

行政院原子能委員會
放射性物料管理局
委託研究計畫研究報告

精進用過核燃料室內乾式貯存設施安全
審查技術之研究
期末報告

委託單位： 行政院原子能委員會
執行單位： 國立清華大學
計畫主持人： 許榮鈞 教授
共同主持人： 王仲容、范政文、盧廷鉅、曾永信、
施純寬
研究人員： 陳瑋、何愛玲、賴柏辰、何泉漢
計畫編號： 106FCMA013
報告日期： 中華民國 107 年 12 月 10 日

目錄

1. 中文摘要.....	1
2. 英文摘要.....	2
3. 計畫緣起與目的.....	3
4. 執行方法以及進行步驟.....	5
4.1 研析標的說明.....	5
4.2 精進室內乾式貯存設施安全分析報告導則.....	6
4.3 研訂室內乾式貯存設施安全分析報告審查規範.....	7
4.4 建置室內乾式貯存設施安全驗證技術之先期研究.....	7
4.4.1 燃料與護箱之風險評估(含臨界)分析模式建立、評估模式簡化與 假設之影響.....	7
4.4.2 廠房與護箱之結構應力分析模式建立、評估模式簡化與假設影響	8
4.4.3 廠房與護箱之熱流分析模式建立、評估模式簡化與假設影響.....	9
4.4.4 廠房與護箱之屏蔽分析模式建立、評估模式簡化與假設影響.....	11
4.4.5 廠房與護箱之天然災害意外事故之安全評估.....	12
5. 完成之工作項目及具體成果.....	13
5.1 精進室內乾式貯存設施安全分析報告導則成果說明.....	13
5.1.1 蒐集國際間室內乾式貯存設施之貯存護箱安全分析報告與廠房建 築物資訊概要.....	13
5.1.2 研析室內貯存設施及貯存護箱安全分析要項與現行導則內容差異	21
5.1.3 專家同儕審查成果暨各技術管制要點回饋資訊彙整.....	41
5.1.4 精進室內乾式貯存設施安全分析報告導則成果彙整.....	45
5.2 研訂室內乾式貯存設施安全分析報告審查規範.....	47
5.2.1 蒐集國際間室內乾式貯存設施之貯存護箱與廠房建築物安全設計 分析之審查要點與接受基準.....	47
5.2.2 安全分析技術回饋與報告審查規範修訂建議.....	47
5.2.3 專家同儕審查成果暨各技術管制要點回饋資訊彙整.....	60
5.2.4 研訂室內乾式貯存設施安全分析報告審查規範成果彙整.....	67
5.3 燃料與護箱之風險評估(含臨界)分析模式建立、評估模式簡化與假	

設之影響.....	72
5.3.1 風險評估之管制法規與接受基準彙整.....	72
5.3.2 風險評估與臨界模型建立與簡化影響評估.....	79
5.3.3 乾式貯存設施之機率論式風險評估與臨界分析.....	92
5.3.4 研提風險及天然災害意外事故相關之管制建議案.....	124
5.4 廠房與護箱之結構分析模式建立、評估模式簡化與假設影響.....	127
5.4.1 結構分析規範與接受基準.....	127
5.4.2 廠房有限元素模型之建立與驗證.....	138
5.4.3 護箱有限元素模型之建立與驗證.....	142
5.4.4 地震力負載分析與護箱結構應力檢核.....	149
5.4.5 結構應力分析結論與提出審查建議.....	172
5.5 廠房與護箱之熱流分析模式建立、評估模式簡化與假設影響.....	174
5.5.1 乾貯設施熱流模式安全分析、接受基準與審查資料蒐集.....	174
5.5.2 熱流分析模式建立.....	180
5.5.3 分析模式簡化與假設之影響評估.....	197
5.5.4 關鍵熱流分析案例計算與天然災害意外事故資訊研析.....	208
5.5.5 審查要點討論與技術評估結果匯整.....	223
5.6 廠房與護箱之屏蔽分析模式建立、評估模式簡化與假設影響.....	224
5.6.1 室內乾貯屏蔽案例與計算方法相關之文獻蒐集與研析.....	224
5.6.2 合理簡化並建構護箱與廠房之屏蔽計算模型.....	230
5.6.3 探討混凝土護箱與金屬護箱周遭輻射場差異.....	240
5.6.4 探討室內乾貯設施的輻射特性.....	247
5.6.5 彙集並回饋屏蔽案例分析的研究結果.....	258
5.7 廠房與護箱之天然災害意外事故之安全評估.....	260
5.7.1 天然災害與意外事故情境推演.....	260
5.7.2 天然災害與意外事故案例所需技術評估.....	262
5.7.3 臨界事故分析.....	264
5.7.4 結構事故分析.....	267
5.7.5 熱流事故分析.....	273
5.7.6 屏蔽事故分析.....	287
6. 結論.....	292
7. 參考文獻.....	293

圖目錄

圖 1、本研究工作項目架構圖	5
圖 2、CSAS6 之計算流程示意圖	82
圖 3、本研究所建立之 ATRIUM-10 燃料束橫切圖	84
圖 4、本研究所建立之密封鋼筒內部結構橫切圖	86
圖 5、GNS 官方網站上對 CASTOR V52 系統之三維示意圖 [4,5] ..	89
圖 6、本研究所建立之金屬護箱內部結構橫切圖	89
圖 7、(a)INER-HPS 護箱之工程圖面；(b)INER-HPS 護箱之設計幾 何資料	91
圖 8、本研究所建立之混凝土護箱模型	91
圖 9、分析流程	112
圖 10、護箱處理與貯存階段事件樹之示意圖	113
圖 11、護箱傳送階段事件樹之示意圖	113
圖 12、護箱處理與貯存階段簡化事件樹之示意圖	114
圖 13、護箱傳送階段簡化事件樹之示意圖	114
圖 14、Holtec HI-STORM 100 護箱處理階段故障樹之示意圖	115
圖 15、Holtec HI-STORM 100 護箱處理階段故障樹之示意圖(續)	115
圖 16、Holtec HI-STORM 100 護箱處理階段失效組合	116
圖 17、Holtec HI-STORM 100 護箱貯存階段故障樹之示意圖	116
圖 18、Holtec HI-STORM 100 護箱貯存階段失效組合	117
圖 19、Holtec HI-STORM 100 護箱總失效組合	117
圖 20、TN32 護箱處理階段故障樹之示意圖	118
圖 21、TN32 護箱處理階段失效組合	118
圖 22、TN32 護箱傳送階段故障樹之示意圖	119
圖 23、TN32 護箱傳送階段失效組合	119
圖 24、TN32 護箱貯存階段故障樹之示意圖	120
圖 25、TN32 護箱貯存階段失效組合	120
圖 26、TN32 護箱總失效組合	121
圖 27、燃料棒及中子毒物棒之結構示意圖	123
圖 28、SCALE EXP 8.5.1 所繪出之 9*9 燃料束橫切圖	124
圖 29、proof stress $R_{p0.2T}$ 的定義說明	134
圖 30、單跨鋼構廠房的有限元素模型	139
圖 31、鋼樑斷面尺寸示意圖(單位: mm)	139
圖 32、廠房模型之單一平面單元	140
圖 33、SAP2000 求出的鋼結構模型位移變形結果	141
圖 34、SAP2000 求出的鋼筋混凝土模型位移變形結果	142
圖 35、金屬護箱主要模擬組件	143

圖 36、金屬護箱有限元素模型之網格圖(對稱半模型).....	144
圖 37、金屬護箱有限元素分析之環向應力分布圖.....	146
圖 38、混凝土護箱主要模擬組件.....	147
圖 39、混凝土護箱有限元素模型之網格圖(對稱半模型).....	148
圖 40、混凝土護箱有限元素分析之環向應力分布圖.....	149
圖 41、RC 廠房結構配置圖 (a)壹層結構平面圖 (b)屋頂層結構平面圖 (c)結構立面圖 (d)結構平面尺寸圖.....	152
圖 42、鋼構廠房結構配置圖 (a)壹層結構平面圖 (b)屋頂層結構平面圖 (c)結構立面圖 (d)結構平面尺寸圖.....	154
圖 43、OBE(0.2g)反應譜曲線:(a)水平向 (b)垂直向.....	156
圖 44、DBE(0.72g)反應譜曲線:(a)水平向 (b)垂直向.....	157
圖 45、廠房有限元素模型圖.....	159
圖 46、RC 斷面鋼筋配筋圖(a)軸向鋼筋配筋圖(單位 cm ²) (b)剪力鋼筋配筋圖(單位 cm ² /cm).....	162
圖 47、鋼構廠房鋼構材 Steel P-M interaction ratios.....	165
圖 48、RC 斷面鋼筋配筋圖(a) 軸向鋼筋配筋圖(單位 cm ²) (b)剪力鋼筋配筋圖(單位 cm ² /cm).....	166
圖 49、密封鋼筒的 von Mises Stress 分佈圖.....	168
圖 50、密封鋼筒的 3 個計算應力計算截面.....	169
圖 51、混凝土護箱整體結構的 von Mises Stress 分佈圖.....	171
圖 52、混凝土護箱密封鋼筒的 3 個計算應力計算截面.....	171
圖 53、CASTOR 護箱設計幾何資料[39].....	182
圖 54、CASTOR 提籃設計資訊[39].....	183
圖 55、GNS 官方網站上對 CASTOR 系統之三維示意圖[4, 5]... ..	183
圖 56、本研究所建立之 CASTOR 最佳預估幾何模型.....	184
圖 57、本研究所建立之 CASTOR 忽略鰭片之幾何模型.....	184
圖 58、本研究所選定之混凝土護箱工程圖面.....	185
圖 59、本研究所選定之混凝土護箱提籃設計參數.....	186
圖 60、本研究所選定之混凝土護箱分析模型.....	186
圖 61、以 WTI 概念之廠房圖例說明設施不同配置之影響.....	187
圖 62、混凝土護箱搭配鋼構廠房之分析模型.....	188
圖 63、金屬護箱搭配混凝土廠房之分析模型.....	188
圖 64、CASTOR 節面網格分布.....	193
圖 65、INER-HPS 節面網格分布.....	193
圖 66、INER-HPS 與 CASTOR 模式網格分布示意圖.....	194
圖 67、混凝土護箱與鋼構廠房模式網格分布示意圖.....	195
圖 68、金屬護箱與混凝土廠房模式網格分布示意圖.....	195
圖 69、(a)均質化前 (b)均質化後之燃料束分析模式與其溫度分布	

	(°C)	199
圖	70、均質化前後燃料束對角線溫度分布比對圖	200
圖	71、多層結構之熱阻示意圖	201
圖	72、(a)設置不當之提籃性質與(b)正確設置提籃性質所得的溫度分布(°C)	201
圖	73、常見之 ATRIUM-10[42]燃料軸向功分布	203
圖	74、錯誤(左)與正確(右)之燃料提籃熱源程式碼	204
圖	75、燃料提籃在錯誤(左)與正確(右)設置燃料熱源後之溫度分布	204
圖	76、護箱(a)考慮鰭片與(b)不考慮鰭片正常案例之護箱表面溫度時之計算結果(°C)	206
圖	77、考慮鰭片與否之護箱分析模式，在火災事故下之中子吸收材溫度變化趨勢	207
圖	78、混凝土護箱搭配鋼構廠房於 32°C 環溫之溫度分布(°C)....	211
圖	79、混凝土護箱搭配鋼構廠房於 32°C 環溫之內部流動	212
圖	80、混凝土護箱搭配鋼構廠房時內部不同高度之溫度分布(°C)	212
圖	81、金屬護箱搭配混凝土廠房於 32°C 環溫案例下之溫度分布(°C)	213
圖	82、金屬護箱搭配混凝土廠房時內部不同高度之溫度分布(°C)	213
圖	83、金屬護箱搭配混凝土廠房時內部對流狀況(環溫：32°C) ..	214
圖	84、不同熱負載與流場下之廠房內平均溫度趨勢。	215
圖	85、混凝土護箱於全阻塞事故下之溫度分布(°C)	217
圖	86、混凝土護箱於全阻塞事故下之溫升分布(°C)	217
圖	87、裝有混凝土護箱之鋼構廠房於(A)正常貯存、(B)通風口全阻塞之狀況	219
圖	88、裝有混凝土護箱之鋼構廠房於通風口全阻塞之最高溫度上升趨勢	220
圖	89、裝有金屬護箱之混凝土廠房於(A)正常貯存、(B)通風口全阻塞之狀況	221
圖	90、裝有金屬護箱之混凝土廠房於通風口全阻塞之最高溫度上升趨勢	222
圖	91、MAGNASTOR 護箱屏蔽幾何	226
圖	92、MAGNASTOR 護箱側邊中子劑量率分布	228
圖	93、MAGNASTOR 護箱表面側邊中子的能譜	228
圖	94、MAVRIC 與 MCNP 模型中預設 H-1 與 O-16 中子截面，及其與 ENDF/B-VII.0 截面數據的比較	229

圖 95、MAGNASTOR 護箱側邊表面中子劑量率分布，MCNP 模型增加考慮 $S(\alpha,\beta)$ 影響	229
圖 96、核一廠用過燃料乾式貯存設施安全分析報告三種射源項能譜分布	231
圖 97、核一廠用過燃料乾式貯存設施安全分析報告三種射源項軸向分布	231
圖 98、NAC-UMS 護箱幾何示意圖，(左)為詳細結構和(右)為均勻化之密封鋼筒	233
圖 99、NAC-UMS 護箱含詳細結構和均勻化之密封鋼筒表面劑量率分析	233
圖 100、NAC-UMS+AOS 屏蔽模型示意圖	234
圖 101、CASTOR 護箱屏蔽模型示意圖	237
圖 102、30 組 NAC-UMS+AOS 護箱露天貯存	238
圖 103、30 組 NAC-UMS+AOS 護箱搭配鋼構廠房室內貯存	238
圖 104、30 組 NAC-UMS 護箱搭配鋼筋混凝土廠房室內貯存	238
圖 105、室內乾式貯存設施廠房進出氣通道	239
圖 106、30 組 CASTOR 護箱搭配鋼筋混凝土廠房室內貯存	239
圖 107、NAC-UMS 與 NAC-UMS+AOS 護箱表面劑量率分布	244
圖 108、NAC-UMS 與 NAC-UMS+AOS 護箱加馬表面劑量率各射源貢獻	244
圖 109、CASTOR 護箱表面劑量率(中子與加馬)分布	246
圖 110、伴隨射源位置示意圖	248
圖 111、格點計分方向與定義	248
圖 112、NAC-UMS 三種乾貯設施輻射場劑量率分布隨距離變化	250
圖 113、NAC-UMS 三種乾貯設施輻射場劑量率 ($\mu\text{Sv/h}$) 分布梯度圖，左 NAC-UMS+AOS Outdoor，中 NAC-UMS+AOS Indoor，右 NAC-UMS Indoor	251
圖 114、NAC-UMS Indoor 和 CASTOR Indoor 輻射場劑量率分布隨距離變化	252
圖 115、CASTOR 室內乾貯設施輻射場劑量率 ($\mu\text{Sv/h}$) 分布梯度圖	253
圖 116、室內乾貯廠房空氣通道外迷道設計示意圖	254
圖 117、混凝土廠房空氣通道外加迷道對劑量分布之影響	254
圖 118、鋼構廠房空氣通道外加迷道對劑量分布之影響	254
圖 119、NAC-UMS 三種乾貯設施輻射場劑量率分布隨距離變化(有迷道設計)	255
圖 120、NAC-UMS 三種乾貯設施輻射場劑量率 ($\mu\text{Sv/h}$) 分布梯度圖，	256

圖 121、NAC-UMS Indoor 和 CASTOR Indoor 輻射場劑量率分布隨距離變 (有迷道設計).....	257
圖 122、CASTOR 室內乾貯設施輻射場劑量率 ($\mu\text{Sv/h}$)分布梯度圖 (有迷道設計).....	257
圖 123、本研究意外事故與天然災害規劃與案例選定	262
圖 124、混凝土護箱傾倒分析模型組成	268
圖 125、護箱傾倒時質心的高度變化參數	269
圖 126、護箱撞擊地面瞬間垂直於接觸面方向的加速度時域響應圖	270
圖 127、慣性力作用下的密封鋼筒 von Mises Stress 分佈圖.....	271
圖 128、計算應力強度的密封鋼筒截面	271
圖 129、火災事故發生 30 分鐘後之 CASTOR 護箱溫度分布($^{\circ}\text{C}$).....	276
圖 130、火災事故發生 30 分鐘後之 INER-HPS 護箱溫度分布($^{\circ}\text{C}$)	277
圖 131、中子吸收材流失後之 CASTOR 護箱溫度分布($^{\circ}\text{C}$).....	279
圖 132、金屬護箱於全掩埋事故發生後之溫度分佈變化； (A)0.5HR、(B)25HR、(C)50HR、(D)75HR.....	281
圖 133、金屬護箱於全掩下之溫度變化趨勢	281
圖 134、金屬護箱於全掩埋事故發生後之內部對流變化； (A)0.5HR、(B)25HR、(C)50HR、(D)75HR.....	282
圖 135、金屬護箱於保守水災事故下之溫度分布($^{\circ}\text{C}$)與內部對流流場	284
圖 136、混凝土護箱於保守水災事故下之溫度分布($^{\circ}\text{C}$)與內部對流流場.....	285
圖 137、CASTOR 護箱中子吸收材流失案例	287
圖 138、CASTOR 護箱中子吸收材流失前後表面劑量率分布	289
圖 139、護箱傾倒事故案例示意圖	290
圖 140、護箱傾倒底部表面劑量率分布，左為 NAC-UMS，右為 CASTOR	291
圖 141、護箱傾倒底部劑量率隨距離變化，左為 NAC-UMS，右為 CASTOR	291

表目錄

表 1、本研究參考之德、日、英、美關鍵管制文件細部資料	16
表 2、本研究邀請之專家與其專長	41
表 3、本研究對於我國既有 導則 之修訂依據、建議與審查決議	42
表 4、本研究對於我國現有 審查規範 草案之修訂依據、建議與審查 決議	61
表 5、日本、德國與美國之安全分析審查報告章節列表[43-45]	74
表 6、ATRIUM-10 燃料束參[40]	85
表 7、密封鋼筒及提籃參數[40]	87
表 8、室內乾式貯存肇始事件列表	102
表 9、人因可靠性分析量化結果	104
表 10、MPC 掉落撞擊失效機率	104
表 11、風險度評估之結果(單位：1/年)	105
表 12、傳送護箱自 30.5 公尺處掉落之放射性核種的外釋值	107
表 13、MACCS2 外釋劑量計算結果	107
表 14、風險度評估之結果	107
表 15、各事故之分析結果	108
表 16、NUREG-1864 與 EPRI 報告之風險度評估結果比較	110
表 17、NUREG-1864 與 EPRI 報告之各事件風險度比較	111
表 18、SAPHIRE 之分析結果整理-各階段之風險度最大事故	112
表 19、正常運轉案例，金屬護箱及混凝土護箱之計算結果	123
表 20、SCALE EXP 8.5.1 與 ATRIUM-10 燃料束模型之計算結果	124
表 21、乾貯設施主要組件的設計準則與法規需求	128
表 22、混凝土護箱負載組合規定	129
表 23、密封鋼筒負載組合規定	130
表 24、密封鋼筒組件應力接受基準	131
表 25、ASME Sec.III NB-3220 與 KTA3201.2, Sec. 7.7 的規定比較	133
表 26、法國 RCC-M 和 ASME 法規比較	135
表 27、俄羅斯 PNAE 和 ASME 法規比較	136
表 28、加拿大 CSA 和 ASME 法規比較	137
表 29、日本 JSME 和 ASME 法規比較	137
表 30、鋼結構模型位移值的公式解與數值解的比較	140
表 31、鋼筋混凝土模型位移值的公式解與數值解的比較	142
表 32、RC 廠房模態頻率值與有效質量	161
表 33、鋼構廠房模態頻率值與有效質量	164
表 34、密封鋼筒容許應力值	168

表 35、	密封鋼筒的應力檢核結果 (a) Pm (b) Pm+Pb	169
表 36、	混凝土護箱密封鋼筒的應力檢核結果 (a) Pm (b) Pm+Pb	172
表 37、	各國乾貯設施熱流分析所採用之方法與實例比較	176
表 38、	各國管制單位對乾貯設施熱流設計基準比對表	179
表 39、	不同案例之原始網格數量	189
表 40、	不同網格之計算結果	191
表 41、	熱流分析案例規劃與篩選	209
表 42、	不同護箱類型於正常溫度下之廠房空氣溫度值(°C)	214
表 43、	環境溫度 56.1°C 下不同護箱之廠房內空氣溫度值(°C)	215
表 44、	核一廠用過燃料乾式貯存設施安全分析報告設計基準燃料射源	230
表 45、	護箱屏蔽模型密封鋼筒依然料特性均質化各區材料組成 .	235
表 46、	MAVRIC 程式採用之粒子作用截面資訊	240
表 47、	NAC-UMS 與 NAC-UMS+AOS 之表面區域計分結果	242
表 48、	CASTOR 護箱之表面區域計分結果	246
表 49、	MAVRIC 程式採用之粒子作用截面資訊	248
表 50、	各乾貯案例程式計算時間	249
表 51、	與熱流相關之意外事故案例設定	263
表 52、	與屏蔽相關之意外事故案例設定	264
表 53、	內部火災案例，金屬護箱及混凝土護箱之計算結果	265
表 54、	水災案例，金屬護箱及混凝土護箱之計算結果	266
表 55、	傾倒事故混凝土與土壤性質表	268
表 56、	傾倒事件中密封鋼筒的應力檢核結果 (a) Pm (b) Pm+Pb	272
表 57、	火災事故後各護箱之元件溫度(°C)比較	275
表 58、	中子吸收材流失後與正常貯存案例之元件溫度(°C)比對表	278
表 59、	廠房遭遇水災淹沒時之水體溫升資訊	286
表 60、	CASTOR 護箱中子吸收材流失前後表面區域計分結果	288

1. 中文摘要

本研究最大特色在於透過整合技術團隊與法規同儕審查之方式，研析我國既有「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」與「用過核子燃料室內乾式貯存設施安全分析報告審查規範」二份文件與國際間室內乾貯安全管制規範之差異，並依據比對結果與案例測試經驗提出合適的修訂建議。於法規面，本研究經過本年度的技術研析與他國管制法規的比對，完成既有導則與審查規範之檢視；並針對場址特性、廠房、護箱結構、消防、熱流、人口統計、臨界與屏蔽與意外事故等 6 項導則與 21 項審查規範項修訂建議。於技術面，本研究透過密集討論與分析模式整合的概念，完成兩套標的設施的選擇與相關臨界、結構、熱流、屏蔽之安全分析模式發展與重要案例的計算；除正常條件的分析之外，其結果亦匯集成為天然災害與意外事故分析之參考，更可作為前述各項修訂建議案之技術基礎。最後，本研究透過此一運作良好之機制，將上述各項技術與法規議題透過同儕審查進行導則與審查規範之修訂。預期透過此一計畫之執行，可對我國未來室內乾貯設施安全分析報告審查與平行驗證之任務提供卓著之貢獻。

關鍵字：室內乾貯設施、臨界、結構、熱流、屏蔽、天然災害與意外事故、同儕審查。

2. 英文摘要

The regulatory body has announced two guidelines regarding dry storage facility “Guidelines of the Safety Analysis Report for Dry Storage Installation Application” and “Review Specifications of Safety Analysis Report for Indoor Dry Storage Installation Application (drafts)”. The goal of the research project is offering suggestions through the method of integrating technical team’s analyses with peer-review process so as to achieve the objective of assisting the regulatory body for updating the existing safety analysis report guidelines and review specifications for independent spent fuel storage installations, and accommodating the licensing application and review process of future indoor dry storage system. In terms of regulation, this study has accomplished the review and comparison of existing documents with other countries’ guidelines. Based on this, the team has respectively proposed 6 and 21 amendment suggestions for guidelines and review specifications in different aspects, including site characteristics, structure, fire safety, thermal-hydraulic, criticality, radiation shielding, etc. On the technical side, this study has conducted safety analysis modeling development with the integrated concept as well as important case simulations of two sets of objective facility regarding criticality, structure, heat transfer and radiation shielding. The results not only provided the discussion basis for natural disasters and accident analyses, but also became the technical foundations of the amendments which proposed previously. The results of the research project shall be able to contribute to the future review process of similar indoor dry storage facility as well as performing independent verification if necessary.

Keyword: indoor dry storage facility, criticality, structure, thermal-hydraulic, radiation shielding, accident analysis

3. 計畫緣起與目的

有鑑於我國部分運轉中的核能電廠將朝步除役之方向邁進，台灣電力公司之核一與核二廠已面臨迫在眉睫的除役作業。以核一廠為例，其 1 與 2 號機目前已完成其電廠之除役先期作業規劃並獲主管單位審核通過；而台電公司亦已依據行政院 105 年 9 月 2 日政策對經濟部之指示，於 107 年 4 月左右針對該廠用過核子燃料於除役作業之需求向經濟部提送室內乾式貯存場之可行性評估方案。此一可行性評估方案中預計將會出現包含可能出現採用金屬護箱(Metal Cask)或混凝土護箱(Concrete Cask)配合鋼筋混凝土廠房(Concrete Facility Building)或鋼構廠房之設計組合。考量室內乾貯的管制作業將需依據護箱設計與廠房型式之不同納入考量，管制單位必需針對室內乾貯系統於設計、安全分析、運轉管制與審查作業之可能改變透過安全審查進行。而為能達此目的，管制單位遂於台電公司著手進行室內乾貯設施安全分析報告撰寫前，著手研提適用於室內乾貯分析報告的「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」[1]以供其依循。

除了對申請者的要求之外，要能落實用過核子燃料安全貯存之目的，管制單位亦需建立乙套相對應的審查要點，提供管制人員在查核安全分析報告中所需檢視的內容、範圍及所採用接受基準等要項。是故管制單位若能先行編撰乙套「用過核子燃料室內乾式貯存設施安全分析報告審查規範」[2]，將所需審查的範圍、項目與接受標準等明列於其中，以確保我國未來各乾貯設施之審查標準能符合國際間對於乾貯設施之安全標準。

考量精進「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」與研訂「用過核子燃料室內乾式貯存設施安全分析報告審查規範」草案(以下分別簡稱導則與審查規範)實為管制單位對乾貯設施安全要求的一體兩面，故擬透過此委託案進行「精進用過核燃料室內乾式貯存設施安全審查技術之研究」，為主管機關提供修訂導則與審查規範之參考依據。

而依據本計畫所提之計畫書，本研究將於執行期間依原招標規範逐步完成以下各項計畫目標：

(一) 精進室內乾式貯存設施安全分析報告導則

1. 蒐集國際間室內乾式貯存設施之貯存護箱安全分析報告與廠房建築物資訊概要。
2. 因應室內貯存型式，研析室內貯存設施及貯存護箱安全分析要項與現行導則內容差異。
3. 辦理專家同儕審查，確認導則修訂方向及內容。
4. 提出「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」修訂草案。

(二) 研訂室內乾式貯存設施安全分析報告審查規範

1. 蒐集國際間室內乾式貯存設施之貯存護箱與廠房建築物安全設計分析之審查要點與接受基準。
2. 辦理專家同儕審查，確認室內乾貯審查要點與接受基準。
3. 提出「用過核子燃料室內乾式貯存設施安全分析報告審查規範」草案。

(三) 建置室內乾式貯存設施安全驗證技術之先期研究

1. 燃料與護箱之風險評估(含臨界)分析模式建立、評估模式簡化與假設之影響。
2. 廠房與護箱之結構應力分析模式建立、評估模式簡化與假設影響。
3. 廠房與護箱之熱流分析模式建立、評估模式簡化與假設影響。
4. 廠房與護箱之屏蔽分析模式建立、評估模式簡化與假設影響。
5. 廠房與護箱之天然災害意外事故之安全評估。

4. 執行方法以及進行步驟

依據原計畫書之規劃，本研究計畫係透過如圖 1 之架構來執行；除透過風險與臨界、結構、熱流、屏蔽四個子技術團隊之支援來完成工作三的五項分析課題之外；更針對上述各領域之分析模式建立、模式之簡化及其假設之影響進行研析，並將事故案例整合後作為風險與意外事故研析之依據。各子技術團隊將針對所負責的項目進行資料蒐集，並透過其所選用的工具與方法進行分析模式之建立。於此過程中所獲得的各項資料與研究之發現更將以修訂建議的方式，在經過同儕審查後回饋予工作一及工作二，進而達成「室內乾式貯存設施安全分析報告導則」之精進與研訂「室內乾式貯存設施安全分析報告審查規範」之計畫目標；以下將就各項工作之執行方法與步驟逐一說明。

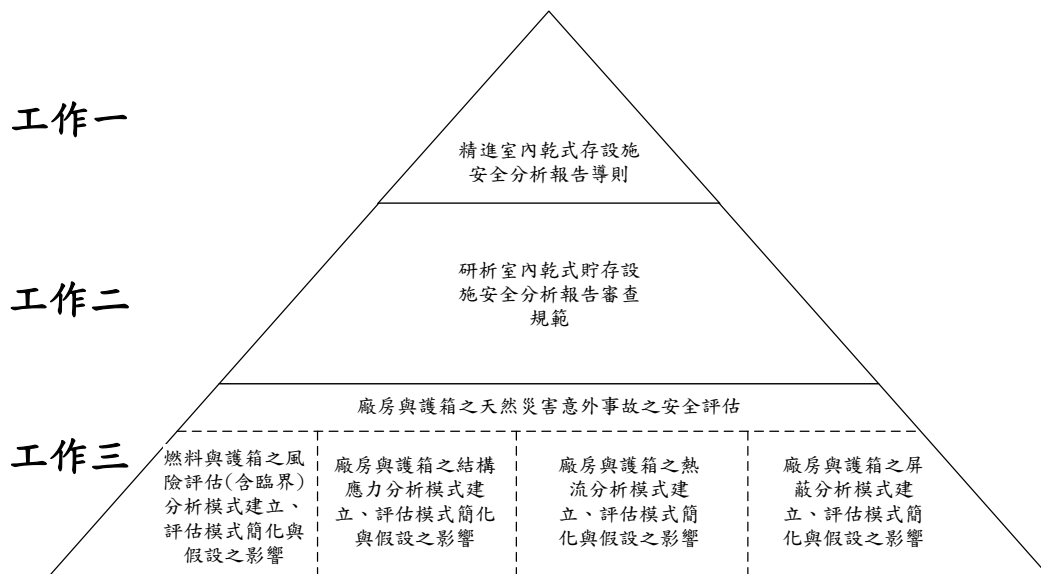


圖 1、本研究工作項目架構圖

4.1 研析標的說明

為求將研究能聚焦於具代表性之室內乾貯設施組合，本研究報告依據已核定之計畫書，於國際間營運中的 36 座室內用過核子燃料乾貯設施，依護箱型式與其廠房搭配，挑選出兩種組合以作為本研究案之標的(以下簡稱為標的設施)：

1. 混凝土護箱(搭配鋼構廠房)

選擇此類護箱與廠房搭配之設施計有保加利亞 Kozloduy 及英國 Sizewell B 兩個設施。為能確保進行設施分析模式建立之資訊充裕無虞，本研究選擇以資料最為充足的 NAC UMS 系統作為混凝土護箱之分析標的，再搭配具有室內實例且彼此設計相近的 HI-STORM[3]作為補充資訊之用；例如選用搭配鋼構廠房之類似 SIEZWELL B 室內乾貯設施進行研析。

2. 金屬護箱(搭配混凝土廠房)

採用金屬護箱的國家，主要是透過與混凝土廠房的搭配來進行設計。目前計有：德國、捷克、比利時、立陶宛、日本、瑞士、南非等國。其中，德國 GNS 公司所設計並製造的 CASTOR [4, 5]護箱具有較多國的應用實例，故於金屬護箱之研析選定以德國 CASTOR 系統作為參考之護箱，並搭配 WTI 概念廠房以組合成研究所需的標的設施。

4.2 精進室內乾式貯存設施安全分析報告導則

針對上述選定的標的設施，本研究於執行之研究期程內，透過蒐集公開資訊與洽詢各國管制機關及廠家之方式，取得標的設施或其替代設施之相關資訊，並連同 NUREG-1536[8]、NUREG-1567[9]甚至是最新 NUREG-2215[10]草案與德國、日本等國之管制文件進行比對。再將所獲結果依物管局所制定之「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」章節方式編排，以呈現各國導則之異同。而為求更深入的為國人解析上述差異，本團隊亦將透過所邀集之專業人力，以所具備的技術及經驗進行研析，並提出合適的修訂建議，再透過外部委員以同儕審查方式完成導則修訂。

4.3 研訂室內乾式貯存設施安全分析報告審查規範

考量本研究擬修訂與研訂之導則與審查規範實可視為管制機關確保安全分析報告品質機制的一體兩面。前者主要確保申請者所提交的安全分析報告能完整陳述整體乾貯設施中與安全相關之設計與分析資訊；後者則是管制單位用以協助審查人員就導則內各章所述之內容範圍、方法、基準等進行審查，以確保結果符合各項導則及法規要求。因此，審查規範內需將整體審查程序需注意之審查範圍、程序審查、審查要點與接受基準、審查發現乃至於需再進行確認的相關法規與技術規範等項目進行陳述。為能確保導則與審查規範修訂成果的一致性，本研究擬與工作一共同辦理同儕審查會議以達到審查目的；透過本研究所設計之「室內乾式貯存設施管制導則與審查規範修訂建議表」除令審查委員可以同步進行導則與審查規範的檢視外，亦作為技術佐證加以存參。

4.4 建置室內乾式貯存設施安全驗證技術之先期研究

為能協助主管機關著手發展相關安全驗證技術，本研究分別以對應分析技術就導則第六章中最為關鍵之五項(臨界、結構、熱傳、屏蔽及意外事故)評估工作進行分析技術先期研究，以下將逐一說明其執行方法。

4.4.1 燃料與護箱之風險評估(含臨界)分析模式建立、評估模式簡化與假設之影響

本子項計劃係以招標規範工作項目(三)-(1) 燃料與護箱之風險評估(含臨界)分析模式建立、評估模式簡化與假設之影響為研析目標，擬著手針對風險評估部分進行研析。在發展用過核子燃料乾式貯存設施之機率論式風險度評估與臨界計算分析技術之前，本研究須先蒐集室內貯存設施安全審查之相關資料，以瞭解室內貯存設施安全審查之基本準則。接著針對臨界審查，進行相關資料之蒐集與管

制法規之彙整，並列出機率論式風險度評估所需計算之事故情節，再對於最高風險度之事件，假設情境，建立乾式貯存設施之臨界分析能力。

以美國為例，美國核能管制委員會針對用過核子燃料乾式貯存設施所訂立之標準審查計畫，NUREG-1567[9]，報告中提到，臨界審查之目的是在確保無論在正常、異常及事故條件下，在場址內執行所有的作業、傳送及貯存時，所貯存的用過核子燃料均維持次臨界。

因此，本計畫書也參考上述建議，針對在用過核子燃料乾式貯存設施內執行之作業、傳送及貯存階段，使用 SAPHIRE 程式，建立機率論式風險度評估分析技術，並針對可能之意外事故建立假設情境，以作為進行臨界分析研究之依據。

對於臨界計算，國際上普遍接受之計算機程式，有蒙地卡羅與決定性計算機程式兩類。本計畫書將使用蒙地卡羅程式 SCALE/KENO 或相關程式，建立乾式貯存設施之臨界分析能力。KENO 為 SCALE 下之子程式，以多能群方法做計算。最後，將提出臨界審查之相關資料及法規之彙整結果，並研提我國因應之管制建議案。

子計畫之研究方法與工作項目規劃如下：

工作項目與內容說明：

1. 風險評估之管制法規與接受基準彙整。
2. 風險評估與臨界模型建立與簡化影響評估。
3. 乾式貯存設施之機率論式風險度評估與臨界分析。
4. 提出分析結論與研提與風險及天然災害意外事故相關之管制建議案。

4.4.2 廠房與護箱之結構應力分析模式建立、評估模式簡化與假設影

響

1. 蒐集和整理結構分析規範資料與接受基準：根據上一年度計畫所蒐集的各國對於乾貯設施規範的資料成果，以及國內已有的審查規範(草案)，制定本項工作所需依循的廠房與護箱之結構分析要求與接受基準。其中廠

房部分主要是要考量結構的耐震要求，而護箱部分的密封鋼筒組件主要則是遵循ASME Code Sec. III的規定。

2. 建立廠房和護箱有限元素模型：根據總計畫所選定之護箱與廠房類型，利用專業的商用分析軟體建立其有限元素模型。
3. 廠房和護箱有限元素模型驗證：針對前項步驟所建立的有限元素模型，試以一簡單的負載作用進行分析，所得結果將以可適用的公式解(closed form solution)；例如，密封鋼筒筒身的圓柱體部分的應力或者是文獻已有的分析結果進行比較驗證，以了解模型網格密度、材料性質參數設定、組件簡化假設等對於有限元素模型的有效性影響，以及據以修正分析模型。
4. 地震力負載分析：乾貯設施的結構耐震設計是一重要的議題，而地震力負載的大小與設施所在場址的地質特性息息相關，且分析流程複雜度高。在場址地質特性未明的狀況下，本項工作將以事先設定的地質條件，依照NUREG-0800[11]文件所揭示的分析流程審查重點，進行簡化的地震力負載分析，並將負載分析結果做為後續結構分析的負載輸入條件。
5. 應力檢核與提出審查建議：分別依照相關規範對乾貯廠房與護箱在結構分析上的規定，進行各種負載組合狀況下的應力分析，並將應力分析結果根據各規範的接受基準進行檢核，(例如：廠房部分依照ACI349[6]與建築技術規則之規定，護箱部分依照ASME Sec. III [7]之規定)以深入了解分析評估模式對結構安全檢核的影響，最後並提出應力與天然災害意外事故相關審查重點與注意事項的建議。

