WWVNT | 05 | 3.04E-17 |
| | | | | | | | | | | | | | S06 | PDSL VTRM/RCSP | 06 | - |
| | | | | | | | | | | | | | S07 | PDSL VTRM/RCSP/WWVNT | 07 | - |
| | | | | | | | | | | | | | S08 | PDSL VTRM/RCSP/SRVR | 08 | - |
| | | | | | | | | | | | | | S09 | PDSL VTRM/RCSP/SRVR/WWVNT | 09 | - |
| | | | | | | | | | | | | | S10 | PDSL VTRM/LIBS | 10 | 2.06E-08 |
| | | | | | | | | | | | | | S11 | PDSL VTRM/LIBS/SRVR | 11 | 2.18E-15 |
| | | | | | | | | | | | | | S12 | PDSL VTRM/LOCA | 12 | 4.82E-07 |
| | | | | | | | | | | | | | S13 | PDSL VTRM/LOCA/WWVNT | 13 | 5.23E-09 |
| | | | | | | | | | | | | | S14 | PDSL VTRM/LOCA/RCSP | 14 | 8.83E-08 |
| | | | | | | | | | | | | | S15 | PDSL VTRM/LOCA/RCSP/WWVNT | 15 | 3.10E-12 |
| | | | | | | | | | | | | | S16 | PDSL VTRM/LOCA/RCSP/SRVR | 16 | 2.51E-07 |
| | | | | | | | | | | | | | S17 | PDSL VTRM/LOCA/RCSP/SRVR/WWVNT | 17 | 1.11E-10 |
| | | | | | | | | | | | | | S18 | PDSL VTRM/LOCA/RCSP/SRVR/DWCL | 18 | 1.41E-05 |
| | | | | | | | | | | | | | S19 | PDSL VTRM/LOCA/RCSP/SRVR/DWCL/WWVNT | 19 | 7.63E-10 |
| | | | | | | | | | | | | | S20 | PDSL VTRM/RCSP | 20 | 2.06E-08 |
| | | | | | | | | | | | | | S21 | PDSL VTRM/RCSP/DWCL | 21 | - |
| | | | | | | | | | | | | | S22 | PDSL VTRM/RCSP/LOCA | 22 | - |
| | | | | | | | | | | | | | S23 | PDSL VTRM/RCSP/CTIBP | 23 | 2.19E-07 |
| | | | | | | | | | | | | | S24 | PDSL CFVB | 24 | - |
| | | | | | | | | | | | | | S25 | PDSL CFVB/LOCA | 25 | 1.15E-07 |
| | | | | | | | | | | | | | S26 | PDSL CFVB/LOCA/RCSP | 26 | 1.70E-07 |

圖 2 核一廠損壞狀態分類邏輯

第三章 輻射源外釋評估

本章節將針對乾式貯存作業程序中相關輻射源(Source Term)外釋評估進行說明，輻射源之外釋係因執行乾式貯存作業期間步驟 18 所處之高度，因不慎之墜落而導致用過燃料棒及傳送護箱本身因承受撞擊造成燃料丸、燃料護套及傳送護箱本身之破口，進而導致放射性物質及惰性氣體經由所受損失壓之燃料丸、燃料護套及傳送護箱破口處釋放至傳送護箱外界。依據上述陳述內容進行輻射源外釋比例模式評估以建立輻射源外釋相關參數以提供輻射物質外釋後果(Consequences)相關機率值之分析計算。

3.1 輻射源外釋比例模式

輻射源外釋比例評估模式可考量為(1)經由撞擊後導致燃料丸破裂所造成放射性物質外釋之比例(F_{rods})(2)放射性物質藉由所受損之燃料護套由燃料棒外釋至護箱內部空間之比例(F_{RC})(3)部分外釋至護箱之放射性物質因護箱撞擊後所產生之破口，而導致放射性外釋至外界環境之比例(F_{CE})；評估模式可定義為 3.1 式：

$$F_{rel,K} = F_{rods} \times F_{RC} \times F_{CE} \quad (3.1)$$

用過核燃料棒在以往之觀察及研究可發現，照射過之燃料棒護套表面會產生固態狀之垢(Chalk River Unidentified Deposits, 簡稱為 CRUD)，於燃料棒內部則存在氣體、易燃燒之核分裂產物以及粉狀及氣態之二氧化鈾(UO_2)。為滿足 3.1 式所建立之評估模式，則需將惰性氣體(K=1)、放射性粒子(K=2)及 CRUD(K=3)分別代入式中之評估模式中進行量化計算，以獲得整體之輻射源外釋比例。

評估過程中長時間之火燒不列入考量，因長時間之火燒會造成高燃耗之核分裂產物產生新之核種物質，將影響及改變 3.1 式之評估機制及核分裂產物粒子大小和分佈等不確定因素，所以為求評估之一致性，則長時間之火燒將不列入考量範圍內；另用過核燃料之最大貯存溫度為攝氏 400 度，其核分裂產物中以銫(Cs)型態存在之銑化銫(CsI)融化之溫度均大於攝氏 600 度，所以不會額外產生具有放射性之氣體。

依據 NUREG-1864 中所採用之 ORIGEN2[19][20]所計算獲得之用過燃料核種及氣體結果，可知惰性氣體中唯氬(^{85}Kr)具有較大量之放射性，應納入為 3.1 式中(K=1)惰性氣體評估考量外釋比例。放射性粒子依據 ORIGEN2 可知沸水式電廠中用過燃料棒內鈳(^{106}Ru)、銫(^{134}Cs)、銻(^{144}Ce)、鉕(^{147}Pm)及鎔(^{157}Eu)五種核種於用過燃料棒遭受撞擊後，因燃料丸、燃料護套及護箱之破口而可能導致之外釋比例，所以應列入 3.1 式中(K=2)評估模式。CRUD 於 ORIGEN2 計算結果是以鈷(^{60}Co)為代表並納入於 3.1 式中(K=3)代表其外釋比例。

3.2 燃料棒失效機率與破口數量定義

燃料棒失效主要是因護箱撞擊期間所吸收之能量而導致燃料棒破裂，進而造成放射性物質之外釋。而要決定燃料棒之失效與否，則是觀察燃料棒所承受之應變(Strain)訂定。藉由目前相關研究可知，針對燃料棒因承受某程度之應變後是否會導致失效並無決定性之資料可以證實。依據 NUREG-1864 所採行之方式，則是以動態有限元素工程分析軟體(ANSYS)進行燃料棒之模擬計算，評估傳送護箱於各別高度掉落其燃料護套所獲得之最大主軸應力後，再依 NUREG/CR-6672 燃料棒應變失效規範[21]進行比對，以決定燃料棒於指定高度掉落後是否會發生失效之與否，其評估結果如表 4 所示。另為求得核一廠乾式貯存作業步驟 18 中所處 29.3 公尺之高度是否也會導致燃料棒失效，本文也依其高度納入表 4 中以內差方式求得其最大主軸應力後，觀察燃料棒之失效機

率。依據計算結果，核一廠所處 29.3 公尺高度掉落時，其燃料護套之最大主軸應力為 0.051，已超出高燃耗用過燃料應變限制 0.01，所以可知傳送護箱由 29.3 公尺之高度掉落時燃料棒的失效機率為 1.0。

燃料棒因遭受撞擊而產生之破口數量實際對燃料棒內所存在之氣體而言，並無太大之影響，因燃料棒內之氣體全都因燃料棒之破口失壓而導致輻射物質外釋，所以依據 NUREG-1964 經驗，則保守性假設 5 處破口 ($n_{tear/rod} = 5$)；依據現行相關燃料護套之破裂尺寸而言，並無特定之研究資料可以採用，所以也保守性假設其破裂尺寸，取沸水式反應器燃料棒 (內徑 1.07 公分) 之圓周面積一半為破裂長度，且破裂寬度以長度之十分之一為比例。

3.2.1 燃料棒輻射源外釋評估(F_{rods})

輻射物質之外釋主要肇因為用過燃料棒受撞擊後破裂所導致，而輻射外釋主要分為兩種情況：(1) 燃料護套的破裂導致暴露燃料丸及放射性氣體外釋，但放射性粒子仍留存在護套內時，此情況僅固態之 CRUD 會外釋至傳送護箱空間內 (2) 燃料護套及傳送護箱破裂後，因護套及傳送護箱破口之出現，造成內部失壓導致內部氣體及放射性粒子經由壓差所產生之氣流外釋至外界環境。本研究採以情況 2 為評估輻射外釋之條件。

取用上述情況 2 為評估方式時，放射性氣體經由失效之燃料棒由燃料護套外釋至護箱內之燃料束間，再由燃料束間穿過護箱破裂處外釋至外界的氣體流動率(Flow Rates)應納入評估範圍，以決定放射性粒子及 CRUD 外釋比例是否顯著。氣體流動率可由式 3.2 所示：

$$v = V(P_i - P_f) / (P_f A \Delta t) \quad (3.2)$$

v：線性流速。

V：氣體失壓體積。

P_i ：固定體積內之初壓。

P_f ：固定體積內失壓後之壓力。

A ：氣體流徑之面積。

Δt ：固定體積內失壓時間。

因用過燃料棒具有極小之水力直徑(Hydraulic Diameter)，所以燃料護套內之壓力分佈應為均勻分佈，直到失壓後才會有所改變。所以由 3.2 式可知，燃料棒內部之流速(internal crack network)可定義為 3.3 式：

$$v = V / (A \Delta t) \quad (3.3)$$

A ：水力直徑；其餘代號意義均與公式 3.2 相同。

此外如果發生燃料護套與燃料丸破口所造成之失壓，則保守性之評估氣體流徑面積為式 3.4 式：

$$A = \Pi \left[\left(d_{rod,inner} / 2 \right)^2 - \left(d_{pellet} / 2 \right)^2 \right] \quad (3.4)$$

所以要獲得燃料棒內部之流速時可採以式 3.3 求得氣體線性流速，如要獲得燃料護套與燃料丸破口所造成失壓之流速時，則應採以式 3.4 氣體流徑面積式代入式 3.2 內計算，以求得失壓時之氣體線性流速。依據 NURGEG-1864 針對沸水式用過燃料棒之氣體流動率相關評估可知 Δt 為 679 秒，且燃料棒內部之流速為 $v_{\text{entrainment}}=37$ m/sec 及燃料護套與燃料丸破口所造成失壓之流速為 $v_{\text{entrainment}}=0.021$ m/sec。

欲瞭解放射性氣體流出燃料護套之影響時，則可由放射性粒子因護套之失壓而被擠壓至外界並垂直於燃料護套的流速為考量，而式 3.2 即可滿足此條件：

$$v_{rod\ failures} = V(P_i - P_f) / (P_f A \Delta t) \quad (3.5)$$

式 3.5 中其 V 定義為 $V_{rod\ free}$ /燃料棒破口數量、 $V_{rod\ free}$ 為燃料棒淨空體積；

其餘定義皆與式 3.2 相同。

如燃料護套未發生間隙時，則於失效護箱內之用過燃料束周圍因失效之燃料護套所釋出之放射性粒子會經由護箱破裂處外釋至外界，爾後傳送護箱內之用過燃料束周圍將會處於大氣壓力。據此燃料束周圍之外釋速度 v_{tube} 可定義為式 3.6：

$$v_{tube} = V_{rod\ free} F_{rods} n_{rods/assembly} (P_{rod} - P_{atm}) / (P_{atm} A_{tube\ free} \Delta t) \quad (3.6)$$

$V_{rod\ free}$ ：燃料棒淨空體積。

F_{rods} ：燃料棒於燃料束失效之比例。

$n_{rods/assembly}$ ：燃料棒數量所組成的束。

P_{rod} ：燃料棒失效前之壓力。

P_{atm} ：1 大氣壓力。

Δt ：失壓時間 679 秒。

$A_{tube\ free}$ ：護箱內燃料束之截面積。

藉由式 3.6 之定義，即可推導 F_{rods} 失效比例如式 3.7 所示：

$$F_{rods} = \frac{v_{tube} (P_{atm} A_{tube\ free} \Delta t)}{V_{rod\ free} n_{rod/assembly} (P_{rod} - P_{atm})} \quad (3.7)$$

3.2.2 燃料棒至護箱輻射源外釋比例評估(F_{RC})

高燃性之用過燃料丸邊緣(rim layer)，由鈾原子所捕捉到之外部熱中子會導致每個燃料丸外側表面產生易碎之粉末層，以沸水式反應器之燃料丸而言，其厚度約為 150 μm [22][23][24]。以二氧化鈾(UO_2)燃料丸而言，本體具有約 10 μm 燒結之二氧化鈾粒子。以燃料丸邊緣而言，約有 0.1 至 0.3 μm 粉末是由重新結晶之二氧化鈾所產生。而此類燃料丸邊緣之粉末層，則會導致增加燃料丸本體之放射性核種原有濃度。依據 NUREG-1864 之分析結果，以沸水式反應器之燃料棒而言，所有燃料丸所內含核種之百分之 11.3 會存在於所有燃料丸邊緣之易

碎粉末層上，百分之 88.7 之核種則會存在於燃料丸本身內。所以評估式可由式 3.8 所示：

$$F_{RC,K} = (0.113)(F_{rim\ release,k}) + (0.887)(F_{body\ release,k}) \quad (3.8)$$

3.2.2.1 放射性粒子由燃料棒至護箱外釋比例評估

燃料粉末粒子之外釋比例評估，可由燃料棒內初期二氧化鈾質量，因磨耗及振動、放射性脆化及撞擊而被轉換為燃料粉末粒子比例；再由此類燃料粉末粒子所可能產生可燃性氣體粒子之比例；最後再評估其可燃性氣體粉末於外釋路徑上所可能被過濾床所捕捉的比例進行比例性評估，評估式則可由式 3.8 改寫為式 3.9 所示：

$$F_{rel,particles} = 0.113 (F_{init,rim} + F_{imp,rim}) \{ [n_{tears/rod} F_{tear,rim}] + [F_{ent,rim} (F_{bed})] \} + 0.887 \{ n_{tears/body} (F_{init,body} + F_{imp,body}) (F_{bed}) \} \quad (3.9)$$

$F_{init,body}$ = 燃料棒中燃料丸本體或邊緣層之二氧化鈾質量於撞擊事件發生前因磨耗及振動所轉換成可燃性燃料粉末比例

$F_{imp,body}$ = 受撞擊脆化破裂影響，用過燃料丸內部二氧化鈾質量被轉換成可燃性粉末之比例

$F_{imp,rim}$ = 受撞擊脆化破裂影響，用過燃料丸邊緣層二氧化鈾質量被轉換成可燃性粉末之比例

$F_{tear,rim}$ = 燃料棒失壓過程中，單一破損燃料棒之邊緣層二氧化鈾被吸出外界且未能被過濾床過濾之質量比例

$F_{ent,rim}$ = 邊緣層內之二氧化鈾於失壓過程中的氣流由邊緣層至護套間隙透過燃料棒破口外釋至護箱之質量比例

F_{bed} = 可燃性粒子於流動期間不能被過濾床過濾之比例

$n_{tears/rod}$ = 護箱內每一燃料棒平均之破口數量

3.2.2.1.1 $F_{init, body}$ 比例評估

燃料初期破裂評估($F_{init, body}$)係考量反應器運轉期間因日燃性燃料丸之膨脹及破裂而導致與燃料護套間隙大量縮小，並於整列燃料丸中產生具有一截面積大小一半之內部破裂。另燃料丸於置入燃料棒時之磨損和運轉期間之震動所造成本體及邊緣之可燃性粉末都應納入燃料初期破裂評估之考量。

為滿足燃料初期破裂評估，可將燃料丸本體所可能產生之可燃性粉末比例藉由 NUREG/CR-0722[25]實驗所建立之評估方式進行比例性計算，其相關參數如下所列：

l = 提供 99%($F_{fil}=0.99$)過濾能力之粒子過濾床長度

$L = 10l$ (假設所有可燃性粒子可通過過濾床之長度)

$V_{2(L+l)}$ = 用過燃料丸所處於燃料棒長度 $2(L+l)$ 中之體積

$\rho_{\leq 10 \text{ initial}}$ = $M_{\leq 10 \text{ } 2(L+l)}/V_{2(L+l)}$ (可燃性粉末於體積 $V_{2(L+l)}$ 中之濃度)

$\rho = 10 \text{ g/cm}^3$ (用過燃料丸中二氧化鈾之質量密度)

$M_{\leq 10 \text{ } 2(L+l)}$ = 可燃性粉末於體積 $V_{2(L+l)}$ 中之質量

$M_{\leq 10 \text{ rel}}$ = Lorenz(NUREG/CR-0722)於燃料爆裂外釋實驗期間可燃性粉末外釋之質量

$M_{12 \text{ in}}$ = 燃料丸於 Lorenz(NUREG/CR-0722) 30.5cm 實驗測試燃料棒中之質量

$F_{init, body} = \rho_{\leq 10 \text{ initial}}/\rho$

依據上述條件評估 0.3cm 長之過濾床及 200 μm 粒子且假設過濾床具有 99% 過濾能力，在條件 $l=0.3\text{cm}$ 、 $L=10l=3\text{cm}$ 下可定義其關係式 3.10 所示：

$$V_{2(L+l)} \rho_{\leq 10 \text{ initial}} \left[\frac{2L}{2(L+l)} (1 - F_{fil}) + \frac{2l}{2(L+l)} (1.0) \right] = M_{\leq 10 \text{ rel}} \quad (3.10)$$