4.4.3 廠房與護箱之熱流分析模式建立、評估模式簡化與假設影響

1. 本子項將於計畫開始後著手就標的設施與其替代設施資訊進行蒐集，並

與我國已採參之NUREG-1536[8]、NUREG-1567[9]甚至最新的NREG-2215[10]等它國管制文件，共同作為探討導則差異與原因之素材。此外，蒐集所得之廠房與護箱資訊，亦將進行相關幾何與邊界條件之整理以作為模式建立、設計參數與邊界條件、接受基準之依據。

2. 為確保此先期研究所完成之分析技術足以作為未來平行驗證技術的基礎，本子項擬採用具有使用先例且符合ASME V&V 20-2009[34]對於CFD分析方法要求之技術，進行標的設施之計算模式發展。在與子團隊四進行建模參數的統整以簡化之護箱與廠房的各項涉及熱流及屏蔽之結構後，進行招標規範所要求之混凝土護箱搭配鋼構廠房及金屬護箱搭配鋼筋混凝土廠房兩案例之建模工作。執行期間將記錄各項安全分析模式所採用之假設與簡化，以作為下述工作項目之基礎。
3. 前述建模過程中所採用的假設與簡化影響，將透過探討其與ISG-21[12]與NUREG-2152[13]、以及最新乾貯導則NUREG-2215[10]之關聯性來作為是否需進行明文管制之評估依據；例如，計算分析時賴以為基準的網格收斂指數(Grid Convergence Index, GCI)、案例規劃時的邊界條件以及常見於乾貯設施中燃料束與細微節構簡化時所採用的均質化模式等皆會對分析結果造成不同程度之影響，但惟有部分不可視之假設或簡化作業之學理計算需加以審查。本項工作將對分析時所使用之假設或簡化的手段進行探討，並將其所造成的熱流影響予以量化，以作為導則與審查規範之修訂佐證。
4. 利用上述程序所完成的分析模式進行案例計算，以求得標的設施之熱流特性或限值。由於本研究並非以證實系統之安全，故無需像執照申請者般進行全部案例之安全分析分析；僅需由具有熱流同質性案例中，挑選具有安全疑慮之部分案例來進行分析即可；例如：各式不同肇因之異常

事故案例中，僅需就環溫為56.1°C之最高溫度案例、全阻塞可能造成的熱流特性進行評估；而忽略環境溫度為42°C異常溫度案例等對熱流特性影響較小的案例。本項工作執行後所得之涵蓋案例，亦將作為天然災害意外事故對廠房與護箱熱流影響之評估依據。

5. 上述所獲得之管制資訊與接受基準、分析模式與簡化影響、熱流特性與意外事故發現等成果，皆將透過相關表單進行記錄，並反饋給總計畫辦理同儕審查工作，進而達到協助總計畫修訂導則與及審查規範草案之計畫目的。

4.4.4 廠房與護箱之屏蔽分析模式建立、評估模式簡化與假設影響

本計畫擬依研究的主題採取下列方法與步驟：

1. 室內乾貯屏蔽案例與計算方法相關之文獻收集與研析；
2. 考量輻防設計之重點，合理簡化室內乾貯標的物，建構護箱與廠房之屏蔽計算模型；
3. 深入探討混凝土護箱與金屬護箱周遭輻射場差異；
4. 深入探討室內乾貯設施的輻射特性，分析廠房進出氣口設計對外界環境輻射劑量分布影響；
5. 彙集並回饋屏蔽案例分析的研究結果。

針對總計畫選定之標的設施(含護箱及廠房)，子項四屏蔽分析將與子項三熱流分析進行建模參數的統整，建構簡化之護箱與廠房的屏蔽分析模組，包含混凝土護箱搭配鋼構廠房以及金屬護箱搭配鋼筋混凝土廠房，進行護箱外部劑量及廠界劑量分布的評估，以期透過簡化乾貯設施模型的合理性與可能誤差執行一系列分析。本研究團隊於106年的研究中發現：混凝土護箱進出氣口通道為外部劑量貢獻重要來源，而金屬護箱的表面劑量率為安全分析的關鍵；混凝土護箱主要劑

量來源為燃料光子射源，而金屬護箱主要劑量來源為燃料中子射源。此一特性預期對未來室內乾貯廠房屏蔽設計與工作人員現場輻射量測規劃會有重大影響，故須對此特性進行深入探討，加強量化分析以供後續規劃與審查參考。另外，深入探討室內乾貯設施的整體輻射場特性，特別針對廠房建物空氣通道設計如何影響外界環境輻射劑量分布亦是相當關鍵。本研究將探討廠房外部劑量貢獻的重點位置，檢視廠房進出氣通道如何影響輻射滲流，包括考慮建物側邊進氣孔及頂部出氣孔洞的屏蔽迷道設計，分析其對直接和散射輻射對遠處場界劑量之影響，累積相關數據與經驗，以利未來實務設計或審查依據。最後彙整先期研究的成果，針對屏蔽重點要項，在上述各研究步驟中逐一檢視，並將屏蔽案例分析的研究結果，除回饋予總計畫作為工作一、二闡明背景、理論或實務依據的依據外，亦將作為廠房與護箱天然災害意外事故資訊研析之資訊。

4.4.5 廠房與護箱之天然災害意外事故之安全評估

本研究考量安全分析報告中第 6.6 節天然災害意外事故所需之相關安全評估技術，實則為彙集前述各項安全分析技術於特定意外事故之分析結果而成，彼此之間具有資訊相關性與技術同源性，與前述四項工作密不可分。為此，本研究計畫擬利用四個不同領域之專業人力，分別投入風險評估、結構應力分析、熱流分析與屏蔽分析等四項關鍵工作，再藉由各項工作所得之經驗回饋與前述之法規面與技術面銜接之審議機制，完成廠房與護箱於天然災害意外事故之安全評估建議。如此，除了可以減少不必要的人力需求之外，更可讓從事各項安全分析之研究人力獲得更符合實際狀況之管制經驗。

5. 完成之工作項目及具體成果

本章將分別針對導則、審查規範進行研析，並就各項技術發展與建立任務逐一進行說明。

5.1 精進室內乾式貯存設施安全分析報告導則成果說明

5.1.1 蒐集國際間室內乾式貯存設施之貯存護箱安全分析報告與廠房

建築物資訊概要

研究團隊於計畫開始之後即著手進行大量資料之蒐集其中除了德[15-18]、日[21-28]之資訊外亦納入了我國既有導則依循的美國規範。本團隊發現目前德國因屬於歐盟之一部分，故其各項核能設施係與歐盟其它國家(包含英國、荷蘭等)受到 EURATOM 之管轄；其對於核設施之要求除了可以作為德國境內乾貯設施管制資訊之研析外，亦部分地代表了整個歐盟對用過核子燃料管制的要求。因此本研究遂決定以法令文件較為公開的德國與美國法規系統作為研析主體，並輔以日本、英國等國之資料作為佐證依據，作為導則與及審查規範整體比較之策略。

為能釐清德國對於符合 IAEA SSR-6 TYPE B (U)[14]之兩用護箱應用於室內乾貯貯存之管制精神，本研究除檢視德國管制機關 BfE 網頁之各項資訊外，亦透過學術期刊之蒐集嘗試了解德國管制系統之架構與精神。於網站與各項文件的檢索方面；本研究透過檢索德國與 EURATOM 之網頁後發現，其所載相關設計文件僅有包封容器設計安全報告(PDSR, Package Design Safety Report)可供傳送運轉作業管制之依據。為能加強德國對傳送與貯存之間法令的關係，本研究更進一步透過了德國管制單位 BfS(Federal Office for Radiation Protection)內之職員所發表的 SCI 論文：German Regulatory Concept of Transport Package design Approval for

Dual-Purpose Casks During Interim Storage [15]對德國對雙功能護箱取得貯存執照的程序進行研析，並作為解析 ESK[16]，RSK[17]文件之輔助資訊。

整體而言，德國因最初規劃用過核子燃料擬進行廠外運輸計畫，受國內反對人士抗議而無法執行廠外運送與燃料再處理。德國遂以上述運送護箱之設計指引為基礎，進行該類護箱於貯存期間之安全評估事項之導則建立。其最主要精神是以該類護箱無論何時皆需保有運輸執照之有效性或是保留運輸前能恢復其執照有效性為前提，進行貯存作業之執照申請與審查。此一發現與結論在透過 107 年物管局所辦理之「德國放射性廢棄物管制技術研討會」中與講師確認無誤。

基於此一概念即可得知，德國對於乾式貯存之相關申照與管制皆主要依循 IAEA SSR-6 之相關要求進行 TYPE B(U)之臨界、熱傳、屏蔽及結構等項之安全要求。並依據 BfE 所提出之要求，依據貯存期間可能出現之環境條件，重新擬定與臨界、屏蔽、熱流及結構相關之安全分析案例與邊界條件，從而達到貯存期間能確保護箱之完整性與可運輸性符合最初申照之運送許可。

除了德國之經驗外，英國境內的 SWB 室內乾貯設施可視為是最具代表的混凝土護箱設施，其利用 HI-STORM 100 搭配鋼構廠房所完成的設施目前已正式開始營運，並可裝載約 100 組以上之護箱。為能探究其內部管制與分析之要點，本研究亦透過研析 EDF 對於該設施營運的自主管理報告，進一步瞭解其審查作業期間的關鍵評估項目，以作為檢核我國導則是否完備之依據。

本研究由上述資料中挑選目前設計資料最為完整且具有國際間運轉實例的 CASTOR 系統作與 NAC-UMS[38]分別作為金屬/混凝土護箱代表，並再分別佐以日本原子力規制委員會之文件[21-29]、英國 SWB 評估報告[37]等管制文件及我國之管制資訊、安全分析報告等進行導則研析。

在將我國目前所訂導則與各國具代表性之管制/申照文件(表 1)，如：美國目前乾貯相關之標準審查方案(Standard Review Plan) NUREG-1567[9]、HI-STORM 安全評估報告[38]等、德國管制機關 BfE 之 ESK[16]、RSK[17]與日本原子力規制委員會之文件[21-29]、英國 SWB 評估報告[37]等管制文件進行比對後發現。

各國對於安全分析報告之要求實可分為與乾式貯存設施安全貯存相關之安全分析，如臨界、熱流、結構、屏蔽等部分，以及為達成上述相關安全要求所需具備之人員、設備、程序、品質保證與終止使用等部分指引；各文件與我國既有導則之章節架構實質比較則如下節所示。

表 1、本研究參考之德、日、英、美關鍵管制文件細部資料

文件產出國家	文件中文全名	文件原文全名	文件等級	內容概要	參考文獻
美國	用過核子燃料乾貯系統及設施標準審查計畫	Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems and Facilities	導則	為目前美國核管會對用過核子燃料申照之安全分析報告之最高撰寫之指引，亦是國際間多數國家參考與研析之對象。內容共計 18 章，並含括安全分析報告撰寫之各項場址、設計、運轉、訓練、物料保防、輻射防護、保健物理以及臨界、結構熱流等安全分析以及除役等資訊	NUREG-1567[9]
美國	用過核子燃料乾貯系統及設施標準審查計畫	Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems and Facilities	導則	為上述 NUREG-1567 新版文件，整體架構與前述文件相同，主要係美國核管會為滿足舊有導則因技術精進與學理發現後，所提出用過核子燃料乾貯設施申照新版指引；未來將取代 NUREG-1536 與 1567；目前正在接受外部審查提議階段	NUREG-2215[10]
美國	HI-STORM 100 乾貯系統安全評估報告	HOLTEC INTERNATIONAL HI-STORM 100CASK	審查評估報告	為美國 NRC 審查 HOLTEC 所設計之乾貯設施 HI-STORM 100 之安全分析報告，各項審查工作乃是依據前述之 NUREG-	SER, ML003711779 [19]

		SYSTEM SAFETY EVALUATION PREORT		1567 辦理，內容包括場址、設計、運轉、訓練、物料保防、輻射防護、保健物理以及臨界、結構熱流等安全分析以及除役等評估結果；目前該類型護箱已廣泛用於美國，並受英國 SWB 室內乾貯存設施實際裝載。	
德國	核能廢棄物管理委員會建議	Recommendation of the Nuclear Waste Management Commission	導則	為德國放射性物管主管機關 BfS 所公佈之導則，共計十六章，並包含場址、設計、運轉、訓練、物料保防、輻射防護、保健物理以及臨界、結構熱流等安全分析、除役緊急應變等內容；為德國境內乾貯設施為裝載用過核子燃料與產熱廢棄物乾貯之主要指引，簡稱為 ESK 之管制文件。	ESK[16]
德國	反應器安全委員會建議	RECOMMENDATION OF THE REACTOR SAFETY COMMISSION	導則	簡稱為 RSK 之管制文件，為德國放射性物管主管機關 BfS 所公佈之照射過燃料於乾貯護箱進行中期貯存之導則，共計概述、安全要求與相關標準等三章；其中第二章所包含場址、設計、運轉、訓練、物	RSK[17]

				料保防、輻射防護、保健物理以及臨界、結構熱流等安全分析、除役緊急應變等內容與前述 ESK 相當。	
英國	獨立核能保證內部監管報告-Sizewell B 乾貯設施	Independent Nuclear Assurance Internal Regulator Report-SIZEWELL B DRY FUEL STORE.	品質文件	為 EDF 能源公司針對英國 ONR 要求及安全分析報告中自我允諾項目所進行查核後所產生之自主監管報告，其所載項次必然對應主管機關要求之資訊相符，在相關安全分析報告受限於智財權無法公開之狀況下，為目前可取得之最完整室內混凝土護箱評估報告，其報告中最具價值之處有二；其一為各項工作查核點之規劃，有助於管制單位參考各項作業之查核規劃與未來安分析報告第五章作業程序規劃之合理性；其二為報告中各次送件所含之必要技術評估項目，共計 19 項。	EDF[37]
日本	用過核子燃料貯藏相關規則	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則(原子炉等規制法第 43 条)	導則	用過核子燃料貯藏之主要指引來源，全文共計 54 條，內容自名詞定義開始，逐一就設計、運轉前申請、檢查作業、焊接技術、定期測試、運轉計算、品質保證等，	日本政府的電子政府網頁 http://www.e-gov.go.jp/

				乃至於臨急應變各項進行說明。近年因新規制之施行，部分條件已經刪減	
日本	貯藏用過核子燃料執照許可概要	使用済燃料貯蔵事業許可申請の概要	法規	提供申請相關許可證之參考，內容自概要、場址說明、用過核子燃料乾貯設施概述、廢棄物處置、除役平時運轉規劃及安全評估項目等申請要求。	日本原子力規制委員会網頁 http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryoy2010/siryoy23/siryoy4-3.pdf
日本	用過核子燃料之位置、結構及設備之的相關基準規則	使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(原子炉等規制法第43条の4第2項第4号)	設計基準	用過核子燃料中間貯蔵施設之主要事業許可基準規則指引來源(新制)	使用済燃料乾式貯蔵施設の審査における主要な論点について日本原子力規制委員会網頁 [25] http://www.nsr.go.jp/index.html
日本	使用金屬製乾式貯蔵護箱之用過核子燃料中間貯蔵設施的安全審查導則	金屬製乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵施設のための安全審査指針	導則	用過核子燃料中間貯蔵施設之主要安全審查指申來源(舊制)	使用済燃料乾式貯蔵施設の審査における主要な論点について
日本	運轉中核電廠及其附屬設施之位置、結構及設備之的相關基準規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	設計基準	核電廠場内用過核子燃料乾式貯蔵施設之主要設置許可基準規則指引來源(新制)	使用済燃料乾式貯蔵施設の審査における主要な論点について
日本	用過核子燃料貯蔵設施之性能相關之技術基準相關規則	使用済燃料貯蔵施設の性能に係る技術基準に関する規則	設計基準	本參考資料主要就前述所提用過核子燃料貯蔵施設之主要性能相關議題，如臨界預防、災害防治、地盤、耐震、海嘯、外部衝擊、材料及結構、餘熱移除、密封性、輻射屏蔽、設施內通風、除汙、廢棄物處理、輻射線/物質管制等進行詳細規範；內容共計 23 條。	日本原子力規制委員会網頁 http://www.nsr.go.jp/index.html

日本	用過核子燃料貯藏設施有關之用過核子燃料貯藏設施業者的設計及工程(建造)相關品質管理方法及負責檢驗之組織的技術基準相關規則	使用済燃料貯藏施設に係る使用済燃料貯藏事業者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則(原子炉等規制法第43条の8)	設計基準	用過核子燃料貯藏施設業者及負責檢驗的組織之主要設計及工程(建造)相關品質管理方法指引來源	日本原子力規制委員会網頁 http://www.nsr.go.jp/index.html
日本	核電廠場內用過核子燃料乾式貯藏護箱之相關	原子力發電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯藏について	設計基準	用過核子燃料貯藏之主要乾式貯藏護箱指引來源,主要針對核電廠內之用過核子燃料乾式貯存設施加以說明,主要內容概分五章,自前言、專用名定義、安全設計基本考量、安全設計項目與適用性進行說明。	高度情報科学技術研究機構 (RiST) http://www.rist.or.jp/ [22]

5.1.2 研析室內貯存設施及貯存護箱安全分析要項與現行導則內容差異

異

依據上述所蒐集之德、美、日等國資訊，本工作項目將針對所蒐集之各項管制文件，依我國既有導則架構進行歸納並逐一討論如下。

第一章 綜合概述

1.1 概論

我國既有「導則」此節要由包括緣由及目的、專有名詞、引用法規及設計準則以及參考文獻四部分。經與 ESK、RSK、NUREG-1567 及原子力規制委員會所提之「使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則」比對後可發現以下之異同：

- (1) 緣由及目的：導則中本章之要求與 ESK 中 1.1 節安全導則應用範疇及 1.2 節防護目標、RSK 中則與其 1.1 應用範圍及 1.2 保護目標，亦與日本用過核子燃料安全審查指針第 1 章(1)適用對象相當。主要係針對各類擬裝載之標的；例如輕水式反應器、高溫反應器、研究或原型反應器與再處理產生之放射性廢棄物進行貯存之指引。並要求達到以下保護目的：
 1. 放射性材料的密封。
 2. 穩定的熱移除。
 3. 維持次臨界。
 4. 避免不必要的放射性暴露以及對於設施操作人員和一般大眾的放射性曝露管控和限制。
- (2) 專有名詞：與 ESK 第 1.3 節名詞與定義及日本安全審查指針中第 1 章(2)用語定義所載相符；RSK 中則未見類似之章節要求。
- (3) 引用法規及設計準則：與上述(1)共同於 ESK 之 1.2 節防護目標與

RSK 之 1.1 應用範圍內提及，德國係採用 AtG 與 StrSchV 進行管制，而涉及專業領域之引用標準與要求，則於後續各章中列舉陳述。而日本的新規制基準則與我國導則相同，於第 1 章(3)準拠規格及び基準乙節中要求詳列安全分析報告各章節所引用之法規與標準的作法。由此可見，我國安全分析報告對於引用之法規與設計準則乙項之細部要求，係較德國更為完整亦於日本新規制相當。

(4) 參考文獻：為標準文件與報告之引用機制，故無需討論。

1.2 設施綜合概述

本節包含有位置、貯存系統概述及使用限制條件、使用年限等，可逐一與 RSK、ESK 比對如下：

- (1) 位置：美國 NUREG-1567 係將此資訊要求納入第二章之審查範圍內，而不論是 ESK、RSK、英國或是日本皆未專章要求申請者載明場址位置之資訊，僅於場址位置之相關資訊於各地形水文相關之安全分析項目中說明。
- (2) 貯存系統概述及使用限制條件：相較於我國未限制護箱型式，德國 RSK 1.1 與 ESK 1.1 與日本新規制基準中與中明確指出要採用金屬護箱並符合運送與貯存之兩用型式，這意味著上述兩國的護箱需滿足 IAEA SSR-6 TYPE B (U) [14]之要求；而透過所蒐集到的英國 SWB 文件[37]亦指出，該電廠目前採用的設施係已通過 NRC 核准，但無任何公開資訊顯示英國 Office for Nuclear Regulation, ONR 已完成該種設施之通用審查作業。
- (3) 使用年限：德國 RSK 並未對設施使用年限進行直接說明，而是於 2.1.1 節中所提：係考量燃料組件於 40 年貯存期間的完整性為依據。原則上兩者皆可達到相同的規範目的。值得注意的是，ESK 於第 1.1 節應用範圍中指明，目前中期貯存因為受限於最終處置許可核發，因此時程上並未明定，但仍建議以 40 年為合理衡量時間進行護箱設

計；日本於新規制基準中則明示以 40-60 年為原則進行規劃；此外，英國 SWB 則是以 100 年為設計年限。

(4) 作業程序：不論是德國的 EKS、RSK、英國的評估文件或是日本的新規制基準中並未要求專章展示相關設計圖，惟考量圖面應是審查中關鍵之一環，故可合理推測相關設計圖面乃是整合於各於相關章節中進行審查，而未以專章獨立呈現。

(5) 設施配置：同上。

第一章小結

綜合以上各項檢視與討論，可以得知我國導則除於各章中進行相關設計資訊之審查外，更於第一章中額外言明要求申照者整理各項綜合資訊之要求。此一規劃有助於審查人員全面地瞭解此申請案之基礎資訊。且上述比對已證實我國既有導則之第一章已大致足以含括室內與室外乾貯各式護箱與廠房組合，並與世界中乾貯先進國：德、美、英、日之要求相當；其餘各設施、廠房與護箱亦已被系統、結構與組件(以下簡稱 SSCs)之細部要求所涵蓋，故建議無需更動本章之架構。

第二章 場址之特性描述

我國導則於本章之要求係如文中所載“得引用原核子反應器設施之資料”針對地形地貌、地質、水文等項進行說明。經查 RSK(德)、ESK(德)或是新規制基準(日)並未出現此類專章要求之指引，僅於相對應之地震評估、污染危害分析之章節中提出相應要求；例如：RSK 於 2.9.1 自然因素所引發之外部危害中則有涉及地震、洪水等之類似要求；或是 ESK 於 9.2.1 中相似要求；而日本則將原有的“立地條件”乙章，於新規制基準中納入“第四章安全評價”乙章之中；英國之參考資料中則有 H03 chemistry 與 H31 seismic 兩部分之應審查項目與此相關。相比較之我國導則因最初源自於 NUREG-1567，故與 HI-STORM 安全評估報告所載資訊相距不遠，以下將逐項進行比對。

2.1 地形與地貌

德國相關指引係將此部分之資訊置於後續事故管制部分，故無相對應章節；反之，在 NUREG-1567 及 HI-STORM 安全評估報告第 2.4.1 節地理與人口中所提出與審查要求與我國導則相近。

2.2 地質與地震

與 ESK：9.2 外部危害第 4、5 點 以及 RSK：2.9.1 外部影響第 4、5 點與 NUREG-1567 及 HI-STORM 安全評估報告第 2.4.6 節地質學與地震學之要求相應；亦與英國 H31 seismic 之項次相符。

2.3 水文

本項要求之地表水文與地下水文資訊，除與 ESK：9.2 外危害以及 RSK：2.9.1 節外部影響第 3 點相同之外，並已包括 NUREG-1567/HI-STORM 第 2.4.4 節地表水文學、第 2.4.6 節地下水文學之安全分析報告指引。

2.4 氣象

我國導則於本項中要求之近三年氣溫、溼度風速之資訊，除可包括 ESK：9.2 外部危害第 1、2 點 與 RSK：2.9.1 外部影響第 1、2 點以及 NUREG-1567 2.4.2 之內容外，更額外要求與特定氧化物相關之資訊。此一比對證實我國之導則要求足以涵蓋各國之要求。

惟各國對於氣象資料中並未明示氣象資訊年限，在考慮氣候變遷所致之氣象變異極大，我國各項水力土木建設皆已考慮更長的災害頻率；除 NUREG-1567 所要求的資料需具有合宜性與代表性之外可見英國(H03 CHEMISTRY)對腐蝕條件的要求，在考量各項災害資訊與氣象之相關性，建議主管單位修訂如下：

四、氣象

提供場址附近最近三年以上之氣溫、平均相對溼度、降雨量及強度、風速、風向等氣象監測資料及氯化物、硫氧化物與氮氧化物濃度。

2.5 周圍人口概況

經比對 ESK 與 RKS 並無對周圍人口之描述有明文規定。而在進一步檢視美國 NUREG- 1567 後發現，美國目前係針對 8 公里以內之人口區域以每哩為單位進行 16 方位人口統計之要求。目前我國導則於該項中係要求以適當比例尺地圖標示半徑五公里範圍內鄉鎮市之位置及人口超過一千人之聚集點。兩者相較之下，美國 NUREG-1567 似有較細之管制說明。但考量整體管制作業應具有全面性，故建議管制單位或可在通盤考量並評估合適性後，再行參採以下建議進行修正：

五、周圍人口概況

以場址為中心，並以適當比例尺地圖標示半徑八公里範圍內鄉鎮市之位置及人口超過一千人之聚集點。

2.6 其他足以影響設施設計與建造之場址特性因素

經檢視德國、美、日等國之管制文件並無此項要求，且因原導則中未有明確之“其它”因素，故不予比對。

第二章小結

綜合以上各項檢視與討論，可以得知我國導則於第二章中要求整合與場址特性相關之資訊以利整體審查之流程。經檢視此一規劃有助於安全分析之資訊管理，故建議維持原有架構。僅人口分布與氣象資訊之要求可評估是否參考美國與英國相關評估作業進行細部文字修訂。

第三章、設施之設計基準

導則本章之重點是確保設施之設計、製作皆能引用合適之標準為之，而原有內容原則上與 NUREG-1567/HI-STOMR 安全評估報告第四章 SSCs 與設計準則審查以及以及日本新規制基準第 1 章(3)“準拠規格及び基準”之要求相當，亦與英國 SWB 文件中之 H14 Fuel Behavior、H30 Fuel Design、H33 Structural Integrity 以及 H34 material 等相關：

3.1 設施之設計

- (1) 貯存護箱設計；我國導則於此項要求護箱臨界、結構、熱移除能力、輻射屏蔽、臨界、密封性能等各項性能，其要求與 RSK 第 2 章以及日本新規制基準第 2 章各節之要求相當，皆是確保燃料於貯存期間所具有的射性物質能被有效的透過密封系統的完整性(mechanical integrity) 加以包封以及用過核子燃料的衰變熱能透過護箱的散熱設計予以移除，並避免燃料出現再臨界之狀況。不同於 RSK 與我國專章描述設施安全要求之編列方式，ESK 則是相上述相關審查與分析建議分置於不同章節，其中第 2.2 節護箱主要對護箱之密封設計、材料以及設計基準與超越設計基準事故下之洩漏率進行要求；第 3 章 臨界安全則是以 DIN 25403 PART 1、DIN 25487 與 DIN25712 等為基準，要求護箱在所有假想事故下 K_{eff} 在考量計算不確定性以及製造容許誤差下不能超過 0.95；第 4.1 節護箱的熱移除則是指明除了確保燃料護套外，亦需確保溫度不會對安全相關之 SSCs，如密封、屏蔽元件造成損壞；第 5 章 游離輻射的屏蔽則是要能在考量可能之輻射源與輻射傳途徑之前提下確保能對一般民眾和操作個體提供適當游離輻射屏蔽安全，並需將護箱間交互之輻射屏蔽、熱影響同步考量與第 9 章所載，依 §§49 和 §§50 以及 §117(16) StrlSchV (Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung - StrSchV)進行意外分析。此外，英國則是分別於 H07 criticality H10 design transients & fault studies、H23 performance: thermal analysis、H27 radiological assessment、H33 structural integrity 等項次中進行管制。整體而言，各國管制要求雖於文件編排上有所不同，但其所示之應管制事項與管制目標並無差異。
- (2) 構造安全設計，所包含的建築物、土木、結構與防洪等項，對應之 RSK 要求包括：2.3.2 中期貯存設施的熱移除(廠房熱移除設計)、2.6

結構元件、2.7.4 防火與防火系統(防火設計)、2.8 內部影響(意外影響)、2.9 外部影響(意外影響)、2.12 品質保證(相關文件)和 2.15 長期和老化效應，長期監測(設施耐久性描述)；ESK 要求包括：4.2 中期貯存設施的熱移除(廠房熱移除設計)則需考量有足夠的進出氣口使熱能夠有效消散，並維持整體建築溫度在設計溫度之下，且在無貯存物或貯存物僅有可忽略的熱產生而不致損壞發生時，建物之進出氣口能合理關閉；第 7 章 結構保證則需依循建築法規 *Länder* 和一般接受的工程標準進行設計，並考慮材料的耐久性與使用時限與 DIN 4102、KTA 2206、2207 與 2201 等進行火災、雷擊、防洪與防震進行設計；8.4 防火與防火系統(防火設計) 與第 9 章所載，依§§49 和 §§50 以及 §117(16) StrlSchV (Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung - StrSchV)進行意外分析，而英國則可由 H10 design transients & fault studies、H13 fire protection、H23 Plant performance 等管制要求一見其對乾貯設施之要求。

考量我國導則於此章雖未明文針對廠房安全報告進行要求，但其需求仍可透過對 SSCs 的要求與細部修訂達到管制目的，故建議不予改動。

- (3) 輔助系統及設備之設計；本項所涉及的設施運轉與維護所需設備；如，吊車與監控等系統，可分別由以下各節對應。RSK 要求包括：第 2.1.3 節護箱的洩漏監控、第 2.6 節結構元件、第 2.7.1 節起重機、吊車和其他運輸設施、第 2.7.5 節廢棄物與污染水處理(專指放射性廢棄物)、第 2.7.6 接受與維護區域、第 10 章與現有核設施的互動(可能之共用輔助系統)、第 2.15 節長期和老化效應，長期監測；ESK 要求包括：6.4 材料的清除和移除(專指放射性廢棄物)、第 7 章結構保證、第 8.1 節起重設備和其餘運輸設備、第 8.5 節廢料和污染水的處

置、第 8.6 節運送區和護箱維護站及第 2.10 節與現存核能設施之交互作用(可能之共用輔助系統)。而英國之相關文件則顯示其亦同時會針對上述各項起重設備(H06 cranes & load handling equipment)、放射性廢棄物管理(H28 radwaste management)等進行要求。

- (4) 公用系統及設備之設計，如通訊、電力、供氣等項，則分別可由 RSK 的第 2.7.3 節與 ESK 的第 8.3 節相對應。然而，由於考慮室內貯存之故，RSK 第 2.6 節結構元件、第 2.7.2 節通風、第 2.7.5 節廢棄物與污染水處理(一般廢棄物)、第 2.10 節中期貯存設施的自主權(自行獨立運轉之能力)；以及 ESK 中之 8.2 通氣、第 2.7.3 節電子技術系統、第 8.3 節電子裝置、第 8.5 節廢料和汙染水的處置(一般廢棄物)、第 9.2.3 節暫時貯存設施之自足運轉(自行獨立運轉之能力)等項，應於相對應章節中加以檢視。其中，考量於場址內的室內乾貯設施於電廠除役或事故時仍能具有獨立運轉能力(如空調、監測、吊掛、監測系統之水、電、氣源)。英國則透過 H23 plant performance、H28 radwaste management 等管制項次進行確認。
- (5) 設施各結構、系統與組件之分類一項所提及的主要安全功能之結構、系統與組件，需於第七章品質保證計畫中詳述之要求，則與 RSK 之 2.12 以及 ESK 第 11 章之要求相符；亦可視為與英國 H04 concrete integrity、H33 structural integrity 之管制精神相符。
- (6) 輻射安全設計，則分別於 RSK 之 2.4 與 2.5 與 ESK 的第 5 章及第 6 章所涵蓋亦與英國 H27 radiological assessment 相符，考量本項已於護箱及構造安全等項中說明，故於此不再加以贅述。
- (7) 作業安全設計，則可由 RSK 的 2.13 以及第 12 章獲得相對應之要求項目。
- (8) 預防異常狀況或意外事故之設計則與 RSK 的 2.8、2.9 以及 ESK 第 9 章相對應，且已於護箱及構造安全等項中說明，故於此不再贅述。

(9) 利於未來除役作業之設計，則與 RSK 之 2.16 及 ESK 的第 15 章中要求等管制要求相符；在考慮本項可視為第十一章 除役初步規劃之概述，故擬於第十一章比對再行討論。

3.2 設施之建造

經檢視 RSK、ESK 與新規制基準(日)並無對施工過程相關內容進行管制。

第三章小結

綜合上述各項目對於乾貯設施之要求，可以明確發現第三章中各項管制要求皆與 ESK、RSK、英國 ONR 及 NUREG-1567/HI-STROM 與日本新規制基準相關要求事項相當，故無需改變我國既有導則之架構。

第四章、設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫

可概由 NUREG-1567、RSK 之 2.13 以及 ESK 的 12.6 人員相關章節取得對應之管制要求，可能需包括編制人數、訓練、職級等，而英國 SWB 相關文件內則僅原則性地標示需考慮訓練相關作業；各國於本章之要求程度略有不同，但彼此間並不相違。

4.1 組織規劃

ESK 對於本項之管制要求可以透過第 12.2 節組織與管理系統以及第 12.6 節人員中加以要求；RSK 則將相關要求明示於其第 2.13.4 節人員；NUREG-1567 則是於第 10.4.1 節至第 10.4.3 節等項中要求。惟我國導則較 ESK 與 RSK 更詳細明定其編制人員、資格及數量與權責，較它國管制要求更為明確且符合實務作業需求。

4.2 行政管理

本項涉及程序、設備安全與品保之管制與稽查作業，係與 ESK 第 12.4.3 節與第 12.4.4 節進出廠管制以及 NUREG-1567 第 10.4.4 節現場管理與行政管制相符。

4.3 人員訓練計畫

本項涉及人員對設施系統、核工原理、保安通訊、驗收與操作、監測、事

故排除等訓練，則分別與 RSK 第 2.13.4 節人員、ESK 第 12.1 節運轉原則、第 12.2 節組織與管理系統以及 NUREG-1567 第 6.5.5.4 節 消防相關、第 10.5.5.4 節員工評選、訓練及認證所載之要求相符。

第四章小結

綜合上述各項目對於乾貯設施之要求，可以明確發現第四章中人員管制與訓練之各項管制，皆與 ESK 與 RSK、英國 ONR 與 NUREG-1567 中相關管制事項相符，故無需改變我國既有導則之架構。

第五章、設施運轉計畫

本章所含各項要求，可由 RSK 第 2.13 節/ESK12.1 節以及 NUREG1567 第十章作業執行審查所載之各項運轉要求，如試運轉、維護等，以下將逐項進行比對。

5.1 作業程序

本項主要是要求對作業程序進行說明，此類要與 ESK 第 12.1 運轉原則以及 12.3 試運轉等項相符，惟我國既有導則中尚有若干字眼係針對特定護箱與其附屬作業程序進行描述，因此需進行文字修訂。此外，我國既有導則中提及“說明欲裝填之用過核子燃料完整性檢測方法及判定標準”，檢視英國管制單位對 SIZWELL B 之視查文件[47]後發現，該報告內提及針對 MPC 護箱內之池水與乾燥過程後之排氣分別進行銫-137 與氬-85 之偵測；顯示英國 SIZWELL B 在針對申照者未依循美國 NRC 規範採用真空啜吸試驗進行全池燃料束檢驗的案例，係要求於燃料裝載後有進行完整性確認行動。相較之下，我國導則已要求申請者提出燃料完整性檢測方法及判定標準。英國所採用的作法雖與我國現有程序略有不同，但仍可達到確保燃料裝載時之完全性，我國導則已完整要求，故無需針對此點進行修訂。

綜合以上討論，本研究建議對原導則涉及特定乾貯護箱之作業流程，與裝載後才進行護套監測作業之修訂如下：

(一)吊卸裝填

說明欲裝填之用過核子燃料完整性檢測方法及判定標準，裝填前後之燃料束識別確認程序；傳送護箱入池前檢查作業、入出池吊卸操作程序、及貯存護箱真空乾燥、充填氬氣及密封焊接之作業、~~監測與程序~~測試程序及標準。

5.2 貯存期間之檢視作業

本項目主要是針對貯存期間的設施輻射劑量、貯存護箱之溫度與密封監測及例行檢視作業進行規範，上述項目除可在 NUREG-1567 之第 7.7.4.2 節、第 6.5.1.1 節以及第 9.4.3 節包封監測等章節獲得與我國導則一致之要求外，透過比對 RSK 與 ESK，可發現其分別於 RSK 第 2.1.3d 節護箱洩漏監控以及 ESK 第 2.2 節護箱中提及對於護箱密封監測之要求，而對於長期貯存的監測，RSK 第 2.15 節長期和老化效應與 ESK 第 14 章週期性安全檢查中亦可發現與我國導則相符之管制要求。

5.3 作業流程

本項目主要是針對貯存之各項作業流程進行管制，除可與 NUREG-1567 第 10 章作業執行審查之內容對應外，亦與 ESK 第 12 章中期貯存設施之運轉與 RSK 第 2.13 節設施運轉所載之管制項目相符。

5.4 輔助系統及設備之運轉

我國導則中對於輔助系之運轉規範，可見於 NUREG-1567 其他作業系統 3.4.4 作業支援系統等項目，並登載於 RSK 第 2.13.1 節試運行、第 2.13.2 節運轉以及 ESK 第 12.3 節試運轉、第 12.4.1 節 正常運轉與第 12.4.2 節非正常運轉(包含修正行動)。

5.5 公用系統及設備之運轉

NUREG-1567 與 ESK、RSK 並未額外區分出公用系統；故相關管制要求可參照前項 5.4 節為之。

5.6 設施各項系統及設備之維護保養

對於導則中要求設施維護之項目，亦可於 NUREG-1567 第 3.4.7 節護箱維

護、第 4.3 節依據 10 CFR 72.122(f)以及 RSK 第 2.13.3 節維護、ESK 第 12.4.6 節維護等處發現。

5.7 申請運轉執照時，需檢附設施運轉程序書清單

針對請領運轉執照前，各國皆要求辦理啟動測試並對提交測試之作業手冊與記錄等資訊；例如 NUREG-1567 中要求具有啟動作業計畫，並提交相關測試與驗證之結果或作業之記錄；相關要求亦可見於 RSK 亦於第 2.13.1 節試運轉以及第 2.13.2 節運轉等章節，以及 ESK 第 12.5 節試運轉與第 2.13.2 節運轉(包括手冊和紀錄文件等要求)以及第 12.5 節中期貯存設施相關文件或附件等要求。

第五章小結

綜合上述各項目對於乾貯設施之要求，可以明確發現第五章中設施運轉計畫中所載各項管制要點，與 ESK 與 RSK、NUREG-1567 與英國 ONR 已檢索相關文件之管制事項相符；少數細部文意之修訂並不影響整體架構，故無需改變既有導則架構。

第六章、設施之安全評估，含預期之意外事故評估

我國導則提及安全分析報告應含之分析要項，在與 ESK、RSK 與 NUREG-1567 以及英國 SWB 自評報告比較後之異同可整理如下：

6.1 臨界評估：

本分析所需考慮的規範、燃料性質計算與驗證可分別於 RSK 的 2.2 章、ESK 的第 3 章、日本新規制基準第 2 章(3)臨界防止機能與 NUREG-1567 第 4.5.3.5 節以及英國 07 criticality 獲得對應之要求，各國標準皆是以 $K_{eff} < 0.95$ 作為管制要求。

為求能於文字中加精準定義應管制事項，本研究經德國 RSK、美國 NRC 及日本 NUSC 之安全審核相關報告彙整後，對審查規範進行建議修訂：

一、臨界安全評估

分析設施在正常時，用過…需說明下列項目：

- (一) 臨界設計規範。
- (二) 待貯存之用過核子燃料性質。
- (三) 貯存配置之幾何數據及性質。
- (四) 臨界計算分析方法。
- (五) 臨界基準驗證。

6.2 結構評估：

依導則所載，本分析需考慮密封性、鋼筋混凝土結構、其它主要安全功能以及次要安全功能等分析要項，與 RSK 第 2.6 章、ESK 第 7 章與 NUREG-1567 第 4.5.3.2 節之要求相符，亦與英國 H04 concrete integrity、H33 structural integrity 相符。

6.3 熱傳評估：

本項主要係確認熱移除機制，材料、燃料溫度限值，並為確保上述結果之可靠性下，同步檢視分析方法、模式與其計算結果。此部分之要求在與 RSK 之 2.3 章、ESK 第 4 章與 NUREG-1567 之 4.5.3.3 節以及英國 SWB 文件所載之 H23 performance: thermal analysis 之要求相符。更進一步檢視後發現，德國、日本因採室內乾貯之故，增加了中期貯存設施的熱移除機制說明乙項，故建議針對文字進行細部調整。此外經檢視我國導則對於報告中需明列的(一)-(四)項，原則上皆與上述之 RSK、ESK 第 4.1 節、英國 ONR 要求與 NUREG-1567 所要求之內容相符；惟原導則於本節源自於 NUREG-1567 第 6.5.5.5 節之項目(五)防火及防爆與熱流評估，其訴求與熱傳分析實有差異。考量我國導則第 8 章消防防護 5.火災災害分析與影響評估中已可涵蓋，故建議管制單位將(五)防火及防爆予以移除，轉由第 8 章(二)火災災害分析及影響評估乙項進行管制，令導則與審查規範內要求內容一致，整體修訂如下：

三、熱傳評估

為確認衰變熱移除系統機制能可靠運轉，需證明主要安全功能之結構、系統與組件及燃料護套之溫度，在正常運作時，均能符合限值。報告中需說明下列項目：

- (一) 衰變熱移除系統機制與可能冗餘系統。
- (二) 材料或組件溫度限值與熱傳參數。
- (三) 熱傳負載及週遭環境狀況。
- (四) 分析方式、模型及計算。
- ~~(五) 防火及防爆。~~

6.4 輻射屏蔽評估：

我國導則於本項分析工作中要求報告需明列(一)輻射源種類與性質、(二)貯存系統及運送作業之屏蔽、(三)屏蔽組成及細節、(四)屏蔽計算分析與(五)輻射劑量評估等項，可分別於 RSK 2.4 節、ESK 第 5 章與 NUREG-1567 第 17 章，以及英國 ONR 要求之 H27 radiological assessment 對應。惟經本研究團隊之技術研析後發現，不同截面格式(多群或連續)與不同的熱中子散射處理方式(Free-gas 或 $S(\alpha,\beta)$)，皆對輻射深穿透計算結果有明顯影響。審查屏蔽分析所使用的評估程式與模式時，應檢視是否使用合適的中子作用截面。故建議應對導則文字修飾如下：

四、輻射屏蔽評估

確認貯存系統……報告中至少需說明下列項目：

- (一) 輻射源種類與性質。
- (二) 貯存系統及運送作業之屏蔽。
- (三) 屏蔽組成及細節。
- (四) 屏蔽計算分析(包括評估程式、作用截面與模型建置)。
- (五) 輻射劑量評估。

6.5 密封評估：

原有導則於密封評估之項目中共計有四項要求，確保整體密封系統之設計、作業程序與貯存期間之狀態皆足以確保核子燃料不致生劣化。而上述相關要求經比對後證實與 RSK 第 2.1 節以及 ESK 第 2 章與 NUREG-1567 第 5.4.1.1 節以及英國 ONR 所要求的 H33 structural integrity 相符。足以證實我國之導則已考量本分析要項之重點。惟值得注意的是，我國既有密封採

用焊接方式，故以往本項目之(三)密封監測要求雖與德國 RSK 之 2.1.3 節護箱的洩漏監控一致。未來管制單位或可依護箱設計與洩漏監測之需求，加強此項之審查即可，而無需對現有導則進行修訂。

6.6 異常狀況、意外事故及自然災害事件之安全評估

我國導則於本項所載之各項異常與意外事故係與 NUREG-1567 第 15 章之各項要求相符，亦與 RSK 第 2.8、2.9 節以及 ESK 第 9.1 與 9.2 節以及英國 ONR 之 H16 hazard analysis 要求相映。又，其中自然災害事件亦可將 NRC 或是新規制基準第 4 章(1)對自然現象に対する設計上の考慮於洪水等天然意外事件所造成之影響納入既有架構中，故無需調整。

第六章小結

綜合上述各項目對於乾貯設施安全分析要項之要求，可以得知原導則於本章所載之各項分析工作確已與 ESK、RSK、NUREG-1567、英國 SWB 自評報告及日本新規制基準各章大致相符，故無需改變既有導則之架構；惟經本計畫技術研析後建議於原導則中進行小幅修訂如下：

1. 熱流分析之項目(五)防火及防爆乙項，建議移至第 8 章進行管制，並針對室內乾貯之熱傳機制進行細部文字修訂。
2. 輻射屏蔽之項目(四)屏蔽計算分析，建議加強其所採用之工具、作用截面與模型建置描述。

第七章、輻射防護作業與環境輻射監測計畫

7.1 輻射防護作業計畫

本項包括之射源管制、廢棄物清理、合理抑低等管制要求項目，可分別與 RSK 第 2.5.1 節運轉期間之輻射防護、ESK 之 6.1 節輻射防護原則、6.2 節中時貯存設施的輻射監控和第 6.4 節材料的清除和移除，NUREH-1567 第 11 章所載各項要求及日本新規制基準第 2 章(2)「放射線防護」、英國 ONR 要求之 H27 radiological assessment 相應。

7.2 環境輻射監測計畫

本導則於環境輻射監測計畫乙項係與其他游離輻射作業場所相同，皆引用「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」作為管制之指引；考量此一準則已於國內施行多年，且與 NUREG-1567 之 11.5.2 節環境輻射監測設計特徵及 ESK 第 6.3 環境輻射監控相符，亦符合日本新規制基準第 3 章(3)「放射線監視」要求，故建議無需改動。

第七章小結

綜合上述各項目對於乾貯設施安全分析要項之要求，可以得知導則中本章所載之各項要求確已與 ESK、RSK、NUREG-1567、英國 ONR 及新規制基準(日)大致相符。又考量我國各項輻射工作場所係引用「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」作為管制指引且行之有年，故建議本章無需改動。

第八章、消防防護計畫

此章主要是確保貯設施於火災之事故後果、防犯與處理所需之規劃是否完善，惟英國相關資料僅見 H13 fire protection 乙項，故除英國外各國管制要點可依導則所列項目逐一討論如下：

8.1 消防工作之組織及行政管理

此項要求與 NUREG-1567 第 6.5.5.4 消防計畫指引、RSK 第 2.7.4 節防火與消防系統；ESK 為 13 和 14 章之附件-內部緊急計畫內容(關於緊急事件之對應組織)相符。

8.2 火災災害分析及影響評估

此項要求於 NUREG-1567 第 6.4.4 節、第 15.2.2.4 節火災與爆炸、RSK 為 2.7.4 防火與防火系統、2.8 內部影響(針對內部火災之分析評估)、2.9 外部影響(針對外部火災之分析評估)；ESK 為 8.4 防火與防火系統、9.1 內部危害(針對內部火災之分析評估)、9.2 外部火災(針對外部火災之分析評估)、13 和 14 章之附件-內部緊急計畫內容(緊急事件造成的影響評估) 之要求相符。此外，亦可與日本新規制基準第 4 章(3)「火災，爆發に対する設計

上の考慮」對應。

8.3 防火設計及措施

此項要求與 NUREG-1567 第 6.4.4 節中提及需依照 10CFR 72.122(C)之規定，提報相關設計與材料；以及 RSK 為 2.7.4 防火與防火系統、2.8 內部影響(防範內部火災之設計和措施)、2.9 外部影響(防範外部火災之設計和措施)；ESK 為 8.4 防火與防火系統、9.1 內部危害(防範內部火災之設計和措施)、9.2 外部火災(防範外部火災之設計和措施)、13 緊急準備(緊急事件下的消防能力評估)和 14 章之附件-內部緊急計畫內容(關於緊急事件下應採取的措施)之要求相符。

8.4 火警偵測及消防能力評估

此項要求與 NUREG-1567 第 6.4.4 節中提及需依照 10CFR 72.122(C)進行火災偵測、第 6.5.5.4 消防計畫指引、RSK 為 2.7.4 防火與防火系統(火警偵測能力)；ESK 為 8.4 防火與防火系統(火警偵測能力)、12.2 組織與管理系統(緊急事件下組織之應變能力)、13 緊急準備(緊急事件下的消防能力評估)、13 和 14 章之附件-內部緊急計畫內容(關於緊急事件下應變能力的評估)等要求相符。

8.5 相關單位之消防及救援支援

本項要求與 NUREG-1567 第 6.5.5 與 15.5.2.4 節中提消防方案應包括火災偵測與滅火系統和設備，行政控制與程序，以及訓練有素的人員等要求，以及 RSK 為 2.7.4 防火與防火系統(相關支援)；ESK 為 8.4 防火與防火系統(相關支援)、12.2 組織與管理系統(外部相關協助組織之描述)、13 緊急準備(相關支援)、13 和 14 章之附件-內部緊急計畫內容(相關支援)相符。

8.6 防火及消防有關設備之維護及管理

本項要求與 NUREG-1567 第 6.5.5 與 15.5.2.4 節、以及 12.4.13.2 工具與設備的維護中提及相關管制，以及 RSK 與 ESK 則分別於第 2.7.4 節防火與防火系統、第 2.13.3 節維護與第 8.4 節防火與防火系統、12.2 組織與管理

系統(相關設施之防護和養護)、第 12.4.6 節維護、第 13 章緊急準備和 14 章之附件-內部緊急計畫內容中闡明之要求一致。

8.7 防火及消防有關之人員訓練

本項要求與 NUREG-1567 第 6.5.5 與 15.5.2.4 節中提及消防方案應包括火災偵測與滅火系統和設備，行政控制與程序，以及訓練有素的人員等要；RSK 第 2.7.4 防火與防火系統；ESK 第 8.4 節防火與防火系統、12.2 組織與管理系統(相關職責人員之訓練)、第 13 章緊急準備中闡明之要求一致。

第八章小結

綜合上述各項目對於乾貯設施安全消防分析要項之要求，可以得 ESK 與 RSK 與 NUREG-1567 及日本新規制基準第 4 章(3)中亦有對火災所造成的事故後果及防範加以要求，且英國 ONR 亦有相關火災防護要求；此外，在考量我國尚有「消防法施行細則」可供參考之前提下，故無需改變既有導則之架構。

第九章、保安計畫及料帳管理計畫

9.1 保安計畫內容：

於我國既有導則中要求考量保安工作之組織、區域的劃定與管制、實體防護與偵測、保安通訊等六項，並與 NUREG-1567 10.4.6 與 10.5.6 節、英國 H17 human factors、H35 emergency planning、Safeguards records 及 Security 之要求相當；經比對後發現 RSK 並無提及本項之管制要求，而 ESK 與我國導則之對比關係如下：

- (1) 保安工作之組織、管理及訓練，與 ESK 第 12.2 組織與管理系統所要求各層人員權力、責任、溝通管道和應變技巧、經驗的相對應。
- (2) 保安區域之劃定及管制其相應之要求雖於第 8.6 節中將廠區劃分為運送、維修與貯存區域，並於 12.4.3 與 12.4.4 節中分別對進出場進行管制，但並未明文定義；考量保安區域之劃分為管制實為物料管制與核子保防之重點，且各國皆有相關措施，故建議仍維持原導則

之要求。

- (3) 周界實體阻隔物、入侵偵測及警報監視系統，則與 ESK 第 9.2 節外部危害“第三方團體入侵”項次相關。
- (4) 保安通訊設施及與警察機關協調支援事項，則與 ESK 第 9.2 節外部危害以及第 12.2 節組織與管理系統中要求闡述外部支援之合適性與執行力之項目相符。
- (5) 保安系統測試、維護及各項紀錄保存則與 ESK 第 12.4.6 節之維護與 12.4.7 節之運轉報告紀錄相應，其目的在定期記錄並提報相設施運轉記錄、物料狀況、人員狀態等。
- (6) 其他經主管機關公告之事項：因未明列於導則中，故無法比對。

9.2 料帳管理計畫：

我國對於本項涉及之核物料之料管理計畫，原則上是以滿足國際原子能總署以及美國在台協會源自於美國核物料之存量報告需求為原則進行制定；且與 ESK 第 12.4.7 章、ONR 之 H14 Fuel route & reactor mechanisms 中針對各項設施運轉報告、存量、變動、以及識別與擺放記錄之物料管制相當，因此無需對現有導則要求加以變更。

第九章小結

綜合上述各項目對於乾貯設施物料與保防之要求除與 ESK、RSK、英國 ONR 與 NUREG-1567 大致相符外，又考量我國相關核物料管制係依循「核子保防作業辦法」行之，除行之有年且符合國際原子能總署防止核武器擴散條件之需求，故建議不予改動。

第十章、品質保證計畫

我國導則對於品保方面之要求乃是依循品保十八條之要求，考量目前台電對其自身作業與對下包商皆有相對應之品質保證方案與稽查經驗皆能符合國際相關品質管制之要求。此外，在檢視德國之相關文件後，亦發現 RSK、ESK 分別於 2.12、第 11 章其要求與 NUREG-1567 第 12 章；日本新規制

基準使用済燃料貯蔵施設の品質保証に關すること等；英國 H10 design transients & fault studies、H34 materials, testing & inspection、Records 要求項次相符，因此目前建議維持本章節之架構不予改動；惟未來如有管制法規更新時，則建議以新頒佈之品質保證法規為準，並進行必要更新。

第十一章、除役初步規劃

我國各項與反應器或放射性物料相關設施之安全分析報告中皆要求闡明設施除役之初步規劃，故我國既有導則中要求申照者說明設施未來之除役構想，包括除役時程、除役目標、放射性廢棄物處理與財務規劃等內容實屬合理，並與 NUREG-1567 第 13 章，日本新規制基準廢止措置に係る保安規定、英國 SWB 自評報告中 H08 decommissioning 記載事項相同，皆要求申請人說明貯存期限後相關設施/護箱移除、運輸拆除所需之資訊。基於上述各項比對後，建議無需對我國既有導則進行改動。此外，亦與德國 RSK 之 2.16 節除役、ESK 第 15 章貯存中止之相關要求相符：

1. 貯存執照期限到期前，應先準備將所有護箱移離設施。因此應提供所有所需運輸文件(如允許類型、服役間檢查)做評估，如護箱測試和移除前檢查之需求。
2. 中期貯存設施的設計和建造應能符合除役時輻射保護之要求，並能提供拆除或其用途之選擇。在進行任何進一步拆除前，必須確保無污染或者足夠之除汙處理，無任何不允許活化之發生。建築和廢棄物之規範應予以遵守。

我國導則與他國管制文件比對後之結論

經過上述既有導則與 ESK、RSK、英國 ONR 相關文件以及 NUREG-1567 比對，本研究發現德國之 ESK、RSK 各章節雖然涉及室內乾貯設施而形成的細項要求，但原則上所需管制的事項仍可由我國現行導則所涵蓋。未來，本研究將持續進行他國管制文件之研析，並依上述架構進行比對。

綜合以上之各項討論，本研究建議管制單位無需就現行導則進行大範圍之修訂，僅需針對研析德國、英國、日本與美國管制文件後所獲之細部管制建議進行我國現行導則修訂即可。各項修訂建議，將於下節進行彙整，並說明相關修訂事項經同儕審查討論後之決議。

5.1.3 專家同儕審查成果暨各技術管制要點回饋資訊彙整

依據前述我國既有導則與德國 RSK、ESK、英國 ONR 以及美國 NUREG-1567 等管制文件之比對結果，並參考本研究團隊執行乾式貯存設施多年之研究經驗。本研究亦將上述各項修訂建議案之訴求、技術佐證資料等資訊於審查會中進行討論。而為能更進一步提出與原計畫書相符之修訂建議，本研究亦於計畫執行之初，即邀請四位具有乾貯設施申照與審查經驗之專家作為同儕審查委員(詳如表 2)，並分別於 5 月 23 日辦理期中(第一次)同儕審查會議及 10 月 19 日辦理期末(第二次)同儕審查會議中提請討論；各項審查發現與修訂決議則如表 3 所示

表 2、本研究邀請之專家與其專長

姓名	專長
李定一	申照規劃、系統設計、結構與作業安分析
李境和	輻射防護、法規與屏蔽、安全分析
林威廷	屏蔽計算
陳建源	品保、結構設計、法規管制

表 3、本研究對於我國既有導則之修訂依據、建議與審查決議

各國導則對應章節					修訂原因簡述	審查後之 <u>導則</u> 修訂建議(紅色為增加；紅色加刪除線則為建議刪除之文字)
我國	德	日	美	英		
申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則	RSK/ ESK [16, 17]	新規制基準[27]	NUREG1567[9] HI-STORM SER[19]	EDF Sizewell B dry fuel store, assessment programmer scope		
第一章 綜合概述	RSK/ESK 1.1	第一章 總則	CH.2	N/A	已確認 <u>導則</u> 本章已足以涵蓋室內外各式乾貯設施之組合與相關 SSCs 管制需求，故無需修正	同意無需修正
第二章 場址之特性描述	RSK2.9.1 ; ESK9.2.1	第四章 安全評價(原立地條件)	NUREG-1567 CH2.4.1/2.4.6/2.4.2	H03chemistry, corrosion H31 seismic	依據 NUREG-1567 建議調整人口調查範圍。	四、氣象 提供場址附近最近三年之氣溫、平均相對溼度、降雨量及強度、風速、風向等氣象監測資料及氧化物、硫氧化物與氮氧化物濃度。 五、周圍人口概況 以場址為中心，並以適當比例尺地圖標示半徑八公里範圍內鄉鎮市之位置及人口超過一千人之聚集點。
第三章 設施之設計基準	RSK 2 ESK2.2,3, 4.1, 5, 7, 8, 9	第 1 章 (3)“ 準 拠 規 格 及 び 基 準 ”	NUREG-1567 CH 4	H06 cranes & laod handling equipment H07 criticality H13 fire protection H14 fuel behavior H23 Plant performance H28 radwaste management H30 fuel design & technology H33 Structural Integrity H34 materials	依據與各國導則之比對發現，針對導則第三章、第一(五)節， p.5 文字校訂	(五)設施各結構、系統與組件之分類 就設施內所有結構、系統與組件項目，依其影響用過核子燃料、貯存系統及環境安全等重要性，區分為「主要安全功能」及「次要安全功能」之結構、系統與組件等兩類。主要安全功能之結構、系統與組件，需於第十章品質保證計畫中詳述之。

第四章 設施組、 組織規畫、 行政管訓 及人員訓 練計畫	RSK 2.13.4 ESK12.1 ESK12.2 ESK12.4.3 ESK12.4.4	-	NUREG-1567 CH6.5.5.4 CH10.4.4 CH10.5.5.4	H35 emergency planning, training	依據與各國導則之比對 發現，建議無需修訂。	同意無需修正
第五章 設施運轉 計畫	RSK2.13	第 2 章	NUREG-1567 CH10	H04 concrete integrity H06 cranes & load handling equipment	依據與各國導則之比對 發現，建議無需修訂。 但考量部分字眼涉及特 定乾貯護箱之作業流程 故建議將文字修訂如右。	一、作業程序 (一) 吊卸裝填 說明欲裝填之用過核子燃料完整 性檢測方法及判定標準，裝填前 後之燃料束識別確認程序；傳送 護箱入池前檢查作業、入出池吊 卸操作程序、及貯存護箱真空乾 燥、充填氬氣及密封焊接之作業、 監測與程序、測試程序及標準。
第六章 設施安全 之估、 含意外 事、 意外 事 故 評 估	臨界： RSK2.2 ESK3 結構： RSK2.3 熱傳： RSK2.3 ESK4 輻射屏蔽： RSK2.5 ESK5 密封： RSK 2.1 ESK2 RSK2.1.3 異常與意外 事故 RSK 2.8 RSK2.9 ESK 9.1 ESK9.2	新 規 制 基 準 臨 界： Ch2(3) 結 構： Ch2(1) 熱 傳： Ch2(4) 輻 射 屏 蔽： CH2(2) 密 封： CH2(1) 異 常 與 意 外 事 故 CH4(1) CH5(2)	NUREG-1567 臨 界： Ch 4.5.3.5 結 構： Ch 4.5.3.2 熱 傳： CH4.5.3.3 CH 6.5.5.5 輻 射 屏 蔽： CH 17 密 封： CH5.4.1.1 異 常 與 意 外 事 故 CH15	H07 criticality H33 structural integrity H16 hazard analysis H23 performance: thermal analysis	考量與它國管制要求相 符或可被我國既有導則 涵蓋，故建議無需改動， 但需針對部分應審查項 目之文字進行細部修正。	一、臨界安全評估 (三) 貯存配置之幾何數據及性 質。 (四) 臨界計算分析方法。 (五) 臨界基準驗證。 三、熱傳評估 為確認衰變熱移除系統機制可 靠運轉...： (一) 衰變熱移除系統機制與可 能冗餘系統。 (二) 材料或組件溫度限值與熱 傳參數。 (三) 熱傳負載及週遭環境狀況。 (四) 分析方式、模型及計算。 (五) 防火及防爆。 四、輻射屏蔽評估 確認貯存系統...說明下列項目： (一) 輻射源種類與性質。 (二) 貯存系統及運送作業之屏 蔽。 (三) 屏蔽組成及細節。 (四) 屏蔽計算分析(包括評估 程式、作用截面與模型建置)。 (五) 輻射劑量評估。

第七章 防護與環境 輻射監測計畫	RSK 2.5.1 ESK 6.1	日本新規範 第2章(2)「放 射線防護」	NUREG-1567 CH11	H27 radiological assessment	考量與它國管制要求相 符，且我國各輻射管制區 域係依「輻射工作場所管 理與場所外環境輻射監 測作業準則」作為管制之 指引且行之有年，故建議 無需改動。	同意無需修正
第八章 消防防護 計畫	RSK2.7.4 ESK8.4 ESK 12.2 ESK 13	CH4(3) 火 災・爆発 に対する 考慮	NUREG-1567 CH6.5.5.4 CH15.5.2.4	H13 fire protection	考量與它國管制要求相 符，亦有「消防法施行細 則」為據，故建議無需改 動	同意無需修正
第九章 保安計畫 及帳管 理計畫	ESK8.6, 9.2, 12.2,12.4.3, 12.4.4,12.4.7	G6-1 保安 規定に記 すべき 事項	NUREG-1567 CH10.4.6 CH10.5.6	H17 human factors H35 emergency planning Safeguards records H35 emergency planning, Security Training H14 Fuel route & reactor mechanisms	考量與它國管制要求相 符，我國又有「核子保 防作業辦法」為據，故建議 無需改動	同意無需修正
第十章 品質保證 計畫	RSK 2.12 ESK 11	使用済燃 料貯蔵施 設の品質 保証に關 すること	NUREG-1567 CH12	H10 design transients & fault studies H34 materials, testing & inspection Records	考量與它國管制要求相 符，又有品保 18 條之多 先品保經驗，建議無需改 動	目前無需修正；惟未來如有管制 法規更新時，則建議以新頒佈之 品質保證法規為準，並進行作必 要更新。
第十一章 除役初步 規劃	RSK2.16 ESK 15	G6-2 廢止 措置に係 る保安規 定記載事 項	NUREG-1567 CH13	H08 decommissioning	考量與它國管制要求相 符，且我國反應器或放射 性物料相關設施之安全 分析報告皆有要求，建議 無需改動	同意無需修正

5.1.4 精進室內乾式貯存設施安全分析報告導則成果彙整

透過技術團隊與同儕審查團隊之努力，本研究對於主管機關已經公告之導則進行了完整的法規比對與技術確認，進一步證實我國既有導則與國際間乾貯技術/經驗先進國家並無顯著不同；即使應用於未來新增室內乾貯設施之管制，其架構仍然符合需求而無需大幅改動。此外，在考慮技術發展、設施/作業之涵蓋性而提出之文字修訂，共計以下 6 點：

1. 考量未來極端氣候預估需參採足夠數據方具代表性，並需增加污染物類別之故；對第二章第四項、氣象，提出以下修訂：「提供場址附近最近三年之氣溫、平均相對溼度、降雨量及強度、風速、風向等氣象監測資料及氟化物、硫氧化物與氮氧化物濃度。」
2. 考量 NRC 所頒佈之 NUREG-1567 於第 2.4.1.3 節針對人口概況有不同要求；對第二章第五項、周圍人口概況，提出以下修訂：「以場址為中心，並以適當比例尺地圖標示半徑八公里範圍內鄉鎮市之位置及人口超過一千人之聚集點。」
3. 經檢視導則之架構，針對第三章第(五)項中誤植品質保證方案為第七章之處進行修正：「(五) 設施各結構、系統與組件之分類就設施內所有結構、系統與組件項目，依其影響用過核子燃料、貯存系統及環境安全等重要性，區分為「主要安全功能」及「次要安全功能」之結構、系統與組件等兩類。主要安全功能之結構、系統與組件，需於第十章品質保證計畫中詳述之。」
4. 考量未來設施類型多樣化，相關密封作業不再限於封焊，且乾燥作業亦有不同處理方案，因此針對第五章的作業程序中之(一)吊卸裝填進行修正：「說明欲裝填之用過核子燃料完整性檢測方法及判定標準，裝填前後之燃料束識別確認程序；傳送護箱入池前檢查作業、入出池吊卸操作程序、及貯存護箱真空乾燥、充填氬氣及密封焊接之作業、監測與程序、測試程序及標準。」

5. 基於技術研析結果與設施通風規劃可能涉及強制對流系統及自然對流機制，以及管制安全分析品質之細部需求，對第六章第三節熱傳評估提出修正。在方法論與適用性部份，採參我國核一廠防火分析作業，將熱傳評估中應歸屬於消防防護之(五)防火及防爆加以調整。在綜合上述兩項修訂後，建議對第六章第三節熱傳評估進行以下修訂：

三、熱傳評估

為確認衰變熱移除系統機制能可靠運轉，需證明主要安全功能之結構、系統與組件及燃料護套之溫度，在正常運作時，均能符合限值。報告中需說明下列項目：

- (一) 衰變熱移除機制與可能冗餘系統。
- (二) 材料或組件溫度限值與熱傳參數。
- (三) 熱傳負載及週遭環境狀況。
- (四) 分析方式、模型及計算。

6. 經技術研究後，考量各式未來設施分析期間所採用之模式與作用截面可能導致計算結果出現顯著差異，故建議對第六章第四節輻射屏蔽評估中第四項修訂如下：

四、輻射屏蔽評估

確認貯存系統.....報告中至少需說明下列項目：

- (一) 輻射源種類與性質。
- (二) 貯存系統及運送作業之屏蔽。
- (三) 屏蔽組成及細節。
- (四) 屏蔽計算分析 (包括評估程式、作用截面與模型建置)。
- (五) 輻射劑量評估。

此外，雖然上述修訂建議未涉及第十章「品質保證計畫」之範疇，但鑑於本研究執行期間獲悉管制單位亦同步研析「放射性物料設施品質保證準則草案」；故提醒管制單位應於上開準則施行後，再次檢核本導第十章之內容。

5.2 研訂室內乾式貯存設施安全分析報告審查規範

5.2.1 蒐集國際間室內乾式貯存設施之貯存護箱與廠房建築物安全設

計分析之審查要點與接受基準

我國目前已草擬完成並於 107 年 1 月 19 日公告上網的審查規範草案係以對應上述導則架構之方式進行編寫，以作為管制單位內審查時參考依據；本審查規範更以(一)審查範圍、(二)程序審查、(三)審查要點與接受基準、(四)審查發現與(五)相關法規與技術規範等項來提供審查人員指引，以利進行審查工作。為能對協助管制單位研訂此一審查規範，本節將透過已蒐集的 RSK[16]、ESK[17]、NUREG-1567[10]與 HI-STORM 100 之安全評估報告[19]以及日本[21-29]與英國[37]等國之資訊進行歸納比對。

5.2.2 安全分析技術回饋與報告審查規範修訂建議

考量本工作項目之修訂建議除了源自於上述資料之研析外，更導入了技術團隊之研究成果；因此本節遂針對原計畫書中所載之“針對安全分析報告審查規範提出修訂建議”與“風險、臨界、結構、熱流、屏蔽模式建立對審查規範管制要點之回饋”等成果，以下將針對審查規範各章內容進行討論。

第一章、綜合概述

(一)審查範圍

依據 5.1.2 節中針對導則與各參考管制文件之比對結果，確認本章審查時需參考之文件與審查範圍無需加以改動。

(二)程序審查

依據 5.1.2 節中針對導則與各參考管制文件之比對結果，確認進行本章程

序審查之資訊項目等要求無需加以改動。

(三) 審查要點與接受基準

依據 5.1.2 節中針對導則與各參考管制文件之比對結果，確認進行本章程序審查要點，含緣由及目的、專有名詞、引用之法規、準則及技術規範以及參考文獻等項目之要求無需加以改動。

(四) 審查發現

因上述各項應執行審查作業並無更動，故審查人員於本項審查期間應確認事項亦無需改動。

(五) 相關法規與技術規範

依據 5.1.2 節中針對導則與各參考管制文件之比對結果，確認進行本章程序審查之資訊項目等要求無需加以改動。

第二章、場址特性描述

(一) 審查範圍

經檢視本項對審查範圍之描述，確認本章審查各項需參考之文件與審查範圍無需加以改動。

(二) 程序審查

經檢視本項對審查範圍之描述，確認進行本章程序審查之資訊項目等要求無需加以改動。

(三) 審查要點與接受基準

管制單位可在內部綜合評估後，決定是否依據 NUREG-1567 對人口之要求，提請將 4.場址周圍人口概況之項目(2)進行以下修訂：

(2) 人口分布圖需以半徑 8 公里放射狀的範圍，分別標名半徑 1.5、3、5、6.5、8 公里的同心圓，並以 22.5 度角，劃成以圓心為出發點之放射線，每個同心圓標示出 16 個以放射線為中心之區塊，各區塊應標明目前人口數。

(四) 審查發現

經檢視本項對審查範圍之描述，應與導則要求事項一致，故進行以下修正：

5. 場址及周圍區域氣象資料

場址當地的氣象資料應加以彙整，包括：氣溫、風速、風向以及相對濕度、**氯化物、硫化物與氮化物濃度**，上述資料除了在場址測得外，亦應蒐集附近氣象站的資料。

(五)相關法規與技術規範

目前賴以審查之法規與技術規範可沿用於未來室內乾貯設施之管制，故無需增刪。

第三章、設施之設計基準

(一)審查範圍

經檢視本項對審查範圍之描述，確認本章審查各項需參考之文件與審查範圍無需加以改動。

(二)程序審查

經檢視本項對審查範圍之描述，確認進行本程序審查之資訊項目等要求無需加以改動。

(三)審查要點與接受基準

整體而言審查要點與接受基準皆能符合室內乾貯設施之所需，惟參考 ESK、RSK 等規範後，對於廠房內的配置需考慮其設施護箱配置之影響以確保分析之保守性，故建議修改如下：

5. 其他主要設計基準應包括：

(1)正常設計條件與參數，包括場址特定環條件，例如溫度、溼度、**及日照及護箱配置所致之熱流、結構與劑量效應**；操作參數，例如吊車與操作設備的最大負荷能力；護箱的最大尺寸；及其他重要操作設備。

(四)審查發現

經檢視本項對審查範圍之描述，確認進行本章審查作業所需之紀錄資訊項目無需加以改動。

(五)相關法規與技術規範

整體而言，目前審查之法規與技術規範可沿用於未來室內乾貯設施之管制，

故無需增刪。惟目前我國主要係針對 NUREG-1567 作為審查規範之擬定依據，故建議以 NUREG-1567 取代原參考文獻 7 中所提之 NUREG-1536。

7. Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities, Nureg-1567, Revision 1, NRC, MARCH 2000.