式中 $2L$ 為燃料棒中可燃性粉末外釋時未能被過濾床過濾之長度、 $2l$ 為燃料棒中可燃性粉末外釋時部分(0 到 0.99)間過濾能力之長度及 $2(L+l)$ 為燃料棒中

無可燃性粉末外釋之長度。再依 99%($F_{fil}=0.99$)過濾能力之假設，則式 3.10 可改寫求得式 3.9 中 F_{bed} (可燃性粒子於流動期間不能被過濾床過濾之比例)如 3.11 式所示：

$$\left[\frac{2L}{2(L+l)}(1-0.99) + \frac{2l}{2(L+l)}(1.0) \right] = \frac{L(0.01)+l}{L+l} = F_{bed} \quad (3.11)$$

透過 Lorenz 實驗計算 30.5cm 測試燃料棒，將可燃性粒子外釋質量除以 30.5cm 測試棒中二氧化鈾質量，以獲得可燃性粒子外釋比例值為 4.0×10^{-6} ，關係式如 3.12 所示：

$$\frac{V_{2(L+l)} \rho_{\leq 10 \text{ initial}}}{M_{12 \text{ in}}} \left[\frac{L(0.01)+l}{L+l} \right] = \frac{M_{\leq 10 \text{ rel}}}{M_{12 \text{ in}}} = 4 \times 10^{-6} \quad (3.12)$$

因 $M_{12 \text{ in}} = \rho V_{12 \text{ in}}$ ，所以 $V_{2(L+l)} / M_{12 \text{ in}} = 2(L+l) / \rho$ 可推導求得 $F_{init \text{ body}}$ 如 3.13 式所示：

$$F_{init \text{ body}} = \frac{\rho_{\leq 10 \text{ initial}}}{\rho} = 4 \times 10^{-6} \frac{30.5 \text{ cm}}{2(L+l)} \left[\frac{L(0.01)+l}{L+l} \right]^{-1} \quad (3.13)$$

因 Lorenz 對 30.5cm 實驗燃料棒測試結果，燃料棒中未能過濾可燃性粒子之長度約為 5cm，再依據 $2l=5\text{cm}$ 、 $l=2.5\text{cm}$ 、 $\rho=10 \text{ g/cm}^3$ 及 $L=3\text{cm}$ ，所以 $F_{init \text{ body}}$ 比例可求得為 2.45×10^{-5} 。

3.2.2.1.2 $F_{imp, \text{ body}}$ 及 $F_{imp, \text{ rim}}$ 比例評估

本項評估係參考美國能源局評估手冊[26]所規定之方式進行評估，其關係式如式 3.14 所示：

$$F_{imp} = 2 \times 10^{-11} \rho gh = 2 \times 10^{-11} mgh / V = 2 \times 10^{-11} (E/V) = 2 \times 10^{-11} \rho (E/m) \quad (3.14)$$

式中 E/V 為單一體積能量、 E/m 為與破裂相關之單一脆性材料質量及係數之單位為 cm^3/erg 。

依據 NUREG-1864 所執行之實驗以對照美國能源局評估結果發現，其美國能源局評估 F_{imp} 比例值皆比實際所實驗獲得比例值高 10 倍。依此，採以 NUREG-1864 之建議，將係數保守性除以 5 以獲得較為合理之比例值，如式 3.15 所示：

$$F_{imp} = 4 \times 10^{-12} (E/V) \quad (3.15)$$

3.2.2.1.3 $F_{ent, rim}$ 比例評估

高燃性用過燃料丸邊緣所產生易碎之粉末層，具有重新結晶及高壓縮性質之二氧化鈾粉末，厚度約 0.1 至 0.3 μm 。而周圍所存在氣體應不會將粉末層推向最接近之燃料棒破口處。假設當貯存情況下，燃料護套與燃料丸邊緣有些微之分離，而此分離之空間會隨燃料棒之長度而展開。如在前述條件下發生顯著之失壓情形時，則部分燃料丸邊緣層之粒子將會被吸入氣流中，如果未被過濾床過濾時，則此類具有放射性之粒子將會被帶入至護箱環境內。為考量此類情況及滿足邊緣層內二氧化鈾失壓外釋質量比例評估，則可以關係式 3.16 進行表示：

$$F_{ent, rim} = R_{ent} \Delta t A_{rim} / \rho V_{rim} = R_{ent} \Delta t \pi d_p L / \rho \pi d_p t_{rim} L = R_{ent} \Delta t / \rho t_{rim} \quad (3.16)$$

參考 NUREG-1864 報告指出，因目前相關研究及報告中未有二氧化鈾粉末流動率之相關資料數據，所以採用相似大小及現有之金屬粉末(鋁 Al、銅 Cu、鉬 Mo、硅 Si 及鎢 W)及三氧化二鐵(Fe_2O_3) 資料相互內差而獲得 $R_{ent} = 5 \times 10^{-4} \text{ g cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ 、式中其餘條件於本節中其他小節已闡述在此不加說明。依據計算結果可知，其 F_{ent} 比例值為 1 較為合理及保守。

3.2.2.1.4 $F_{tear, rim}$ 比例評估

假設當燃料棒失效時，因破口使易燃性邊緣層粉末由破口處外釋至護箱環

境；依據此類之情況可以式 3.17 進行比例性評估：

$$F_{tear,rim} = wld / \pi d_p t_{rim} L \quad (3.17)$$

W：由邊緣層外釋粒子之最終寬度。

l：由邊緣層外釋粒子之最終長度。

d：由邊緣層外釋粒子之最終深度。

d_p：燃料丸直徑。

t_{rim}：燃料丸易燃邊緣層之厚度

L：用過燃料棒長度。

以沸水式反應器燃料棒(10X10)規格，其 d_p=0.87cm，t_{rim}=150μm=0.015cm 和 L=369cm。如果燃料棒破口之長度及寬度有 10:1 的比例且破裂之長度等於燃料丸圓周長之一半，則 $l = \pi d_p / 2 = 1.4cm$ 及 $w=0.14cm$ 。

在燃料棒破口附近之邊緣層發生瞬間失壓(plug)所產生之噴射現象，會導致燃料棒內之氣體會吸附更多邊緣層粒子粉末帶至噴射氣流內而外釋，進而喪失更多邊緣層粒子之總質量。所以邊緣層粒子所喪失之總體積可表示為 $V_{ent} = R_{ent} \Delta t A_{plug\ side} / \rho$ 及邊緣層粒子經由單側開口處可通過之寬度可表示為 $w_{ent} = V_{ent} / A_{plug\ side}$ ，依據上述條件，其關係式可改寫為式 3.18 所示：

$$w_{ent} = R_{ent} \Delta t / \rho \quad (3.18)$$

式中為求保守性評估，則假設燃料棒兩側皆破口，所以應以最大有效破口之寬度進行評估($w_{effective}=w+2w_{ent}$)；最後依據上述相關條件，則 F_{tear, rim} 比例評估可以式 3.19 所示：(BWR 10X10 燃料棒)

$$F_{tear,rim} = w_e l t_{rim} / \pi d_p t_{rim} L = 2.8 \times 10^{-4} \quad (3.19)$$

3.2.2.2 CRUD 由燃料棒表面至護箱外釋比例評估

目前相關用過燃料研究中，針對 CRUD 物質之外釋比例評估，並無相關數據或資料可以考據，但為滿足 CRUD 之外釋比例評估，參考 NUREG-1864 的建議，假設當用過燃料棒遭受撞擊後其表面的 CRUD (^{60}Co) 剝落量為 10%，再參考美國 Quad City 電廠對廠內用過燃料棒以掃瞄式電子顯微鏡(SEM)觀察其表面 CRUD 粒子結果[27]，可獲得一累積之質量分佈。依據該質量分佈結果，總質量中約 15%為可燃性粒子，所以其外釋比例依據目前所及之資料而言，可定義為 $F_{RC,CRUD} = (0.1)(0.15) = 0.015$ 。

3.2.2.3 惰性氣體由燃料棒至護箱外釋比例評估

傳送護箱遭受撞擊後其燃料棒內之燃料丸所發生的內部破裂(Internal Crack Network)及空泡，會導致燃料丸本身產生約 5%至 10%的微孔。約 8%由用過燃料丸分裂產物所產生之惰性氣體原子(55-60 GWd/MTU)會擴散至粒子粉末邊緣，外釋至燃料棒內空間，而其他相關之氣體也會隨內部破裂處而外釋，但實際之外釋量及氣體種類，依目前相關資料指出，仍有顯著之不確定性。所以依據 NUREG-1864 之建議，在此情況下時，保守性假設約 25%比例之惰性氣體會由燃料丸內部破裂及空泡處外釋至燃料棒內部空間。

惰性氣體主要存在於三種高燃性區域：(1) 空泡體積內 (2) 燃料丸邊緣粉末層 (3) 燃料丸內部破裂處。包含在空泡內之邊緣層大小及分裂性氣體假設為可燃性之函數。另因反應器內之中子的存在，所以於邊緣層之放射性元素會高於燃料丸本身之 2 倍。參考 NUREG-1864 假設，令 Z 為燃料照射期間所產生之分裂性氣體流至空泡體積內。因溫度的變化，累積於空泡內之分裂性氣體會來自較熱之燃料丸內部，所以存在於邊緣層內之分裂氣體密度為燃料丸內部的 2 倍 ($\rho_R = 2\rho_B$)。而 $(1-Z)$ 的氣體為留存於燃料邊緣層及燃料間；再依據下列定義：

ρ_R = 邊緣層分裂性氣體密度

ρ_B = 燃料丸內部分裂性氣體密度

R_R = 邊緣層破裂比例

R_{R_g} = 破裂邊緣層單一體積內氣體外釋比例

R_B = 燃料丸破裂比例

R_{B_g} = 破裂燃料丸單一體積內氣體外釋比例

X = 邊緣層粉末屬燃料丸體積內成份比例($V_R=XV$)

因($\rho_R = 2\rho_B$)，燃料丸內之分裂性氣體密度可定義為 $\rho = \rho_B(1+X)$ ；再假設 I 為分裂性氣體量，所以 $I=I_{rim}+I_{body}$ ；依據前述，則整體之分裂氣體比例應定義為下式所示：

$$\begin{aligned} I &= \text{間隙間氣體} + \text{邊緣層內氣體} + \text{燃料丸內氣體} \\ &= ZI + 2\rho_B V_R + (\rho_B V_B - ZI) \end{aligned}$$

護箱受衝擊後，因燃料護套、邊緣層及燃料丸的破裂，則所存在之分裂性氣體均會經由破口處外釋，則外釋比(I_f)可定義為式 3.20 所示：

$$I_f = ZI + R_R R_{R_g} 2\rho X V / (1+X) + R_R R_{B_g} [\rho V(1-X)/(1+X) - ZI] \quad (3.20)$$

依據上式再定義分裂性氣體由燃料棒外釋至護箱之比例為 $R_{RC_g} = I_f / I$ ；又 $\rho V = I$ 所以可將式 3.20 改寫為式 3.21 所示：

$$R_{RC_g} = Z + R_R R_{R_g} 2X / (1+X) + R_B R_{B_g} [(1-X)/(1+X) - Z] \quad (3.21)$$

最後依據 NUREG-1864 所提供燃料照射期間所產生之分裂性氣體流比例($Z=0.08$)及邊緣層粉末屬燃料丸體積內成份比例($X=0.1$)，則式 3.22 即可為惰性氣體由燃料棒至護箱外釋比例之評估式：

$$R_{RC_g} = 0.08 + 0.18R_R R_{R_g} + 0.74R_B R_{B_g} \quad (3.22)$$

依照上式，在撞擊後燃料護套 5 處破口、破口處有 $\pm 5\text{cm}$ 範圍有裂痕及 25% 的氣體會外釋條件下，則可求得 R_{RC_g} 約 12% 之外釋比例。

3.2.3 護箱至外界輻射源外釋比例評估($F_{CE,k}$)

用過燃料粒子及 CRUD 由燃料棒外釋至護箱環境後，部分外釋物質會殘留於護箱之環境內，而其他外釋物質會因護箱的失壓破口所產生之氣流外釋至外界環境。外釋至環境比例評估可由式 3.23 表示：

$$F_{CE,k} = (1 - F_{k,k=1,2,3}) \left(1 - \frac{P_{atm}}{P_{rod\ failure}} \right) = (1 - F_{k,k=1,2,3}) F_{exp} \quad (3.23)$$

F_k = 惰性氣體 (K=1)、放射性粒子 (K=2) 及
CRUD(K=3) 由失效之燃料棒外釋至護箱內部表面

P_{atm} = 1.0 大氣壓力

$P_{rod\ failure}$ = 因失效之燃料棒失壓使護箱會達到之壓力

F_{exp} = 燃料棒失壓後隨著護箱之失壓時，氣體由護箱
外釋至外界之比例

此情況下具有壓力與體積的顯著不同(燃料棒 50atm 及 20cc 和護箱低於大氣壓力及 6000 公升)，所以洩漏路徑中的大小尺寸就相對的重要。在高燃性燃料棒中，其洩漏路徑是以水力直徑為依據，因此會產生具有極小的洩漏路徑但長期之失壓特性。如果護箱之失壓速度與燃料棒相同時，外釋物質包含 CRUD 及由燃料丸邊緣層與燃料丸本身初期所噴射外釋之可燃性粒子。由護箱外釋至環境之驅動力為護箱與環境間之溫度及壓力差所產生，而由 3.2.2.3 節所陳述之分裂性氣體在此並不考量為物質外釋驅動力之條件。

依據前述極小的洩漏路徑但長期之失壓特性時，則護箱與燃料棒失壓之速度視為一致，故趨動力應考量全部壓力之失壓計算 ($P_{rod\ failure}$)，且此假設情況下，所有可能之外釋物資皆會外釋至外界環境。

$P_{rod\ failure}$ 參考 NUREG-1864 所陳述之內容，採以理想氣體方式進行比例性

評估，並定義下列條件：

P_{rod} = 燃料棒中氫氣及分裂產物之惰性氣體壓力，且分裂性惰性氣體
包括由燃料丸內部破裂所外釋至燃料棒內之環境

V_{rod} = 用過燃料棒之淨空體積

n_{rod} = 氫氣及已 10 年冷卻之用過燃料棒分裂性惰性氣體之莫耳數

P_{cask} = 氫氣注入護箱氣體內之壓力

V_{cask} = 護箱之淨空體積

n_{cask} = 氫氣注入護箱氣體內之莫耳數

R = 理想氣體常數

T = 用過燃料棒置於護箱內時，護箱內部平均溫度

$P_{final} = P_{rod\ failure}$

N_{rods} = 護箱中用過燃料棒數量

V_{final} = 護箱淨空及所有失效燃料棒淨空體積之加總

依據上列條件，破裂之燃料棒內之理想氣體評估式為 $P_{rod} V_{rod} = n_{rod} RT$ ；護箱內之理想氣體評估式可為 $P_{cask} V_{cask} = n_{cask} RT$ ，結合此兩關係式則可定義護箱內因氣體所增加之壓力及所破裂之燃料棒間之關係 $P_{final} V_{final} = n_{final} RT$ ；根據以上關係式，則可推導式 3.24 及 3.25：

$$n_{final} = F_{rods} N_{rods} n_{rods} + n_{cask} \quad (3.24)$$

$$V_{final} = F_{rods} N_{rods} V_{rod} + V_{cask} \quad (3.25)$$

代入上 2 關係式後可求得燃料棒失效後及燃料棒全面失壓前護箱內之最終壓力，可獲得 $P_{rod\ failure}$ 關係式如 3.26 所示：

$$P_{rod\ failure} = P_{final} = \frac{F_{rods} N_{rods} P_{rod} V_{rod} + P_{cask} V_{cask}}{F_{rods} N_{rods} V_{rod} + V_{cask}} \quad (3.26)$$

當獲得 $P_{rod\ failure}$ 壓力後，可將式 3.26 代入式 3.23，可針對欲求之外釋物質種類(k=1,2,3)，求其 F_{exp} 而獲得護箱比例之外釋比例，如式 3.27 所示：

$$F_{exp} = \left(1 - \frac{P_{atm}}{P_{rod\ failure}} \right) \quad (3.27)$$

計算 $P_{rod\ failure}$ 所需要相關參數，需參考乾式貯存安全分析報告及燃料棒性能分析報告等，本研究受限相關報告及數據之取得，在此僅說明 NUREG-1864 對 HI-STORM 100 所執行結果，以護箱空間計算最終護箱內壓力，可獲得護箱內最終回填壓力約 5.6atm 及因壓力所排出的氣體(F_{exp})約 98%。未來可依台灣核能電廠所使用之貯存系統，依據安全分析報告及燃料棒性能報告內相關與式 3.26 所需之參數代入，以完整 $P_{rod\ failure}$ 壓力及 F_{exp} 外釋比例評估。

3.2.3.1 重力沉澱評估(Gravitational Settling)