第四章、設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫

(一) 審查範圍

經檢視本項對審查範圍之描述，確認本章審查各項需參考之文件與審查範圍無需加以改動。

(二) 程序審查

經檢視本項對審查範圍之描述，確認進行本章程序審查之資訊項目等要求無需加以改動。

(三) 審查要點與接受基準

整體而言審查要點與接受基準皆能符合室內乾貯設施之所需，惟綜合熱傳技術研析之發現，建議將廠房作業環境納入考慮，故建議進行以下修訂：

3. 說明設施安全運轉相關活動之管制與管理程序，包括設備管制、維護管理、工安 (含廠房作業溫度)、品保及人員與車輛出入之污染管制等。

(四) 審查發現

經檢視本項對審查範圍之描述，確認進行本章審查作業所需之紀錄資訊項目無需加以改動。

(五) 相關法規與技術規範

目前審查之法規與技術規範可沿用於未來室內乾貯設施之管制，無需增刪。

第五章、設施運轉計畫

(一) 審查範圍

經檢視本項對審查範圍之描述，確認本章審查各項需參考之文件與審查範圍無需加以改動。

(二)程序審查

經檢視本項對審查範圍之描述，確認進行本章程序審查之資訊項目等要求無需加以改動。

(三)審查要點與接受基準

整體而言審查要點與接受基準皆能符合室內乾貯設施之所需，惟在納入 ESK 與 RSK 對設施獨立運轉能力之要求，進行以下之修訂建議：

5.位於核電廠內的乾貯設施，其運轉支援系統無論在電廠除役後或是事故狀況下，必須仍可維持正常運轉。

亦即假使電廠因為除役或是外部事故而導致失效，該乾貯設施之運轉支援系統仍有自足之電源、氣源、甚至水源以維持正常運轉。

(四)審查發現

經檢視本項對審查範圍之描述，確認進行本章審查作業所需之紀錄資訊項目無需加以改動。

(五)相關法規與技術規範

目前賴以審查之法規與技術規範可沿用於未來室內乾貯設施之管制，故無需增刪。

第六章、設施之安全評估，含預期之意外事故評估

經檢視審查規範本章標題與導則標題“設施之安全評估，含預期之意外事故評估”不同，其標點符號“、”將讓本標題出現贅字之文意，故建議修訂成與導則一致。

(一)審查範圍

本章擬審查之範圍包括臨界、結構、熱傳、屏蔽、密封與異常狀況、意外事故及自然災害事件之安全評估等六項，經與德國 ESK、RSK 美國 NUREG-1567 比對後確認並無新增安全分析領域，且 ESK 或 RSK 所提之內部、外部事故之危害等，亦可併入意外事故及自然災害事件之安全評估此項中，故建議本章審查範圍無需改動。

(二)程序審查

1. 臨界安全評估

考量原有臨界安全評估相關敘述未包括各種事情下仍可維持次臨界狀況，及對貯存配置幾何數據與性質做描述，建議修訂如下：

1. 臨界安全評估:

- (1) 確認用過核子燃料在密封鋼筒、傳送護箱、**金屬護箱或混凝土護箱**之操作、**吊卸裝填**、運送及貯存時**與設計基準之意外事件條件下**，皆能維持在次臨界，以確保其安全性；
- (2) 審查內容應包括臨界設計規範、待貯存之用過核子燃料性質、**貯存配置之幾何數據及性質**、臨界計算**分析方法**、臨界基準驗證，以確認用過核子燃料之吊卸裝填、運搬、接收、貯存等作業安全。

2. 結構評估

考量未來室內乾貯設施許考慮廠房結構，故建議將項次(2)修訂如下：

2. 結構評估:

- (2) 審查內容包括設計基準與工業標準、分析方法、材料性質及評估結果說明(護箱一般準則、正常貯存狀態、異常貯存狀態、事故狀態、燃料棒、**混凝土基準與廠房**結構評估等)，以確認乾式貯存設施於裝載、傳送及貯存各階段符合結構完整性之要求。

3. 熱傳評估

在考慮德國室內乾貯設施之管制要求，將熱傳機制需區分為護箱與廠房之熱傳機制，故在考慮涵蓋露天與室內乾貯之前提下，將衰變熱移除系統改為衰變熱移除機制以代表護箱或廠房之被動式移熱功能。又考量部分申請者可能設有額外強制對流設計作為冗餘系統以及邊界條件的保守性，故建議修訂為：

3. 熱傳評估：

(1) 確認衰變熱移除機制與冗餘系統能可靠安全運轉，需證明主要安全功能之結構、系統、組件及燃料護套之溫度，在正常運作時，均能符合設計限值；

(2) 審查範圍包括：設計基準、分析方法、材料與熱傳性質、假設與邊界條件的保守性、評估結果說明(燃料短期裝填與傳送、正常貯存狀態、異常貯存狀態、事故狀態、密封鋼筒內部壓力計算等)。

4. 屏蔽評估

應乾式貯存設施可能為露天或室內貯存兩種模式，且廠房建物之進、出氣口通道為輻射劑量的重要貢獻來源，當有必要時應考慮適當的迷道設計進一步降低廠外輻射劑量。此外，經本研究對意外事故進行研析後，建議審查時應特別注意意外事故的情節設計是否考量護箱類型與建物設計特性，如護箱傾倒及中子吸收材散失；故建議修訂：

(2) 審查範圍包括設計基準、輻射源(加馬及中子)與屏蔽評估程式、輻射源與屏蔽評估模式、設施周遭與廠界劑量評估、護箱(貯存與傳送)表面劑量率評估、護箱或建物屏蔽若有迷道設計，應詳細評估出口表面劑量率、意外事故劑量率評估(意外情節應考量護箱類型與建物設計的特性)及貯存作業各階段之工作人員劑量評估，以確定乾式貯存設施包括吊卸裝填、運搬、接收及貯存各階段作業符合輻射安全之相關要求。

5. 密封評估

考量此節對密封評估之描述偏向特定乾貯系統，建議修訂如下：

確認貯存護箱密封鋼筒之密封系統主要組件，含密封鋼筒外殼、底板、屏蔽土一次上蓋以及密封二次上蓋(如果有)之設計與分析文件、法規與標準及作業說明符合 ASME 及美國核管會相關技術規範之規定。

6. 異常狀況、意外事故及自然災害事件之安全評估

經 5.1.2 節中對導則第三章對 RSK 與 ESK 之研析，建議本節之項次

(1) 應考量廠房與來自於內部與外部事故之影響，修訂如下：

(1)審核貯存護箱、廠房及 SSCs 對危害之確認與分析，尤其著重異常與意外事故或設計基準事件之系統功能；

(三)審查要點與接受基準

1. 臨界安全評估

經檢視各國管制單位皆以有效中子增殖因數小於 0.95 為標準，故建議無需改動，惟為令文字能精準描述應管制重點，建議修訂如下：

1. 臨界安全評估

在正常、異常及意外事故時，採取較保守(產生較大之 k-eff)之模式計算下，最大有效中子增殖因數化(k-eff)皆小於 0.95，此值包括所有的偏差與誤差，在 95% 可信賴水平。

2. 結構評估

考量審查要點第(1)項的內容中，提及密封鋼筒、燃料提籃及混凝土護箱結構組件的安全餘裕要求，其範圍並未涵蓋所有的乾式貯存設施，例如廠房建築；又審查要點第(2)項規定是針對傳送護箱在吊舉作業中對吊舉承載相關組件的安全評估要求，並未涵蓋護箱其他結構組件，因此建議依修訂如下：

2. 結構評估:

(1) 乾式貯存設施之結構、系統及組件在各種正常、異常或意外事故等假設條件下之承載應力應能維持正常之安全餘裕；

(2) 傳送護箱在吊舉作業中對吊舉承載相關組件必須滿足無複置及有複置設計的負載路徑條件之安全係數要求，前者對降伏與極限強度安全係數須大於 6 及 10，後者須大於 3 及 5；

(3) 耐震評估採用設計基準地震值應符合電廠終期安全分析報告。對於地震反應譜的頻譜轉換程序、阻尼係數的設定、加速度時間歷程的合理性等地震力分析元素，應驗證其適用性。

(4) 貯存護箱在評估的地震力作用下，可允許某些永久變形的發生，但其應力強度必須小於所引用規範的容許應力值。

(5) 貯存用過核子燃料護箱之建築物，除了承載貯存護箱的基座地板外，其地上建物可視為非安全重要之結構系統或組件，可依循常用建築法規的設計要求。而基座地板的設計在各種正常、異常或意外事故等假設條件下之承載應力應能維持正常之安全餘裕。

3. 熱傳評估

考量室內乾貯設施之各項熱傳評估之管制可由設計基準溫度、燃料護套限值與其他結構、系統及組件之溫度所涵蓋，已符合室內乾貯設施之管制要求，並與德國室內乾貯對廠房與輔助系統之要求一致。惟參考審查規範第四章(三)審查要點與接受基準中第 3 項，需說明設施安全運轉之工安相關要求，故建議增加第(2)項要求。此外，經熱流分析後，應就廠房設計可能因為計算流體力學分析之網格之不準度與廠房熱容量(Heat Capacity)對分析結果之影響進行考量(見 5.5.5 節)，故建議進行以下修正：

3. 熱傳評估：

- (2)廠房溫度應考慮勞工安全衛生法之高溫作業要求；
- (3)燃料護套溫度...，不得超過 400°C；
- (4)在系統發生異常.....不得超過570°C；
- (5)所有(高及低)燃耗.....幾何型態之完整；
- (6)暫態事故分析中，應忽略廠房熱容量之效益並保守給定廠房與外界熱傳之邊界條件，以達到合理保守之結果；
- (7)於貯存裝填作業時...護套之劣化。
- (8)所使用之分析程式與熱流模式適用於該乾貯系統已完成相關驗證。
- (9)應執行網格、模式等靈敏度測試，並將所致之分析誤差納入考量。
- (10)除燃料護套以外...之設計限值。

4. 屏蔽評估

經同儕委員於第一次審查會議指出，原審查規範草案中所述內容僅陳述基本法規，未能適切於乾貯護箱或廠房。根據屏蔽分析結果，混凝土及金屬護箱各有不同的設計與審查重點需特別注意：混凝土護箱之進出氣口通道為劑量貢獻重要來源，而金屬護箱的表面劑量率為安全分析的關鍵。另外，混凝土護箱主要劑量來源為燃料光子射源，而金屬護箱主要劑量來源為燃料中子射源。儘管來源不同，但兩種護箱皆可經由合適的屏蔽設計至符合法規劑量的規範。唯需注意未來審查的重點，以及熱測試時選用適當的輻射偵檢器。據此，

依據所蒐集之國際乾貯相關規範，建議新增審查規範中的輻射屏蔽評估內容，以提供更為明確的審查注意事項與參考：

4. 輻射屏蔽評估:

(1)成人職業劑量限值:

(2)民眾個人劑量限值:

(3)應訂定護箱表面劑量限值，以利評估作業過程工作人員所接受的劑量，必要時應採輔助屏蔽措施以達劑量合理抑低。

(4)輻射屏蔽的評估應詳細說明輻射源項的種類與性質，包括燃料束型式、燃耗度、冷卻時間、加馬與中子射源、軸向燃耗與射源分布的關係等資訊，以利評估是否合理保守，且能涵蓋全部貯存的用過核子燃料。針對輻射屏蔽的分析，應詳細說明使用之計算工具的理論基礎與搭配之截面資料庫，並提供相關程式 V&V 驗證資料，以利審查分析結果的可信度。

5. 密封評估

考量乾貯作業之密封能力不應因其護箱類型而有所不同，且現行之 ANSI 14.5 之標準確與國際常見接受基準相符，故建議無需改動。

6. 意外事故及自然災害事件之安全評估

考量意外事故下之主要管制標的係確保乾貯設施之密封性，並能保證臨近居民之年劑量限值不因乾貯設施之類型而有不同，故建議無需改動。

(四)審查發現

基於原審查規範草案中之各項評估項目與其相關基準、方法與評估結果等資訊並無顯著差異，故建議無需改動。

(五)相關法規與技術規範

整體而言，目前賴以審查之法規與技術規範可沿用於未來室內乾貯設施之管制，故無需增刪。惟目前我國擬以 NUREG-1567 作為此次審查規範之擬定依據，故建議應與其它章節一致採用 NUREG-1567 取代原參考規範 9 中所提之 NUREG-1536。

9. Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities, Nureg-1567, Revision 1, NRC, MARCH 2000.

第七章、輻射防護作業與環境輻射監測計畫

(一) 審查範圍

依據先前於 5.1.2 節之討論，審查人員依循「游離輻射防護法施行細則」、「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」等所施行之審查作業係廣泛應用於各類游離輻射工作場所之管制與監測，足以涵蓋各式廠房與護箱組合之室內乾貯設施，故建議不予改動。

(二) 程序審查

考量室內乾貯輻射管制與其它具廠房之設施並無顯著不同，且各項通風、密封之管制與空浮放射性監測儀器之規劃要求足以涵蓋，故建議不予改動。

(三) 審查要點與接受基準

本章各審查要點與接受基準在上述範圍與程序未改動之前提下，無需變更。

(四) 審查發現

審查人員於本章之應注意之審查事項，在上述各項審查範圍、程序、要點與接受基準在上述範圍與程序未改動之前提下，亦無需變更。

(五) 相關法規與技術規範

目前審查之法規與技術規範可沿用於未來室內乾貯設施之管制無需增刪。

第八章、消防防護計畫

(一) 審查範圍

依據先前於 5.1.2 節之討論，消防防護應審查範圍無需改變；惟消防防護並非用以“確保乾式貯存設施在火災發生時，仍能維持適當的熱傳效應”，故建議予以刪除：

審查人員依據「消防法」及其施行細則包括消防組織與行政管理、消防設計及措施、及火災災害分析及影響評估。確保乾式貯存設施在火災發生時，~~仍能維持適當的熱傳效應~~，不會使用過核子燃料溫度超越於本文件第六章熱傳分析所載之限值。如設施係附屬於核子反應器設施內時，得引用原核子反應器設施之相關計畫。但須依設施之特性，詳細說明引用之方法及原則。

(二)程序審查

考量原審查規範各項要求，已可涵蓋本章之各項需求，惟項目 2.火災災害分析及影響評估乙項，應將考量導則中第 6.3 節項目(五)防火及防爆乙項之管制動作：

審查人員應.....，包含以下資訊：

1. 消防工作之組織與行政管理。
2. 火災災害分析及影響評估。
3. 防火及**防爆**設計及措施。

(三)審查要點與接受基準

本章各項審查要點與接受基準在上述範圍與程序未改動之前提下，原則上無需變更；惟於項目 5.火災災害分析及影響評估乙項應確實納入導則中 6.3 節項目(五)防火及防爆乙項之審查工作。

(四)審查發現

審查人員於本章之應注意之審查事項，在上述各項審查範圍、程序、要點與接受基準在上述範圍與程序未大幅改動之前提下，亦無需變更，惟需注意導則中 6.3 節項目(五)防火及防爆乙項之審查工作是否有納入其中。

(五)相關法規與技術規範

目前審查之法規與技術規範可沿用於未來室內乾貯設施之管制，無需增刪。

第九章、保安計畫及料帳管理計畫

(一)審查範圍

依據先前 5.1.2 節之討論，我國核子保防措施是依據「核子保防作業辦法」與國際原子能總署之「防止核武蕃衍條件要求」辦理，故無需變更。

(二)程序審查

考量原導則各項要求，如保安作業組織、管理、訓練至相關測試等項資料之程序審查係需依循上述「核子保防作業辦法」、「防止核武蕃衍條件要求」辦理，故在相關要求未改變下，相關審查程序內容亦無需變更。

(三)審查要點與接受基準

本章各項在上述範圍與程序未改動之前提下，亦無需變更。

(四)審查發現

審查人員於本章之應注意之審查事項，在上述各項審查範圍、程序、要點與接受基準在上述範圍與程序未改動之前提下，亦無需變更。

(五)相關法規與技術規範

目前審查之法規與技術規範可沿用於未來室內乾貯設施之管制，無需增刪。

第十章、品質保證計畫

(一)審查範圍

依據先前於 5.1.2 節之討論，我國乾式貯存設施係依照 10 CFR 50 App. B 等各項要求，以品保十八條之架構為之，考量國內既有品保系統與稽查機制完備，故建議沿用。

(二)程序審查

考量原品保方案係受申請者所提之品質保證方案(計畫)所涵蓋，並需符合品保十八條之架構，與我現行措施相同，故無需變更。

(三)審查要點與接受基準

品質保證方案內含之各項內容係透過下階文件-程序書進行管制，且亦符合品保十八條，與我現行措施相同，故無需變更。

(四)審查發現

審查人員於本章之應注意之審查與記錄事項，仍是以確保相關內容符合品保十八條之要求，故無需變更。

(五)相關法規與技術規範

目前審查之法規與技術規範可沿用於未來室內乾貯設施之管制，無需增刪。

第十一章、除役初步規劃

(一)審查範圍

考量室內乾貯設施所新增的需審查部分仍可被「放射性廢棄物處理貯存偶

其設施安全管理規則」第 13 條與「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」第 11 章所涵蓋，故建議無需改動。

(二)程序審查

考量既有室外乾貯設施之除役工作，皆已包含室內乾貯設施除役時需考量之時機、目標、放射性廢棄物處理等項，已足以涵蓋室內外乾貯設施之差異(如廠房)，故建議無需變更。

(三)審查要點與接受基準

考量上述各項審查範圍與程序審查之項目並未變更，且室內乾貯之廠房除役仍可被既有四項審查要點所涵蓋，故建議無需變更。

(四)審查發現

審查人員於本章之應注意與記錄之審查事項，仍是以確保相關除役初期計畫能符合上述各項目標、時機與構想等，與乾貯設施是否設有廠房無關，故無需變更。

(五)相關法規與技術規範

目前審查之法規與技術規範可沿用於未來室內乾貯設施之管制，無需增刪。

5.2.3 專家同儕審查成果暨各技術管制要點回饋資訊彙整

依據前述我國既有導則對審查規範的修訂建議，並參考本研究團隊執行乾式貯存設施多年之研究經驗以及本報告 5.3-5.7 節對於臨界、結構、熱傳、屏蔽與意外事故之研析，本研究對審查規範所提出的建議可進一步彙整如表 4、本研究對於我國現有審查規範草案之修訂依據、建議與審查決議所示。為能更進一步符合招標規範所要求之同儕審查程序；本研究亦計畫執行之初，即規劃延請四位委員，並於導則同儕審查會議中一併進行審查規範。考量此二次同儕審查會議之細節已於 5.1.3 節描說明，在此不再贅述。各項審查發現、決議則如表 4、本研究對於我國現有審查規範草案之修訂依據、建議與審查決議所示。

表 4、本研究對於我國現有審查規範草案之修訂依據、建議與審查決議

章節 我國	各國管制文件/安全評估報告與接受基準				修訂原因簡述	審查後之 <u>審查規範</u> 修訂建議(紅色為增加；紅色加刪除線則為建議刪除之文字；未修訂之項次則不顯示原文)
	德	日	美	英		
用過核子燃料乾貯存設施安全分析報告審查規範草案	RSK/ESK	新規制基準	NUREG-1567 HI-STORM SER	EDF Sizewell B dry fuel store, assessment programmer scope		
第一章 綜合概述	RSK/ESK 1.1；	第一章總則	CH.2	N/A	因原導則已足以涵蓋室內外各式乾貯設施之組合與相關 SSCs 管制需求而未進行修正，故審查規範中應注意之範圍、程序、審查要點與接受基準、審查發現與相關法規與技術規範亦暫無需修訂	同意無需修正
第二章 場址之特性描述	RSK2.9.1； ESK9.2.1	第四章安全評價(原地條件)	NUREG-1567 CH2.4.1 /2.4.6 /2.4.2	H03 chemistry, corrosion H31 seismic	(1) 考量導則於此章架構並未變更，故審查範圍、程序審查；審查發現與相關法規與技術規範等項亦無需變更。 (2) 審查要點與接受基準則建議參照 NUREG-1567 對人口之要求進行修訂	(一) 審查範圍 (二) 程序審查 (三) 審查要點與接受基準 4. 場址周圍人口概況 (2) 人口分布圖需以半徑 8 公里放射狀的範圍，分別標名半徑 1.5、3、5、 <u>6.5</u> 、8 公里的同心圓，並以 22.5 度角，劃成以圓心為出發點之放射線，每個同心圓標示出 16 個以放射線為中心之區塊，各區塊應標明目前人口數。 5. 場址及周圍區域氣象資料 場址當地的氣象資料應加以彙整，包括：氣溫、風速、風向以及相對濕度、 <u>氧化物</u> 、 <u>硫化物與氮化物濃度</u> ，上述資料除了在場址測得外，亦應蒐集附近氣象站的資料。 (四) 審查發現 (五) 相關法規與技術規範
第三章 設施之設計基準	RSK 2 ESK2.2,3, 4.1, 5, 7, 8, 9 ESK 12.4.5	第 1 章規格及基準 (3)“準拠規 格及び基 準”	NUREG-1567 CH 4	H06 cranes & load handling equipment H07 criticality H13 fire protection H14 fuel behavior	(1) 考量導則於此章架構並未變更，故審查範圍、程序審查；審查發現亦無需變更。 (2) 審查要點與接受	(一) 審查範圍 (二) 程序審查 (三) 審查要點與接受基準 (1) 正常設計條件與參數，包括場址特定環條件，例如溫度、溼度、 <u>及日照及護箱於設施中之佔用因素所致之熱流</u> 、 <u>結構與劑量效應</u> ；操作參數，例如吊

				H23 Plant performance H28 radwaste management H30 fuel design & technology H33 Structural Integrity H34 materials	基準則建議參照 ESK12.4.5 對貯存設施佔用因素進行修訂，以確保申請人於分析中將護箱裝載與配置對安全分析之勵納入其中 (3)建議以 NUREG-1567 取代原參考規範 7 中所提之 NUREG-1536。	車與操作設備的最大負荷能力；護箱的最大尺寸；及其他重要操作設備。 (四)審查發現 (五)相關法規與技術規範 7.Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities, Nureg-1567, Revision 1, NRC, MARCH 2000.
第四章 設施之組織、行政及人員訓練計畫	RSK 2.13.4 ESK12.1 ESK12.2 ESK12.4.3 ESK12.4.4	-	NUREG-1567 CH6.5.5.4 CH10.4.4 CH10.5.5.4	H35 emergency planning, training	(1)考量導則於此章架構並未變更，故審查範圍、程序審查；審查發現與相關法規與技術規範等項亦無需變更。 (2)審查要點與接受基準則建議參照熱流研之回饋，將護箱對廠房溫度之影響納入	(一)審查範圍 (二)程序審查 (三)審查要點與接受基準 3.說明設施安全運轉相關活動之管制與管理程序，包括設備管制、維護管理、工安(含廠房作業溫度)、品保及人員與車輛出入之污染管制等。 (四)審查發現 (五)相關法規與技術規範
第五章 設施運轉計畫	RSK2.13	第 2 章	NUREG-1567 CH10	H04 concrete integrity H06 cranes & load handling equipment	依據與各國導則之比對發現，建議無需修訂。 但部分字眼涉及特定乾貯護箱之作業流程又為反應英國 ONR 對於裝載後之護套監測作業，故建議將文字修訂如右。	(一)審查範圍 (二)程序審查 (三)審查要點與接受基準 「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」本章的內容應符合以下要求，方能審查同意： 5.位於核電廠內的乾貯設施，其運轉支援系統無論在電廠除役後或是事故狀況下，必須仍可維持正常運轉。 (四)審查發現 (五)相關法規與技術規範
第六章 設施之安全評估，含預期之意外事故評估	臨界： RSK2.2 ESK3 DIN 25403, Part 1, DIN 25478 DIN 25712 / 結構：	新規制基準 臨界： Ch2(3) 結構： Ch2(1) 熱傳： Ch2(4) 輻射屏蔽：	臨界： Ch 4.5.3.5 結構： 法規/導則： NUREG-1567 Ch 4.5.3.2	H07 criticality H33 structural integrity H16 hazard analysis H23 performance: thermal analysis	考量與它國管制要求相符或可被我國既有導則涵蓋，故建議無需改動，但需針對部分應審查項目之文字進行細部修正。	第六章、設施之安全評估→、含預期之意外事故評估 (一)審查範圍 (二)程序審查 1. 臨界安全評估 (1)確認用過核子燃料在密封鋼筒、傳送護箱、金屬護箱或混凝土護箱之操作、吊卸裝填、運送及貯存時與設計基準之意外事件條件下，皆能維持在次臨界，以

<p>RSK2.3 熱傳： RSK2.3 ESK4 輻射屏蔽： RSK2.5， ESK5 密封： RSK 2.1 ESK2 RSK2.1.3 異常與意外 事故 RSK 2.8 RSK2.9 ESK 9.1 ESK9.2</p>	<p>CH2(2) 密封： CH2(1) 異常與意外 事故 CH4(1) CH5(2)</p>	<p>NUREG- 0612 標準/ 規範： ASME B&PV Code, Section III, Subsection NB ASME B & PV Code, Section III, Subsection NG 10 CFR 72 ANSI/ANS 57.9 AWS D 1.1 ACI-349 ANSI N 14.6 ASME IX 熱傳： 法規/導則： NUREG- 1567 CH4.5.3.3 CH 6.5.5.5 標準/規範： ASME Code Section II, Part D[65]、 ARMCO [71]、 ASME Code Case N-707 [72] ASTM Standard[73] 輻射屏蔽： CH 17</p>			<p>確保其安全性； (2)審查內容應包括臨界設計規範、待貯存之用過核子燃料性質、貯存配置之幾何數據及性質、臨界計算分析方法、臨界基準驗證，以確認用過核子燃料之吊卸裝填、運搬、接收、貯存等作業安全。 ... 2· 結構評估 (2)審查內容包括設計基準與工業標準、分析方法、材料性質及評估結果說明(護箱一般準則、正常貯存狀態、異常貯存狀態、事故狀態、燃料棒、混凝土基準與廠房結構評估等)，以確認乾式貯存設施於裝載、傳送及貯存各階段符合結構完整性之要求。 3· 熱傳評估 (1)確認衰變熱移除機制與冗餘系統能可靠安全運轉、須證明主要安全功能之結構、系統、組件、廠房及燃料護套之溫度，在正常運作時，均能符合設計限值； (2)審查範圍包括：設計基準、分析方法、材料與熱傳性質、假設與邊界條件的保守性、評估結果說明(燃料短期與裝填與傳送、正常貯存狀態、異常貯存狀態、事故狀態、密封鋼筒內部壓力計算等)。 ... 4· 屏蔽評估 (2)審查範圍包括設計基準、輻射源(加馬及中子)與屏蔽評估程式、輻射源與屏蔽評估模式、設施周遭與廠界劑量評估、護箱(貯存與傳送)表面劑量率評估、護箱或建物屏蔽若有迷道設計，應詳細評估出口表面劑量率、意外事故劑量率評估(意外情節應考量護箱類型與建物設計的特性)及貯存作業... 5· 密封評估 確認貯存護箱密封鋼筒之密封系統主要組件，含密封鋼筒外殼、底板、屏蔽土一次上蓋以及密封二次上蓋(如果有)之設計與分析文件、法規與標準及作業說明符合 ASME 及美國核管會相關技術規範之規定。 6· 意外事故及自然災害事件之安全評估 (1)審核貯存護箱、廠房及 SSCs 對危害之確認與分析，尤其著重異常與意外事故或設計基準事件之系統功能； (三)審查要點與接受基準 1· 臨界安全評估 在正常、異常及意外事故時，採取較保守(產生較大之 k-eff)之模式計算下，最大有效中子增殖因數化(k-eff)皆小於 0.95，此值包括所有的偏差與誤差，在 95%可</p>
---	---	---	--	--	---

			密封： CH5.4.1.1 異常與意外 事故 CH15			<p>信賴水平。</p> <p>2· 結構評估</p> <p>(1)乾式貯存設施之結構、系統及組件在各種正常、異常或意外事故等假設條件下之承載應力應能維持正常之安全餘裕。</p> <p>(2)傳送護箱在吊舉作業中對吊舉承載相關組件必須滿足無複置及有複置設計的負載路徑條件之安全係數要求，前者對降伏與極限強度安全係數須大於 6 及 10，後者須大於 3 及 5。</p> <p>(3)耐震評估採用設計基準地震值應符合電廠終期安全分析報告。對於地震反應譜的頻譜轉換程序、阻尼係數的設定、加速度時間歷程的合理性等地震力分析元素，應驗證其適用性。</p> <p>(4)貯存護箱在評估的地震力作用下，可允許某些永久變形的發生，但其應力強度必須小於所引用規範的容許應力值。</p> <p>(5)貯存用過核子燃料護箱之建築物，除了承載貯存護箱的基座地板外，其地上建物可視為非安全重要之結構系統或組件，可依循常用建築法規的設計要求。而基座地板的設計在各種正常、異常或意外事故等假設條件下之承載應力應能維持正常之安全餘裕。</p> <p>3· 熱傳評估</p> <p>(2)廠房溫度應以勞工安全衛生法之高溫作業要求進行檢核；</p> <p>(3)燃料護套...，不得超過 400°C；</p> <p>(4)在系統...，不得超過 570°C；</p> <p>(5)所有(高及低)...幾何型態之完整；</p> <p>(6)暫態事故分析中，應忽略廠房熱容量之效益並保守給定廠房與外界熱傳之邊界條件，以達到合理保守之結果</p> <p>(7)於貯存...</p> <p>(8)所使用之分析程式與熱流模式適用於該乾貯系統，且已完成相關應證；</p> <p>(9)應執行網格、模式等靈敏度測試，並將所致之分析誤差納入考量；</p> <p>(10)除燃料...</p> <p>4· 屏蔽評估</p> <p>(1)成人職業劑量限值</p> <p>(2)民眾個人劑量限值</p> <p>(3)應訂定護箱表面劑量限值，以利評估作業過程工作人員所接受的劑量，必要時應採輔助屏蔽措施以達劑量合理抑低。</p>
--	--	--	---	--	--	---

						<p>(4) 輻射屏蔽的評估應詳細說明輻射源項的種類與性質，包括燃料束型式、燃耗度、冷卻時間、加馬與中子射源、軸向燃耗與射源分布的關係等資訊，以利評估是否合理保守，且能涵蓋全部貯存的用過核子燃料。針對輻射屏蔽的分析，應詳細說明使用之計算工具的理论基礎與搭配之截面資料庫，並提供相關程式 V&V 驗證資料，以利審查分析結果的可信度。</p> <p>5. 密封評估 6. 意外事故及自然災害事件之安全評估</p> <p>(四) 審查發現 (五) 相關法規與技術規範</p> <p>9. Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities, Nureg-1567, Revision 1, NRC, MARCH 2000.</p>
第七章 輻射防護 作業與環 境輻射監 測計畫	RSK 2.5.1 ESK 6.1	日本新規制 基準第 2 章 (2)「放射線 防護」	NUREG- 1567 CH11	H27 radiological assessment	<p>考量本章係依據「游離輻射防護法施行細則」、「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」等所施行之審查作業足以涵蓋各式廠房與防護箱組合之室內乾貯設施，故建議不予改動。</p>	無需改動
第八章 消防防護 計畫	RSK2.7.4 ESK8.4 ESK 12.2 ESK 13	CH4(3)火災 ・爆発に對 する考慮	NUREG- 1567 CH6.5.5.4 CH15.5.2.4 消防法施行 細則[48]	H13 fire protection	<p>考量與它國管制要求相符，且實際施行亦有「消防法」及其施行細則包括消防組織與行政管理等考量，故建議無需改動。惟原文是「為了維持適當熱傳效應一詞並不適宜」，故建議移除。</p>	<p>(一) 審查範圍 審查人員依據「消防法」及其施行細則包括消防組織與行政管理、消防設計及措施、及火災災害分析及影響評估。確保乾式貯存設施在火災發生時，仍能維持適當的熱傳效應，不會使用過核子燃料溫度超越於本文件第六章熱傳分析所載之限值。如設施係附屬於核子反應器設施內時，得引用原核子反應器設施之相關計畫。但須依設施之特性，詳細說明引用之方法及原則。</p> <p>(二) 程序審查 3. 防火及防爆設計措施</p>
第九章 保安計畫 及料帳管 理計畫	ESK8.6, 9.2, 12.2,12.4.3, 12.4.4,12.4.7	G6-1 保安 規定に記載 すべき事項	NUREG- 1567 CH10.4.6 CH10.5.6	H17 human factors H35 emergency planning Safeguards records H35 emergency planning,	<p>考量我國「核子保 防作業辦法」並未 修訂，故建議無 需改動</p>	無需變更

				Security Training H14 Fuel route & reactor mechanisms		
第十章 品質保證 計畫	RSK 2.12 ESK 11	使用済燃料 貯蔵施設の 品質保証に 関すること	NUREG- 1567 CH12 10CFR 50 appB	H10 design transients & fault studies H34 materials, testing & inspection Records	考量各項核能設施 所依循之品保方案 已有多年經驗，建 議相關作業依循品 保系統，無需改動	無需變更
第十一章 除役初步 規劃	RSK2.16 ESK 15	G6-2 廢止 措置に係る 保安規定記 載事項	NUREG- 1567 CH13	H08 decommissioning	考量與它國管制要 求相符，且我國反 應器或放射性物料 相關設施之安全分 析報告皆有要求， 建議無需改動	無需變更

5.2.4 研訂室內乾式貯存設施安全分析報告審查規範成果彙整

本研究透過結合技術與同儕審查能量之團隊，在採參國際間法規、導則、與標準並透過各項鍵安全分析技術對假想設施進行模式發展與案例計算後，對擬提主管機關已著手研擬之審查規範進行了檢視，並提出以下 21 點修訂建議：

1. 考量乾式貯存設施係用以貯存用過核子燃料，故將第三章(三)審查要點與接受基準 1 修正為：「1. 欲貯存的用過核子燃料」。
2. 考量未來乾式貯存設施可能因為擺置位置之效應而影響分析結果，故將第三章(三)審查要點與接受基準 5-(1)修正為：「常設計條件與參數，包括場址特定環境條件例如溫度、濕度、日照及護箱於設施中之佔用因素所致之熱流、結構與劑量效應；操作參數例如吊車與操作設備的最大負荷能力；護箱的最大尺寸；及其他重要操作設備」
3. 為能使第三章參考文件與導則所引用文獻一致，故將第三章(五)相關法規與技術規範之文件 7 修正為：「7. Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities, Nureg-1567, Revision 1, NRC, MARCH 2000」。
4. 未來室內乾貯設施可能因為不同護箱型式而對廠房溫度造成不同呈度之影響；考量相關廠房溫度與勞工安全衛生法之高溫作業管制相關，故建議將第四章(三)審查要點與接受基準第 3 項修改為：「說設施安全運轉相關作業活動之管制與管理程序，包括設備管制、維護管理、工安(含廠房作業溫度)、品保及人員與車輛出入之污染管制等」
5. 考量我國各項乾貯設施將設置於電廠廠址內，為確保其運轉支援系統於除役後仍可使用，建議將第五章(三)審查要點與接受基準第 5 項修正為：「運轉支援系統在事故狀況下，必須仍可維持正常運轉。位於核電廠內的乾貯設施，其運轉支援系統無論在電廠除役後或是事故狀況下，必須仍可維持正常運轉。」
6. 考量未來乾貯設施因護箱類型之多樣性及可能出現之對應作業的差異，

故對第六章(二)程序審查第 1 項臨界安全評估之(1)提出修訂如下：「確認用過核子燃料在密封鋼筒、傳送護箱、**金屬護箱**或**混凝土護箱**之操作、**吊卸裝填**、運送及貯存時**與設計基準之意外事件條件下**，皆能維持在次臨界，以確保其安全性」

7. 考量臨界分析可能因為燃料於護箱內的配置、燃料類型不同以及分析方法對分析結果所造成的影響，故對第六章(二)程序審查第 1 項臨界安全評估之(2)提出修訂如下：「審查內容應包括臨界設計規範、待貯存之用過核子燃料性質、**貯存配置之幾何數據及性質**、臨界計算**分析方法**、臨界基準驗證，以確認用過核子燃料之吊卸裝填、運搬、接收、貯存等作業安全。」
8. 為能反應乾貯設施中與結構、系統及組件對安全餘裕之要求，故對第六章(二)程序審查第 2 項結構評估之(1)提出修訂如下：「**乾式貯存設施之結構、系統及組件**在各種正常、異常或意外事故等假設條件下之承載應力應能維持正常之安全餘；」
9. 經檢視各項法規後發現對於是否有複置設計之系統有不同的安全係數，故對第六章(二)程序審查第 2 項結構評估之(2)提出修訂如下：「**傳送護箱在吊舉作業中對吊舉承載相關組件**必須滿足無複置及有複置設計的負載路徑條件之安全係數要求，**前者對降伏與極限強度安全係數須大於 6 及 10，後者須大於 3 及 5**；」
10. 基於室內乾貯設施地震評估之需求，故對第六章(二)程序審查第 2 項結構評估提出新增項次如下：「(3) **震評估採用設計基準地震值應符合電廠終期安全分析報告。對於地震反應譜的頻譜轉換程序、阻尼係數的設定、加速度時間歷程的合理性等地震力分析元素，應驗證所依據規範的適用性，以及符合該規範的接受基準**；」
11. 為能規範護箱於地震力中可能造成的永久變形，故對第六章(二)程序審查第 2 項結構評估提出新增項次如下：「(4) **貯存護箱在評估的地震力作**

用下，可允許某些永久變形的發生，但其應力強度必須小於所引用規範的容許應力值；」

12. 為能規範廠房之結構強度，故參採建築法，對第六章(二)程序審查第 2 項結構評估提出新增項次如下：「(5) 貯存用過核子燃料護箱之建築物，除了承載貯存護箱的基座地板外，其地上建物可視為非安全重要之結構系統或組件，可依循常用建築法規的設計要求。而基座地板的設計在各種正常、異常或意外事故等假設條件下之承載應力應能維持正常之安全餘裕；
13. 為能將室內乾貯因增設廠房所致之熱傳、散熱需求進行熱流分析規範，故對第六章(二)程序審查第 3 項熱流評估之項次(1)提出修正如下：「(1) 確認衰變熱移除機制與冗餘系統能可靠安全運轉，需證明主要安全功能之結構、系統、組件、廠房及燃料護套之溫度，在正常運作時，均能符合設計限值。」
14. 為能將室內乾貯因為廠房與分析方法對輻射屏蔽分析之影響加以管制，故對第六章(二)程序審查第 4 項輻射屏蔽評估之項次(2)提出修正如下：「(2) 審查範圍包括設計基準、輻射源(加馬及中子)項屏蔽評估程式、輻射源與屏蔽評估模式、廠界劑量評估(若為室內乾貯型式，需詳細說明建物與空氣管道的屏蔽設計)、護箱(貯存與傳送)表面劑量率評估、意外事故劑量率評估(意外情節應考量護箱類型與建物設計的特性)及貯存作業各階段之工作人員劑量評估，以確定乾式貯存設施包括吊卸裝填、運搬、接收及貯存各階段作業符合輻射安全之相關要求。」
15. 為能將未來因護箱設計可能出現的各項組件加以管制，故對第六章(二)程序審查第 5 項密封評估提出修正如下：「確認護箱之密封系統主要組件，含外殼、底板、一次上蓋以及二次上蓋(如果有)之設計與分析文件、法規與標準及作業說明符合 ASME 及美國核管會相關技術規範之規定。」