本研究所評估之步驟 18 中，護箱所處之高度為 29.3 公尺，且假設發生護箱掉落時，其護箱會維持垂直撞擊至水泥表面或貯存護箱上。當撞擊完成後，護箱內的氣流及地心引力將會使外釋物質向下沉澱，直到觸碰到第一個水平表面，如燃料束端點之 grid spacer 或底板等，而燃料束於 grid spacer 間由 7 片葉片(span)所構成。依據 NUREG-1864 建議，90%外釋物質會沉澱在 grid spacer 表面，且當燃料護套發生破裂時，也假設每片葉片會產生相同之破裂(1/7)；所以重力沉澱評估可由式 3.28 所示：

$$F_{gravitational\ settling} = 1 - 0.143 \times \sum_{n=1}^7 (1 - 0.9)^n = 0.984 \quad (3.28)$$

CRUD 也能以上述方式進行評估，其剝落之物質會沉澱於護箱及燃料護套表面。針對可燃性粒子及 CRUD，放射性微粒子由護箱外釋至環境可定義為式

3.29 所示：

$$F_{CE,(CRUD, particles)} = 0.1 \times \text{失壓比例} \quad (3.29)$$

式中因護箱外釋至外界具有 98% 失壓比例，所以可求得 $F_{CE,(CRUD, particles)} = 0.1 \times 0.98 = 0.1$ 、另惰性氣體外釋比例可定義為式 3.30 所示：

$$F_{CE, noble gas} = \text{失壓比例 (100\%)} = 1 \quad (3.30)$$

3.3 整體外釋物質外釋比例評估

3.1 節中已定義輻射源外釋比例評估模式，如式 3.1 所示。依據 3.1 式之評估模式針對輻射源外釋物質(1)惰性氣體(2)放射性粒子(3)CRUD，分別以燃料棒外釋比例(F_{rods})、燃料棒至護箱外釋比例(F_{RC})及護箱至外界外釋比例(F_{CE})進行評估，相關之參數級定義式以說明於 3.2.1 節至 3.2.3.1 節中。

針對經 10 年冷卻之 10X10 沸水式反應器用過燃料棒，假設掉落高度於核一廠步驟 18 所處 29.3 公尺，掉落後護箱內每只燃料棒平均有 5 處破口，則評估方式如表 5 所示。表 5 中 $F_{RC,K}$ 之計算是藉由 $F_{imp,rim}$ 、 $F_{ent,rim}$ 及 $n_{tears/rod}$ 之外釋比例進行評估，且假設包含(1)燃料丸邊緣層破裂比例與燃料丸本身破裂比例相同及(2)邊緣層 100%破裂情況；因缺乏相關實驗資料或數據進行 $F_{RC,K}$ 比例值評估，所以在此引用 NUREG-1864 已建立之比例性數據進行比對，如圖 3 及圖 4 所示，以保守性求得表 5 中 $F_{RC,K}$ 之最大 1.2×10^{-2} 及最小 7×10^{-5} 比例值。

採以 INERFT 故障樹求解套裝軟體，將所有 F_{rods} 、 F_{RC} 及 F_{CE} 比例值建立故障樹，其故障樹如圖 5 所示，之後進行量化求解可獲得整體輻射物質外釋比例 $F_{rel,K}$ 。計算出惰性氣體(K=1)、放射性粒子(K=2)及 CRUD(K=3)之各別 $F_{rel,K}$ 外釋比例值後，可經由第二章之表 3 對應出個人於方圓 16 公里內導致立即致癌機率之最大值 $3.6E-4$ 及最小值 $4.3E-6$ 。

然而惰性氣體導致個人於方圓 16 公里內導致立即致癌之機率，係以 NUREG-1864 執行外釋後果評估時，所使用外釋後果評估套裝軟體(MELCOR

Accident Consequence Code System,簡稱 MACCS2)之評估結果，由此結果可獲得個人於 16 公里範圍內罹患癌症之機率風險值為 $1.0E-10$ 。

最後將此兩項機率風險值納入本文第四章之風險評估步驟 18 內以求乾式貯存作業系統之總風險貢獻值。

表 4 燃料護套所處高度掉落之失效機率結果

| 事故模擬 | 撞擊表面 | 掉落高度 (m) | 燃料護套最大主軸應力 (in/in) | 高燃耗用過燃料應變限制 (in/in) | 燃料護套失效機率 |
|--------------|-------|----------|--------------------|---------------------|----------|
| 傳送護箱 垂直掉落 | 水泥地表面 | 0.3 | 0.0043 | 0.010 | 0.0 |
| | | 1.52 | 0.0063 | 0.010 | 0.0 |
| | | 6.1 | 0.0072 | 0.010 | 0.0 |
| | | 12.19 | 0.011 | 0.010 | 1.0 |
| | | 16.76 | 0.025 | 0.010 | 1.0 |
| | | 21.34 | 0.037 | 0.010 | 1.0 |
| | | 29.3 | 0.051 | 0.010 | 1.0 |
| | | 30.48 | 0.052 | 0.010 | 1.0 |
| | 貯存護箱 | 1.52 | 與撞擊水泥地條件一致 | na | 0.0 |
| | | 12.19 | 與撞擊水泥地條件一致 | na | 1.0 |
| | | 24.38 | 與撞擊水泥地條件一致 | na | 1.0 |

表 5 整體外釋物質外釋比例評估

| 外釋物質種類 | F_{rods} | F_{RC} | F_{CE} | $F_{rel, K} = F_{rods} \times F_{RC} \times F_{CE}$ |
|------------|------------|---|----------|---|
| 惰性氣體(K=1) | 1 | 0.12 | 1 | 0.12 |
| 放射性粒子(K=2) | 1 | 7×10^{-5} 至 1.2×10^{-2} | 0.1 | 7×10^{-6} 至 1.2×10^{-3} |
| CRUD(K=3) | 1 | 0.015 | 0.1 | 0.0015 |

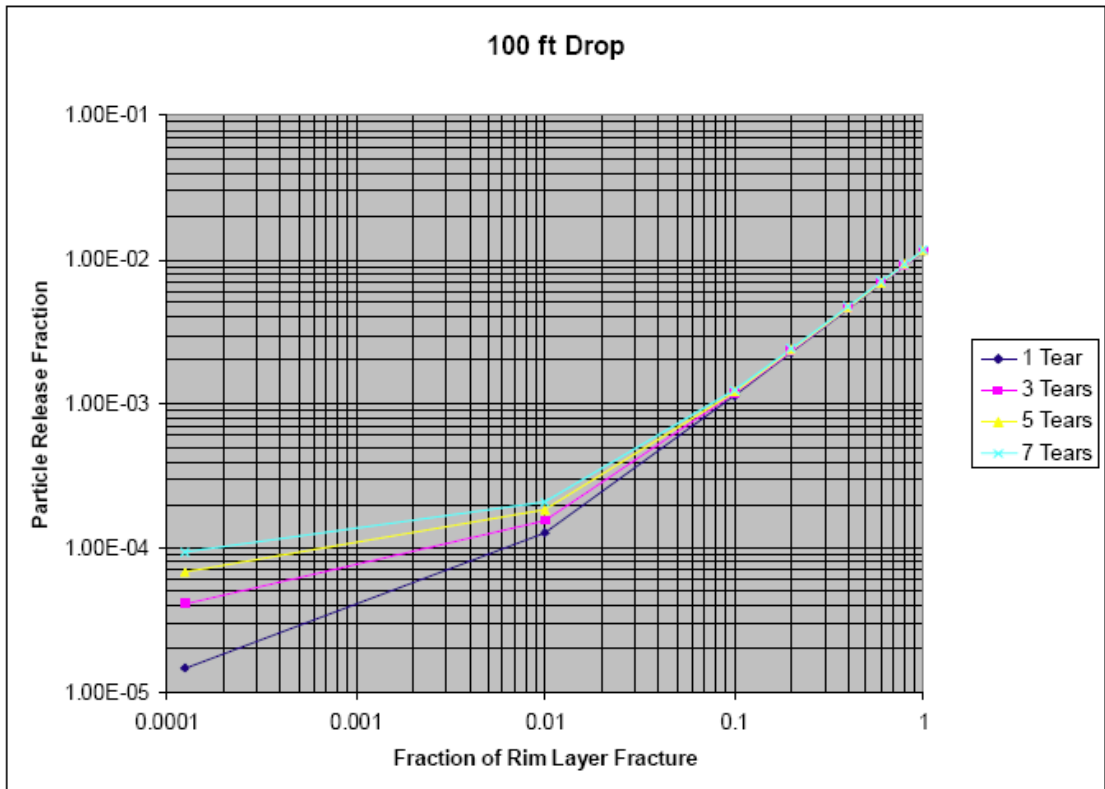


圖 3 NUREG-1864 邊緣層表面物質 100%外釋為燃料棒破口數及邊緣層破裂比例之函數

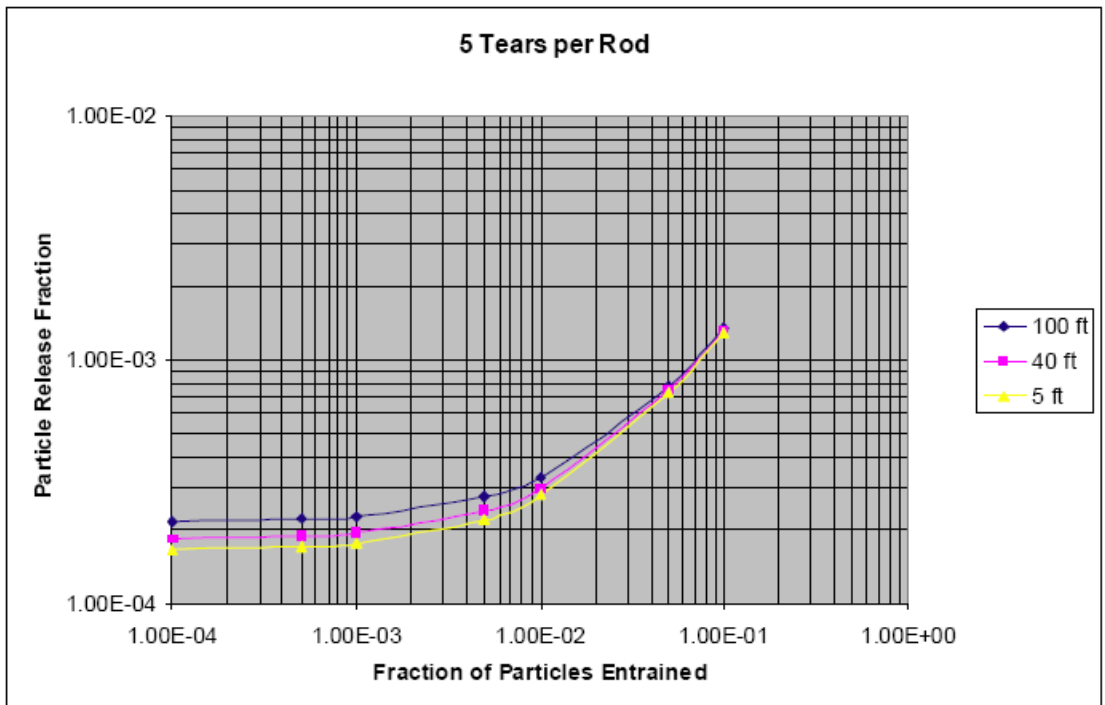


圖 4 NUREG-1864 100%邊緣層破裂及燃料棒 5 處破口數為放射性粒子外釋比例之函數

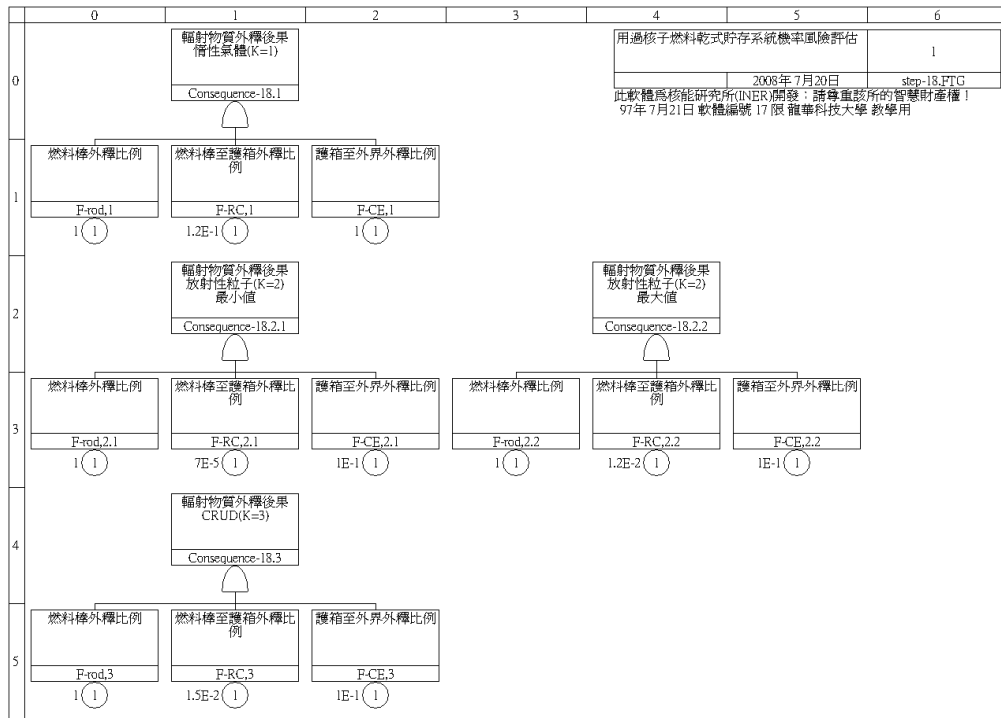


圖 5 乾式貯存作業步驟 18 輻射物質外釋後果故障樹求解示意圖

第四章 機率風險評估

經由第二章風險評估程序範圍定義、初始事件頻率、二次圍阻體功能及輻射物質外釋機率評估說明後，本章節將針對第二章所定義及說明之結果，首先先行建立風險評估計算模式，然後結合第三章輻射物質外釋後果機率值，將針對作業程序中所有步驟執行量化之風險分析，本研究採用 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 之數據結果進行比對，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)的基本解釋為可能發生生命或財產(事故)損失及因損失而導致的後果之機會，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 4.1 式所示

$$\text{風險} = \text{事故發生之機率} \times \text{事故損失} \quad (4.1)$$

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 4.2 式所示：

$$Risk = f \sum_{n=1}^m P_n K_n \quad (4.2)$$

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，所以傳送階段、貯存階段及其他廠外事件於此階段風險評估中不納入考量。依據 4.2 式之基礎理論，處理階段之第一年整體風險分析，且此階段可能發生的初始事件僅為步驟 20 至 21 間，故不需加總所有相關步驟之初始事件，如 4.3 式所示：

$$Risk^H = \sum_j f_j^H \sum_n P_{j,n}^H K_{j,n}^H \quad (4.3)$$

$Risk^H$ ：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 4.3 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 4.4 及 4.5 式所示：

$$Risk^T = \sum_j \sum_m f_{j,m}^T \sum_n P_{j,m,n}^T K_{j,m,n}^T \quad (4.4)$$

第一個 Σ 代表傳送階段之所有步驟。

$Risk^T$ ：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。

因貯存階段僅定義成一個步驟(步驟 34)所以與傳送階段不同，此階段不需加總所有的步驟。

$$Risk^S = \sum_m f_m^S \sum_n P_{m,n}^S K_{m,n}^S \quad (4.5)$$

$Risk^S$ ：貯存階段整體風險。

f_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 4.6 式所示。

$$Risk^{total} = Risk^H + Risk^T + Risk^S \quad (4.6)$$

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 4.3 至 4.5 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，針對處理階段步驟 1 至 34 進行風險評估，並配合國內所開發之故障樹求解套裝軟體(INERFT)進行定量風險計算，且依據計算結果比對 NUREG-1864 之評估結果，以確立本文研究方式之可行性。

依據 NUREG-1864 評估三個階段之各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水泥樓層(高度約 29.3 公尺)，會造成惰性氣體自圍阻體外釋機率为 1 及輻射物質自圍阻體外釋機率为 2.85E-7 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为 1.0E-10 和輻射物質外釋後果機率为 3.6E-4，可知：

$$(5.6E-5)*(2.0E-2)*(1)*(1.0E-10)=1.12E-16$$

(步驟 18 含惰性氣體外釋之整體風險)

$$(5.6E-5)*(2.0E-2)*(2.85E-7)*(3.6E-4)=1.15E-16$$

(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 6 為步驟 1,3 及 4 之故障樹組合示意圖、圖 7 為步驟 5,6 及 7 之故障樹組合示意圖、圖 8 為步驟 8、11 至 17 步驟之故障樹組合示意圖、圖 9 為步驟 18 之故障樹組

合示意圖、圖 10 為步驟 20 之故障樹組合示意圖、圖 11 為步驟 21 之故障樹組合示意圖、圖 12 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 22 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。