16. 為能將室內乾貯設施新增廠房與必要支援系統及其他結構、組件之狀況納入管制，對第六章(二)程序審查第 6 項異常狀況、意外事故及自然災害事件之安全評估之項次(1)提出修正如下：「審核貯存護箱、廠房對危害之確認與分析，尤其著重異常與意外事故 或設計基準事件之系統功能。」
17. 為能明確要求臨界安全評估之各項資訊，對第六章(三)審查要點與接受基準第 1 項臨界安全評估之說明提出修正如下：「在正常、異常及意外事故時，採取較保守(產生較大之 k-eff)之模式計算下，最大有效中子增殖因數化(k-eff)皆小於 0.95，此值包括所有的偏差與誤差，在 95%可信賴水平。」
18. 為能明訂結構評估之各項應查核項目，並與前述程序審查之要求一致，故對第六章(三)審查要點與接受基準第 2 項結構評估提出修正如下：
- (1) 乾式貯存設施之結構、系統及組件在各種正常、異常或意外事故等假設條件下之承載應力應能維持正常之安全餘裕。」
 - (2) 傳送護箱在吊舉作業中對吊舉承載相關組件必須滿足無複置及有複置設計的負載路徑條件之安全係數要求，前者對降伏與極限強度安全係數須大於 6 及 10，後者須大於 3 及 5。」
19. 為提供第四章對高溫作業下工安之查驗資訊，故對第六章(三)審查要點與接受基準進行以下修訂
- (2) 廠房溫度應以勞工安全衛生法之高溫作業要求進行檢核。」
 - (6) 暫態事故分析中，應忽略廠房熱容量之效益並保守給定廠房與外界熱傳之邊界條件，以達到合理保守之結果。」
 - (8) 所使用之分析程式與熱流模式適用於該乾貯系統已完成相關驗證。」
 - (9) 應執行網格、模式等靈敏度測試，並將所致之分析誤差納入考量。」
20. 為能令輻射防護與人員劑量評估作業有所依據，故對第六章(三)審查要點與接受基準第 4 項輻射屏蔽評估進行以下修訂：
- (3) 應訂定護箱表面劑量限值，以利評估作業過程工作人員所接受的劑

量，必要時應採輔助屏蔽措施以達劑量合理抑低。」

(4) 輻射屏蔽的評估應詳細說明輻射源項的種類與性質，包括燃料束型式、燃耗度、冷卻時間、加馬與中子射源、軸向燃耗與射源分布的關係等資訊，以利評估是否合理保守，且能涵蓋全部貯存的用過核子燃料。針對輻射屏蔽的分析，應詳細說明使用之計算工具的理论基礎與搭配之截面資料庫，並提供相關程式 V&V 驗證資料，以利審查分析結果的可信度。」

21. 由於火災狀況下之分析目的不在於確保乾貯設施仍能維持原有之熱傳效應，而僅需確保溫度不致高於設計限值，故對第八章(一)審查範圍修訂如下：「審查人員依據「消防法」及其施行細則包括消防組織與行政管理、消防設計及措施、及火災災害分析及影響評估。確保乾式貯存設施在火災發生時，不會使用過核子燃料溫度超越於本文件第六章熱傳分析所載之限值。如設施係附屬於核子反應器設施內時，得引用原核子反應器設施之相關計畫。但須依設施之特性，詳細說明引用之方法及原則。」

最後，雖然上述修訂工作並未涉及第十章品質保證方案之修訂，但考量管制單位於本計畫執行期間，亦同步進行「放射性物料設施品質保證準則草案」，故於最後提醒於上述草案頒定後，應就第十章相關內容再次審定。

5.3 燃料與護箱之風險評估(含臨界)分析模式建立、評估模

式簡化與假設之影響

5.3.1 風險評估之管制法規與接受基準彙整

安全分析報告框架

彙整日本、德國與美國之安全分析審查報告內容後，將各國安全分析報告之章節列表列於表 5 中 [43-45]。各國安全分析審查報告皆以防止輻射外釋作為最終目標。在正常或異常運轉下，盡可能地減低輻射從業人員與一般民眾之輻射劑量接收值；在事故下，對輻射從業人員與一般民眾之輻射劑量接收值應小於最高限值，不可過量。各國安全分析審查報告章節皆大同小異，可粗略分為兩個部分範疇：「乾貯設施以內之區域範圍」之相關章節，及「乾貯設施以外之區域範圍」之相關章節。

「乾貯設施以內之區域範圍」之相關章節，又可大略彙整成「設計」與「作業」兩大部分。與「設計」相關之章節內容有：(1)定義，將與設計基準(正常、異常、事故、設計壽命等)相關之內容作完整定義；(2)廠房與護箱之結構；(3)密封性；(4)輻射屏蔽；(5)餘熱移除(熱傳)；(6)防止臨界；(7)輻射監測與控管。日本之安全分析審查報告於各章中明列“安全指針”的管制要項，綜觀各國(日本、德國與美國)安全分析審查報告中所對應之章節可比較如下：(1)日本安全分析審查報告：安全指針 1~3(定義)、安全指針 20(結構)、安全指針 4(密封性)、安全指針 5(輻射屏蔽)、安全指針 4 及 5(熱傳)、安全指針 10~12(防止臨界)、安全指針 6(輻射監測與控管)；(2)德國安全分析審查報告：CH16(定義)、CH7(結構)、CH2(密封性)、CH5(輻射屏蔽)、CH4(熱傳)、CH3(防止臨界)、CH6(輻射監測與控管)；(3)美國安全分析審查報告：CH16(定義)、CH4~5(結構)、CH9(密封性)、CH7(輻射屏蔽)、CH6(熱傳)、CH8(防止臨界)、CH11(輻射監測與控管)。與「作業」相關之章節內

容有：(1)設備；(2)作業(操作、維修等)系統；(3)事故分析；(4)緊急事故應變。其
在日本、德國與美國安全分析審查報告中所對應之章節如下：(1)日本安全分析審
查報告：安全指針 19(設備)、安全指針 21(作業系統)、安全指針 12~17(事故分
析)、安全指針 18(緊急事故應變)；(2)德國安全分析審查報告：CH8(設備)、CH12(作
業系統)、CH9(事故分析)、CH13(緊急事故應變)；(3)美國安全分析審查報告：
CH3(設備)、CH3(作業系統)、CH15(事故分析)、CH10(緊急事故應變)。

「乾貯設施以外之區域範圍」之相關章節內容，以輻射劑量監測、防止環境
之輻射劑量與放射性物質濃度高於限值等內容為主。其在日本、德國與美國安全
分析審查報告中所對應之章節如下：(1)日本安全分析審查報告：安全指針 7~9；
(2)德國安全分析審查報告：CH6；(2)美國安全分析審查報告：CH11 及 CH14。

除上述內容重疊之章節外，德國與美國之安全分析審查報告中，皆對於「品
管」有額外著墨(德_CH11、美_CH12)。除此之外，亦有各別差異之章節，例如：
德_CH14_定期安全審查、德_CH15_最終處置、美_CH2_場址、美_CH13_除役等。

表 5、日本、德國與美國之安全分析審查報告章節列表[43-45]

章節	日本	德國	美國
	核燃料施設安全 審查基本導則	Guidelines for dry cask storage of spent fuel and heat-gener ating waste	NUREG-1567
CH1	適用對象	概括 適用對象 目的	一般說明 下面所有章節皆含有；審查 目的、範圍、法令規定、接 受基準、審查程序及審查發 現
CH2	用語定義	放射性物質隔離	場址特性
CH3	條件要求 (指針 1-3)	臨界安全性	作業系統
CH4	輻射劑量管理 (指針 4-6)	餘熱移除	SSC 與設計準則審查
CH5	環境輻射安全 (指針 7-9)	游離輻射屏蔽	設施結構審查
CH6	臨界安全 (指針 10-12)	輻射防護	熱傳審查
CH7	其他安全對策 (指針 13-21)	結構規範	屏蔽審查
CH8		技術裝置	臨界審查
CH9		事故分析	包封審查
CH10		中期貯存設施自給自 足運轉	作業執行審查
CH11		品質保證	輻射防護審查
CH12		中期貯存設施之運轉	品質保證審查
CH13		緊急應變	除役審查
CH14		定期安全審查	廢棄物包封與管理審查
CH15		最終處置	事故分析
CH16		相關條款、準則及標 準	技術規範

日德美室內乾貯風險評估之定義

日本之安全分析審查報告將所分析之事件分為：平時(正常運轉)及事故[44]，其事故列表將會於 2.3.2 節中詳述。關於事故部分，在核電廠用過核子燃料乾貯桶之安全審查指針中，又將各個核能發電廠內部之乾貯桶在作業及貯存時，所可能發生之異常事件(事故)分為：「內部事件」及「外部事件」[22]。並提出對應每一個事件都須預想其「設計/操作對應之有效性」、「事件結果之嚴重(影響)度」、「安全評估事件是涵蓋範圍」等。

德國之安全分析審查報告將所分析之事件分為：正常運轉、異常操作、設計基準事故及超越設計基準事故[16、17]。其中，異常操作(Abnormal operation)定義為，在操作之過程中，乾貯廠區或乾貯系統發生不影響安全相關操作之故障(干擾，disturbed condition)；設計基準事故(Design basic events，KTA 1201/28/)則被分為兩大部分：「內部危害(Internal impacts)」與「外部危害(External impacts)」，其事故列表將會於 2.3.2 節中詳述。此外，上述所提及之事件(事故)，其最終風險評估(事故分析)之結果，皆須符合 StrlSchV/2/ §49 和§50 以及§117(16)中規定之要求。

美國安全分析審查報之設計準則中，將所分析之事件分為：正常運轉、異常操作及事故 [9]。並提出風險評估主要分為審查目標、審查範圍、管制要求、驗收標準、審查程序、評估結果等。異常操作(Off-normal operation)定義為，有中等之發生頻率或每年預期會發生一次之事件。ANSI/ANS 57.9[30]中將這些事件稱為 Design Event II。異常操作及事故之事件(事故)列表將會於 2.3.2 節中詳述。此外，上述所提及之事件(事故)，其最終風險評估(事故分析)之結果，皆須符合 10 CFR 72.104 及 10 CFR 72.106 之法規要求，且確保對工作人員與公眾的輻射劑量與劑量率不超過可接受的水平且必須合理抑低(As Low As Reasonably Achievable，ALARA)。

日德美室內乾貯之事故評估案例

日本安全審核報告所提出之事故列表如下 [21]：

安全指針 12 臨界事故應對

安全指針 13 地震

安全指針 14 地震以外之自然現象

安全指針 15 火災、爆炸等

安全指針 16 電源喪失

安全指針 17 乾貯桶之移動(密封、輻射屏蔽等)

其中安全指針 14_地震以外之自然現象包括：海嘯、土石流、崩塌、颱風、洪水、海水大潮、異常寒流、豪大雪、火山噴發等[27]。

德國之安全分析審查報告中提到，事故分析(CH9)須包含用過核子燃料貯存之操作干擾(Operational disturbances)與設計基準事故的考量[16]。且具體的貯存狀況(條件)，包含長期影響和操作流程，須進行系統分析，並將類似設施之實驗結果納入操作干擾與設計基準事故的考量範圍中[16]。報告中將所分析之事件分為：正常運轉、異常操作、設計基準事故及超越設計基準事故。其中，異常操作定義為，在操作之過程中，乾貯廠區或乾貯系統發生不影響安全相關操作之故障(干擾)，相關事件包含：儀器故障、系統失效、結構損害等；設計基準事故被分為兩大部分：「內部危害」與「外部危害」。內部危害(CH9.1)包含：(1)機械碰撞(Mechanical impacts)，分析上主要的影響參數有：下墜高度、沖擊動力學、撞擊對象等；(2)火災造成之熱效應，須分析核廢料桶之完整性與密封功能、考慮潛在火源等因子。外部危害包含(CH9.2)：(1)外部自然災害(CH9.2.1)，例如：風暴、下雨、降雪、霜凍、閃電、淹水、坍方、地震等；(2)外部人為危害(CH9.2.2)，例如：有害物質效應、化學反應引起之壓力波、外部火災蔓延至內部(森林火災)、採礦造成之損害、墜機(快速飛行軍用飛機的意外碰撞)等；(3)與現有電廠之連結(CH9.2.3)，考慮電廠中的事件對於乾貯設施之影響。

美國安全審核報告所提出之異常及事故之事件(事故)條列如下 [9]：

15.2.1 異常事件

15.2.1.1 低於設計許可高度的護箱墜落

- 15.2.1.2 通風部分堵塞
- 15.2.1.3 作業事件
- 15.2.1.4 異常環境溫度
- 15.2.1.5 與燃料池設施有關之異常事件
- 15.2.2 事故
 - 15.2.2.1 護箱傾倒
 - 15.2.2.2 護箱墜落
 - 15.2.2.3 洪氾
 - 15.2.2.4 火災與爆炸
 - 15.2.2.5 閃電
 - 15.2.2.6 地震
 - 15.2.2.7 喪失屏蔽
 - 15.2.2.8 絕熱升溫
 - 15.2.2.9 龍捲風與自然現象所產生之拋射物
 - 15.2.2.10 地鄰近場址所發生之事故
 - 15.2.2.11 與燃料池設施有關之事故
 - 15.2.2.12 建築結構崩塌至 SSCs

日德美天然災害管制之風險評估相關規範

日本安全分析報告對於天然災害管制之事故安全評估，主要寫錄於安全指針 13 及安全指針 14 之章節中，其將天然災害事故分為：地震與地震以外之自然現象(海嘯、土石流、崩塌、颱風、洪水、海水大潮、異常寒流、豪大雪等)[28]。安全指針中提到，對天然災害之風險評估須參考廠區附近之地震等天然災害之歷史資料紀錄，決定設施及設備之最適切耐震、防洪等設計。與耐震設計相關規範寫錄於「發電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」及「使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第九條中；與地震以外之自然現

象的設計、設施及設備相關規範寫錄於「使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第八條、第十條及第十一條中[25][26]。

德國安全分析報告對於天然災害管制之風險評估，主要寫錄於 CH9_事故分析之章節中，其所分析之天然災害事故有：風暴、下雨、降雪、霜凍、閃電、淹水、坍方、地震等[16]。與天然災害事故相關之結構規範，寫錄與 CH7_結構規範之章節中；與天然災害事故相關之技術設備規範，寫錄與 CH8_技術設備之章節中。以下僅節錄重要之規範內容：設計基準事故(DIN 4102, Part 2 to 4 /15/)、起重及運輸設備(KTA 3902 /19a/及 KTA 3902 /19b/_含地震負載)、防洪設施(KTA 2207 /17/)、耐震設施(KTA 2201 /18/)、防雷設施(KTA 2201 /18/ and DIN 4102, Part 2 to 4 /15/)。上述之結構與設備，皆須使最終事故分析之結果，符合 StrlSchV/2/ §49 和§50 以及§117(16)中規定之要求。例如：輻射劑量限制，對於一般大眾，一人的年有效等效劑量限度為 1 mSv。

美國安全分析報告對於天然災害管制之風險評估，主要寫錄於 CH15_事故分析之章節中，其所分析之天然災害事故與重要之規範如下：洪氾(Regulatory Guides 1.59 及 Regulatory Guides 1.102)、閃電(National Fire Protection Association, NFPA 78)、地震(10 CFR 50 General Design Criteria, GDC 2)、龍捲風與自然現象所產生之拋射物(ANSI/ANS 57.9)等[31-36]。此外，上述所提及之事件(事故)，其最終風險評估(事故分析)之結果，皆須符合 10 CFR 72.104 及 10 CFR 72.106 之法規要求，且確保對工作人員與公眾的輻射劑量與劑量率不超過可接受的水平且必須合理抑低(ALARA)。

綜合日德美對天然災害管制風險評估相關規範之彙整結果，發現各國皆是以蒐集乾貯設施區域範圍附近之氣象及天然災害歷史紀錄為依據，考量所選取之風險評估的評估事件。究台灣之現況而言，地震、海嘯、颱風、土石流等，可能會是需要納入「外部危害」事件(事故)之考量範疇，惟仍須考量場址特性方能評估。

5.3.2 風險評估與臨界模型建立與簡化影響評估

5.3.2.1 風險評估與臨界分析

日本安全分析審查報告中，將臨界分析分為三部分：安全指針 10_單一單元 (Unit)之臨界管理、安全指針 11_多個單元之臨界管理及安全指針 12_臨界事故應對[21]。對於單一單元之臨界管理，除在設計基準事故下，須保持次臨界外，有防止臨界反應發生功能之提籃，須在貯存期間維持其結構完整性；多個單元之臨界管理，須考慮中子間之干涉效應；臨界事故應對，在臨界事故下，須滿足上述安全指針 10 及安全指針 11 之要求。此外，日本 311 海嘯後，日本 NUSC 對於七個種類之核子設施，針對現有之監管規範做重新檢視，並提出，監管規範須將重大事故，例如：地震引起之海嘯、複合式災害、超越設計基準事故(Beyond Design-Basis Accident, BDBA)等，納入考量範圍，且須提出其因應之對策[27]。對於用過核子燃料貯存設施，除將重大事納入考量範圍外，亦提出追加說明資料，點出兩點補強[28]：(1)須重新檢視用過核子燃料貯存設施之建物、金屬桶以及金屬桶支撐結構之耐震需求，是否滿足基本安全機能(密封性、輻射屏蔽、防止臨界及餘熱移除)；(2)須重新檢視在執行臨界計算時所使用之燃耗信用。且為因應超越設計基準事故，日本在 311 海嘯後，針對海嘯、地震、海嘯所引起的地震等之部分，重新進行法規合適性之檢視[76]。

日本在臨界分析計算上之接受基準為：在考慮保守假設及計算誤差下，最大有效中子增殖因數化(k_{eff})須小於 0.95 之限值[22]。此外，在報告中亦列出臨界分析之重要變數如下：(1)用過核子燃料之 U-235 濃縮度；(2)用過核子燃料之燃耗；(3)貯存護箱中配置之幾何數據及性質；(4)貯存護箱內外之水含量；(5)提籃內用過核子燃料之位置；(6)中子吸收材料之濃度等[77]。

德國安全分析審查報告中提到，在臨界安全分析上，無論在正常運轉、異常操作、設計基準事故下，即使是在超越設計基準事故(例如：飛機墜落、來自外部

之壓力/爆炸沖擊波、有毒物質進入等)下，皆須確保用過核子燃料處在次臨界狀態(DIN 25403) [78]。

德國在臨界分析計算上之接受基準為：在考慮保守假設、計算上之不準度與燃料組件之製造公差下，最大有效中子增殖因數(keff)須小於 0.95 之限值(DIN 25403, Part 1、DIN 25478 /12/ 及 DIN 25712 /13/)[78-80]。此外，在報告中提出，與臨界分析息息相關之變數(條件)有：(1)限制燃料組件之濃縮度，其影響因子包含，燃耗、裂變材料含量之減少、裂變產物和鈾系元素的中子吸收作用等；(2)限制燃料組件的尺寸、數量及其在護箱提籃中之幾何配置；(3)排除或限制中子緩速劑，例如：排除桶中之水分等；(4)使用中子吸收劑；(5)所考慮之設計基準事故，例如：水災、火災等。

依據美國安全分析審查報告，執行臨界分析時，所考慮之事件須最少包含：乾貯、護箱裝載或卸載作業、場址內護箱之傳送與運送作業、護箱掉落與傾倒、地震等[9]。其中，飛機撞擊、隧道火災、炸彈等，屬於超越設計基準事故範疇[81]。

美國在臨界分析計算上之接受基準為：在正常、異常及意外事故時，採取較保守(產生較大之 keff)之模式計算下，最大有效中子增殖因數(keff)須小於 0.95(此值包含所有的偏差與誤差，在 95%可信賴水平)，以滿足 10CFR72.124、10CFR72.236(c)、NUREG-1536 以及 NUREG-1567 等相關法規之要求[8,9,82,83]。美國安全分析審查報告中列出，常見用作保守假設之變數有：用過核子燃料之配置、燃料密度、U-235 濃縮度、固著中子吸收劑之數量與幾何、製造公差等[9]。其較保守之假設條件有：(1)沒有燃耗信用(Burn-up credit)；(2)不接受可燃中子吸收劑之信用；(3)不接受液體中子屏蔽材料之信用；(4)固著中子吸收劑之信用須小於 75%等。

綜合日德美安全分析相關報告之彙整結果，列出臨界安全評估所需納入考量之內容包含：

- (1) 臨界設計規範(接受準則)，在保守假設模式計算下，最大有效中子增殖因數化(k-eff)須小於 0.95，此值包含所有的偏差與誤差，在 95%可信賴

水平；

- (2) 所考慮之設計基準事故，例如：水災、火災等；
- (3) 待貯存之用過核子燃料性質，其包含：用過核子燃料之設計、組件類型 (BWR 或 PWR 燃料)、U-235 之濃縮度、燃料密度、燃耗等；
- (4) 貯存護箱中配置之幾何數據及性質，其包含：格架、中子吸收材料、護箱之密封與屏蔽之結構等；
- (5) 貯存護箱提籃內，用過核子燃料之幾何配置；
- (6) 排除或限制中子緩速劑，例如：排除桶中之水分等；
- (7) 使用固著/可燃中子吸收劑與否；
- (8) 接受液體中子屏蔽材料之信用與否；
- (9) 臨界計算分析方法，臨界分析模式所使用之物料、幾何數據等，須與設計相符，並與安全分析報告之其他章節相同。假若有所差異，則須證明模式(變數假設)較保守(產生較大的 k_{eff})。安全分析報告須對用於臨界分析之計算機程式及截面資料庫加以詳細說明。U.S. NRC 在 NUREG-1567 中，提出兩個可接受之蒙地卡羅計算機程式：SCALE/KENO 及 MCNP；
- (10) 臨界基準驗證，用於臨界計算的計算機程式，必須對臨界實驗進行校準，且校準的實驗應與實際分析之案件相關；所算出之 k_{eff} 須包含誤差值與不準度分析。

5.3.2.2 臨界分析模式建立與簡化

本研究之目標是，建立金屬護箱與混凝土護箱之乾貯桶臨界分析計算模式，並在正常運轉及事故狀態下，比較兩者之有效中子增殖因數(k_{eff})的差異(Δk_{eff})。綜合日德美安全分析審查報告之彙整結果，在內部危害與外部危害範疇中，各別挑出一個案例執行臨界安全分析計算，依據 ESK 之要求內部危害的部分，挑選在乾式貯存設施機率論式風險度評估之風險評估結果中，與臨界分析相關、風險

最高之事故「火災(高溫)」作為臨界分析之案例；在外部危害的部分，參考台灣乾貯設施區域範圍附近之氣象及天然災害歷史紀錄，以及日本 NUSC 於 311 海嘯後，提出「對於七個種類之核子設施，針對現有之監管規範做重新檢視，並提出，監管規範須將重大事故，例如：地震引起之海嘯、複合式災害等，納入考量範圍，且須提出其因應之對策」之建議，挑選「水災」作為臨界分析之案例。

計算機程式及截面資料庫

本研究使用 SCALE 6.1 (Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation) 進行乾貯桶臨界分析計算。CSAS6 (Criticality Safety Analysis Sequence with KENO-VI) 為 SCALE 下之子程式，可以用來執行反應度計算 (reactivity calculation)，其計算流程如圖 2 所示。其計算結果，可以提供與問題相關 3-D 蒙地卡羅計算 (3-D multigroup Monte Carlo neutron transport calculations) 之 k_{eff} 計算結果。CSAS6 在計算過程中需經過兩個主要程式：BONAMI/CENTRM/PMC、KENO-VI。BONAMI/CENTRM/PMC 執行共振屏蔽計算；KENO-VI 執行 2-D 中子遷移方程式計算。此外，在 CSAS/KENO 的所有計算過程中，皆使用 238-group ENDF/B-VII.0 中子截面數據資料庫 (238-group ENDF/B-VII.0 neutron cross section library)。

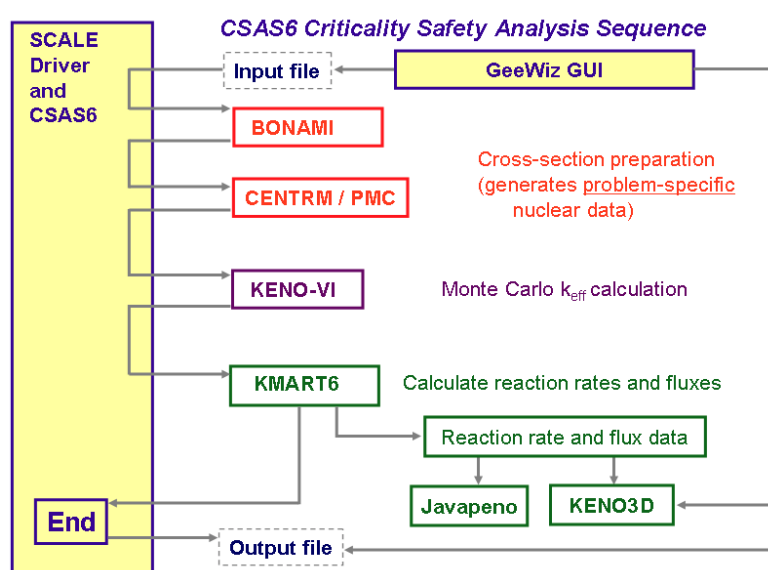


圖 2、CSAS6 之計算流程示意圖

用過核子燃料束模型建立

本研究所選定的用過核子燃料束為 ATRIUM-10 燃料束。ATRIUM-10 燃料束為 10*10 排列，每一束燃料束均含有 91 根燃料棒、8 個格架、1 根四方形水棒(占 3×3 燃料棒空間)、下部繫板與上部繫板等。91 根燃料棒中，含 83 根全長棒及 8 根半長棒。全長棒在頂部與底部分別有 11.45 in 及 6 in 的天然鈾反射體(~0.72 %U-235)。表 6 列出臨界分析計算時所需之 ATRIUM-10 燃料束資料。本研究在建立用過核子燃料模型時，使用之參數大部分依照原廠 AREVA 所提供的資料如實輸入，除(1) ATRIUM-10 的物理密度，即有效堆疊(Stacked)密度，依照國際慣例為 UO₂ 理論密度的 95 %，即 $10.96 \times 95\% = 10.412 \text{ g/cm}^3$ ，但因在核一乾貯安全分析報告之臨界分析內容中，用過核子燃料 GE9B 之有效堆疊密度可以達到 10.45 g/cm^3 ，所以在此為達到保守假設之目的，將 ATRIUM-10 燃料密度假設為 10.45 g/cm^3 ；(2) ATRIUM-10 原廠設計為，含 83 根全長棒及 8 根半長棒，在此為達到保守假設之目的，假設所有燃料棒均假設為全長棒 379.603 cm；(3) ATRIUM-10 原廠設計為，全長棒在頂部與底部分別有 29.083 cm 及 15.24 cm 的天然鈾反射體，在此為達到保守假設之目的，不模擬燃料棒之天然鈾反射體，且參考原廠 AREVA 所提供「ATRIUM-10 燃料平均 U-235 濃縮度不超過 4.6 wt% U-235」的資料，假設本研究之燃料束的 U-235 濃縮度為均質化 4.6 wt% U-235。圖 3 為本研究依照表 6 之參數所建立之 ATRIUM-10 燃料束模型橫切圖。在此為達到保守假設之目的，不模擬燃料束內之中子毒物、不模擬燃料束其它的結構材料(除燃料匣外)，以及不考慮燃耗之信用。

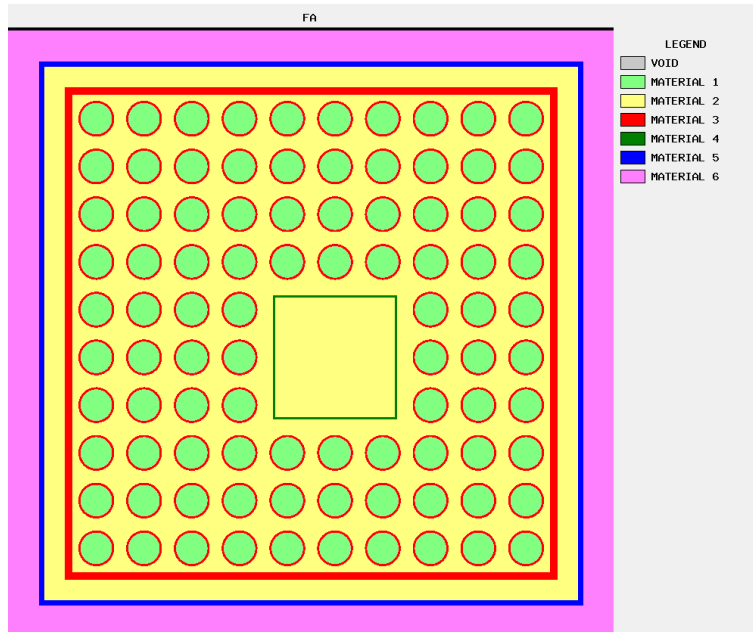


圖 3、本研究所建立之 ATRIUM-10 燃料束橫切圖

表 6、 ATRIUM-10 燃料束參 [40]

ATRIUM-10 燃料棒參數	
燃料丸材料	UO ₂
有效堆疊(Stacked)密度(g/cm ³)	10.45
燃料丸平均 U-235 濃縮度(重量百分比)	4.6 %
燃料丸外徑(cm)	0.867
燃料丸空泡體積	1.2 % Enriched
燃料棒護套材料	Zr-2
燃料棒護套內/外徑(cm)	0.884 / 1.0051
ATRIUM-10 燃料束參數	
燃料棒排列	10*10
每根燃料束所含燃料棒數	91
有效燃料長度(cm)	379.603 (全長棒)
燃料棒間距(cm)	1.295
每根燃料束所含水棒數	1 (占 3×3 燃料棒空間)
水棒材料(cm)	Zr-4
水棒內/外部長度(cm)	3.355 / 3.500
燃料匣材料(cm)	Zr-4
燃料匣長度(cm)	448.056
燃料匣內/外部寬度(cm)	13.406 / 13.813

密封鋼筒及提籃模型建立

本研究所選定之密封鋼筒，考量所需數據之完整性，選擇參考核一乾貯安全分析報告臨界分析內容中之密封鋼筒，進行密封鋼筒及提籃之模型建立。密封鋼筒之主結構分為兩部分：(1)304 不銹鋼直立圓柱筒，頂端有上蓋(兩層)；(2)提籃，內部裝填用過核子燃料束。密封鋼筒內部經抽真空填充氬氣後，才會完全銲接密封。其重要參數如表 7 所示。

密封鋼筒外部為一 304 不銹鋼直立圓柱筒，直徑 170.33 cm；高 483.616 cm；圓柱面厚度 1.5875 cm；底座厚度 4.45 cm，上蓋有兩層，外層為直徑 166.4 cm、厚度 17.78 cm 的屏蔽上蓋，內層為直徑 165.2 cm、厚度 7.62 cm 的結構上蓋。

密封鋼筒內部為一提籃設計，用以裝填用過核子燃料束。其主要結構分為三部分：(1)56 根 304 不銹鋼方型燃料管，42 根含兩面中子吸收板，11 根含一面中子吸收板，3 根不含中子吸收板；(2)41 片直徑 166.6 cm、厚度 1.587 cm 之碳鋼承載圓盤；(3)17 片直徑鋁合金導熱圓盤。58 片圓盤的每一片都有 56 個方形開口，56 根方型燃料管穿過這 58 片圓盤，所形成的 56 個方型通道中，即為貯放用過核子燃料束之所在。一個密封鋼筒，共可貯放 56 根用過核子燃料束。軸向平行排列之 58 片圓盤，其相鄰承載圓盤間之間距為 8.128 cm，由下往上數，第 10 片承載圓盤至第 27 片承載圓盤間，每個間隙再加入一片導熱圓盤，相鄰承載圓盤與導熱圓盤間之間距為 3.429 cm。

圖 4 為本研究依照表 7 之參數所建立之密封鋼筒內部結構橫切圖。在此為達到保守假設之目的，不考慮液體中子屏蔽材料之信用、不考慮中子吸收劑之信用，以及完全排除中子緩速劑(密封鋼筒中之水分)。

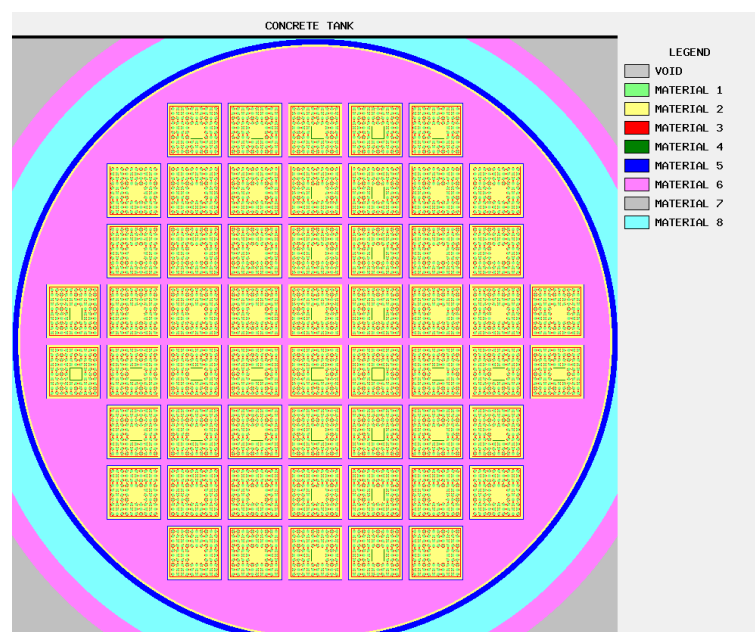


圖 4、本研究所建立之密封鋼筒內部結構橫切圖

表 7、密封鋼筒及提籃參數[40]

密封鋼筒			
材質	304 不鏽鋼		
軸向長度(cm)	483.616		
直徑(cm)	170.33		
圓柱面厚度(cm)	1.5875		
底座厚度(cm)	4.45		
上蓋(cm)	外層(屏蔽)	直徑/厚度	166.4/17.78
	內層(結構)	直徑/厚度	165.2/ 7.62
提籃			
主結構	304不銹鋼方型燃料管*56根 碳鋼承載圓盤*41片 鋁合金導熱圓盤*17片		
軸向長度(cm)	451.866		
承載圓盤直徑/厚度(cm)	166.6 / 1.587(單片)		
導熱圓盤直徑/厚度(cm)	165.7 / 1.27(單片)		
承載圓盤間距(cm)	8.128		
承載圓盤與導熱圓盤間距(cm)	3.429		
燃料管材質	304 不鏽鋼 含兩面中子吸收板*42根 含一面中子吸收板*11根 不含中子吸收板*3根		
燃料管內圍邊長(cm)	14.986*52根		
	15.37*4根(位於提籃四個對角)		

金屬護箱模型建立

本研究所選定之金屬護箱為德國 GNS 之 CASTOR V52 系統，其三維示意圖如圖 5 所示。根據 GNS 公開之資料，CASTOR V52 為直徑 244.0 cm、高 545.0 cm 之球墨鑄鐵(Ductile cast iron)圓柱桶，可裝載 52 束用核子燃料；其頂部為一 304 不銹鋼雙蓋系統(Double-lid system)，分為：主檔板(Primary lid)與次檔板(Secondary lid)；護箱外壁(側邊)內含兩圈中子吸收棒(暫以 NS-4-FR 材質假設之)。

為達成整體計畫分析模式之一致性，本子項引用熱流分析子項所規劃而得的 CASTOR V52 護箱設計幾何資料進行分析模式建立，並以利用三維示意圖與比例原則推估後，選取較合理之中子吸收材假設：

- (1) 將護箱厚度約略設定為 45 cm(以求較高之中子反射體來增加臨界分析保守度)；
- (2) 金屬筒之中夾有一圈 5 cm 厚之中子吸收層(暫以 NS-4-FR 材質假設之)。

圖 6 為本研究依照 GNS 公開之資訊及上述合理的假設，所建立之金屬護箱內部結構橫切圖。在此為達到保守假設及簡化計算模型之目的，不使用液體中子屏蔽材料、完全排除中子緩速劑(乾貯桶中之水分)、不模擬散熱用鰭片、假設金屬護箱為圓柱體，以及金屬護箱外壁(側邊)內之中子吸收層為一 5 cm 厚圓筒。此外，根據 GNS 之資料，CASTOR V52 內部原廠設計只可裝載 52 束用核子燃料，但本研究為求能進行有意義之金屬護箱及混凝土護箱間有效中子增殖因數(k_{eff})的差異(Δk_{eff})比較(兩種類護箱中心之用過核子燃料配置需相同)，因此，將 CASTOR V52 原廠設計用來裝填 52 束用過核子燃料的內部模型變更為與混凝土護箱一致，其模型建立如之前章節所述。