最後將各個步驟風險值加總之故障樹頂端事件轉入圖 13 之基礎事件，將乾式貯存作業程序之 34 個步驟所有步驟風險值進行加總後即為圖 13 中之頂端事件，用此故障樹便可求得步驟 1 至 34 的整體風險貢獻為 $1.26E-14$ 並與 NUREG-1864 計算結果 $1.8E-12$ 進行比對。

表 6 乾式貯存作業各個步驟風險計算結果

| 作業步驟之 初始事件 | 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 | 1.8E-3 | 6.4E-2 | 惰性氣體 | 1 | 1.5E-12 | 1.73E-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 | 2.85E-7 | 3.6E-4 | 5.75E-21 | |
| 5.傳送護箱掉落 | 5.6E-5 | 1.0E-6 | 全部 | 2.85E-7 | 3.6E-4 | 5.75E-21 | |
| 6.傳送護箱掉落 | 5.6E-5 | 1.0E-6 | 全部 | 2.85E-7 | 3.6E-4 | 5.75E-21 | |
| 7.傳送護箱掉落 | 5.6E-5 | 1.0E-6 | 全部 | 2.85E-7 | 3.6E-4 | 5.75E-21 | |
| 8.傳送護箱掉落 | 5.6E-5 | 1.0E-6 | 全部 | 2.85E-7 | 3.6E-4 | 5.75E-21 | |
| 9-10.無 | 0 | | | | | | |
| 11-17.傳送護箱掉落 | 5.6E-5 | 1.0E-6 | 全部 | 2.85E-7 | 3.6E-4 | 5.75E-21 | |
| 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 | 1.12E-16 | |
| | | | 輻射物質 | 2.85E-7 | 3.6E-4 | 1.15E-16 | |
| 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 | 1.57E-15 | |
| | | | 輻射物質 | 2.85E-7 | 3.6E-4 | 1.61E-15 | |
| 21.多功能貯存罐掉落 | 5.6E-5 | 2.8E-1 | 惰性氣體 | 1 | 1.0E-10 | 1.57E-15 | |
| | | | 輻射物質 | 2.85E-7 | 3.6E-4 | 1.61E-15 | |
| 22-24.無 | 0 | | | | | | |
| 25.無 | 0 | | | | | | |
| 26-33.貯存護箱掉落 | 0 | | | | | | |
| 34.運轉 期間其 他風險 | 地震影響 | 7.0E-7 | 1.0E-16 | 全部 | X | 3.6E-4 | 2.52E-26 |
| | 飛機撞擊 | 1.84E-6 | 2.7E-7 | 全部 | X | 3.6E-4 | 1.79E-16 |
| | 隕石撞擊 | 3.5E-14 | 1 | 全部 | X | 3.6E-4 | 1.26E-17 |
| 核一廠乾式貯存作業整體風險貢獻 | | | | | | 1.26E-14 | |
| NUREG-1864 乾式貯存作業整體風險貢獻 | | | | | | 1.8E-12 | |

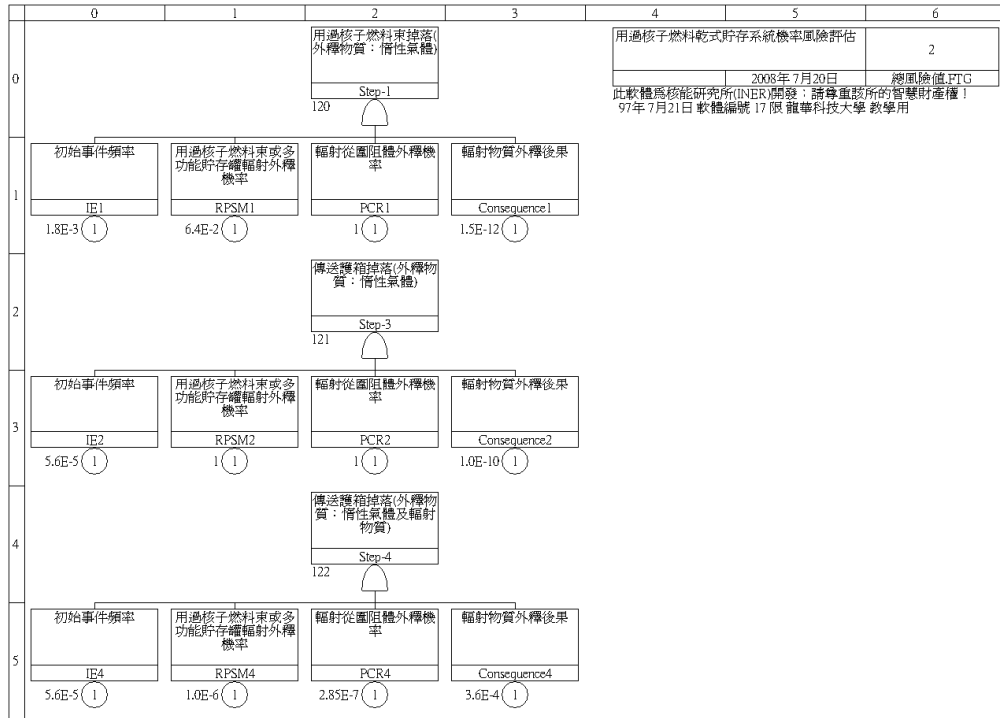


圖 6 乾式貯存作業步驟 1、3 及 4 故障樹失效模式求解示意圖

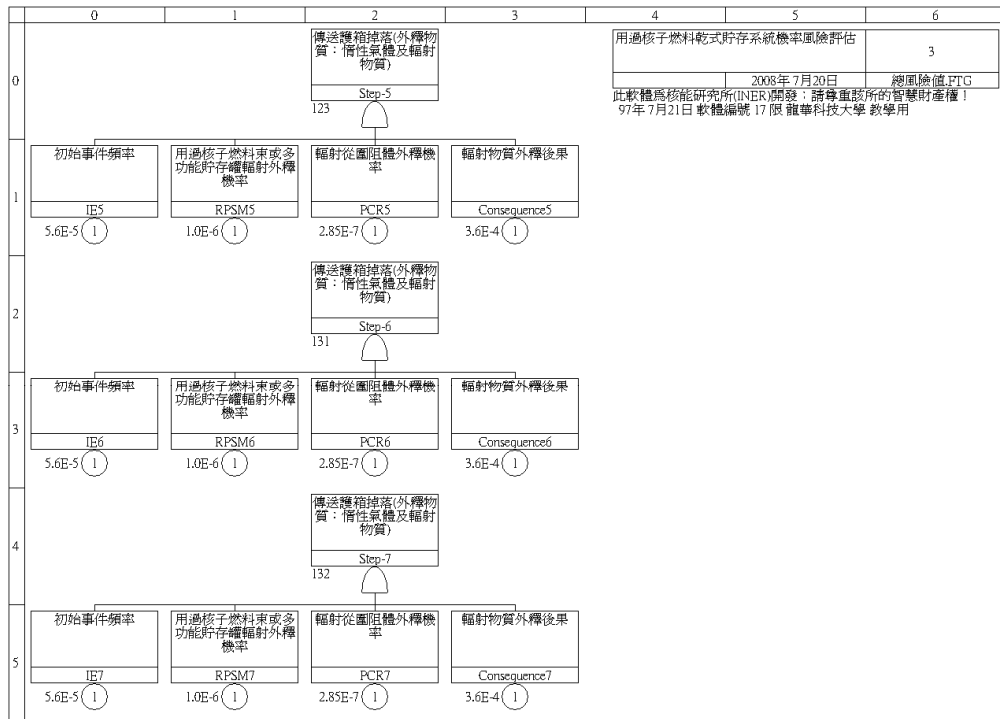


圖 7 乾式貯存作業步驟 5、6 及 7 故障樹失效模式求解示意圖

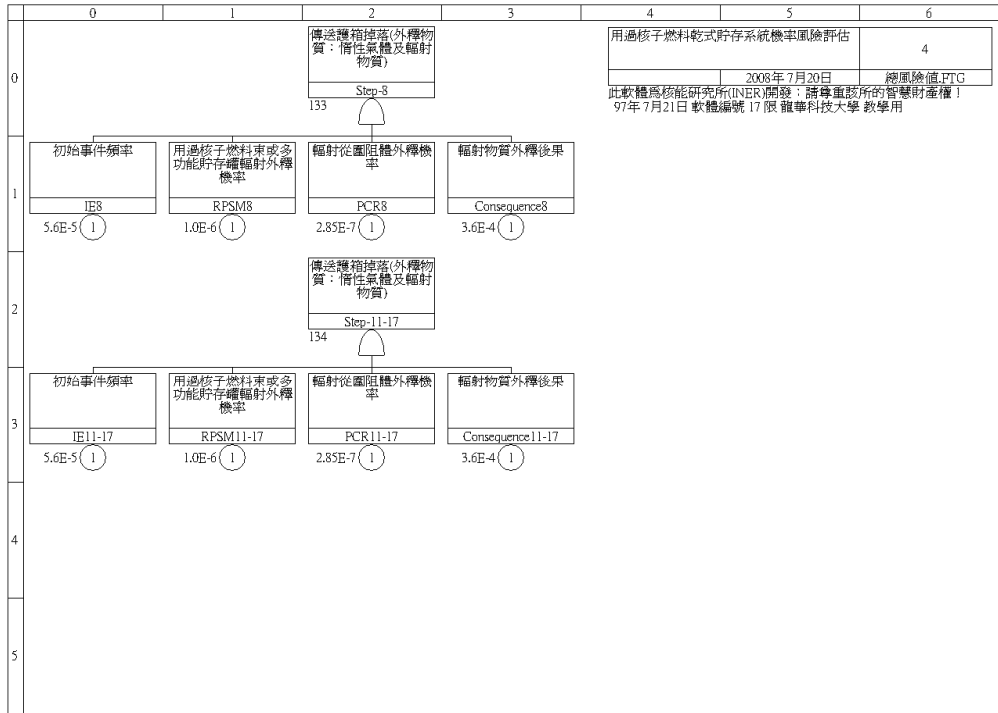


圖 8 乾式貯存作業步驟 8、11 至 17 故障樹失效模式求解示意圖

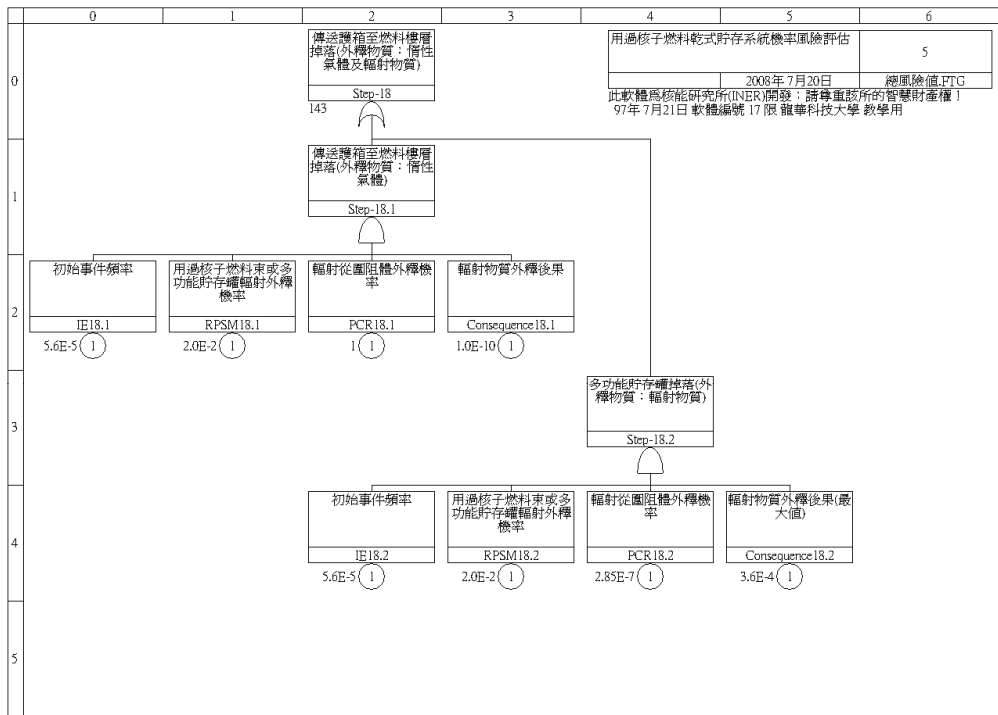


圖 9 乾式貯存作業步驟 18 故障樹失效模式求解示意圖

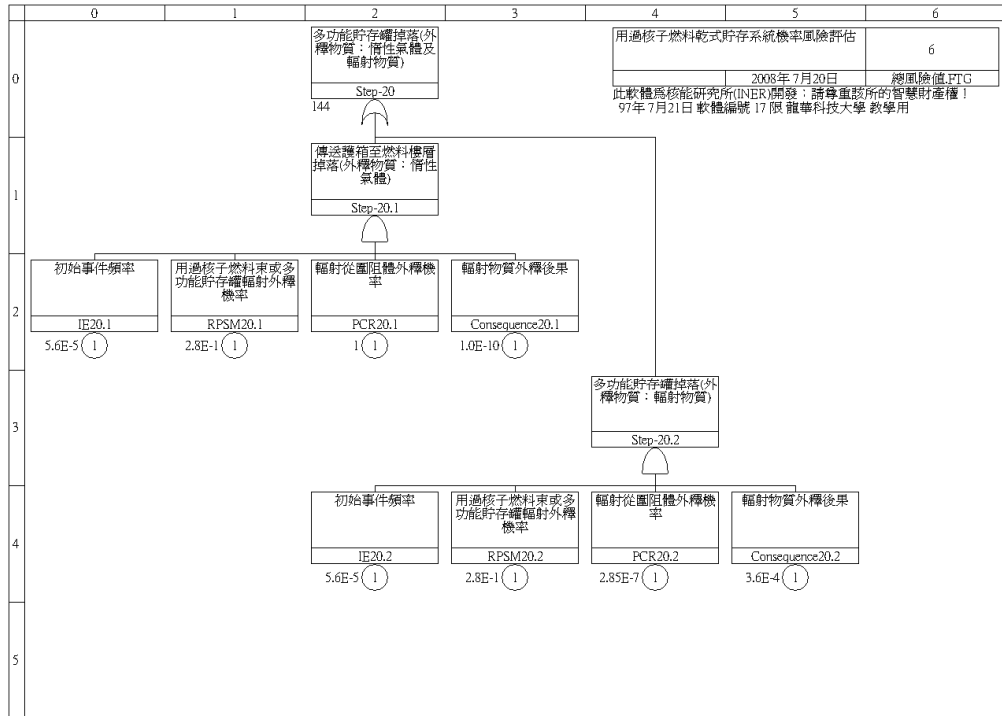


圖 10 乾式貯存作業步驟 20 故障樹失效模式求解示意圖

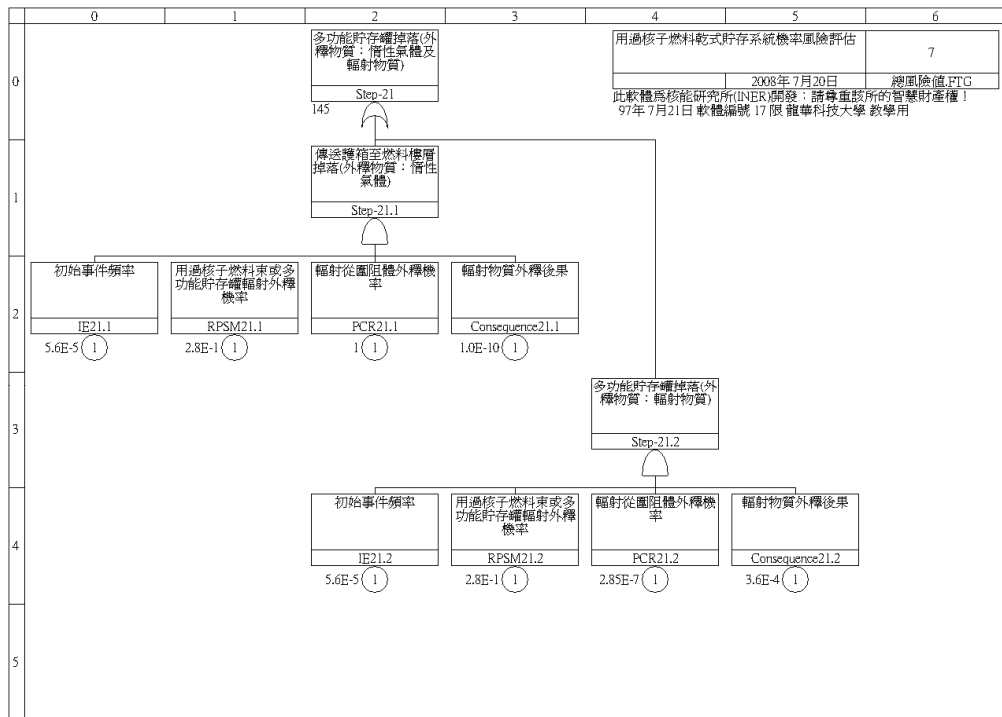


圖 11 乾式貯存作業步驟 21 故障樹失效模式求解示意圖

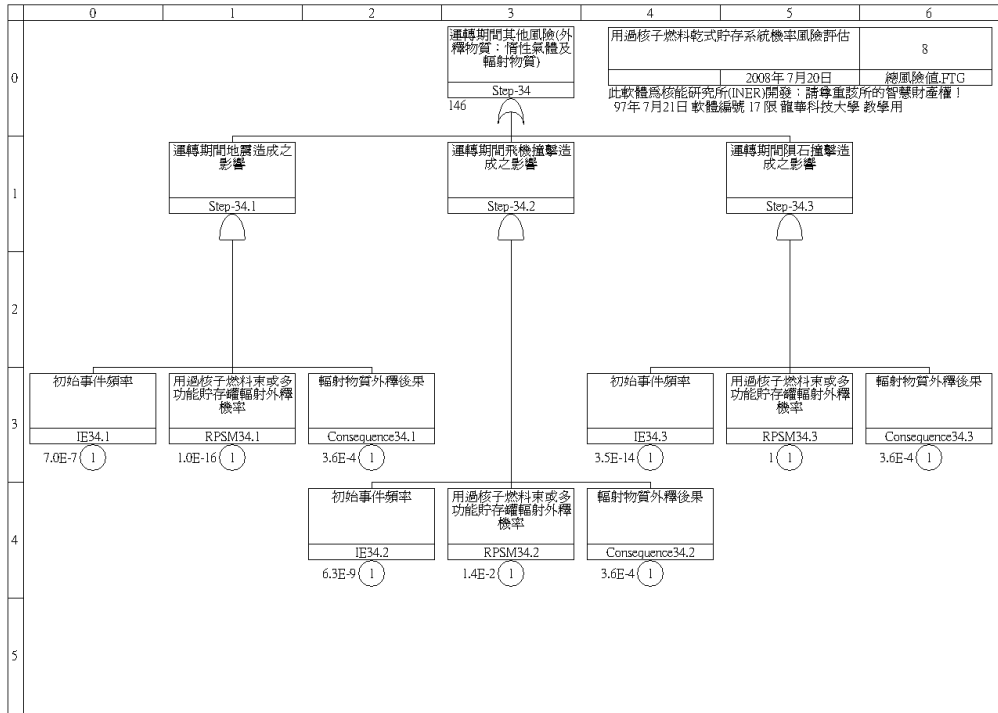


圖 12 乾式貯存作業步驟 34 故障樹失效模式求解示意圖

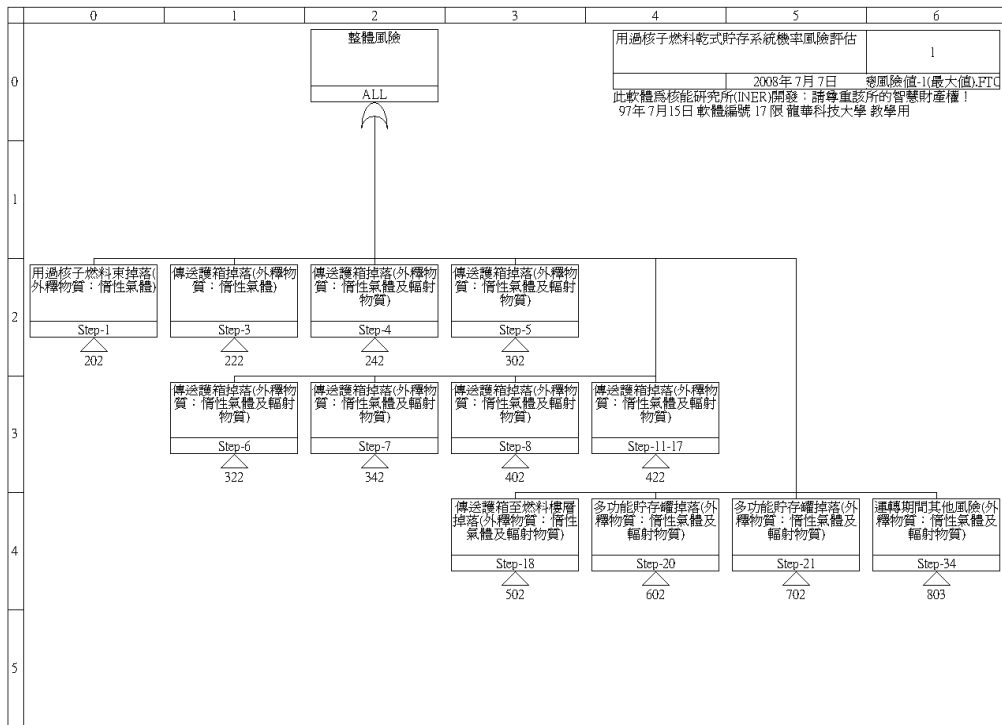


圖 13 乾式貯存作業步驟 1 至 34 故障樹失效模式求解示意圖

第五章 結構完整性與破裂分析

5.1 密封鋼筒由 30m 高度墜落於混凝土地板上

本報告針對密封鋼筒由 30m 高度墜落到地板上之撞擊模擬，地板包含混凝土與土壤。採用有限元素程式軟體 LS-DYNA 進行分析。密封鋼筒墜落地板上的分析模型如圖 14 所示；該模型是由土壤、混凝土層、密封鋼筒三部分所構成，其總共包含 14,035 個節點及 10,287 個元素。在圖中所示之結構，最底層部份為土壤，其尺寸為長 600 英吋，寬 600 英吋，厚度 500 英吋；元素類型使用 8 節點體元素 Solid 164，包含 3,825 個元素；材料則使用塑性動力硬化準則(Plastic kinematic hardening rule)。土壤上方中央平置一長方體混凝土層，該混凝土層尺寸長 400 英吋，寬 400 英吋，厚度 27.56 英吋；元素類型同樣使用 8 節點體元素 Solid 164，其包含 4,800 個元素；材料則使用混凝土材料 PSEUDO TENSOR (Mode II B) 並配合狀態方程式 EOS Form 8 進行計算分析。密封鋼筒則位於混凝土基座中央上方，兩者距離 1,153.54 英吋，該密封鋼筒為半徑 41.75 英吋，長 201.97 英吋之圓柱體結構；元素類型使用 10 節點四面體元素 Solid 168，其包含 1,662 個元素；對於此密封鋼筒之材料類型則與底層土壤相同，使用非線性材料 PLASTIC KINEMATIC 材料。以下所列為上述三個結構之材料參數。

密封鋼筒材料參數 (ISFSI-06-REP-06001) 如下：

彈性係數： 29.3×10^6 psi

浦松氏比：0.22

質量密度： 7.35×10^{-4} lb-sec²/in⁴

設計降伏強度： 23.3×10^3 psi

土壤材料參數 (NUREG/CR6608 UCRL-ID-129211) 如下：

彈性係數： 6×10^3 psi

浦松氏比：0.45

質量密度： $2.037 \times 10^{-4} \text{ lb-sec}^2/\text{in}^4$

降伏強度： $6 \times 10^5 \text{ psi}$

混凝土基座參數（NUREG/CR6608 UCRL-ID-129211）如下：

浦松氏比：0.22

質量密度： $0.284 \text{ lb-sec}^2/\text{in}^4$

Tensile cutoff（maximum principal stress for failure）： 870 psi

Cohesion (a_0)： 2000 psi

Pressure hardening coefficient (a_1)： 0.418

Pressure hardening coefficient (a_2)： 0.418

Pressure hardening coefficient for material (a_{1f})： 0.418

Effective plastic strain vs. scale factor η ：

| Effective plastic strain | scale factor η |
|--------------------------|---------------------|
| 0.0 | 0.0 |
| 0.00094 | 0.289 |
| 0.00296 | 0.465 |
| 0.00837 | 0.629 |
| 0.01317 | 0.774 |
| 0.0234 | 0.893 |
| 0.04034 | 1.0 |
| 1.0 | 1.0 |

狀態方程式 EOS Form 8 參數（NUREG/CR6608 UCRL-ID-129211）如下：

體積係數： $7 \times 10^5 \text{ psi}$

Pressure vs. volumetric strain：

| Volumetric strain (ϵ_v) | Pressure (psi) |
|------------------------------------|----------------|
| 0.0 | 0.0 |
| -0.006 | 4600 |
| -0.0075 | 5400 |
| -0.01 | 6200 |
| -0.012 | 6600 |
| -0.02 | 7800 |
| -0.038 | 10000 |
| -0.06 | 12600 |
| -0.0755 | 15000 |
| -0.097 | 18700 |

除了各故材料參數之設定外，在邊界條件方面，對於底層土壤部份，為模擬無窮土壤層之真實狀況，故於除了混凝土基座接觸之表面外，包含底面與四個側面等五個面，皆使用無反射邊界條件；當撞擊產生之應力波傳遞至土壤邊界時，此無反射邊界條件之運用，可用以消除土壤層邊界產生的反射應力波。

在分析模擬過程中，傳送護墜落撞擊混凝土地板時，由於瞬間撞擊力量極大，將使得混凝土地板產生嚴重變形，如圖 15 所示。最大應力應變將發生在撞擊後的短時間內。在此傳送護墜落撞擊混凝土地板模擬中，最大應力位置在於密封鋼筒底部邊緣處，最大應力值為 34,829 psi，其應力與時間之關係如圖 16 所示。而整個分析結構中，最大應變位置在於底部土壤的頂端與混凝土地板接觸之中間處，最大應變值則為 0.147，其應變與時間之關係如圖 17 所示。對於墜落的密封鋼筒而言，最大應變位置則在於底部之邊緣處，最大應變值為 0.014。圖 18 顯示最大應變值對時間之變化關係。

除了最大應力與最大應變外，為了更進一步了解墜落撞擊對於密封鋼筒之影響，故在本分析中，同時針對密封鋼筒各個不同的部位，探討其應力、應變

與時間之關係，該分析包含圖 19 與圖 20 所示。圖 19 為密封鋼筒各個部位之應力與時間之關係，其中，曲線 A 密封鋼筒上平面中間處應力變化之曲線；曲線 B 為密封鋼筒底部撞擊平面之中間位置應力與時間之關係；對於密封鋼筒側面部位，則取距離底部約 1/4 圓柱長之位置，以該處之應力變化結果繪出曲線 C；曲線 D 則為密封鋼筒內部靠近中心處應力與時間之關係，用以探討密封鋼筒內部應力之變化結果。由圖可知，對於密封鋼筒頂端部分，離撞擊接觸面最遠，應力應變亦最小。圖 20 則為密封鋼筒各個部位之應變與時間之關係，同樣包含密封鋼筒四個部位之應力變化結果曲線，圖中四條曲線所代表之位置與圖 19 相同。由圖可知，對於密封鋼筒頂端部分，離撞擊接觸面最遠，應力應變亦最小。而在底部位置，此處為撞擊之接觸面，在撞擊瞬間會產生極大的應力應變，但因此曲線之位置在於平面中間部分，故應力應變遠小於底部邊緣處之最大應力應變；同時，密封鋼筒在撞擊之後，並無彈跳之狀況產生，故應力應變迅速減小後，沒有再次出現急遽升高之現象。相較於上下兩平面位置，在側面與內部位置分析所得之應力應變明顯較大。