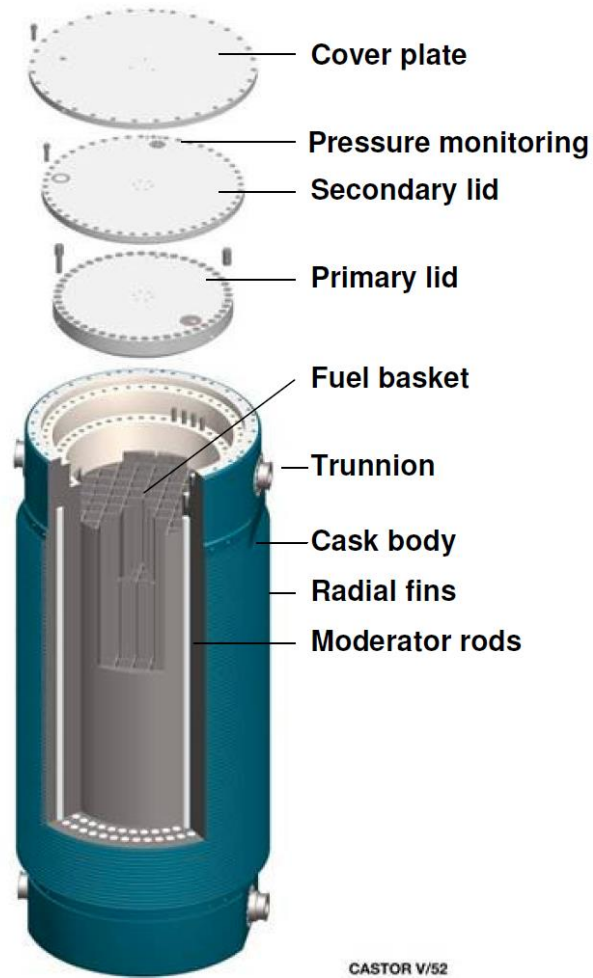


圖 5、GNS 官方網站上對 CASTOR V52 系統之三維示意圖 [4,5]

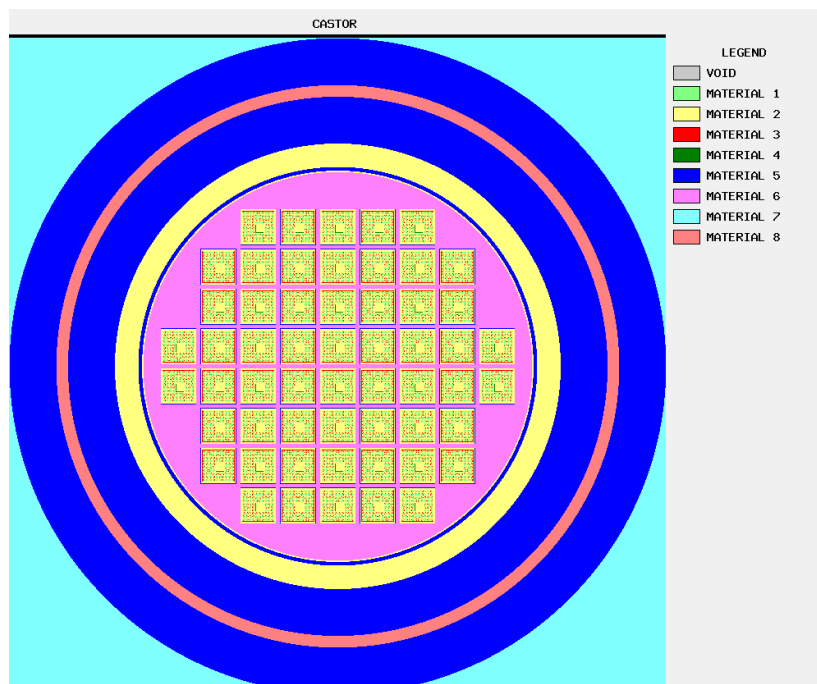


圖 6、本研究所建立之金屬護箱內部結構橫切圖

混凝土護箱模型建立

本研究所選定之混凝土護箱為 NAC-UMS 系統。NAC-UMS 系統與核一第一期乾貯 INER-HPS 系統，兩者間主要差異是在護箱外加之屏蔽(Add-On Shield, AOS)設計。因此，考量本期研究工作乃是先行建立分析之技術，遂選擇以核一第一期乾貯 INER-HPS 系統之資訊進行混凝土護箱之模型建立，但不考慮護箱外加之屏蔽設計，僅以 INER-HPS 混凝土護箱主體，作為模型建立之參考，如圖 7。

INER-HPS 混凝土護箱之主結構分為兩部分，亦依據熱流評估所擬之規劃，以核一廠安全分析報告所載資訊進行模式規劃：(1)外部為混凝土材質之直立圓柱；(2)內部為碳鋼內殼。密封鋼筒與混凝土護箱間隙留有空氣通道，空氣利用護箱底部與頂部的四個空氣進、出氣口，維持自然對流，帶走密封鋼筒表面因用過核子燃料所產生之熱能。

圖 8 為本研究參考 INER-HPS 護箱設計幾何資料後，所建立之混凝土護箱，在此為達到保守假設及簡化計算模型之目的，不使用液體中子屏蔽材料之信用、不使用可燃中子吸收劑(任何會融化或損耗大量質量的固體毒物)之信用、完全排除中子緩速劑(乾貯桶中之水分)。

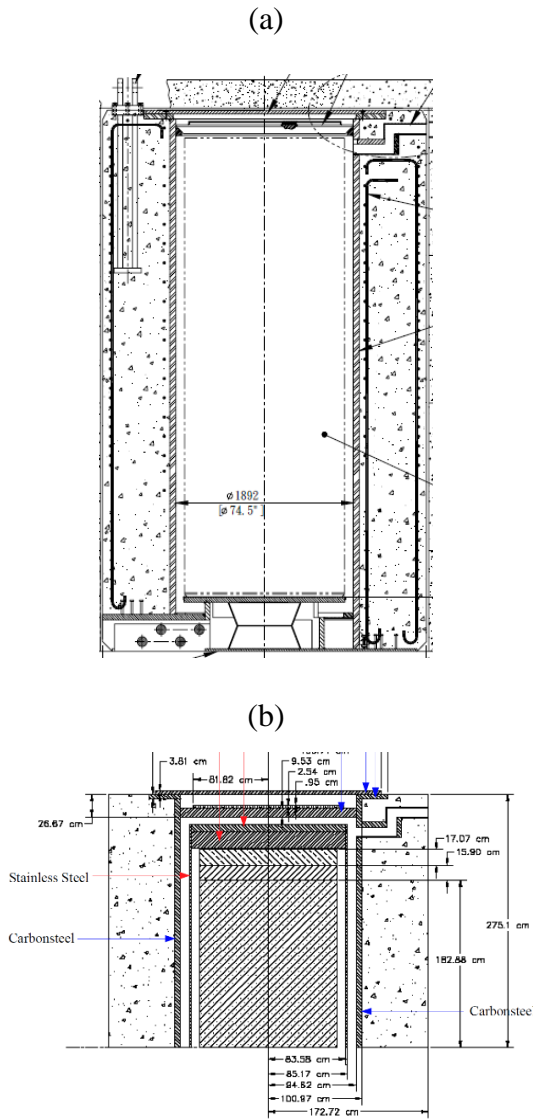


圖 7、(a)INER-HPS 護箱之工程圖面；(b)INER-HPS 護箱之設計幾何資料

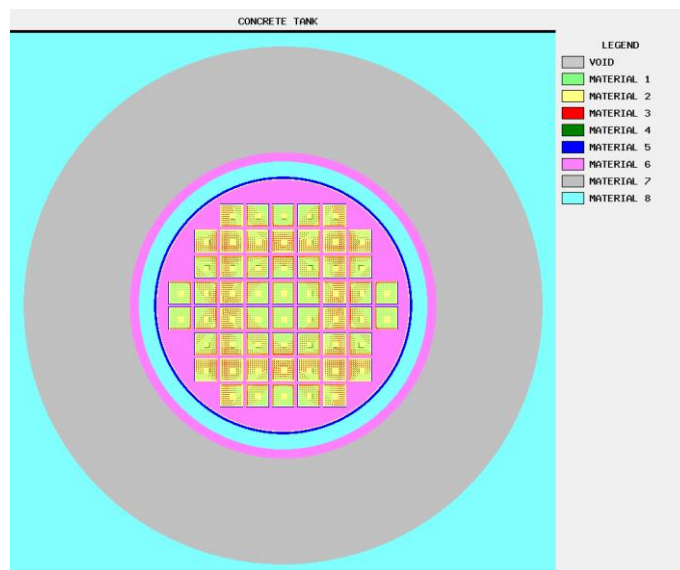


圖 8、本研究所建立之混凝土護箱模型

5.3.3 乾式貯存設施之機率論式風險評估與臨界分析

5.3.3.1 機率論式風險評估方法建立

日常生活中的各項事物皆具有不同程度之風險性，如：開車、騎單車或走路到商店都具有可能發生意外事故之風險，而風險度的評估取決於兩個因素：1. 某種危險會多久出現一次？2. 某種危險可能會造成多大傷害？例如：登山客對珠穆朗瑪峰的攀爬，很可能造成嚴重的後果(例如致命的跌倒或四肢冰凍)。對登山客而言，攀爬珠穆朗瑪峰是很高的機率，而若發生意外則是非常嚴重的後果，故其整體的風險度是被認為非常高的。前述騎單車也具有風險性，若由一新人來騎單車，其跌倒的機率可能會比較高，但其後果相對於攀爬珠穆朗瑪峰是非常不嚴重，因此騎單車之風險度是很低的。所以，由以上的例子可以知道，將事故的發生機率與其後果相結合，可以用來評估其風險度。

因此，根據以上的概念，美國核能管制委員會使用機率論式風險度評估方法 (probabilistic risk assessment, PRA) 來計算核電廠的潛在危險，來確定哪些問題或事件可能對核電廠的安全產生最大的影響。通常，核電廠在廠房與系統設計、施工和運營期間都會考量到“安全餘裕(safety margins)”，而利用機率論式風險度評估方法則可以更好地評估這些安全餘裕，進而可能在某些情況下，可以依據評估的結果而提出改善的建議。核電廠的 PRA 可以分為三個層次：

- Level 1 PRA -此階段為評估反應爐的爐心燃料發生受損的可能性。在此階段需考慮與評估可能造成反應爐的爐心燃料發生受損的事故、反應爐的所有安全防護和事故緩解系統、事故的發生頻率。
- Level 2 PRA -此階段為假設若反應爐的爐心燃料發生受損，可能會造成放射性物質外釋到環境。因此此階段會使用 Level 1 PRA 的結果，並考慮圍阻體的結構與系統，來評估放射性物質的外釋量、速率與事故的發生頻率。

- Level 3 PRA -此階段會使用 Level 2 PRA 的結果，來評估放射性物質到達環境時，可能造成的人體健康影響（如短期傷害或長期癌症）和經濟損失。

在進行機率論式風險度評估時，其所需的步驟如下所示：

- 定義危險(Hazard)- 對於核電廠而言，其主要避免的危險是反應爐的爐心燃料發生受損及後續可能的將放射性物質釋放到環境中。
- 定義肇始事件(Initiating events)- 考慮所有可能導致發生危險的事件，例如：列出所有可能造成反應爐的爐心燃料發生受損之事件。
- 評估這些肇始事件的發生頻率。
- 事件樹(Event trees)分析- 事件樹以圖形方式來表示，由每個肇始事件開始，並根據所有可以響應肇始事件的相關系統是否成功執行其功能來發展其情境，及列出其可能的後果(如：可以安全恢復或反應爐的燃料損壞)。
- 故障樹(Fault trees)分析- 以圖形方式來標識導致系統故障的所有路徑。故障樹以事件樹定義的頂部事件(top event)開始，定義出使整個系統失效的故障組合（使用 N 個邏輯連接器中的 and、or 等），例如：某個操作員操作失敗，而造成系統失效，然後估算其整體故障的機率。

對核電廠而言，使用 PRA 具有以下的好處：

- 根據 PRA 分析結果來減少漏洞或補強，以增強或改善現有的系統或設計。
- 前項的結果可降低相關的風險度。
- 可將資源集中在最重要的安全系統、操作和人員效能上。

對管制單位而言，使用 PRA 具有以下的好處：

- 使用 PRA 進行特定核電廠之評估，可能發現其相關的漏洞或風險，進

而促使核電廠改善，而增加其安全性。

- 根據 PRA 的分析結果，於對安全最重要的系統、操作和人員等進行相關的檢查。
- 當特定核電廠發生問題或錯誤時，使用 PRA 來評估其安全的影響。一旦確定其風險度增加時，可加強對核電廠的檢查和監督。
- 根據特定的要求來新的或修訂的法規時，可使用 PRA 來確認新的或修訂的法規是否足夠嚴格以涵蓋其不準度(uncertainties)，並證明其能滿足特定的要求。
- 可評估特定的議題，如：評估用過燃料的貯存桶之安全性。

在去年的計畫中，針對混凝土護箱及金屬護箱，分別蒐集了美國核能管制委員會(U.S. NRC) NUREG-1864 及美國電力研究所(EPRI) Probabilistic Risk Assessment (PRA) of Bolted Storage Casks 報告，作為其代表，並進行相關的資料整理，而此部分即為去年計畫的成果之一。因此，為了計畫的延續性，今年本工作項目即直接引用去年計畫的成果，並進一步的詳細研究與整理，使用 SAPHIRE(Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations) 程式，分別針對於處理階段、傳送階段及貯存階段等三個階段，來建立乾式貯存設施之機率論式風險度評估方法及進行相關的簡化，最後評估其發生可能導致民眾群體劑量及潛在致癌事故之風險度。

美國 NUREG-1864 報告中提到幾點不納入考量:(1) 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、系統及組件 (Structure, System and Component) 的損壞風險 (2) 不確定因素 (Uncertainty) (3) 人為因素 (Human Error) (4) 多功能貯存罐、傳送護箱及貯存護箱製造階段的瑕疵 (5) 老化因素 (6) 失效組合因素對可能發生多功能貯存罐失效機率之影響 (7) 飛射物、破壞及恐怖攻擊。其簡化分析之原因為部分肇因由於機率過低或著後果影響較小，因此給予簡化，例如護箱掉落導致廠內結構損壞與多功

能貯存罐、傳送護箱及貯存護箱製造階段的瑕疵在設計規範中皆以嚴格要求，因此不會造成後續失效影響。但其中人為因素的部分，根據德國 Guidelines for dry cask storage of spent fuel and heat-generating waste 報告中指出，乾式貯存設施的事故分析包含異常的操作以及超出設計基準事故，而人為操縱失誤也必須納入分析之中，因此在建立我國室內乾貯機率論式風險度評估之肇始事件分析時，建議納入評估人為因素肇因的部分，如表 8 所示，表 8 為建立我國室內乾式貯存機率論式風險度評估之肇始事件列表，將前述內容列於表中及列出可進行簡化分析及其原因說明。表 9 為 EPRI 報告中所提及之人因可靠性分析量化數值，此表列出了各事件發生人為錯誤的機率，根據德國 ESK 報告描述，建議納入評估人為因素肇因的部分，因此在建立國內乾式貯存設施之機率論式風險度評估模型時，可參考 EPRI 報告並且納入人因可靠性分析量化數值。

本研究之分析流程如圖 9 所示，首先蒐集相關資料，並進行資料之研讀與整理。本計畫將分別探討混凝土護箱及金屬護箱，因此主要針對美國核能管制委員會 NUREG-1864 所提的混凝土護箱(Holtec HI-STORM 100)及美國電力研究所 Probabilistic Risk Assessment (PRA) of Bolted Storage Casks 報告所提的金屬護箱(TN32)，進行資料之研讀、整理與使用。接著使用上述資料，確認各種可能造成系統危險的肇始事件(Initiating Event)。然後基於不同的肇始事件下，系統應有不同的反應，而發展相對應的事件樹模式。事件樹分析係藉由每個安全功能的成功或失敗的考量，逐步地發展下去，使每一個分支路徑能代表不同安全功能之成功或失敗的組合。在完成事件樹分析後，考量安全功能發生的不可用狀態，進行故障樹分析。在故障樹模式裡應包含各種故障、系統或組件因維修或測試所導致的不可用、多個組件之共因失效、人為誤失與特殊事件等。最後，基於分析結果，找出處理階段、傳送階段及貯存階段之風險度最大的事故。

根據 NUREG-1864 之資料，對於 MPC(multipurpose canister)遭受各種外力衝擊的影響，U.S. NRC 列出一份失效機率的清單，如表 10 所示，例如：MPC 從傳送護箱移動至貯存包裝作業時掉落，掉落高度為 6 m，則 MPC 失效

機率為 0.282000。表 11 列出了不同階段的機率與風險度，不同階段所代表之意義簡述如下：

階段 1：將燃料組件裝入 MPC

階段 2：將 MPC 蓋子放在 MPC 上，並將 MPC 放在傳送護箱上(Transfer cask)

階段 3：將傳送護箱升高

階段 4：將傳送護箱移動至用過燃料池旁

階段 5：將傳送護箱移動至準備區(preparation area, 1st segment)

階段 6：將傳送護箱移動至準備區(preparation area, 2nd segment)

階段 7：將傳送護箱移動至準備區(preparation area, 3rd segment)

階段 8：將傳送護箱降落至準備區

階段 9：進行 MPC 儲存之準備(排水，乾燥，充惰性氣體，密封)

階段 10：進行短暫作業與放置於升降機中

階段 11：將傳送護箱升高

階段 12：移動傳送護箱來進行交換外部封裝的底蓋(bottom lids of the transfer overpack, 1st segment)

階段 13：移動傳送護箱來進行交換外部封裝的底蓋(bottom lids of the transfer overpack, 2nd segment)

階段 14：以傳送蓋(transfer lid)替換池蓋(pool lid)

階段 15：移動傳送護箱至”equipment hatch”附近

階段 16：維持傳送護箱不動

階段 17：移動傳送護箱至”equipment hatch”內

階段 18：移動”equipment hatch” 至” storage overpack”

階段 19：進行相關的準備(remove short stays, disengage lift yoke, attach long stays)

階段 20：將 MPC 升高，並將傳送蓋的門打開

階段 21：通過傳送護箱，將 MPC 轉移至” storage overpack”

階段 22：移動貯存護箱(storage cask) 至 Helman rollers 的 airlock 上

階段 23：將貯存護箱移出

階段 24：將貯存護箱移出二次圍阻體

階段 25：進行貯存護箱的相關準備(install lid, vent shield cross-plates, vent screens)

階段 26：將貯存護箱升高至 Helman rollers 的上方

階段 27：將貯存護箱移動至準備區的墊子上方

階段 28：維持貯存護箱不動，以連接”Kevlar belt”

階段 29：將貯存護箱移動至準備區的混凝土面上方

階段 30：將貯存護箱移動至瀝青路面上方

階段 31：將貯存護箱移動至貯存墊(storage pads)附近

階段 32：將貯存護箱移動至混凝土貯存墊 (concrete storage pad) 上方

階段 33：將貯存護箱降落至混凝土貯存墊

階段 34：貯存護箱將在混凝土貯存墊上進行貯存 20 年

如表 11 所示，如果傳送護箱在階段 11-17 之間掉落，此事件發生的頻率約為 5.6×10^{-5} ，事件發生後 MPC 的故障機率約為 10×10^{-6} ，而可能釋出的放射性核種為惰性氣體和所有類型的放射性核種，而這些放射性核種通過圍阻體釋出的機率為 1.5×10^{-4} ，這些放射性核種對人所造成的潛在癌症死亡之機率為 3.6×10^{-4} ，最後此事件所造成的年度個人潛在癌症死亡風險度為 3.0×10^{-18} 。表 12 及表 13 則是 NUREG 報告中對於傳送護箱掉落之後核種外釋相關的分析計算，例如：傳送護箱自 30.5 公尺處掉落的惰性氣體外釋分率為 0.12 (表 12); 若在 50 公尺處掉落，惰性氣體外釋分率為 0.12，MACCS2 所計算出的個人死亡風險度為 0，個人致癌風險度為 3.6×10^{-4} ，個人最大劑量為 1.85 Sv。表 11 也列出了風險度評估的總結果，而表中所列之風險度量為年度個人潛在癌症死亡危險，因為所有異地釋放的劑量均低於個人死亡劑量，所以並不會有立即死亡的危險。其中有些項目是

零危險，是因為其事故是不會發生或不會產生放射性物質之釋放的緣故。同時也列出了第一年風險度評估的結果，個人潛在癌症死亡的機率為 1.8×10^{-12} 。在後續年的風險度評估結果(風險度最大的事件為被飛機擊中)為每年 3.2×10^{-14} 。

根據 EPRI 報告之資料，TN32 燃料護箱的風險度評估是從用過燃料護箱系統開始，該系統需包含用過燃料棒、衰變熱移除、避免輻射外釋等。在此步驟中，對相關的分析結果進行審查，以找出發生危害的關鍵因素，表 14 為風險度評估之結果，針對民眾，其潛在癌症死亡(first year risk of latent cancer fatality)的第一年風險度為 5.6×10^{-13} (只針對單一護箱)，而在後續幾年的風險度為每年 1.7×10^{-13} ，此二者的數值皆非常低。另外，表 14 顯示最大的風險度位於護箱的傳送階段，佔總風險度的 59%；處理階段為 11%，主要是廠房的通風系統與作業時間較短所造成；貯存階段則為 30%。在各種事故中，風險度最大的事故為燃料裝填建築結構失效，為 5.8×10^{-13} (如表 15 所示)；風險度第二大的事故為高溫火災於護箱傳送階段，為 3.2×10^{-13} 。此外，因護箱自可能最大高度掉落與地震時，其遭受的應力不足以造成燃料棒損毀或輻射物質外釋，故其造成輻射外釋值為 0；而燃料裝填錯誤並不會導致燃料棒護套或防護措施損壞，故其外釋值也是 0；不論處理階段或傳送階段皆有腐蝕的可能性，但其經過分析發現腐蝕所造成輻射物質外釋的可能是 0。NUREG-1864 與 EPRI 報告之風險度評估結果比較及各事件風險度比較則列於表 16 與表 17 中，由表中可以得知 Holtec HI-STORM 100 與 TN32 護箱之風險度評估結果及各護箱較易發生的事故類型，例如：Holtec HI-STORM 100 較易發生的事故為 MPC 掉落。經由上述的 U.S. NRC 與 EPRI 之報告的資料整理與研讀後，本研究使用 SAPHIRE 程式與前述資料，來建立國內自有的乾式貯存設施之機率論式風險度評估分析方法。

肇始事件與事件樹分析

參考 U.S. NRC 與 EPRI 之報告的資料，列出混凝土護箱及金屬護箱可能發生的肇始事件，並考量可簡化的因素。事件樹分析如圖 10 至 圖 13 所示，所示在事件樹分析中，向上分支表示成功，向下分支表示失敗，通過事件樹各個分支

路徑，可以達到最終的狀態，而肇始事件可以包含前述中所有可能發生的廠內外事件。由於本國採用室內乾式貯存的方式，因此在事件樹分析中，護箱處理階段與貯存階段事件樹類似，如圖 10 所示。發生肇始事件之後，如果護箱完整性良好，那麼輻射物質就不會外釋，如果護箱喪失完整性，則端看燃料護套是否有破損，依據其破損程度可有各個分支，然後考慮建築物完整性之因素，如果防護措施皆喪失其部分或全部功能，則執行救援手段或緩解措施。同樣方法也適用於護箱傳送階段，但因為護箱傳送階段大部分都沒有圍阻體或建築物的屏蔽，因此分析事項少了建築物完整性，如圖 11 所示。

此外，根據前述之可簡化因素與方法，且為了看出哪類型肇始事件所造成的危險較為嚴重，在此省略緩解措施之因素，故簡化後的事件樹如圖 12 與圖 13 所示。

故障樹分析

針對混凝土護箱(Holtec HI-STORM 100)之處理階段，參考 NUREG-1864 報告之資料(表 11)，將事件樹轉換成故障樹，如圖 14 與圖 15 所示，圖中的藍色項目是對照表 11 的各事件，並於各項目下輸入表 11 的資料。圖 16 則是 SAPHIRE 分析出之護箱在處理階段的失效組合，圖中顯示相對而言 Stage 20 與 21 所造成的風險度最大，同為 8.467×10^{-13} ，Stage 20 與 21 為多功能貯存罐(MPC)掉落之事故情節。

針對混凝土護箱(Holtec HI-STORM 100)之傳送階段，參考 NUREG-1864 報告之資料，於該階段護箱最大可掉落高度所受之應力不會造成放射性物質外釋，因此在此階段輻射物質外釋機率為 0(即表 11 的階段 26-33)，故無此階段之故障樹分析。

針對混凝土護箱(Holtec HI-STORM 100)之貯存階段，參考 NUREG-1864 報告之資料(表 11)，將事件樹轉換成故障樹，如圖 17 所示，圖中的藍色項目是對照表 11 的各事件，並於各項目下輸入表 11 的資料。圖 18 則是 SAPHIRE 分析

出來的護箱貯存階段之失效組合，圖中顯示相對而言 Stage 342 所造成的風險度最大，為 3.175×10^{-14} ，Stage 342 為被飛機擊中之事故。

最後，進行總失效組合(處理+貯存階段)之分析，如表 14 所示，相對而言 Stage 20 與 21 所造成的風險度最大，同為 8.476×10^{-13} ，意味著在所有階段的事故中，最大風險度位於混凝土護箱(Holtec HI-STORM 100)之處理階段的多功能貯存罐(MPC)掉落事故。

針對金屬護箱(TN32)之處理階段，參考 EPRI 報告之資料(表 15)，將事件樹轉換成故障樹，如圖 20 所示，圖中的藍色項目是對照表 15 的各事件，並於各項目下輸入表 15 的資料。圖 21 則是 SAPHIRE 分析出來的護箱處理階段之失效組合，圖中顯示相對而言 Stage 5 所造成的危險度風險度最大，為 5.814×10^{-13} ，Stage 5 為燃料裝填建築結構失效之事故(如表 15)。

針對金屬護箱(TN32)之傳送階段，其故障樹如圖 22 所示，圖中的藍色項目是對照表 15 的各事件，並於各項目下輸入表 15 的資料。圖 23 則是 SAPHIRE 分析出來的護箱傳送階段之失效組合，圖中顯示相對而言 Stage 15 所造成的風險度最大，為 3.2×10^{-13} ，Stage 15 為燃料高溫火災之事故(如表 15)。

針對金屬護箱(TN32)之貯存階段，其故障樹圖 24 所示，圖中的藍色項目是對照表 15 的各事件，並於各項目下輸入表 15 的資料。圖 25 則是 SAPHIRE 分析出來的護箱貯存階段之失效組合，圖中顯示相對而言 Stage 21 所造成的風險度最大，為 8.537×10^{-14} ，Stage 21 為重負荷超過護箱結構限制之事故(如表 15)。另外，Stage 20 所造成的風險度為 8.262×10^{-14} ，Stage 20 為高溫和強力造成護箱失效之事故(如表 15)。最後，進行總失效組合(處理+傳送+貯存階段)之分析，如圖 26 所示，相對而言 Stage 5 所造成的風險度最大，為 5.814×10^{-13} ，意味著在所有階段的事故中，最大風險度位於金屬護箱(TN32)之處理階段的燃料裝填建築結構失效事故。

在進行總失效組合(處理+傳送+貯存階段)之分析後所得結果如表 18 所示，對各階段風險評估值最高之案例，除高溫火災外，大多是護箱結構壞損之相關事

故。以金屬護箱(TN32)而言，於燃料裝填時建築結構失效事故所造成的風險度較大(5.814×10^{-13})；以混凝土護箱而言，則以多功能貯存罐(MPC)掉落事故風險度較大(8.467×10^{-13})，但此部分事故很難提出一個代表性通用的假設，因此本計畫選擇探討火災事故可能的影響。整體而言，火災事故只會對護箱表面部分區域造成影響，不致造成主結構之安全疑慮，僅採用類似 NS-4FR 聚合物之中子吸收材，將會造成超出設計限值(148.8°C)之狀況，本研究選擇針對 CASTOR 護箱於火災後發生中子吸收材流失之狀況進行研析。對於臨界計算而言，護箱內部夾層之中子吸收材流失，將會是個重要且需要納入考慮的因素，故在研究中將著眼於影響臨界參數較為顯著的「火災(高溫)」作為臨界分析的案例之一，並因參考日本 NUSC 於 311 海嘯後，提出「監管規範須將重大事故，例如：地震引起之海嘯、複合式災害等，納入考量範圍，且須提出其因應之對策」之建議，除「火災(高溫)」外，本研究亦挑選「水災事故(增加減速劑)」案例進行研析。

美國 NRC 曾提出用於風險評估之風險值與劑量值的關係，認為公眾的風險小於或等於 2×10^{-6} 死亡率/年(風險值)或 4 mrem/年(劑量限值)可以忽略不計；工作人員的風險小於或等於 1×10^{-5} 死亡率/年(風險值)或 25 mrem/年(劑量限值) 可以忽略不計[35][36]，相較之下乾貯系統風險相對低、相對安全。

<p>Public individual risk of latent cancer fatality (LCF) (QHG 2) is negligible if less than or equal to 2×10^{-6} fatality/yr or 4 mrem/yr</p> <p>Worker individual risk of LCF (QHG 5) is negligible if less than or equal to 1×10^{-5} fatality/yr or 25 mrem/yr</p>

表 8、室內乾式貯存肇始事件列表

內部肇始事件	是否可簡化	備註
處理階段		
掉入用過燃料池		
移至準備區時掉落		
密封前翻覆	O	O:代表可簡化，NUREG-1864 不考慮
移動到設備艙口時掉落		側落翻覆之影響
通過圍阻體移動到傳輸區時掉落		
從準備區移動到圍阻體邊界時掉落		
從索具上掉落		△:代表需考慮的人為因素，
執行裝載動作時掉落	△	NUREG-1864 不考慮人為因素(Human Error)之影響，而德國
操作起重機時因沒有正確的信號而掉落		ESK 報告指出人為操作失
從故障吊桿、電纜或滑輪故障中掉落	△	誤必須納入分析之中，因此
因為過載而從起重機掉落	△	建議納入人為因素考量，不
從固定設備附近的裝載中掉落		做簡化。
其他原因掉落（控制系統故障，跳過維護檢查）		
燃料裝填建築結構失效		
將錯誤組件放置護箱中(裝載錯誤)	△	
錯誤的吸收劑(裝載錯誤)	△	
高燃耗或短期貯存(裝載錯誤)	△	
燃料池設備故障		
廠內運輸意外造成火災和翻覆		
傳送階段		
掉在瀝青、礫石、土壤上		
移動時翻覆	O	NUREG-1864 不考慮側落翻覆之影響
因為運輸工具的影響而造成移動時翻覆		
運送事件		
運輸車輛火災		
貯存階段		
掉到貯存建築水泥上	O	NUREG-1864 不考慮老化因素
貯存建築長期腐蝕	O	
燃料護箱長期腐蝕	O	
放置額外護箱時翻覆		
屏蔽完整性損失		
火災導致加壓和餘熱		
貯存建築結構故障		

表 9、人因可靠性分析量化結果

事件描述	人為錯誤機率
未檢測與修復護箱明顯問題	5.0×10^{-3}
無法制止且長達 1 小時以上之火災	3.0×10^{-3}
在墊上錯誤裝載重物	2.6×10^{-6}
操作員忽視吊具結構缺陷	9.3×10^{-3}
未檢測出製造缺陷	3.6×10^{-3}
檢查過程檢測機械失效	2.3×10^{-2}
透過程序找到起重機問題 D58.0.10	2.9×10^{-2}

表 10、MPC 掉落撞擊失效機率

事件	撞擊物	掉落高度(feet/m)	MPC 失效機率
傳送護箱掉落	凝土地板	5/1.5	< 0.000001
		40/13	0.000360
		70/21	0.002600
		100/30	0.019600
	貯存護箱	5/1.5	0.000002
		40/13	0.000014
80/24		0.000203	
MPC 從傳送護箱移動至貯存包裝作業時掉落	貯存包裝基座	19/6	0.282000
貯存護箱掉落	水泥	1/0.3	< 0.000001
	瀝青	1/0.3	< 0.000001
	碎石	1/0.3	< 0.000001
貯存護箱翻覆	凝土地墊	N/A	< 0.000001

表 11、風險度評估之結果(單位：1/年)

階段	肇始事件	肇始事件頻率	燃料棒和 MPC 釋出機率	放射性核種釋出	圍阻體釋出機率	潛在癌症死亡之機率	風險度
1	燃料束掉落	2.2×10^{-3}	6.4×10^{-2}	NG	1	1.5×10^{-12}	1.9×10^{-16}
2		不適用					0
3	傳送護箱掉落	5.6×10^{-5}	1	NG	1	1.0×10^{-10}	5.6×10^{-15}
4	傳送護箱掉落	5.6×10^{-5}	1.0×10^{-6}	All	1.5×10^{-4}	3.6×10^{-4}	3.0×10^{-18}
5	傳送護箱掉落	5.6×10^{-5}	1.0×10^{-6}	All	1.5×10^{-4}	3.6×10^{-4}	3.0×10^{-18}
6	傳送護箱掉落	5.6×10^{-5}	1.0×10^{-6}	All	1.5×10^{-4}	3.6×10^{-4}	3.0×10^{-18}
7	傳送護箱掉落	5.6×10^{-5}	1.0×10^{-6}	All	1.5×10^{-4}	3.6×10^{-4}	3.0×10^{-18}
8	傳送護箱掉落	5.6×10^{-5}	1.0×10^{-6}	All	1.5×10^{-4}	3.6×10^{-4}	3.0×10^{-18}
9-10		不適用					0
11-17	傳送護箱掉落	5.6×10^{-5}	1.0×10^{-6}	All	1.5×10^{-4}	3.6×10^{-4}	3.0×10^{-18}
18	降低傳送護箱通過設備 100 呎掉落	5.6×10^{-5}	0.020	NG	1	1.0×10^{-10}	1.0×10^{-16}
				OT	1.5×10^{-4}	3.6×10^{-4}	6.0×10^{-14}
19		不適用					0
20	MPC 掉落(19 呎掉落)	5.6×10^{-5}	0.28	NG	1	1.0×10^{-10}	1.6×10^{-15}
				OT	1.5×10^{-4}	3.6×10^{-4}	8.5×10^{-13}
21	MPC 掉落(19 呎掉落)	5.6×10^{-5}	0.28	NG	1	1.0×10^{-10}	1.6×10^{-15}
				OT	1.5×10^{-4}	3.6×10^{-4}	8.5×10^{-13}
22-24		不適用					0
25		不適用					0
26-33	貯存護箱掉落	-	0		X		0
34	地震事件傾倒	7.0×10^{-7}	1.0×10^{-6}	All	X	3.6×10^{-4}	2.5×10^{-16}
	被飛機擊中	6.3×10^{-9}	0.014	All	X	3.6×10^{-4}	3.2×10^{-14}
	被隕石擊中	3.5×10^{-14}	1	All	X	3.6×10^{-4}	1.3×10^{-17}
	飛機燃料火災	3.7×10^{-9}	0		X	N/A	0

	第一年風險總計						1.8×10^{-12}
	貯存後續年						
34	地震事件傾倒	7.0×10^{-7}	1.0×10^{-6}	All	X	3.6×10^{-4}	2.5×10^{-16}
	被飛機擊中	6.3×10^{-9}	0.014	All	X	3.6×10^{-4}	3.2×10^{-14}
	被隕石擊中	3.5×10^{-14}	1	All	X	3.6×10^{-4}	1.3×10^{-17}
	飛機燃料火災	3.7×10^{-9}	0		X	N/A	0

Notes: “NG” = 惰性氣體

“OT” = 惰性氣體以外的放射性核種

“All” = 惰性氣體和所有其他類型的放射性核種釋放

“X” = 圍阻體釋出機率在貯存階段不適用

表 12、傳送護箱自 30.5 公尺處掉落之放射性核種的外釋值

放射性核種	外釋分率	過率後之外釋分率
惰性氣體	0.12	0.12
微粒 (Particles)	7×10^{-6} 至 1.2×10^{-3}	7×10^{-7} 至 1.2×10^{-4}
Chalk River Unidentified Deposits (CRUD)	1.5×10^{-3}	1.5×10^{-4}

表 13、MACCS2 外釋劑量計算結果

外釋分率			掉落高度 (m)	個人死亡風險度 (16km)	個人致癌風險度 (16km)	個人最大劑量 (16km)Sv
惰性氣體	微粒 (Particles)	CRUD				
0.12	1.2×10^{-3}	1.5×10^{-3}	50	0	3.6×10^{-4}	1.85
0.12	1.2×10^{-3}	1.5×10^{-3}	120	0	2.1×10^{-4}	0.14
0.12	1.2×10^{-4}	1.5×10^{-4}	50	0	5.2×10^{-5}	0.22
0.12	7×10^{-6}	1.5×10^{-3}	50	0	4.3×10^{-6}	0.026
0.12	7×10^{-6}	1.5×10^{-3}	120	0	2.6×10^{-6}	0.0036
0.12	7×10^{-7}	1.5×10^{-4}	50	0	4.3×10^{-7}	0.0028

表 14、風險度評估之結果

階段	第一年風險度 (單一護箱/一年)	後續年之風險度 (單一護箱/一年)
護箱處理	6.3×10^{-14}	N/A
護箱傳送	3.3×10^{-13}	N/A
護箱貯存	1.7×10^{-13}	1.7×10^{-13}
總計	5.6×10^{-13}	1.7×10^{-13}

表 15、各事故之分析結果

編號	描述	事件 機率	切割機 率 (Cutset Probabi lity)	後果 風險度	總癌症 風險度
護箱處理階段					
1a	於處理階段護箱掉落 (群組 1)	5.3×10^{-6}	5.3×10^{-6}	1.1×10^{-8}	5.8×10^{-14}
	群組 1 肇始事件後護箱失效	1.0			
	事件 1 燃料護套失效	1.0			
	通風成功	1.0			
1b	於處理階段護箱掉落 (群組 1)	5.3×10^{-6}	9.54×10^{-11}	2.2×10^{-6}	2.1×10^{-16}
	群組 1 肇始事件後護箱失效	1.0			
	事件 1 燃料護套失效	1.0			
	通風失效	1.8×10^{-5}			
2a	於處理階段護箱側落 (群組 2)	3.3×10^{-8}	3.3×10^{-8}	1.1×10^{-8}	3.6×10^{-16}
	事件 2 燃料護套失效	1.0			
	群組 2 肇始事件後護箱失效	1.0			
	通風成功	1.0			
2b	於處理階段護箱側落 (群組 2)	3.3×10^{-8}	5.9×10^{-13}	2.2×10^{-6}	1.3×10^{-18}
	事件 2 燃料護套失效	1.0			
	群組 2 肇始事件後護箱失效	1.0			
	通風失效	1.8×10^{-5}			
3	於處理階段護箱最大高度掉落 (群組 3)	1.0×10^{-10}	1.0×10^{-10}	0.0 可忽略	
	群組 3 肇始事件後護箱失效	1.0			
	事件 3 燃料護套失效	1.0			
5	燃料裝填建築結構失效 (群組 5)	2.3×10^{-8}	7.4×10^{-10}	7.9×10^{-4}	5.8×10^{-13}
	群組 3 肇始事件後護箱失效	3.2×10^{-2}			
	燃料護套完整性失效 (# 5)	1.0			
7	護箱燃料裝填錯誤 (群組 7)	9.0×10^{-8}	9.0×10^{-8}	0.0 可忽略	
	燃料護套完整性失效 (# 7)	1.0			
9	腐蝕造成護箱失效 (群組 9)	2.5×10^{-9}	2.5×10^{-9}	0.0	
護箱傳送階段					
11	於傳送階段護箱掉落 (群組 11)	5.3×10^{-6}	2.0×10^{-11}	5.4×10^{-6}	1.1×10^{-16}

	群組 11 肇始事件後護箱失效	3.8×10^{-6}			
	於傳送階段燃料護套完整性失效 (#11)	1.0			
12	於傳送階段護箱側落 (群組 12)	3.3×10^{-8}	1.0×10^{-9}	5.4×10^{-6}	5.6×10^{-15}
	群組 12 燃料護套失效	1.0			
	群組 12 肇始事件後護箱失效	3.2×10^{-2}			
13	傳送階段時護箱於最大高度掉落而失效	1.0×10^{-10}	1.3×10^{-14}	5.4×10^{-6}	7.2×10^{-20}
	群組 13 肇始事件後護箱失效	1.3×10^{-4}			
	於傳送階段燃料護套完整性失效	1.0			
14	運輸車事故(群組 14)	8.3×10^{-8}	2.2×10^{-14}	5.4×10^{-6}	1.2×10^{-19}
	群組 14 肇始事件後護箱失效	2.6×10^{-7}			
	群組 14 燃料護套失效	1.0			
15	高溫火災於護箱傳送階段(群組 15)	1.0×10^{-9}	1.0×10^{-9}	3.2×10^{-4}	3.2×10^{-13}
	群組 15 肇始事件後護箱失效	1.0			
	群組 15 燃料護套失效	1.0			
16	傳送階段時因高溫和強力造成護箱失效	4.2×10^{-9}	1.1×10^{-15}	5.4×10^{-6}	5.9×10^{-21}
	群組 15 肇始事件後護箱失效	2.6×10^{-7}			
	群組 15 燃料護套失效	1.0			
17	腐蝕造成護箱密封失效(17 & 9)	2.5×10^{-9}	2.5×10^{-9}	0.0 可忽略	
	群組 17 燃料護套失效	1.0			
護箱貯存階段					
18	高內壓事件 (群組 18)	9.0×10^{-7}	9.0×10^{-7}	0.0 可忽略	
	群組 18 肇始事件後護箱失效	1.0			
	群組 18 燃料護套失效	1.0			
19	護箱受到導彈影響 (群組 19)	7.3×10^{-9}	3.3×10^{-11}	5.4×10^{-6}	1.8×10^{-16}
	群組 19 肇始事件後失去護箱	4.5×10^{-3}			
	群組 19 燃料護套失效	1.0			

20	高溫 and 強力造成護箱失效 (群組 20)	9.0×10^{-7}	1.5×10^{-8}	5.4×10^{-6}	8.3×10^{-14}
	群組 20 肇始事件後護箱失效	1.7×10^{-2}			
	群組 20 燃料護套失效	1.0			
21	重負荷超過護箱結構限制 (群組 21)	9.3×10^{-7}	1.6×10^{-8}	5.4×10^{-6}	8.5×10^{-14}
	群組 21 肇始事件後失去護箱	1.7×10^{-2}			
	群組 21 燃料護套失效	1.0			
23 a	高溫 and 導彈造成的護箱影響 (群組 23a)	2.5×10^{-11}	1.6×10^{-8}	5.4×10^{-6}	2.3×10^{-18}
	群組 23a 肇始事件失去燃料護套完整性	1.0			
	由於群組 23 傾倒失去護箱	1.7×10^{-2}			
23 b	高溫 and 導彈造成的護箱影響 (群組 23b)	2.5×10^{-11}	9.2×10^{-13}	2.3×10^{-4}	2.1×10^{-16}
	由於侵入事件群組 23 失去護箱	3.7×10^{-2}			
	群組 23b 燃料護套失效	1.0			
23 c	高溫 and 導彈造成的護箱影響 (群組 23c)	2.5×10^{-11}	1.83×10^{-14}	1.2×10^{-2}	2.2×10^{-16}
	由於群組 23c 侵入和火災而失去護箱	7.3×10^{-4}			
	群組 23c 燃料護套失效	1.0			

表 16、NUREG-1864 與 EPRI 報告之風險度評估結果比較

	NUREG	EPRI
第一年護箱處理	1.8×10^{-12}	6.3×10^{-14}
第一年護箱傳送	0	3.3×10^{-13}
第一年護箱貯存	3.2×10^{-14}	1.7×10^{-13}
第一年總和	1.8×10^{-12}	5.6×10^{-13}
後續年護箱貯存	3.2×10^{-14}	1.7×10^{-13}
後續年總和	3.2×10^{-14}	1.7×10^{-13}

表 17、NUREG-1864 與 EPRI 報告之各事件風險度比較

肇始事件	NUREG Holtec HI-STORM 100	EPRI TN32
燃料束掉落	2.2×10^{-16}	N/A
處理階段護箱掉落	5.6×10^{-15}	5.8×10^{-14}
處理階段護箱側落	N/A	3.6×10^{-16}
處理階段護箱最大高度掉落	6×10^{-14}	0
MPC 掉落	8.5×10^{-13}	N/A
燃料裝填建築結構失效	N/A	5.8×10^{-13}
護箱燃料裝填錯誤	N/A	0
腐蝕造成護箱失效	0	0
傳送階段護箱掉落	0	1.1×10^{-16}
傳送階段護箱側落	N/A	5.6×10^{-15}
傳送階段護箱最大高度掉落	0	7.2×10^{-20}
運輸車事故	0	1.2×10^{-19}
火災	0	3.2×10^{-13}
高溫和強力造成護箱失效	(1)	5.9×10^{-21}
腐蝕造成護箱密封失效	(1)	0
高內壓事件	(1)	0
護箱受到導彈影響	(1)	1.8×10^{-16}
重負荷超過護箱結構限制	(1)	8.5×10^{-14}
高溫和導彈造成的護箱影響	(1)	4.3×10^{-16}
飛機撞擊	3.2×10^{-14}	(1)
地震	2.5×10^{-16}	0
隕石	1.3×10^{-17}	N/A
第一年風險度總計(損失/年)	1.8×10^{-12}	5.6×10^{-13}
後續年風險度總計(損失/年)	3.2×10^{-14}	1.7×10^{-13}

(1)有作敘述以及分析過程，其分析結果為物理參數限值，並沒有計算其風險度值

表 18、SAPHIRE 之分析結果整理-各階段之風險度最大事故

	混凝土護箱(Holtec HI-STORM 100)	金屬護箱(TN32)
處理階段	多功能貯存罐(MPC)掉落之事故	燃料裝填建築結構失效之事故
傳送階段	無	高溫火災之事故
貯存階段	被飛機擊中之事故	重負荷超過護箱結構限制之事故
總失效組合(處理+傳送+貯存階段)	多功能貯存罐(MPC)掉落之事故	燃料裝填建築結構失效之事故

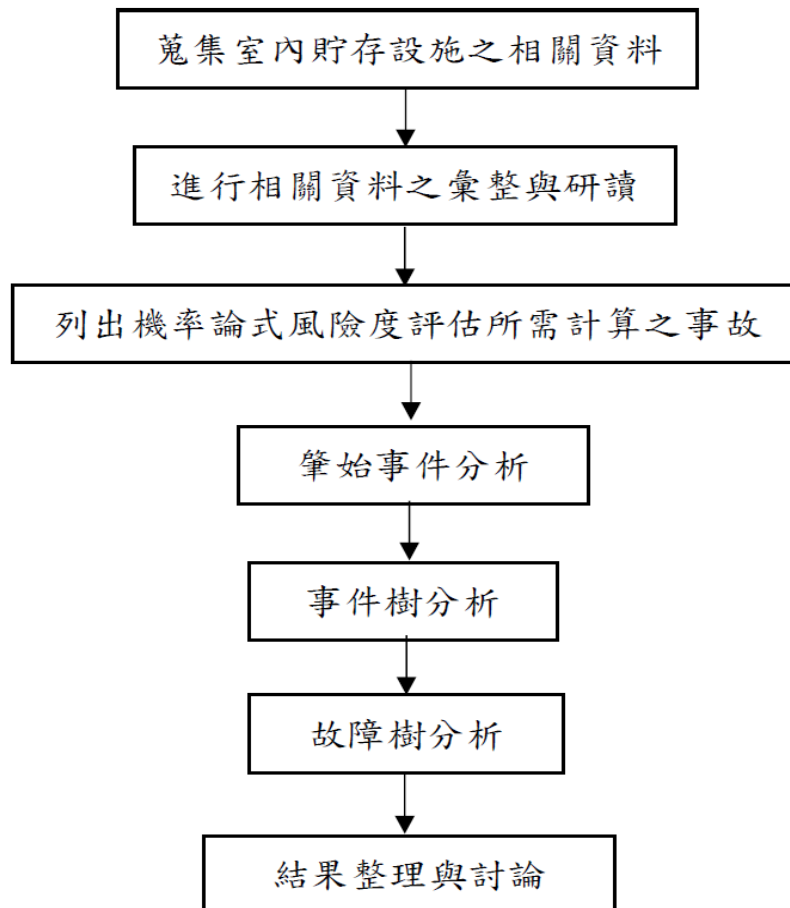


圖 9、分析流程

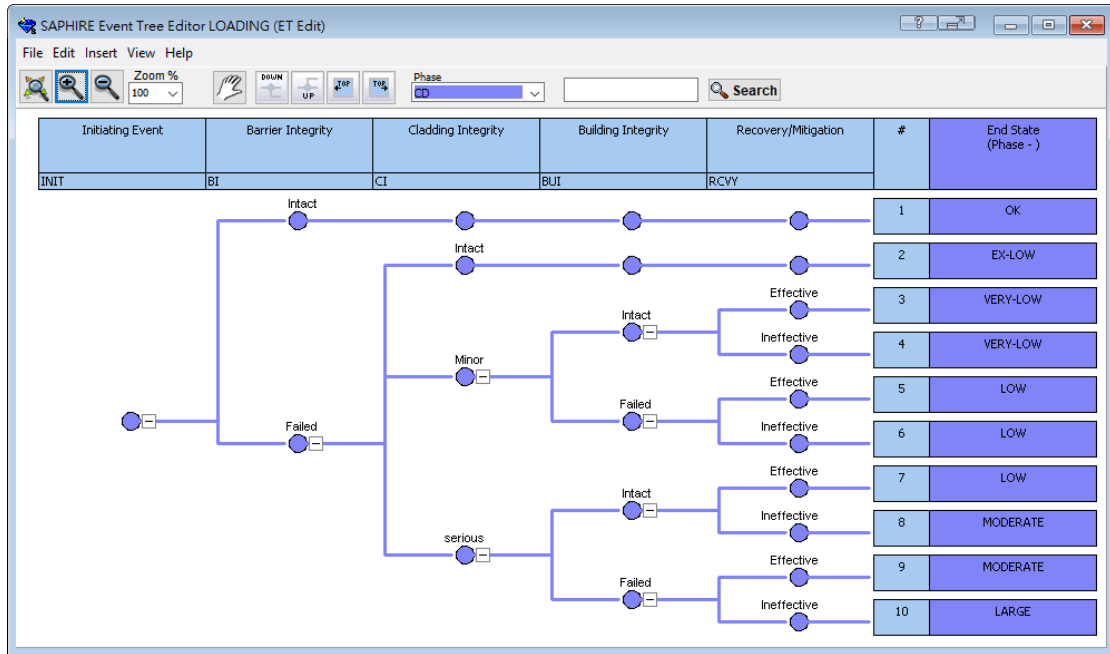


圖 10、護箱處理與貯存階段事件樹之示意圖

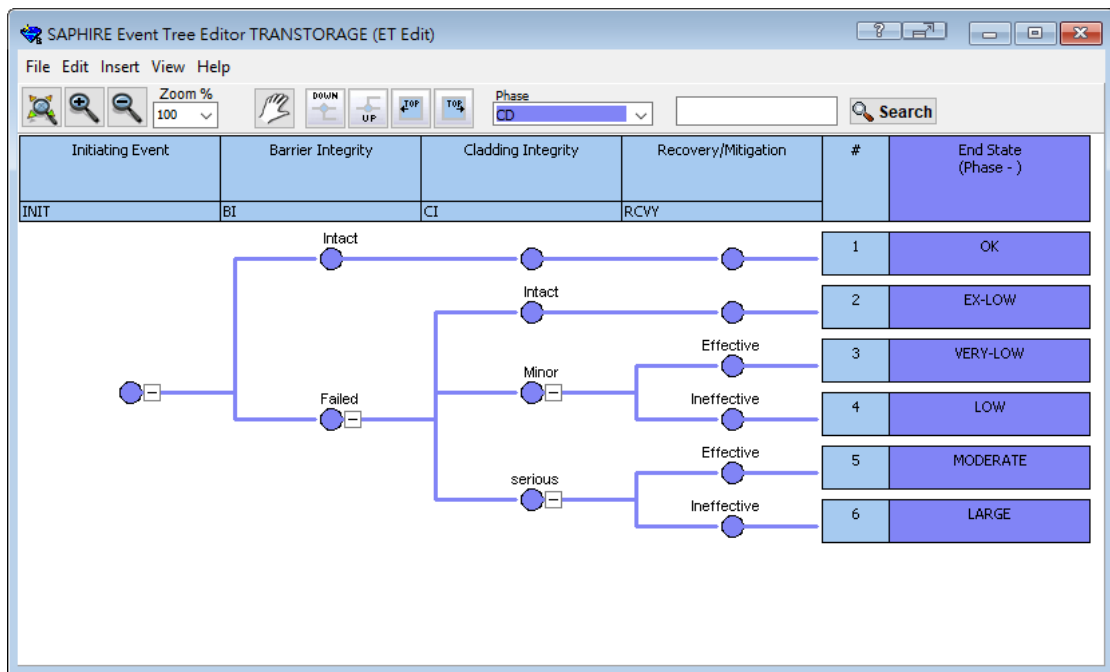


圖 11、護箱傳送階段事件樹之示意圖

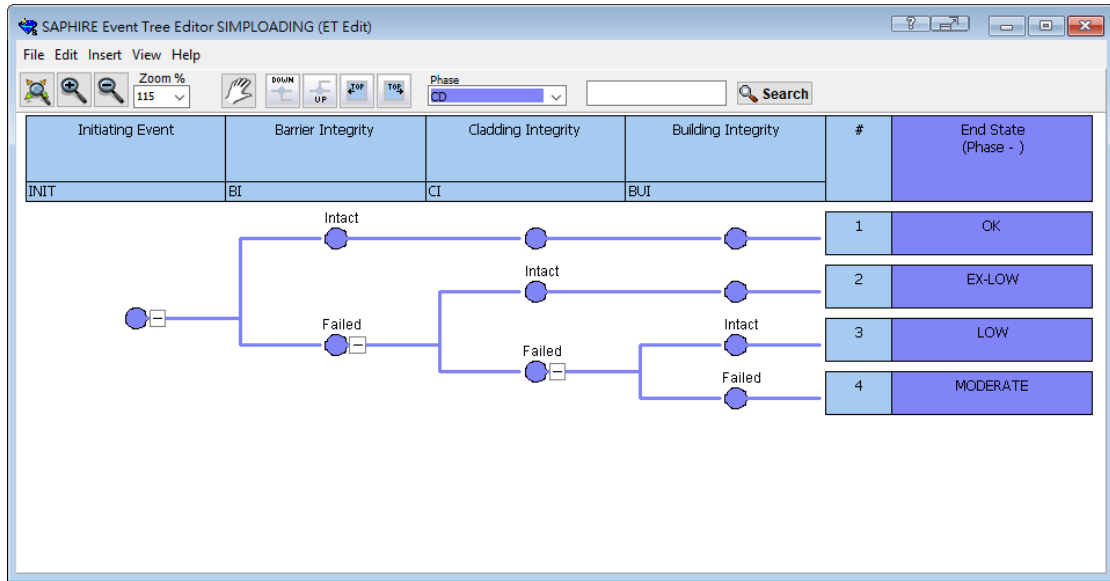


圖 12、護箱處理與貯存階段簡化事件樹之示意圖

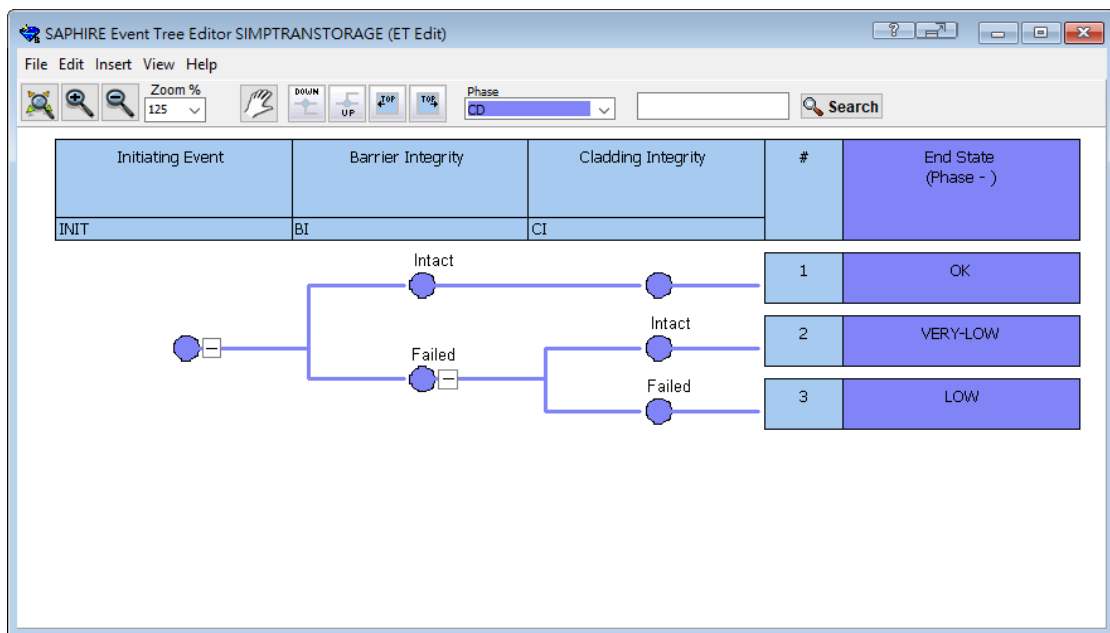


圖 13、護箱傳送階段簡化事件樹之示意圖

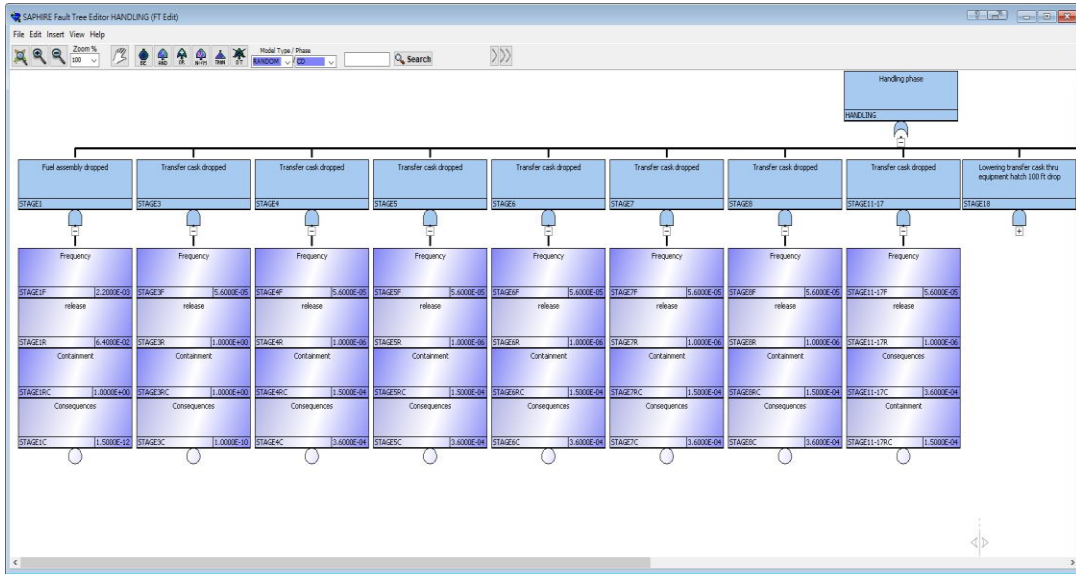


圖 14、Holtec HI-STORM 100 護箱處理階段故障樹之示意圖

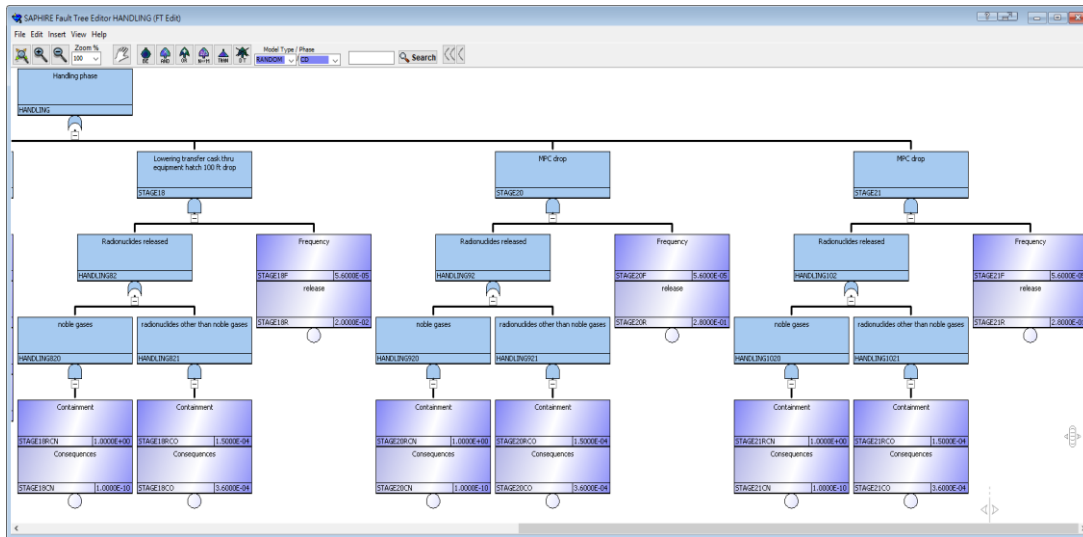


圖 15、Holtec HI-STORM 100 護箱處理階段故障樹之示意圖(續)

Cut Sets for HANDLING (FT Cut Sets)

Project: NUREG1864 - Dry Cask Storage Risk Calculations
 Project Folder: D:\SF\PR\AINUREG1864
 Model Type: RANDOM

Expand All Show MT Show Phase

#	Cases	Prob/Freq	Total %	Cut Sets
1	C	1.763E-12	100	Displaying 14 Cut Sets. (14 Original)
2	C	8.467E-13	48.03	STAGE20CO, STAGE20F, STAGE20R, STAGE20RCO
3	C	8.467E-13	48.03	STAGE21CO, STAGE21F, STAGE21R, STAGE21RCO
4	C	6.048E-14	3.43	STAGE18CO, STAGE18F, STAGE18R, STAGE18RCO
5	C	5.600E-15	0.32	STAGE3C, STAGE3F, STAGE3R, STAGE3RC
6	C	1.568E-15	0.09	STAGE20CN, STAGE20F, STAGE20R, STAGE20RCN
7	C	1.568E-15	0.09	STAGE21CN, STAGE21F, STAGE21R, STAGE21RCN
8	C	2.112E-16	0.01	STAGE1C, STAGE1F, STAGE1R, STAGE1RC
9	C	1.120E-16	< 0.01	STAGE18CN, STAGE18F, STAGE18R, STAGE18RCN
10	C	3.024E-18	< 0.01	STAGE4C, STAGE4F, STAGE4R, STAGE4RC
11	C	3.024E-18	< 0.01	STAGE5C, STAGE5F, STAGE5R, STAGE5RC
12	C	3.024E-18	< 0.01	STAGE7C, STAGE7F, STAGE7R, STAGE7RC
13	C	3.024E-18	< 0.01	STAGE6C, STAGE6F, STAGE6R, STAGE6RC
14	C	3.024E-18	< 0.01	STAGE11-17C, STAGE11-17F, STAGE11-17R, STAGE11-17RC
14	C	3.024E-18	< 0.01	STAGE8C, STAGE8F, STAGE8R, STAGE8RC

Slice Invert Publish Save to End State Close

圖 16、Holtec HI-STORM 100 護箱處理階段失效組合

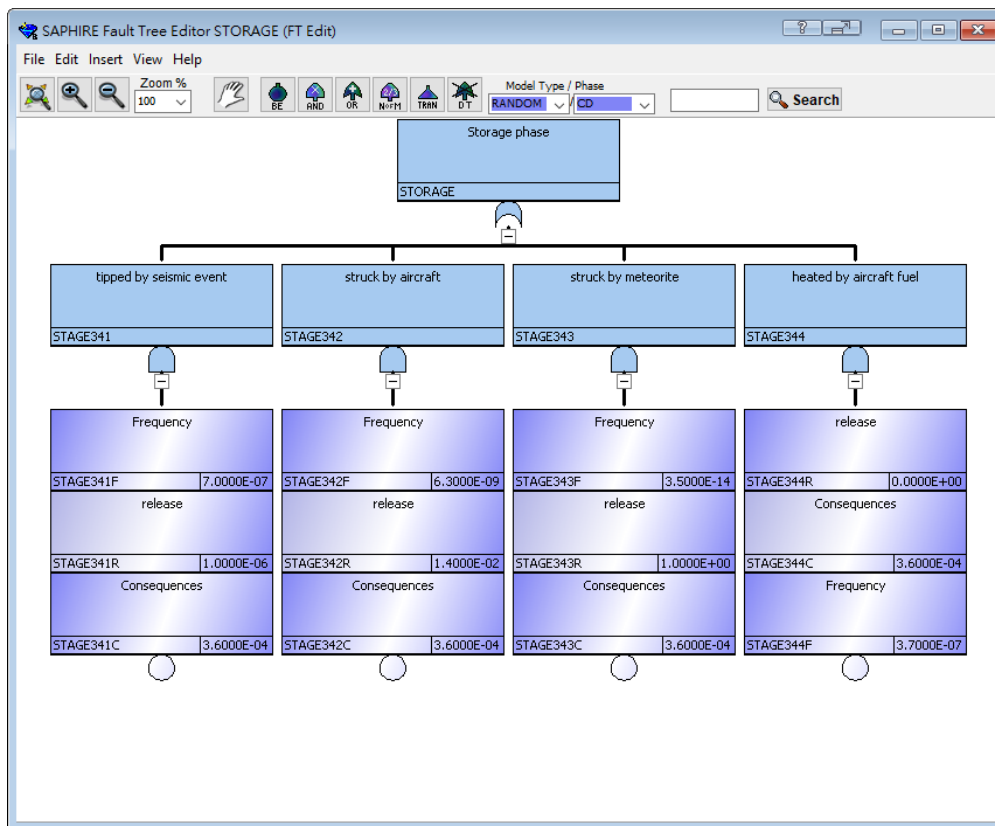


圖 17、Holtec HI-STORM 100 護箱貯存階段故障樹之示意圖

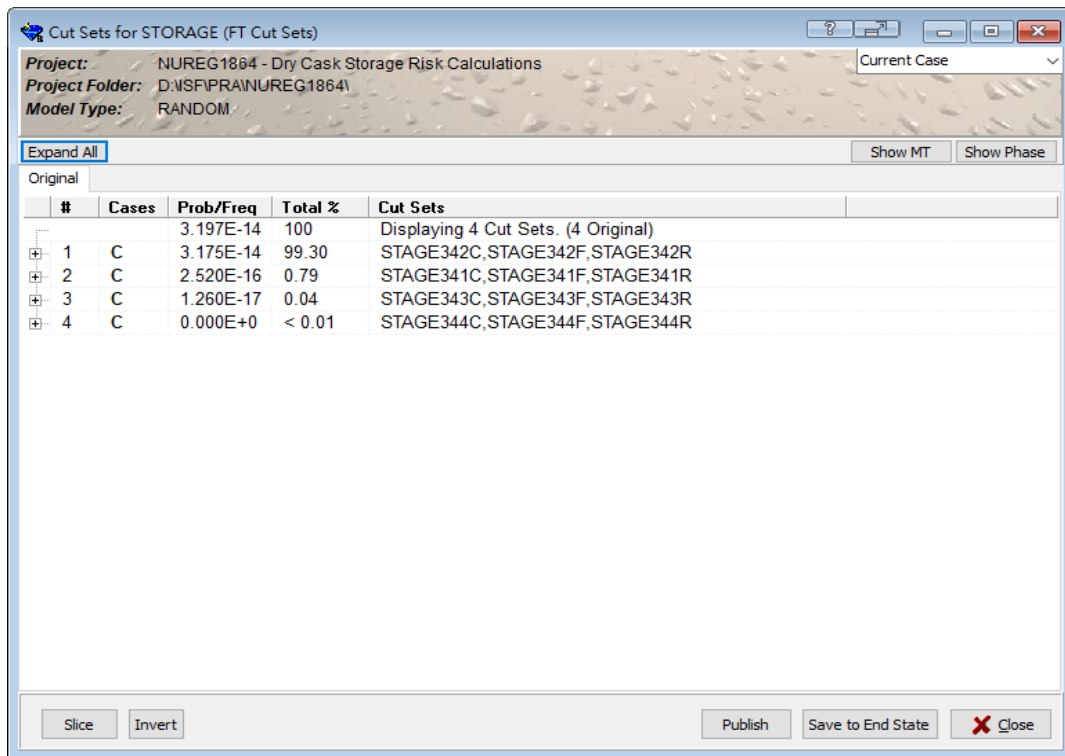


圖 18、Holtec HI-STORM 100 護箱貯存階段失效組合

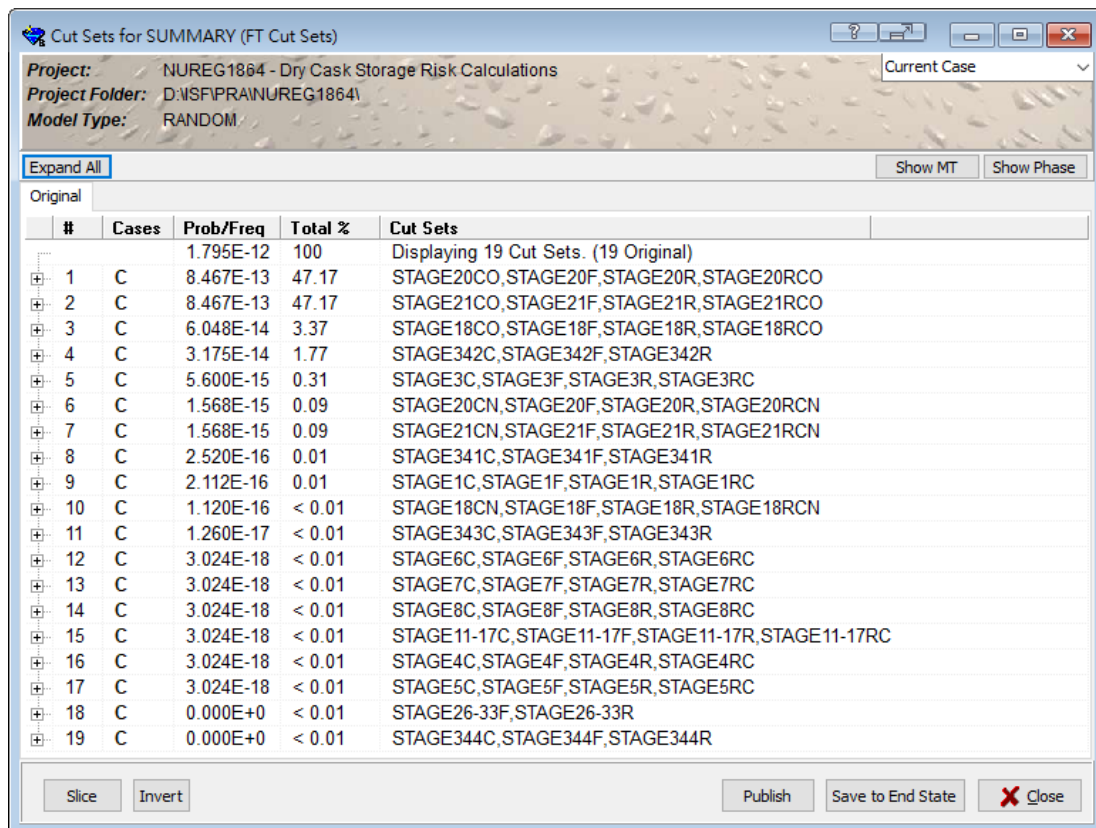


圖 19、Holtec HI-STORM 100 護箱總失效組合

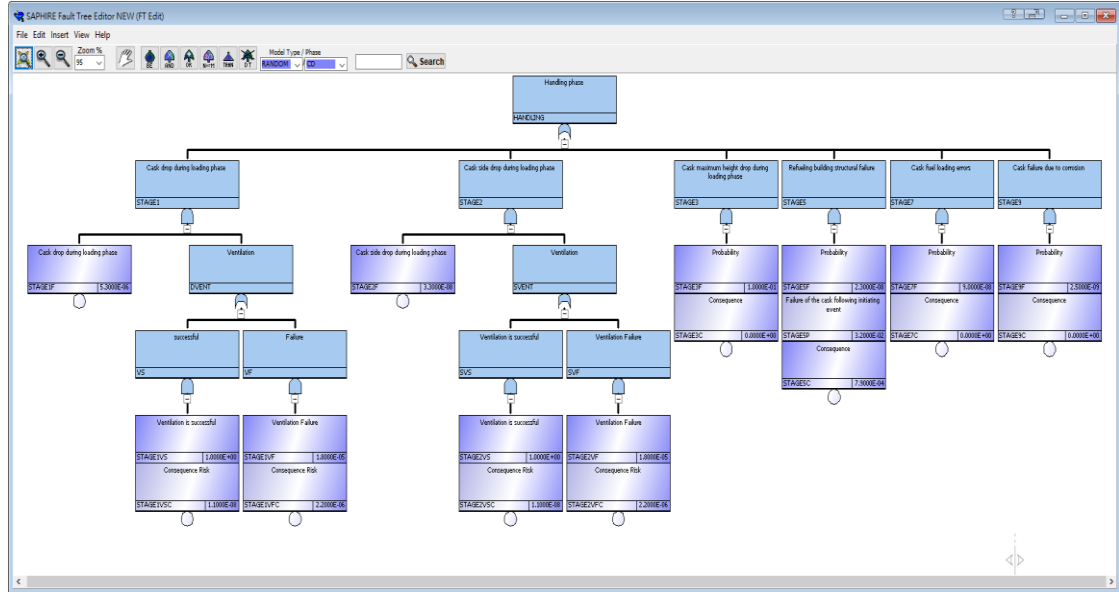


圖 20、TN32 護箱處理階段故障樹之示意圖

Cut Sets for HANDLING (FT Cut Sets)

Project: EPRI - Bolted Storage Casks TN32
 Project Folder: D:\SF\PIRA\EPRI
 Model Type: RANDOM

Expand All Show MT Show Phase

#	Cases	Prob/Freq	Total %	Cut Sets
		6.403E-13	100	Displaying 8 Cut Sets. (8 Original)
1	C	5.814E-13	90.81	STAGE5C, STAGE5F, STAGE5P
2	C	5.830E-14	9.11	STAGE1F, STAGE1VS, STAGE1VSC
3	C	3.630E-16	0.06	STAGE2F, STAGE2VS, STAGE2VSC
4	C	2.099E-16	0.03	STAGE1F, STAGE1VF, STAGE1VFC
5	C	1.307E-18	< 0.01	STAGE2F, STAGE2VF, STAGE2VFC
6	C	0.000E+0	< 0.01	STAGE3C, STAGE3F
7	C	0.000E+0	< 0.01	STAGE9C, STAGE9F
8	C	0.000E+0	< 0.01	STAGE7C, STAGE7F

Slice Invert Publish Save to End State Close

圖 21、TN32 護箱處理階段失效組合

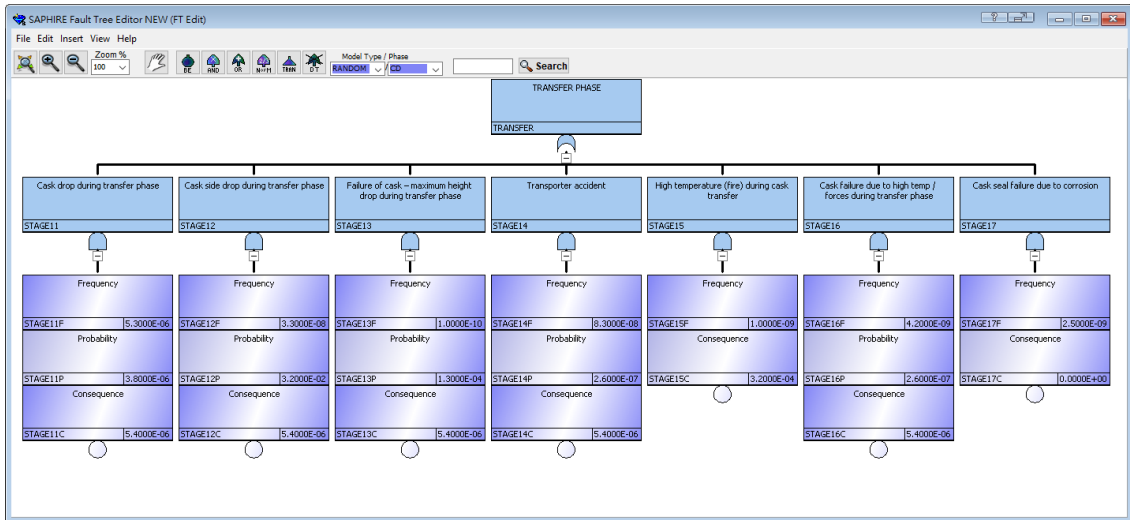


圖 22、TN32 護箱傳送階段故障樹之示意圖

The screenshot shows the Cut Sets for TRANSFER (FT Cut Sets) window. It displays a table with 7 cut sets, including their case numbers, probabilities/frequencies, total percentages, and the specific stages involved in each cut set.