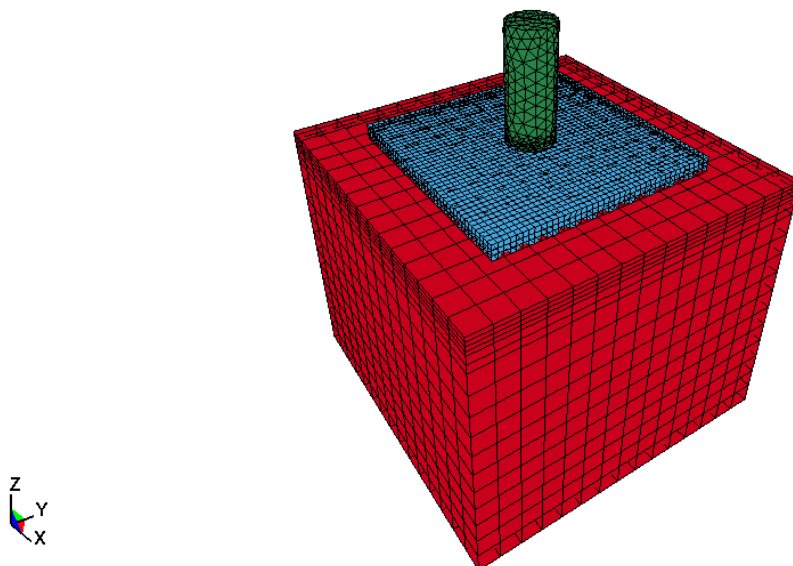


圖 14 密封鋼筒墜落於混凝土地板上之模型

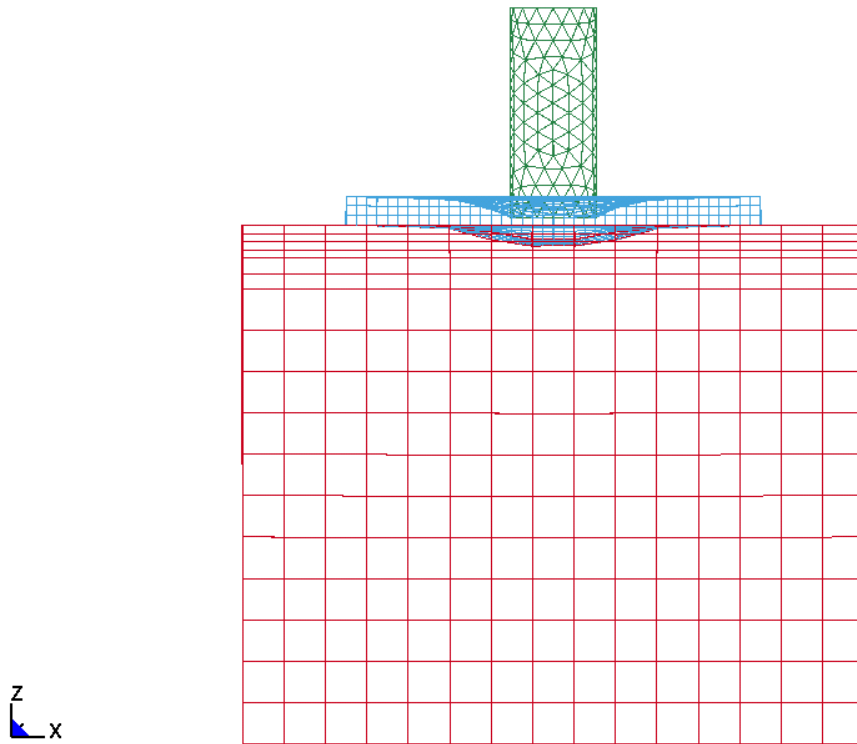


圖 15 密封鋼筒墜落於混凝土地板上之變形

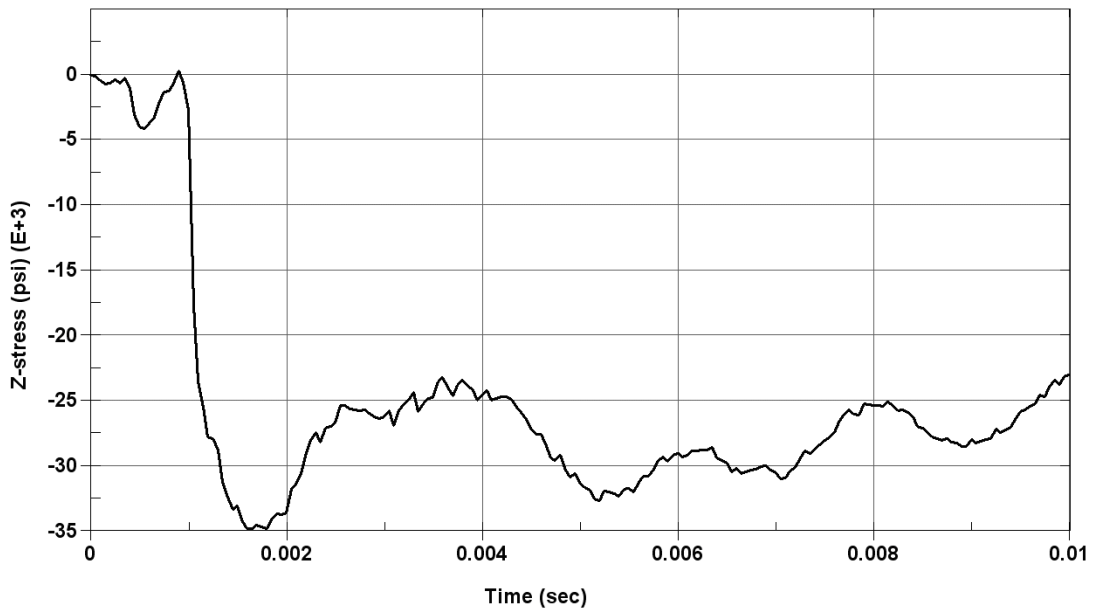


圖 16 密封鋼筒墜落於混凝土地板上之最大應力與時間之關係

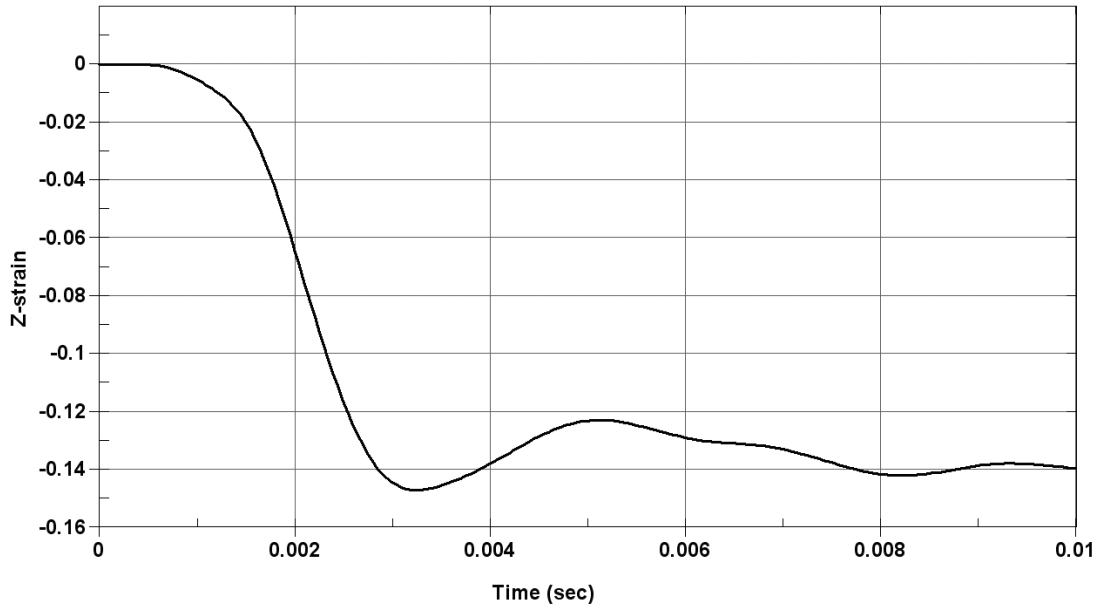


圖 17 密封鋼筒墜落於混凝土地板之最大應變與時間之關係

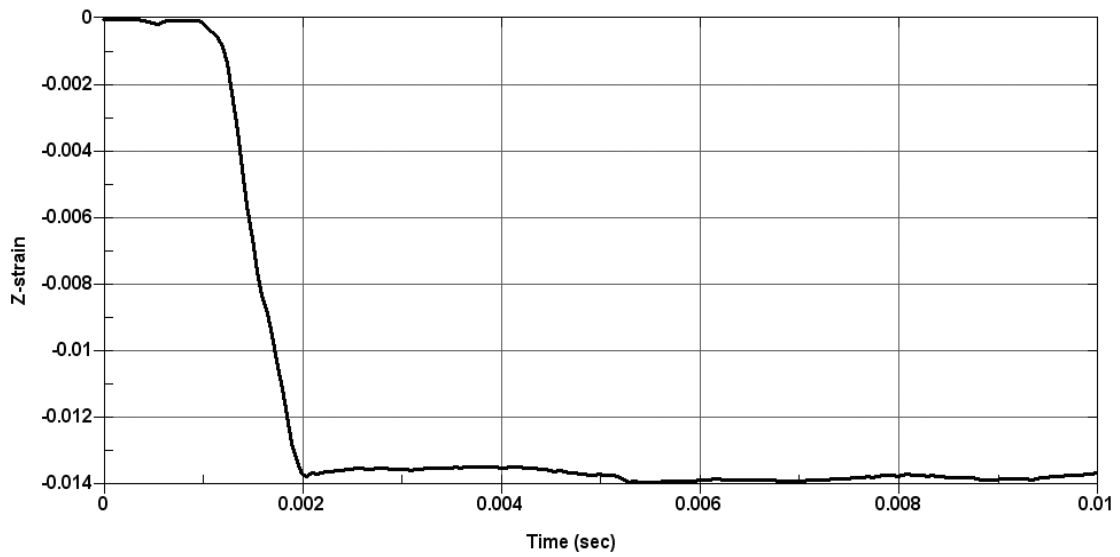


圖 18 墜落於混凝土地板上之密封鋼筒最大應變與時間之關係

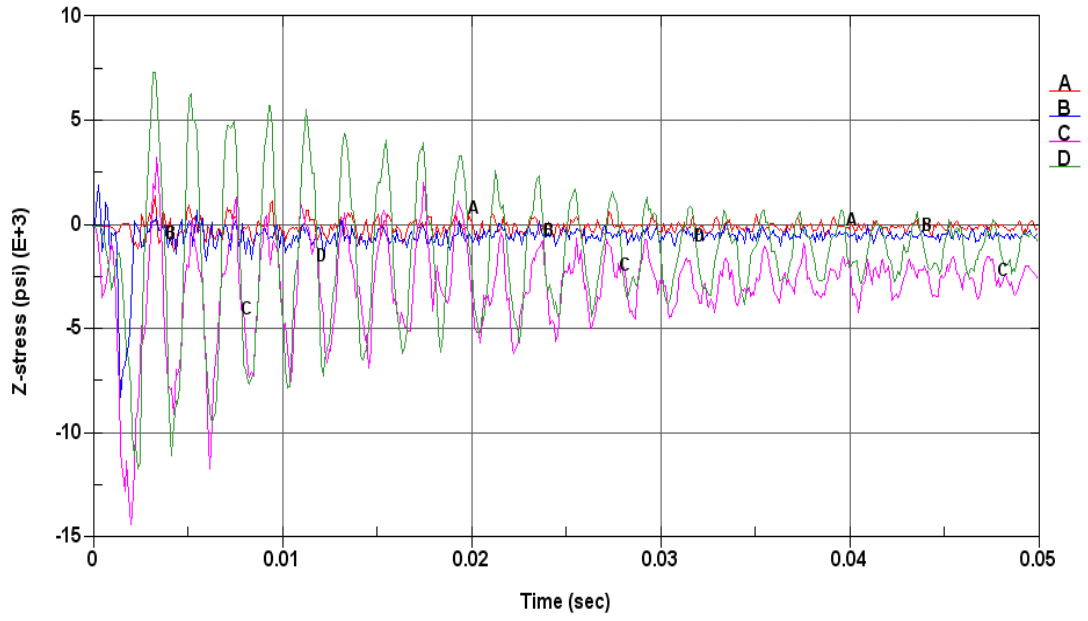


圖 19 墜落於混凝土地板上之密封鋼筒各部位應力歷程

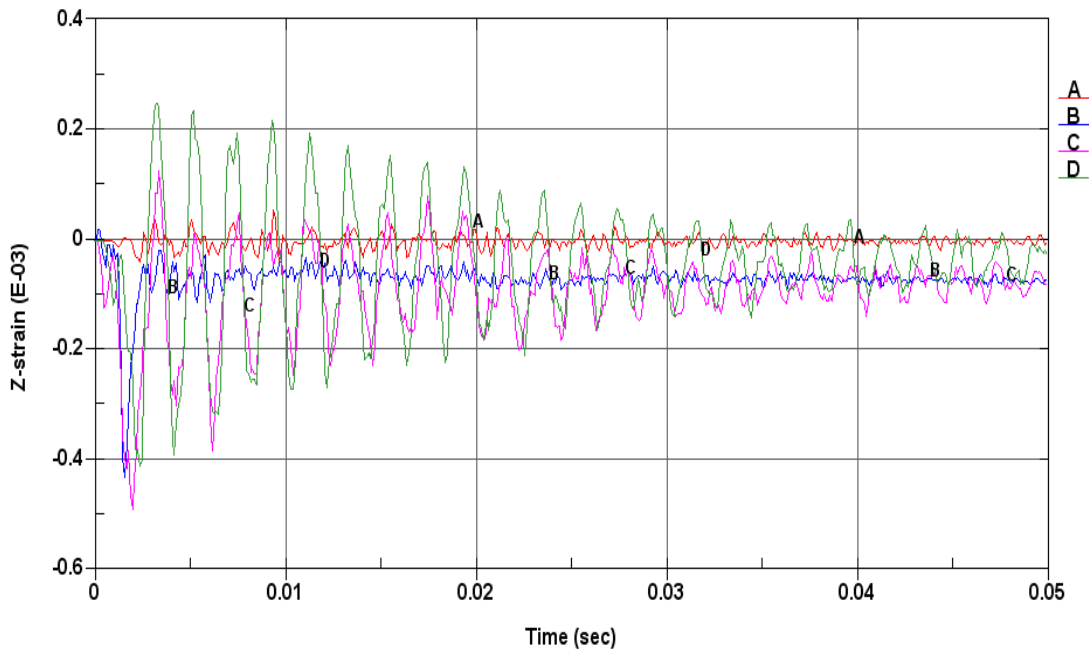


圖 20 墜落於混凝土地板上之密封鋼筒各部位應變歷程

5.2 密封鋼筒由 30m 高度墜落於混凝土護箱上

此分析模型除包含上一分析之模型外，另外，在混凝土基座中設置一混凝土護箱，令密封鋼筒墜落撞擊該混凝土護箱。本分析模型四個結構共包含 14,366 個節點與 11,069 個元素，模型如圖 21 所示。混凝土護箱尺寸為半徑 41.75 英吋，長 201.97 英吋之圓柱體；元素類型使用 8 節點體元素 Solid 164，包含 468 個元素；材料則使用非線性材料 PLASTIC KINEMATIC，材料參數

(ISFSI-06-REP-06001) 如下：

彈性係數： 29.3×10^6 psi

浦松氏比：0.31

質量密度： 7.35×10^{-4} lb-sec²/in⁴

設計降伏強度： 19.3×10^3 psi

在分析模擬過程中，傳送護墜落撞擊混凝土護箱後，將使得混凝土護箱強烈撞擊混凝土基座，令混凝土基座產生嚴重變形。如圖 22(a)所示，傳送護墜落撞擊混凝土護箱後，由於強大的瞬間撞擊力，令混凝土護箱壓入混凝土基座中。而在密封鋼筒撞擊混凝土護箱，將力量傳遞至混凝土護箱後，兩者之間會再次分開，形成類似敲擊之效應，如圖 22(b)所示。密封鋼筒與混凝土護箱兩者在分開後，短時間即會再次出現敲擊作用，如圖 22(c)所示。

在此分析模擬中，最大應力與最大應變同樣會出現在密封鋼筒墜落撞擊混凝土護箱後的短時間內，兩者之位置皆位於密封鋼筒底部邊緣處；最大應力值為 45,938 psi，如圖 23 所示。最大應變為則為 0.035，其同樣位於密封鋼筒底部，該應變與時間之關係如圖 24 所示。

另外，對於密封鋼筒如同墜擊混凝土護箱分析模擬中所述，針對密封鋼筒各個不同的部位，探討其應力、應變與時間之關係，各部位位置亦取相對於密封鋼筒墜擊於混凝土護箱模擬中所取之位置，如圖 25 與圖 26 所示；圖中四條

曲線所代表之位置亦延續前一分析所述，曲線 A、B、C 及 D 分別代表密封鋼筒之頂端、底部、側邊及內部位置。圖 25 為密封鋼筒各個部位之應力與時間之關係，由圖可知，四條曲線皆會在撞擊後 0.01 秒之內趨於常態振盪，但應力值降低之速度則會較為緩慢。對於密封鋼筒頂端部分，離撞擊接觸面最遠，撞擊瞬間之應力並無明顯大於之後之應力波峰。而在底部位置，此處為撞擊之接觸面，在撞擊瞬間會產生極大的應力，此應力值會明顯高於其他各部分之值，唯稍小於最大應力點；然而，其應力減小極為迅速，短時間內之應力即趨近於頂端位置之應力大小，此時之應力大小則反而會小於密封鋼筒側邊與內部中心位置之值。而在密封鋼筒側邊與內部位置部份，應力雖然在撞擊過後短時間即趨於常態振盪，但應力波峰值相較於上下兩平面位置之應力，仍明顯偏高；由密封鋼筒內部位置之應力曲線，即曲線 D 可看出應力雖有縮小但其速度偏慢。圖 26 則為密封鋼筒各個部位之應變與時間之關係，由圖可知，對於密封鋼筒頂端與內部位置應變值皆很小，尤其是頂端處之應變為最小。而在密封鋼筒底部與側邊處，在撞擊瞬間即會出現最大的應變值，並無明顯的大振盪現象。而位於密封鋼筒底部之應變結果亦會高於其他三個部位之結果值。

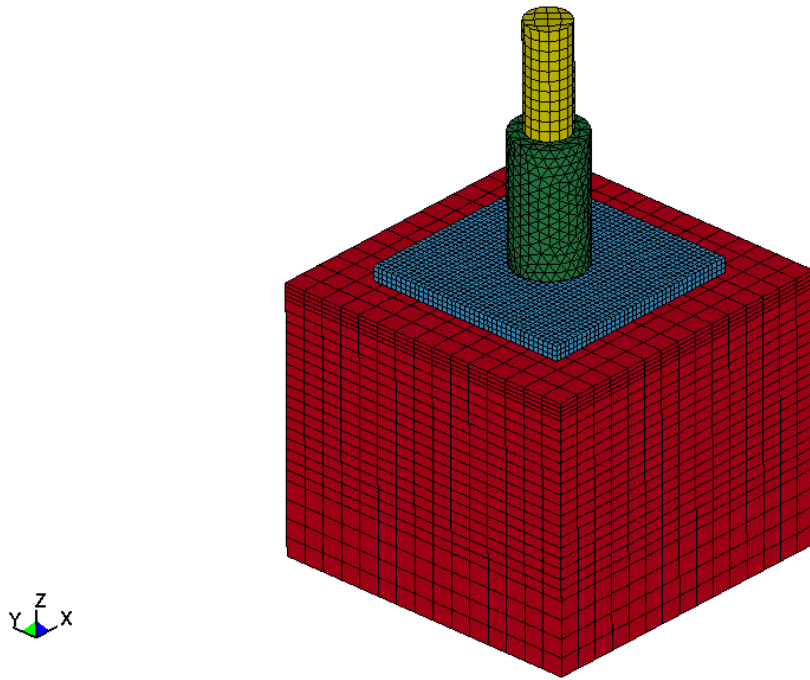


圖 21 密封鋼筒墜落於混凝土護箱上之模型

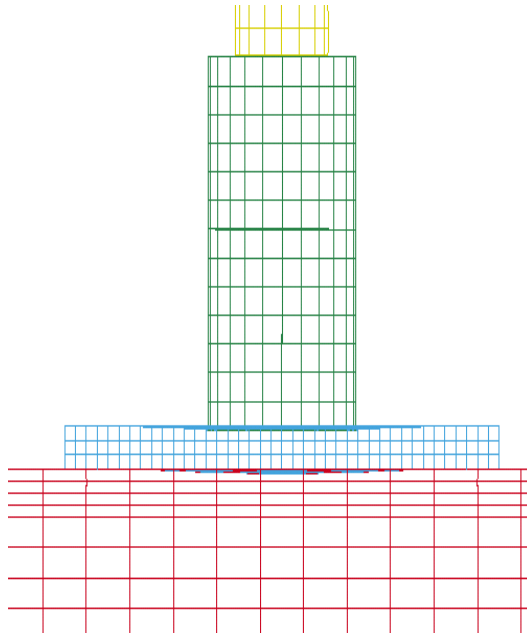


圖 22(a) 密封鋼筒墜落於混凝土護箱上之變形(一)

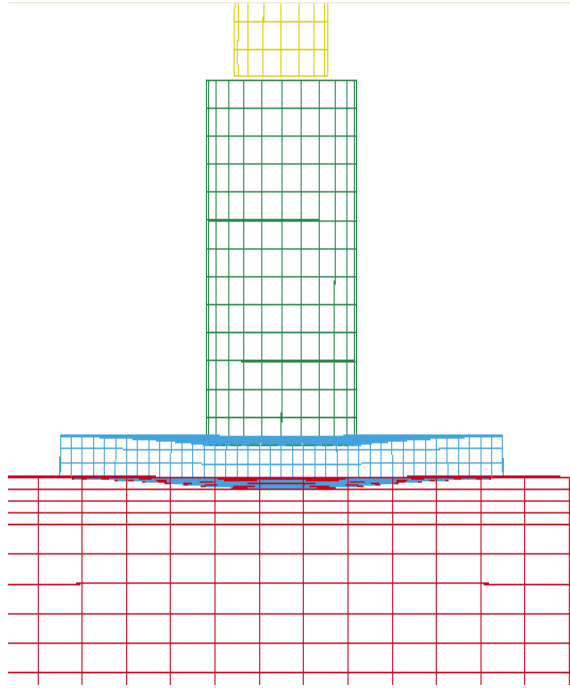


圖 22(b) 密封鋼筒墜落於混凝土護箱上之變形(二)

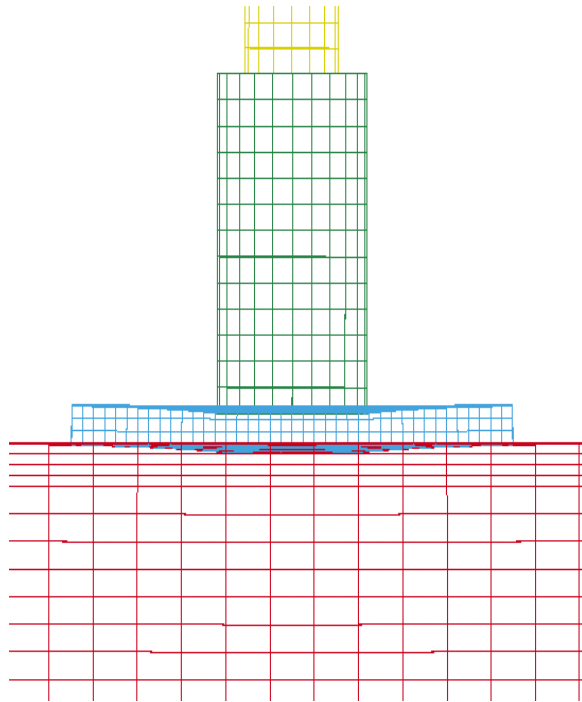


圖 22(c) 密封鋼筒墜落於混凝土護箱上之變形(三)

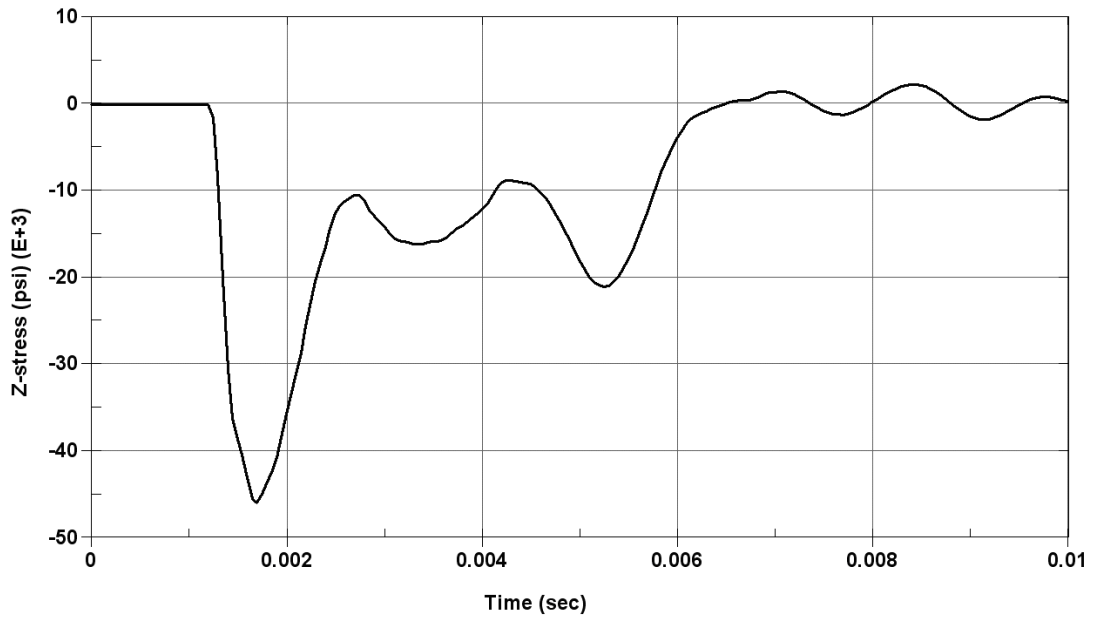


圖 23 密封鋼筒墜落於實心混凝土護箱上之最大應力與時間之關係

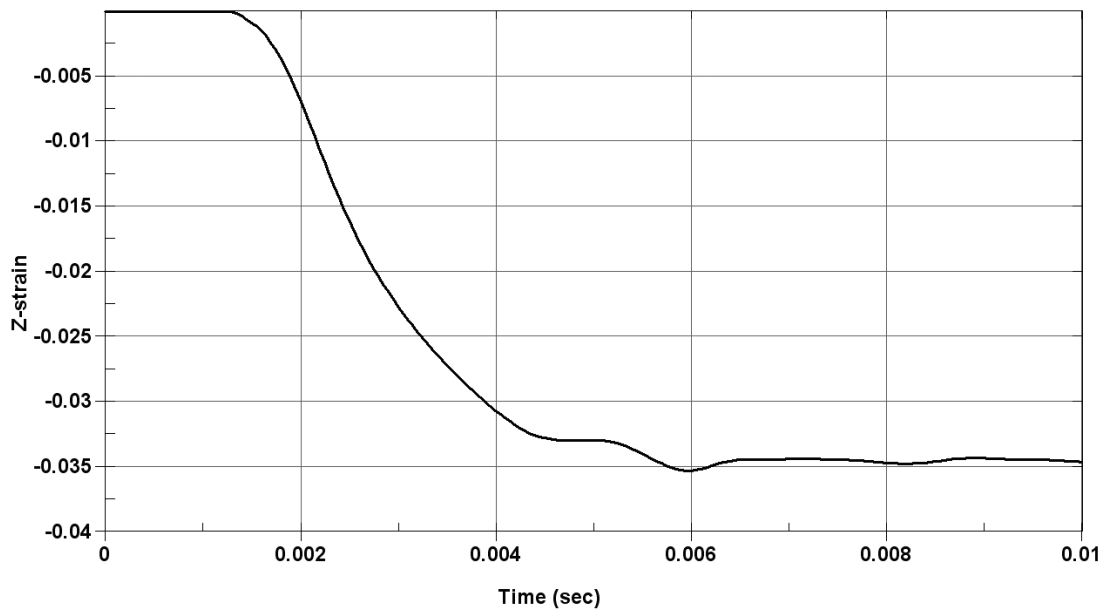


圖 24 密封鋼筒墜落於實心混凝土護箱上之最大應變與時間之關係

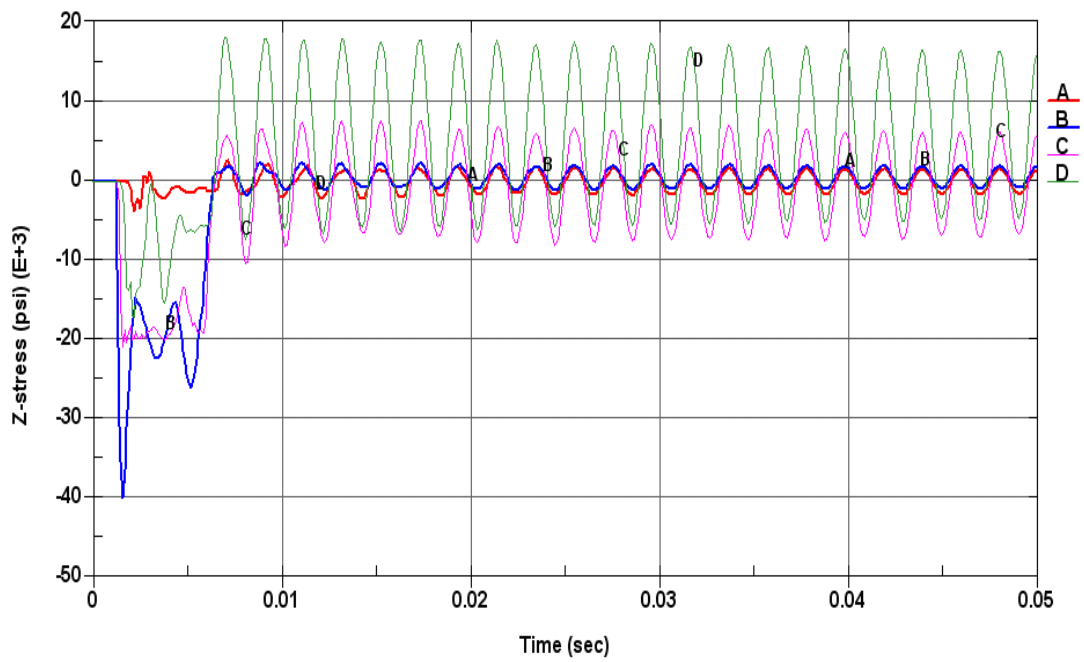


圖 25 墜落於實心混凝土護箱上之密封鋼筒各部位應力歷程

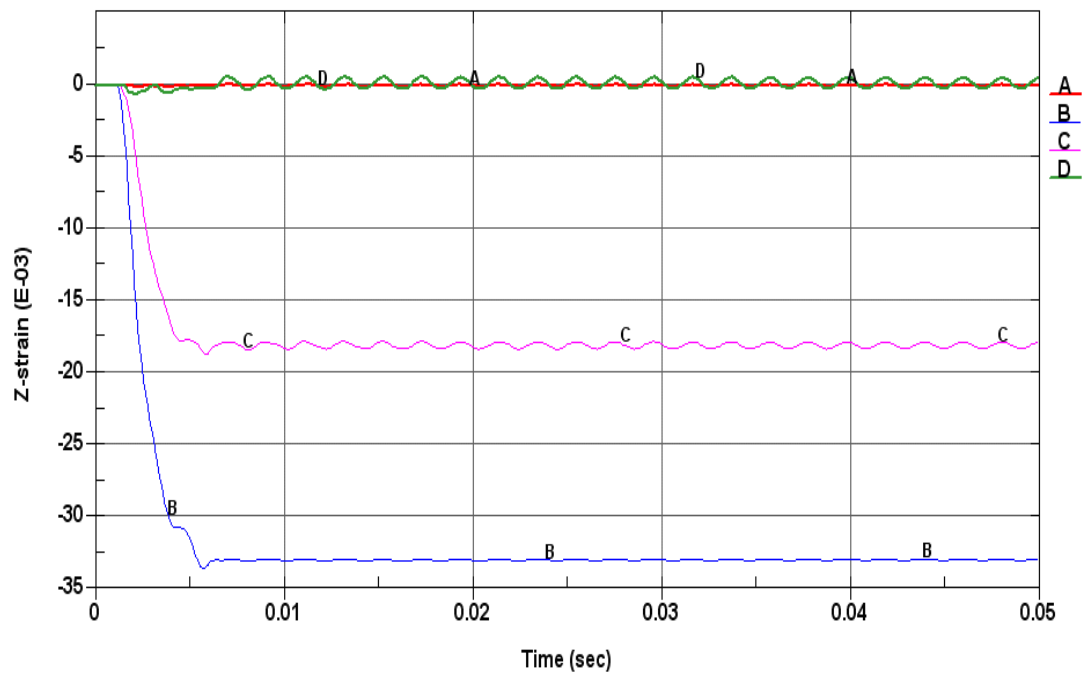


圖 26 墜落於實心混凝土護箱上之密封鋼筒各部位應變歷程

5.3 密封鋼筒墜落於中空混凝土護箱上

此分析模型與墜落於實心混凝土護箱上之分析模型大致相同，兩者差異在於本分析之混凝土護箱採用較接近實際狀況之中空模型。混凝土護箱內徑 37.24 英吋，底部厚度為 22.65 英吋；元素類型使用 10 節點四面體元素 Solid 168，包含 2,119 個元素；材料類型使用非線性材料 PLASTIC KINEMATIC，材料參數則如同密封鋼筒墜落於實心混凝土護箱上之分析模型參數。本分析模型四個結構共包含 17,654 個節點與 1,2720 個元素。

在此分析模擬中，最大應力在於混凝土護箱上，該處位於混凝土護箱與密封鋼筒邊緣撞擊部位，該最大應力值為 94,760 psi，如圖 27 所示；而對於密封鋼筒而言，最大應力位置則在與混凝土護箱發生撞擊之底部邊緣處，該最大應力值則為 35,030 psi，如圖 28 所示。所有結構之最大應變處出現於密封鋼筒，與密封鋼筒之最大應力處相近，皆位於底部邊緣，該最大應變值為 0.063，如圖 29 所示。

如同上述兩個分析模型，本分析模擬亦針對密封鋼筒各個不同的部位，探討其應力、應變與時間之關係，各部位位置亦取相對於密封鋼筒墜擊於混凝土護箱模擬中所取之位置，如圖 30 與圖 31 所示；圖中四條曲線所代表之位置亦延續前兩次分析所述，曲線 A、B、C 及 D 分別代表密封鋼筒之頂端、底部、側邊及內部位置。圖 30 為密封鋼筒各個部位之應力與時間之關係，由圖可知，四條曲線同樣會在撞擊後 0.01 秒之內趨於常態振盪。對於密封鋼筒頂端部分，如同之前的分析結果，應力較小且撞擊瞬間之應力並無明顯大於之後之應力波峰。而在底部位置，在撞擊瞬間會產生極大的應力，但由於本次模擬中，混凝土護箱為中空之圓柱，故密封鋼筒底部中間並無直接接觸混凝土護箱，因此，此處之應力值反而較小於密封鋼筒側邊與內部位置之應力值，而其應力減小仍如同上一分析，速度很快即衰減。而在密封鋼筒側邊與內部位置部份，應力在撞擊瞬間產生極大之應力，尤其是密封鋼筒側邊所得之應力為四個部位之最；

應力在撞擊過後短時間即趨於常態振盪，雖應力波峰值相較於上下兩平面位置之應力，仍明顯偏高，然而，衰減較快於前次分析模擬。圖 31 為密封鋼筒各個部位之應變與時間之關係，由圖可知，密封鋼筒頂端與內部位置應變值皆很小，而在密封鋼筒底部與側邊處，撞擊瞬間即會出現最大的應變值，並無明顯的大振盪現象。頂端處之應變為最小，而位於密封鋼筒底部之應變結果仍會高於其他三個部位之結果值。

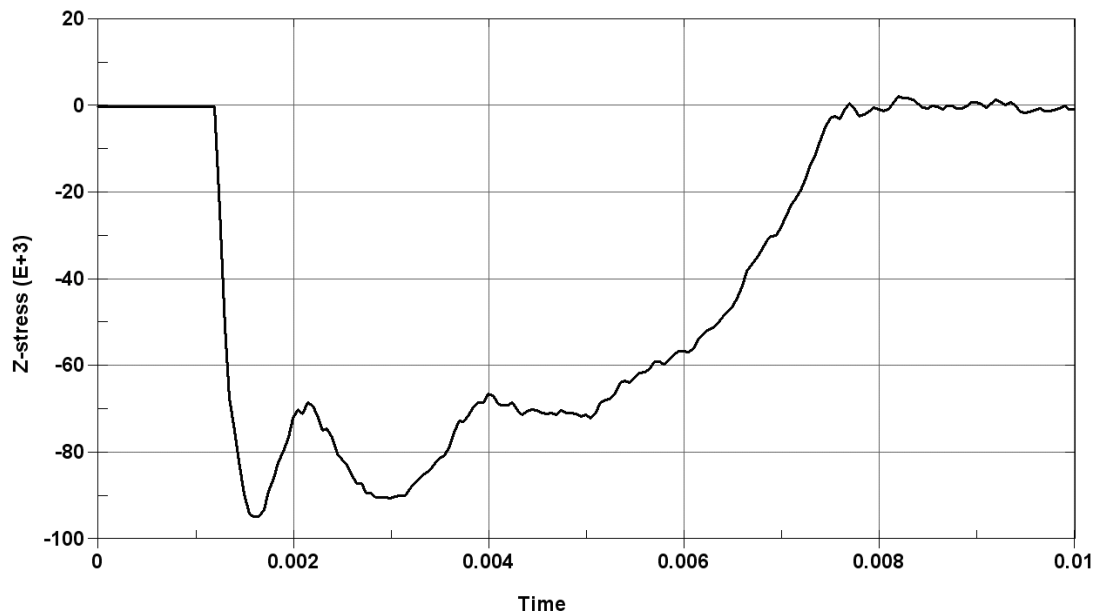


圖 27 密封鋼筒墜落於中空混凝土護箱上之最大應力與時間之關係

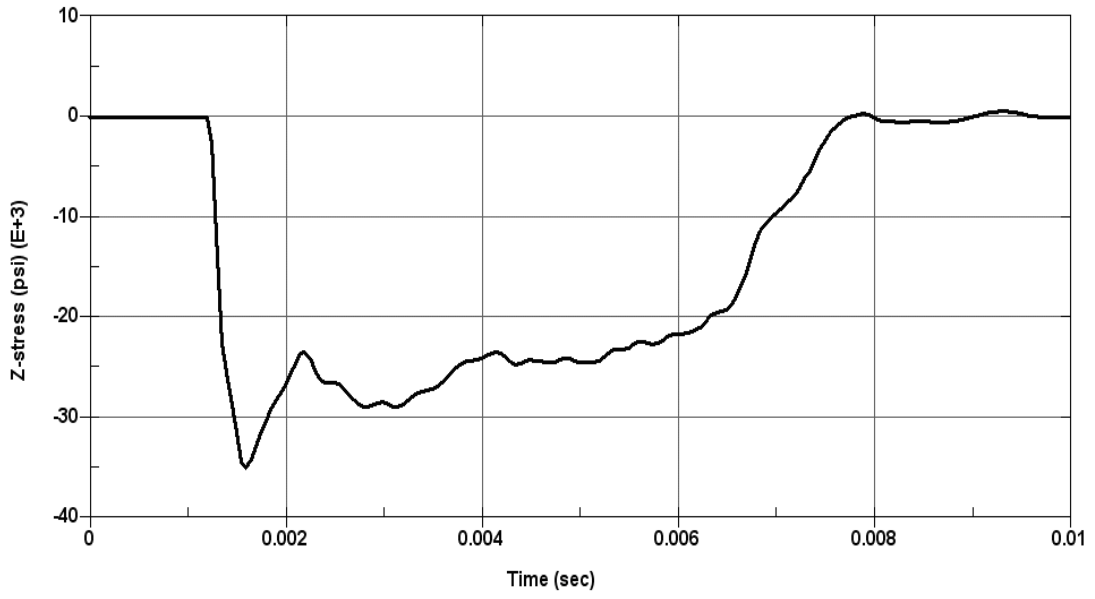


圖 28 墜落於中空混凝土護箱上之密封鋼筒最大應力與時間之關係

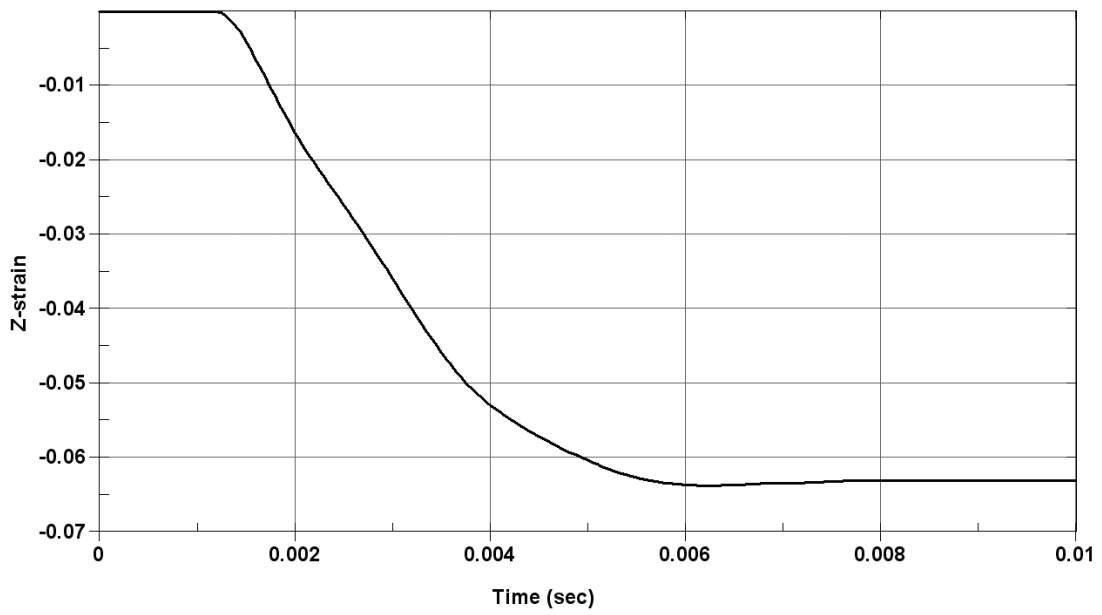


圖 29 密封鋼筒墜落於中空混凝土護箱上之最大應變與時間之關係

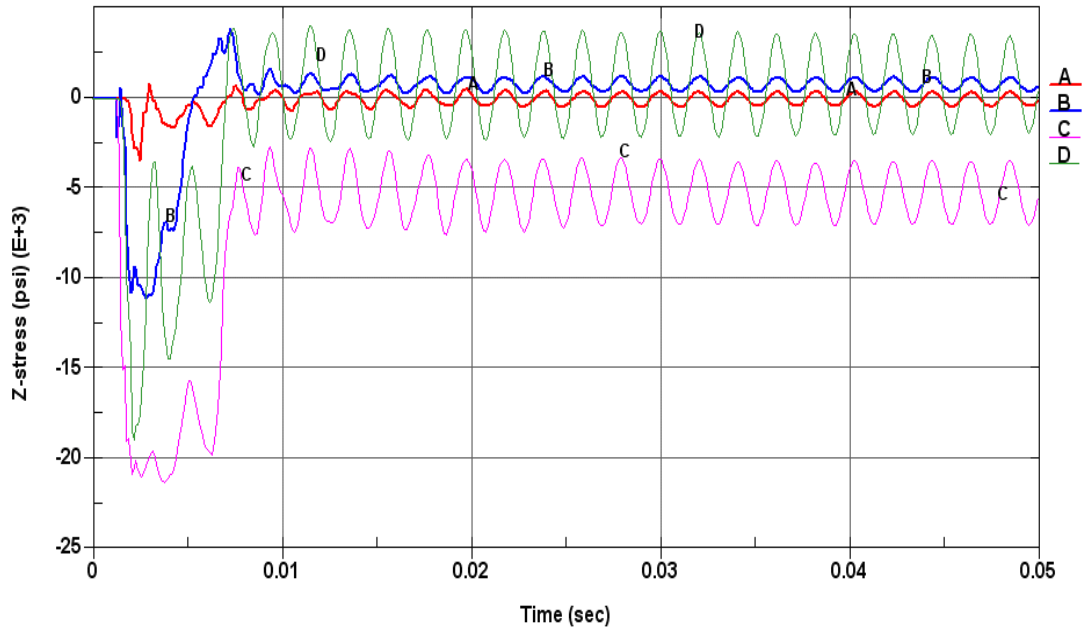


圖 30 墜落於中空混凝土護箱上之密封鋼筒側邊與頂端應力歷程

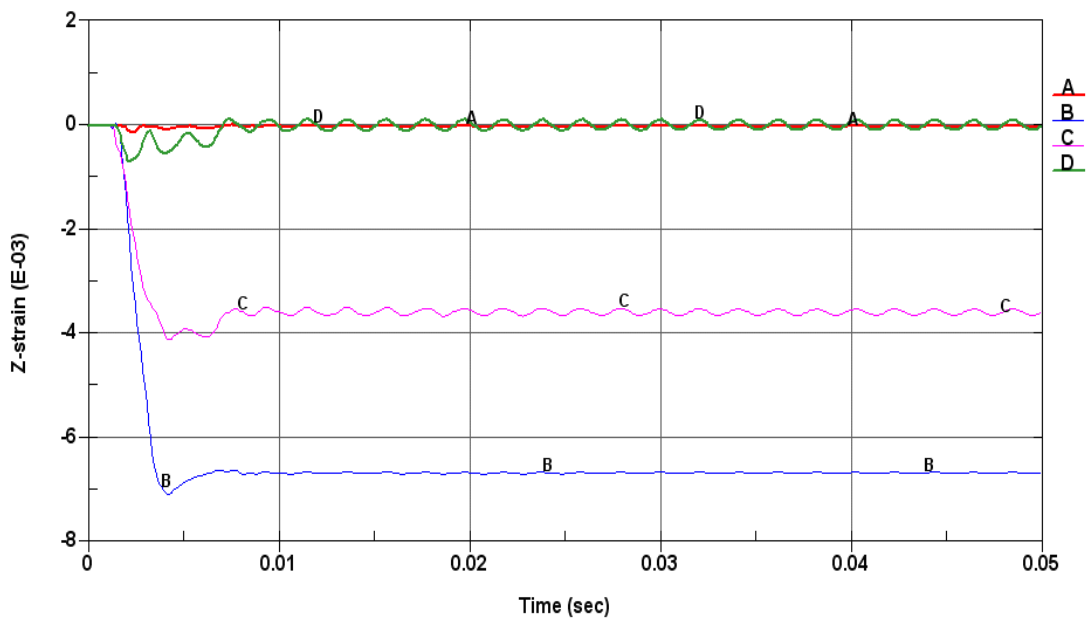


圖 31 墜落於中空混凝土護箱上之密封鋼筒側邊與頂端應變歷程

第六章 結果與討論

透過第二章先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。再對乾式貯存系統風險評估進行範圍之訂定，針對相關考量與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。

透過本文第二章的說明及定義，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 公尺高度及用過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。而傳送階段暫時只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)，然而此階段之風險僅考量滑動，又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。貯存階段中僅說明及分析地震、飛機及隕石造成貯存護箱破壞或傾倒之發生頻率，其他廠外因素暫不考量係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。

第三章說明輻射源外釋比例評估模式係考量(1)經由撞擊後導致燃料丸破裂所造成放射性物質外釋之比例(F_{rods}) (2)放射性物質藉由所受損之燃料護套由燃料棒外釋至護箱內部空間之比例(F_{RC}) (3)部分外釋至護箱之放射性物質因護箱撞擊後所產生之破口，而導致放射性外釋至外界環境之比例(F_{CE})。三個階段中惰性氣體(K=1)、放射性粒子(K=2)及 CRUD(K=3)三種輻射物質之外釋情形，並定義相關公式以便於計算出輻射物質之外釋比例，進而求得外釋事故風險機率值。本研究係以步驟 18 之數據代入計算，理因此步驟為所有步驟中掉落高度最高者，保守此高度發生掉落事故時對護箱造成破壞最為嚴重。

第四章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，結合第二章及第三章之計算數據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 34 個步驟之計算分析結果，由表 6 的比對結果可知，其核一廠之整體風險貢獻 $1.26E-14$ 與 NUREG-1864 之整體風險貢獻 $1.8E-12$ 。其差異處為多功能貯存護箱所裝載用過核子燃料束之數量不同，且評估計算所用之輻射物質從圍阻體外釋機率數據不同。由此可瞭解，本研究採以故障樹進行乾式貯存作業整體風險貢獻量化求解之可行性。

最後依據本研究計算結果即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，包括評估作業程序及範圍之訂定、初始事件及其相關未納入初始事件之因素和失效機率定義、圍阻體功能及隔離、輻射源外釋比例評

估模式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。

未來應用於台灣沸水式核能電廠時建議仍需完成下列工作以完成整個作業之風險評估要件：(1)34 個處理步驟中其多功能貯存罐、傳送護箱及貯存護箱作業距地面高度部份數據本土化(2)機械負載所使用相關之應力分析結果本土化(3)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(4)自行運用外釋後果評估套裝軟體(簡稱 MACCS2)，此軟體針對台灣之環境及條件輸入本土參數，並能針對各步驟進行計算(5)持續性收集廠外事件之相關數據及資料。

第五章中針對在運送過程中密封鋼筒由 30 米高度墜落下來，分別撞擊混凝土地板、實心混凝土護箱與中空混凝土護箱之撞擊分析結果：

1. 表 7 為三個分析模擬之最大應力與最大應變之結果。由表可知，對於最大應力而言，若考慮整個模擬之結構，墜落於中空混凝土護箱之最大應力明顯高於其餘兩次分析之結果；然而，若只考慮密封鋼筒之結果，則墜落於實心混凝土護箱之最大應力較大，其餘兩者則相差不多。
2. 在表 7 最大應變部份，若考慮整個模擬之結構，墜落於混凝土基座之最大應變明顯高於其餘兩次分析之結果；然而，若只考慮密封鋼筒之結果，則墜落於中空混凝土護箱之最大應變最大，反而墜落於混凝土基座之最大應變值為最小。
3. 比較圖 19、25 及 30 各部位應力分析中，墜落於實心混凝土護箱之密封鋼筒底部最大應力值會明顯高於其他分析之各個部位。而對於側邊之應力而言，墜落於實心混凝土護箱與中空混凝土護箱最大值則相近，大於墜落於混凝土基座之密封鋼筒相對位置。密封鋼筒頂端位置之應力在各分析中皆較小。而在密封鋼筒內部中心處，其應力波最為明顯，振盪應力最大。

4. 對於應力衰減現象部份，在各個分析中，密封鋼筒底部應力於撞擊後，皆會大幅度衰減。在墜落於實心混凝土護箱與中空混凝土護箱之密封鋼筒各部位於撞擊後，雖皆大幅度衰減，但之後的應力波衰減卻較緩慢。
5. 比較圖 20、26 及 31 各部位應變分析中，墜落於實心混凝土護箱與中空混凝土護箱之密封鋼筒底部應變皆最大，墜落於實心混凝土護箱之密封鋼筒底部應變值則明顯較大；墜落於實心混凝土基座之密封鋼筒底部、側邊與內部位置最大應變則相近。
6. 上述之墜落於實心混凝土基座之密封鋼筒底部、側邊與內部位置最大應變雖相近，然而，在底部位置之應變值在撞擊過後即大幅摔減，而其餘兩處則以一定比例之振盪衰減。而在另兩個墜落於混凝土護箱分析中，密封鋼筒頂端與內部位置應變值皆很小；密封鋼筒底部與側邊處，撞擊瞬間即會出現最大的應變值，但並無顯著的振盪現象。均發生嚴重的損毀，最大應力處均超出極限應力，在該處應發生破裂，所以破裂產生的失效機率應達 1.0。

表 7 最大應力與應變結果

| | 最大應力 (psi) | 密封鋼筒 最大應力 (psi) | 最大應變 | 密封鋼筒 最大應變 |
|----------------|---------------|-----------------------|-------|--------------|
| 墜落於混凝土基座 | 34,829 | | 0.147 | 0.014 |
| 墜落於實心 混凝土護箱 | 45,938 | | 0.035 | |
| 墜落於中空 混凝土護箱 | 97,760 | 35,030 | 0.063 | |

參考文獻

1. U.S.NRC, “Reactor Safety Study” : An assessment of accident risks in U.S. commercial nuclear power plants, WASH-1400(NUREG-75/014), 1975.
2. U.S.NRC, “Sever Accident Risks : An Assessment for five U.S. Nuclear Power Plants,”NUREG-1150, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1989.
3. U.S.NRC, “Server Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants,” NUREG-1150, Washington, 1990.
4. Yanovskaya, N.S., Makarchuk, T.F., Ershov, V.N., Zaitsev, N.B., Arkhangelsky, N.V., “prospects for safe management of spent nuclear fuel of research reactors,” IAEA, CN-82/42.
5. U.S.NRC, “NRC approves 40-year license renewal for independent spent fuel storage installation at Surry nuclear plant,” Washington, No.04-156, 2004.
6. Jim Gill, “dry fuel storage generic action plan,” NEI, 97-01, 1997.
7. U.S.NRC, “A Pilot Probabilistic Risk Assessment of a Dry Cask Storage System at a Nuclear Power Plant,” NUREG-1864, Washington, 2007.
8. 李世珍,吳景輝,高梓木,“故障樹分析套裝軟體 INERFT,” 核能研究所, 2003.
9. U.S.NRC, “Safety Goals for the Operation of Nuclear Power Plants,” Federal Register, Washington, Volume 51, No.162, 1986.
10. CSNPS “Final Safety Analysis Report,” Section 15.1.32.1.3, 1998 Amendment 1.
11. R Kenneally, J. Price and D. Koelsch, “Dry Cask Storage Characterization Project: Final Report,” EPRI, 2002.
12. U.S.NRC, “Code Manual for MACCS2,” NUREG/CR-6613 Volume 1 Washington, 1998.

13. U.S.NRC, "PRA Procedure Guide," NUREG-2300, Washington, 1983.
14. U.S.NRC, "A Survey of Crane Operating Experiences at US Nuclear Power Plants from 1968 through 2002," NUREG-1774, Washington, 2003.
15. U.S.NRC, "A New Comparative Analysis of LWR Fuel Designs," NUREG-1754, Washington, 2001.
16. U.S.NRC, "Design for Probable Maximum Precipitation," Generic Letter 89-22, Resolution of Generic Safety Issue No.103, Washington, 1989.
17. U.S.NRC, "Tornado Climatology of the Contiguous United States," NUREG/CR-4461, Washington, 1986.
18. 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.
19. Croff, A.G., Oak Ridge National Laboratory, "ORIGEN2: A Revised and Updated Version of the Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code," ORNL-5621, Oak Ridge, Tennessee, 1980.
20. Oak Ridge National Laboratory, "ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code," CCC-371, Oak Ridge, Tennessee, 1991.
21. Sprung, J.L., et al., "Reexamination of Spent Fuel Shipment Risk Estimates," Nuclear Regulatory Commission NUREG/CR-6672, Washington DC., March 2000.
22. Manzel, R., and C.T. WALKER, "EPMA and SEM of Fuel Samples from PWR with an Average Burnup of Around 100MWd/kgHM," Journal of Nuclear Materials, 301:170, Elsevier, Inc., Burlington, Massachusetts, 2002.
23. Einziger, R.E., and C.E. Beyer, "Characteristics of High-Burnup Fuel that May Affect the Transportation Source Term," white paper prepared for the NRC's

Spent Fuel Package Vulnerability Study, 2004.

24. Manzel, R. , and C.T. WALKER, “High-Burnup Fuel Microstructure and its Effect on Fuel Rod Performance,” Proc. Intl. Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Park City Utah, 2002.
25. Lorenz, R.A., et al., “Fission Product Release from Highly Irradiated LWR Fuel,” Nuclear Regulatory Commission NUREG/CR-0722, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee, 1980.
26. U.S. Department of Energy, “DOE Handbook: Airborne Release Fractions/Rates and Respirable Fractions for Non-Reactor Nuclear Facilities,”DOE-HDBK-3010-94, Section 4.3.3, Washington, DC, 1994.
27. Sandoval, R.P., et al., “Estimate of CRUD Contribution to Shipping Cask Containment Requirements,” SAND88-1358, Sandia National Laboratories, Albuquerque, New Mexico, 1991.