#	Cases	Prob/Freq	Total %	Cut Sets
		3.257E-13	100	Displaying 7 Cut Sets. (7 Original)
1	C	3.200E-13	98.24	STAGE15C, STAGE15F
2	C	5.702E-15	1.75	STAGE12C, STAGE12F, STAGE12P
3	C	1.088E-16	0.03	STAGE11C, STAGE11F, STAGE11P
4	C	1.165E-19	< 0.01	STAGE14C, STAGE14F, STAGE14P
5	C	7.020E-20	< 0.01	STAGE13C, STAGE13F, STAGE13P
6	C	5.897E-21	< 0.01	STAGE16C, STAGE16F, STAGE16P
7	C	0.000E+0	< 0.01	STAGE17C, STAGE17F

圖 23、TN32 護箱傳送階段失效組合

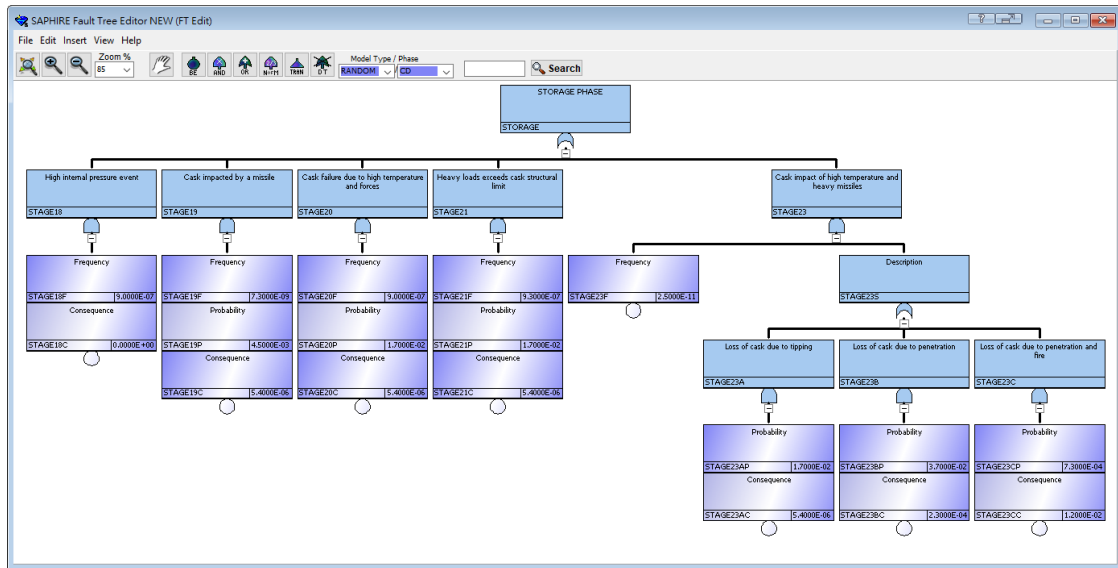


圖 24、TN32 護箱貯存階段故障樹之示意圖

Cut Sets for STORAGE (FT Cut Sets)

Project: EPRI - Bolted Storage Casks TN32
 Project Folder: D:\SF\PRA\EPRI
 Model Type: RANDOM

Expand All Show MT Show Phase

#	Cases	Prob/Freq	Total %	Cut Sets
		1.686E-13	100	Displaying 7 Cut Sets. (7 Original)
1	C	8.537E-14	50.62	STAGE21C, STAGE21F, STAGE21P
2	C	8.262E-14	48.99	STAGE20C, STAGE20F, STAGE20P
3	C	2.190E-16	0.13	STAGE23CC, STAGE23CP, STAGE23F
4	C	2.128E-16	0.13	STAGE23BC, STAGE23BP, STAGE23F
5	C	1.774E-16	0.11	STAGE19C, STAGE19F, STAGE19P
6	C	2.295E-18	< 0.01	STAGE23AC, STAGE23AP, STAGE23F
7	C	0.000E+0	< 0.01	STAGE18C, STAGE18F

Slice Invert Publish Save to End State Close

圖 25、TN32 護箱貯存階段失效組合

Cut Sets for SUM (FT Cut Sets)

Project: EPRI - Bolted Storage Casks TN32
 Project Folder: D:\SF\PRA\EPRI\
 Model Type: RANDOM

Expand All Show MT Show Phase

Original

#	Cases	Prob/Freq	Total %	Cut Sets
		1.135E-12	100	Displaying 22 Cut Sets. (22 Original)
1	C	5.814E-13	51.24	STAGE5C, STAGE5F, STAGE5P
2	C	3.200E-13	28.20	STAGE15C, STAGE15F
3	C	8.537E-14	7.52	STAGE21C, STAGE21F, STAGE21P
4	C	8.262E-14	7.28	STAGE20C, STAGE20F, STAGE20P
5	C	5.830E-14	5.14	STAGE1F, STAGE1VS, STAGE1VSC
6	C	5.702E-15	0.50	STAGE12C, STAGE12F, STAGE12P
7	C	3.630E-16	0.03	STAGE2F, STAGE2VS, STAGE2VSC
8	C	2.190E-16	0.02	STAGE23CC, STAGE23CP, STAGE23F
9	C	2.128E-16	0.02	STAGE23BC, STAGE23BP, STAGE23F
10	C	2.099E-16	0.02	STAGE1F, STAGE1VF, STAGE1VFC
11	C	1.774E-16	0.02	STAGE19C, STAGE19F, STAGE19P
12	C	1.088E-16	< 0.01	STAGE11C, STAGE11F, STAGE11P
13	C	2.295E-18	< 0.01	STAGE23AC, STAGE23AP, STAGE23F
14	C	1.307E-18	< 0.01	STAGE2F, STAGE2VF, STAGE2VFC
15	C	1.165E-19	< 0.01	STAGE14C, STAGE14F, STAGE14P
16	C	7.020E-20	< 0.01	STAGE13C, STAGE13F, STAGE13P
17	C	5.897E-21	< 0.01	STAGE16C, STAGE16F, STAGE16P
18	C	0.000E+0	< 0.01	STAGE7C, STAGE7F
19	C	0.000E+0	< 0.01	STAGE9C, STAGE9F

Slice Invert Publish Save to End State Close

圖 26、TN32 護箱總失效組合

5.3.3.2 臨界分析之案例計算

本研究之目標是，建立金屬護箱與混凝土護箱之乾貯桶臨界分析計算模式，並在正常運轉及事故狀態下，比較兩者之有效中子增殖因數(k_{eff})的差異(Δk_{eff})。綜合日德美安全分析審查報告之彙整結果，在內部危害與外部危害範疇中，各別挑出一個案例執行臨界安全分析計算。在內部危害的部分，本研究選擇針對 CASTOR 護箱於火災後發生中子吸收材流失之狀況進行研析，對應說明參考 5.7.3 節；在外部危害的部分，參考日本 NUSC 於 311 海嘯後，提出「對於七個種類之核子設施，針對現有之監管規範做重新檢視，監管規範須將重大事故，例如：地震引起之海嘯、複合式災害等，納入考量範圍，且須提出其因應之對策」之建議，挑選「水災」作為第 5.7 節中臨界分析之事故案例。

上述三個臨界分析計算案例：分別在正常運轉、水災事故及火災(高溫)事故下，利用前節所述之模型，計算金屬護箱與混凝土護箱之有效中子增殖因數(k_{eff})，並比較其差異(Δk_{eff})。其中，關於正常運轉之案例敘述、模擬假設、計算結果等，將會在此章節中詳述；而水災事故與火災事故，將接續熱流分析工作，於本報告第 5.7 節中加以詳述。

正常運轉(空氣)

在正常運轉案例中，金屬護箱及混凝土護箱皆假設處於正常運轉狀態，即存放於室溫約為 300K 之空氣中。而金屬護箱及混凝土護箱之分析模型，如前章節所述。其正常運轉案例之計算結果如表 19 所示。金屬護箱之 k_{eff} 計算結果為 0.53722 ± 0.00045 ；混凝土護箱之 k_{eff} 計算結果為 0.54222 ± 0.00049 。依據加減之誤差傳遞公式

$$\overline{X \pm Y} \pm \sigma_{X \pm Y} = (\bar{X} \pm \bar{Y}) \pm \sqrt{\sigma_X^2 + \sigma_Y^2}$$

，計算混凝土護箱與金屬護箱之有效中子增殖因數差異(Δk_{eff})，為 0.00500 ± 0.00067 。

表 19、正常運轉案例，金屬護箱及混凝土護箱之計算結果

	金屬護箱	混凝土護箱
正常運轉 (空氣)	$k_{eff} = 0.53722 \pm 0.00045$	$k_{eff} = 0.54222 \pm 0.00049$

臨界分析計算結果之驗證與確認(verification and validation)

為確保上述計算結果有一定之可性度，此章節利用 SCALE 程式所附之範例 (EXP 8.5.1)，進行臨界分析計算結果之驗證與確認。

SCALE EXP 8.5.1： 9*9 Fuel assembly (p.151)。單根 9*9、U-235 濃縮度為 4.6 wt% U-235 之燃料束，放置在室溫約為 300K 之水池中，其 304 不銹鋼燃料匣之長、寬、高及厚度分別為 14.96 cm、14.96 cm、420.68 cm 及 0.16 cm；燃料棒為 92.5%理論密度，其直徑及長度分別為 0.94 cm 及 365.76 cm；Zr-2 護套之內外半徑分別為 0.4875 cm 及 0.545 cm，如圖 27 所示。

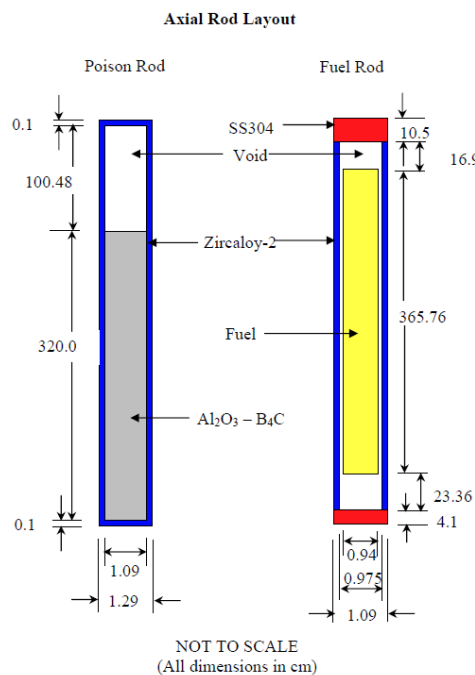


Fig. 135. Axial layout of assembly rods.

圖 27、燃料棒及中子毒物棒之結構示意圖

圖 28 為 SCALE EXP 8.5.1 所繪出之 9*9 燃料束橫切圖。EXP 8.5.1 之 k_{eff} 計算結果為 0.6152 ± 0.0012 。

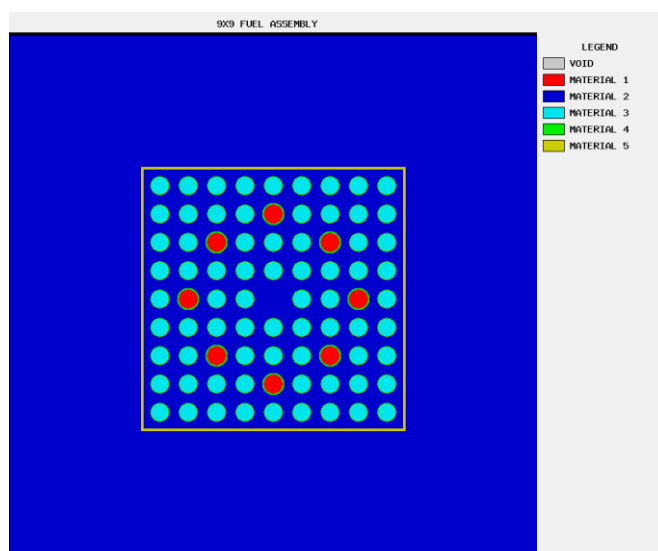


圖 28、SCALE EXP 8.5.1 所繪出之 9*9 燃料束橫切圖

為更進一步與本研究所建立之 ATRIUM-10 燃料束模型做計算結果比較，將 SCALE EXP 8.5.1 之介質從水換成氬氣。EXP 8.5.1 (充氬氣) 之 k_{eff} 計算結果為 0.05066 ± 0.00012 。與 ATRIUM-10 燃料束模型計算結果之比較表格如表 20 所示。

表 20、SCALE EXP 8.5.1 與 ATRIUM-10 燃料束模型之計算結果

	SCALE EXP_8.5.1 9x9 Fuel assembly (水)	將 EXP_8.5.1 中的 水→氬氣	ATRIUM-10 燃料束 充氬氣
k_{eff}	0.6152 ± 0.0012	0.05066 ± 0.00012	0.05251 ± 0.00043

5.3.4 研提風險及天然災害意外事故相關之管制建議案

經過彙整日本、德國與美國之安全分析審查報告內容後[21][9][16]，資料顯示各國安全分析審查報告皆以防止輻射外釋作為最終目標：在正常或異常運轉下，盡可能地減低輻射從業人員與一般民眾之輻射劑量接收值；在事故下，對輻射從業人員與一般民眾之輻射劑量接收值應小於最高限值，不可過量。其報告章節皆

大同小異，可粗略分為兩個部分範疇：「乾貯設施以內之區域範圍」之相關章節，及「乾貯設施以外之區域範圍」之相關章節。

「乾貯設施以內之區域範圍」之相關章節，又可大略彙整成「設計」與「作業」兩大部分。與「設計」相關之章節內容有：(1)定義，將與設計基準(正常、異常、事故、設計壽命等)相關之內容作完整定義；(2)廠房與護箱之結構；(3)密封性；(4)輻射屏蔽；(5)餘熱移除(熱傳)；(6)防止臨界；(7)輻射監測與控管；與「作業」相關之章節內容有：(1)設備；(2)作業(操作、維修等)系統；(3)事故分析；(4)緊急事故應變。「乾貯設施以外之區域範圍」之相關章節內容，以輻射劑量監測、防止環境之輻射劑量與放射性物質濃度高於限值等內容為主。除上述內容之章節，德國與美國之安全分析審查報告中，皆對於「品管」有額外著墨。此外，德國對定期安全審查及最終處置有另闢章節寫入；美國對場址及除役等有另闢章節寫入。

除上述，在經過彙整各國安全分析審查報告後，提出對安全分析審查報告章節架構之參考建議外，對於天然災害之風險分析，日本 311 海嘯後，日本 NUSC 對於七個種類之核子設施，針對現有之監管規範做重新檢視，並提出，監管規範須將重大事故，例如：地震引起之海嘯、複合式災害、超越設計基準事故(BDBA)等，納入考量範圍，且須提出其因應之對策[27]。且為因應超越設計基準事故，針對海嘯、地震、海嘯所引起之地震等之部分，重新進行法規合適性之檢視[76]。

關於超越設計基準事故(B-DBA)，日本安全分析審查報告著重於極端的天然災害(海嘯、地震、海嘯所引起之地震等)[27]，德國安全分析審查報告有考量飛機墜落、來自外部之壓力/爆炸沖擊波、有毒物質進入等事件[78]，美國則以飛機撞擊、隧道火災、炸彈等範疇為主[81]。參考上述資料，本研究建議申請者應就場址、設施及作業特性，合理地進行超越設計基準事故(BDBA)分析並提出說明，其分析結果仍應維持貯存護箱完整性，評估報告留存備查，經要求者應提報備查。

關於臨界分析模式建立與簡化影響評估部分，綜合日德美安全分析審查報告之彙整結果，乾貯桶臨界分析模式，具影響力之變因(條件)包含[21][9][16]：

- (1) 所考慮之設計基準事故，例如：水災、火災等；
- (2) 待貯存之用過核子燃料性質，其包含：用過核子燃料之設計、組件類型 (BWR 或 PWR 燃料)、U-235 之濃縮度、燃料密度、燃耗等；
- (3) 貯存護箱中配置之幾何數據及性質，其包含：格架、中子吸收材料、護箱之密封與屏蔽之結構等；
- (4) 貯存護箱提籃內，用過核子燃料之幾何配置；
- (5) 排除或限制中子緩速劑，例如：排除桶中之水分等；
- (6) 使用固著/可燃中子吸收劑與否；
- (7) 接受液體中子屏蔽材料之信用與否；
- (8) 臨界計算分析之分析方法，例如：計算機程式、截面資料庫等。

此部分，於國內之安全分析報告審查規範及安全分析報告導則中，並無提到「貯存配置之幾何數據及性質」及臨界計算「分析方法」兩個部分，但在本研究建立與簡化臨界分析模式的過程中，發現這兩個部分將會對臨界分析有顯著影響，因此在研提管制建議案的部分，提議將「貯存配置之幾何數據及性質」及臨界計算「分析方法」兩個部分納入相關之管制法規中。

5.4 廠房與護箱之結構分析模式建立、評估模式簡化與假設

影響

本節研究的目標為室內乾式貯存設施廠房與護箱的結構應力評估技術研究，考慮的廠房設計型式包含鋼構廠房和鋼筋混凝土廠房兩種，而貯存護箱的設計型式也有金屬護箱和混凝土護箱兩種，主要結構評估的項目為地震事件，另外有關護箱傾倒事件的結構評估則另於 5.7.4 節中說明。按照一般結構評估的程序，本研究首先蒐集並整理比較各國的室內乾貯設施的結構設計法規需求與應力接受基準資料做為參考；應力分析工具則採用有限元素分析法，因此建立了廠房與護箱的有限元素模型，並以理論的公式解驗證模型的正確性，此模型將做為後續應力分析的基礎；而地震事件中的地震力負載依據設計反應頻譜求取，然後再依載重組合規定進行應力分析；最後依據設計法規需求與應力接受基準檢核廠房與護箱的結構安全性。以上對乾貯設施廠房與護箱的結構安全評估技術的研究成果，可提供給管制單位做為修訂相關審查規範的參考依據，並精進對未來國內室內乾貯設施的安全分析報告的審查技術能力。

5.4.1 結構分析規範與接受基準

5.4.1.1 美國法規介紹

首先本節針對室內乾貯設施的廠房、護箱及密封鋼筒主要組件的結構設計法規需求與接受基準，以美國法規為主，根據所蒐集的相關資料做一整理說明。以下就主要組件的設計準則與法規需求、混凝土護箱負載組合規定、密封鋼筒負載組合規定以及密封鋼筒組件應力接受基準等逐一說明。

設計準則與法規需求

表 21 列出密封鋼筒、混凝土護箱、傳送護箱及廠房結構的設計準則與法規需求，其主要依據法規有 10 CFR 72、ASME B&PV Code、NUREG、ANSI、ACI、AWS、中華民國建築技術規則等。

表 21、乾貯設施主要組件的設計準則與法規需求

組件	設計準則與法規需求
密封鋼筒	a. 密封鋼筒(不含提籃)係依據 ASME B&PV Code[7], Section III, Subsection NB 之規定。
	b. 內部提籃組件係依據 ASME B & PV Code, Section III, Subsection NG 之規定。
混凝土護箱	a. 混凝土護箱依據 10 CFR 72 之規定。
	b. 混凝土護箱之意外事故分析主要依據 ANSI/ANS 57.9[77]之規定。
	c. 混凝土護箱內襯製造之銲接，主要依據 AWS D 1.1[78]規範之規定。
	d. 混凝土護箱(包括鋼筋)之設計主要依據 ACI-349[6]之規定，材料可採 CNS 國家標準。
傳送護箱	a. 吊耳軸部分係依據 ANSIN 14.6[79]及 NUREG 0612 之規定。
	b. 銲接部分係依據 AWS D1.1 及 ASME IX 之規定。
廠房結構	依據中華民國建築技術規則，ACI-349、AISC360[67]之規定。

混凝土護箱負載組合規定

在混凝土護箱設計的負載組合規定方面，參照 ANSI/ANS-57.9 法規，在表 22 中列出各項負載之組合內容。

表 22、混凝土護箱負載組合規定

負載組合	條件	呆載重	活載重	風力	熱負載	地震	颱風	洪水
1	正常	1.4D	1.7L					
2	異常	1.05D	1.275L		1.275T			
3	異常	1.05D	1.275L	1.275W	1.275T			
4	意外	D	L		T _a			
5	意外	D	L		T	E _{ss}		
6	意外	D	L		T			F
7	意外	D	L		T		W _t	

符號說明:

D=呆載重、L=活載重、W=風負載、T=正常溫度

T_a=異常與意外溫度、E_{ss}=地震負載、W_t=颱風、F=洪水

密封鋼筒負載組合規定

參照 NUREG-1536 的規定，密封鋼筒的負載組合如表 23 所示。其中根據 ASME Code NCA-2142.4 之定義，核能組件之使用狀況(Service Levels)分為 A、B、C、D 四種等級設計，使用狀況 A 對應於正常狀態，使用狀況 B 及 C 對應於異常狀態，使用狀況 D 則對應於意外事故狀態。

表 23、密封鋼筒負載組合規定

負載		正常狀態			異常狀態					意外事故狀態					
ASME 使用狀況		A			B		C			D					
負載組合		1	2	3	1	2	3	4	5	1	2	3	4	5	6
呆載重	密封鋼筒 & 燃料	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
熱負載	混凝土護箱 32°C 環境溫度	●		●				●		●	●	●	●	●	
	傳送護箱 32°C 環境溫度		●		●		●								●
	混凝土護箱- 40°C 或 41.1°C 環境溫度					●			●						
內壓	正常	●	●	●			●	●	●	●	●	●	●		
	異常				●	●									
	意外													●	●
操作負載	正常		●	●	●										
	異常						●	●	●						
地震	假想最大 60g 垂直負載									●					
	混凝土護箱/傳 送護箱傾倒										●				
水災	水深 15.24 m 流速 4.57 m/s											●			
颱風	風速 360 mph												●		

密封鋼筒組件應力接受基準

參照 ASME Code Section III, Subsection NB 和 NG 的規定，其中 NB 部分是規範核能一級組件的設計分析要求，NG 部分則為有關核心支撐 (core support)組件的設計分析要求，表 24 列出密封鋼筒及燃料提籃組件在各種使用狀況下的應力接受基準。

表 24、密封鋼筒組件應力接受基準

項目	組件	接受基準
1	正常狀態 使用狀況 A 密封鋼筒: ASME Section III, Subsection NB 燃料提籃: ASME Section III, Subsection NG	$P_m \leq S_m$ $P_L + P_b \leq 1.5 S_m$ $P_L + P_b + Q \leq 3 S_m$ $P_s < 0.6 S_m$
2	異常狀態 使用狀況 B 密封鋼筒: ASME Section III, Subsection NB	$P_m \leq 1.1 S_m$ $P_L + P_b < 1.65 S_m$ 及 $P_s < 0.6 S_m$
3	異常狀態 使用狀況 C 密封鋼筒: ASME Section III, Subsection NB 燃料提籃: ASME Section III, Subsection NG	Subsection NB 準則: $P_m < 1.2 S_m$ 或 S_y (取小值) $P_L + P_b < 1.8 S_m$ 或 $1.5 S_y$ (取小值) $P_s < 0.6 S_m$ Subsection NG 準則: $P_m < 1.5 S_m$ $P_L + P_b < 2.25 S_m$ $P_s < 0.6 S_m$
4	意外事故 使用狀況 D 密封鋼筒: ASME Section III, Subsection NB 燃料提籃: ASME Section III, App. F ASME Section III, Subsection NG	$P_m \leq 2.4 S_m$ 或 $0.7 S_u$ (取小值) $P_L + P_b \leq 3.6 S_m$ 或 $1.0 S_u$ (取小值) $P_s < 0.42 S_u$ Plastic Analysis (Basket) : $P_m \leq 0.7 S_u$ $P_{int} \leq 0.9 S_u$ $P_s < 0.42 S_u$
5	燃料提籃挫屈	NUREG/CR-6322

符號說明:

S_m = 材料設計應力強度、 S_u = 材料極限強度、 S_y = 材料降伏強度、

P_L = 主要局部薄膜應力、 P_m = 主要薄膜應力、 P_b = 主要彎矩應力、

P_{int} = 主要應力強度、 P_s = 純剪負載下之平均主要斷面剪力、 Q = 次級應力

5.4.1.2 各國法規差異比較

對於上述的核能一級組件的應力接受基準，主要是根據 ASME Sec.III NB-3220 的章節內容。在本節中，除了比較德國 KTA 法規與上述 ASME 法規的差異外，另外又參考文獻[85]中的各國法規(包含法國、俄羅斯、日本、加拿大等國)與美國 ASME 法規之間的差異，並節錄其中有關應力接受基準的內容並做一整理說明如下。

與德國法規 KTA 的比較

ASME Sec.III NB-3220 與相對應的德國法規 KTA3201.2, Sec. 7.7 的規定比較，可整理成如表 25 所示。

表 25、ASME Sec.III NB-3220 與 KTA3201.2, Sec. 7.7 的規定比較

		Design Conditions (Level 0)		Level A ⁽¹⁾		Level B ⁽¹⁾		Level C ⁽¹⁾		Level D ⁽¹⁾	
		ASME	KTA	ASME	KTA	ASME	KTA	ASME	KTA	ASME	KTA
		ME	A	ME	A	E ⁽²⁾	A				
Primary stresses	P _m	S _m	S _m	—	—	1.1S _m	1.1S _m	Max{1.2S _m , S _y }	Max{1.2S _m , R _{p0.2T} ⁽³⁾ }	Min{2.4S _m , 0.7S _u }	0.7R _{mT} ⁽⁴⁾
	P _L	1.5S _m	1.5S _m	—	—	1.65S _m	1.65S _m	Max{1.8S _m , 1.5S _y }	Max{1.8S _m , 1.5R _{p0.2T} }	1.5P _m ≡ Min{3.6S _m , 1.05S _u }	R _{mT}
	P _m + P _b or P _L + P _b	1.5S _m	1.5S _m	—	—	1.65S _m	1.65S _m	Max{1.8S _m , 1.5S _y }	Max{1.8S _m , 1.5R _{p0.2T} }	1.5P _m ≡ Min{3.6S _m , 1.05S _u }	R _{mT}
Primary plus secondary stresses	P _e	—	—	3S _m	3S _m	3S _m	3S _m	—	—	—	—
	P _m + P _b + P _e or P _L + P _b + P _e + Q	—	—	3S _m	3S _m	3S _m	3S _m	—	—	—	—
	P _L + P _b + P _e + Q	—	—	3S _m	3S _m	3S _m	3S _m	—	—	—	—

說明:

- (1). ASME 和 KTA 對於服役等級(service level)A、B、C、D 的定義大致相同。
- (2). ASME 對於 level B 的應力接受基準的規定，依據 NB-3223(a)(1)的說明，是以 Design conditions 的 110%為準。
- (3). R_{p0.2T} 的定義為 0.2% proof stress at design temperature，如圖 29 示，與 ASME 的 S_y 定義相當。

Method for determining proof stress

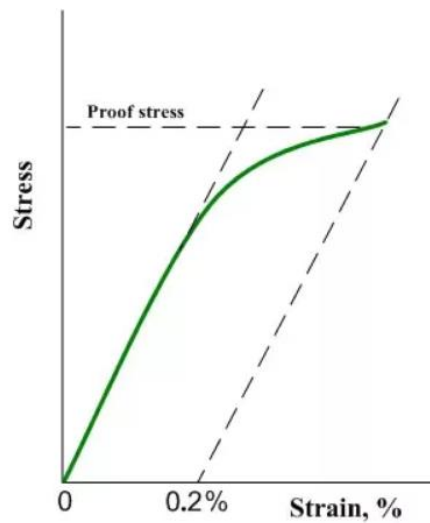


圖 29、proof stress $R_{p0.2T}$ 的定義說明

- (4). R_{mT} 的定義為 minimum tensile strength at design temperature，與 ASME 的 S_u 定義相當。

總結而言，ASME Sec.III NB-3220 和德國法規 KTA3201.2, Sec. 7.7 對於應力接受基準的規定，由上表的比較結果顯示幾乎相同。但須強調的是以上的比較限於彈性分析的部分，至於塑性分析以及疲勞分析的內容，以及需加入考慮 peak stress 應力部分，則有較多的不同，而在此並未做整理比較。

與法國 RCC-M 法規的比較

法國 RCC-M 和 ASME 法規比較如表 26 所示

表 26、法國 RCC-M 和 ASME 法規比較

ASME NB 章節	RCC-M 對應章節	差異簡述	差異指標
NB 3221: Design loadings	B 3230 B 3233 : Level 0 service limits	—	A1
NB 3222: Level A service limits	B 3234	相同，但是在疲勞分析中的 K_e 計算公式不同	B2
NB 3223: Level B service limits	—	無 Level B 的規定，與 Level A 的規定相同	B1
NB 3224: Level C service limits	B 3235	NB3224.5 並無規定須執行疲勞分析	B2
NB 3225: Level D service limits	B 3236	ASME appendix F 與 RCC-M appendix ZF 等同	A2

表 26 中的差異指標欄位，其定義內容說明如下

- (1). A1: 相同，規定內容相同。
- (2). A2: 等同，若符合一部法規的規定，則可視為亦符合另一部法規的規定。
- (3). B1: 無對應規定，一部法規的規定在另一部法規中並無相對應內容。
- (4). B2: 技術上不相同，兩部法規在技術內容的規定不同。

與俄羅斯 PNAE 法規的比較

俄羅斯 PNAE 和 ASME 法規比較如表 27 所示，其中差異指標的定義同上文所示。

表 27、俄羅斯 PNAE 和 ASME 法規比較

ASME NB 章節	PNAE 對應章節	差異簡述	差異指標
NB 3221: Design loadings	無對等章節	—	B1
NB 3222: Level A service limits	PNAE G-7-002-86 (5.4, table 5.6, 5.6)	對 primary bending 和 primary+secondary stresses 的容許值不同。 在 fatigue analysis 的 K_e 計算公式不同，疲勞曲線亦不同。	B2
NB 3223: Level B service limits	無對等章節	—	B1
NB 3224: Level C service limits	PNAE G-7-002-86 (5.4, table 5.6, 5.6)	對 primary stresses 的容許值不同。 fatigue damage 必須評估。	B2
NB 3225: Level D service limits	PNAE G-7-002-86 (5.4, table 5.6, 5.6)	對 primary stresses 的容許值不同。 fatigue damage 必須評估。	B2

與加拿大 CSA、日本 JSME 法規的比較

加拿大 CSA、日本 JSME 和 ASME 法規比較差異較小，其比較結果分別整理如表 28、表 29 所示，其中差異指標的定義同上文所示。

表 28、加拿大 CSA 和 ASME 法規比較

ASME NB 章節	CSA N285.0 Clause 7.1.1	差異簡述	差異指標
NB 3221: Design loadings	—	相同	A1
NB 3222: Level A service limits	—	相同	A1
NB 3223: Level B service limits	—	相同	A1
NB 3224: Level C service limits	—	相同	A1
NB 3225: Level D service limits	—	相同	A1

表 29、日本 JSME 和 ASME 法規比較

ASME NB 章節	JSME 對應章節	差異簡述	差異指標
NB 3221: Design loadings	PVB-3110 PVB-3111	等同	A2
NB 3222: Level A service limits	PVB-3111, -3112, -3113, -3114	等同	A2
NB 3223: Level B service limits	PVB-3111, -3112, -3113, -3114	等同	A2
NB 3224: Level C service limits	PVB-3111	等同	A2
NB 3225: Level D service limits	PVB-3111, -3200, -3210, -3220	等同	A2

5.4.2 廠房有限元素模型之建立與驗證

緣於目前國際室內乾貯廠房的資料取得不易，相關廠房結構的細部設計資訊不足，因此本節所模擬的廠房結構是以假設的方式呈現，並以房屋結構分析慣用的建模方式與尺寸單位來進行研究，以深入了解有限元素的建模技術與對分析結果的影響。之後若能取得更具體的廠房結構設計資料，即可沿用相同的建模技術來取得更實用的分析結果。

本節分別針對鋼構廠房與鋼筋混凝土廠房，以土木結構分析的專業軟體 SAP2000 進行有限元素模型之建立，並進行簡單的初步分析結果驗證。建模過程與分析結果將在下列章節中說明。

5.4.2.1 鋼構廠房模型

模型說明

本研究案例以一簡單的單跨鋼架廠房為例，並以鋼結構分析的慣用觀點，以柱和樑為主要的承載構件以進行模擬分析。本例研究的鋼構廠房的有限元素模型如圖 30 所示，廠房的長、寬、高尺寸為 40x10x10 m，每一跨距間隔為 10 m，所選用的鋼材是 ASTM(美國材料與試驗協會，American Society for Testing and Materials) A36 鋼，其斷面尺寸示意圖如圖 31 所示。

在材料性質方面，A36 鋼的楊氏係數(Young's modulus) $E=2.039 \times 10^6 \text{ kg/cm}^2$ ，圖 31 所示斷面的慣性矩(moment of inertia) $I=16278 \text{ cm}^4$ 。而在圖 30 的有限元素模型中，在柱腳的節點上，其位移自由度(degree of freedom)皆設定為固定(fixed)。

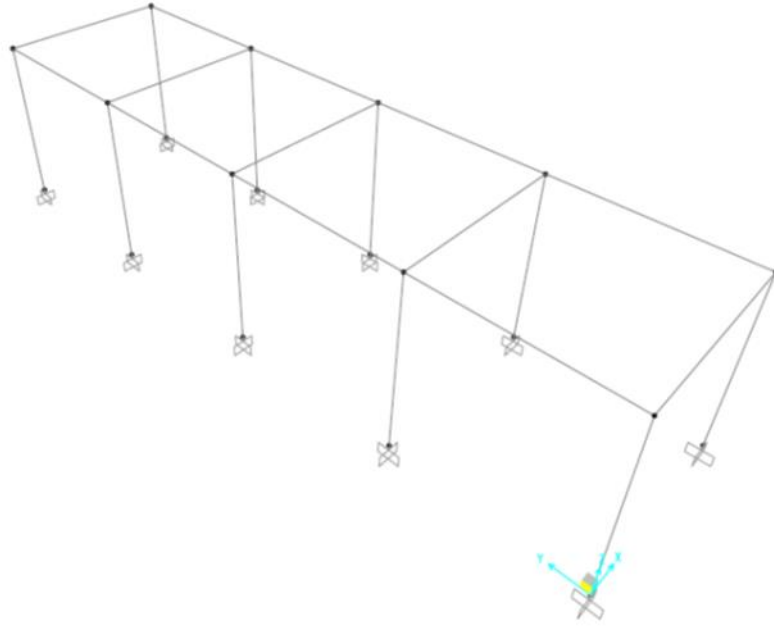


圖 30、單跨鋼構廠房的有限元素模型

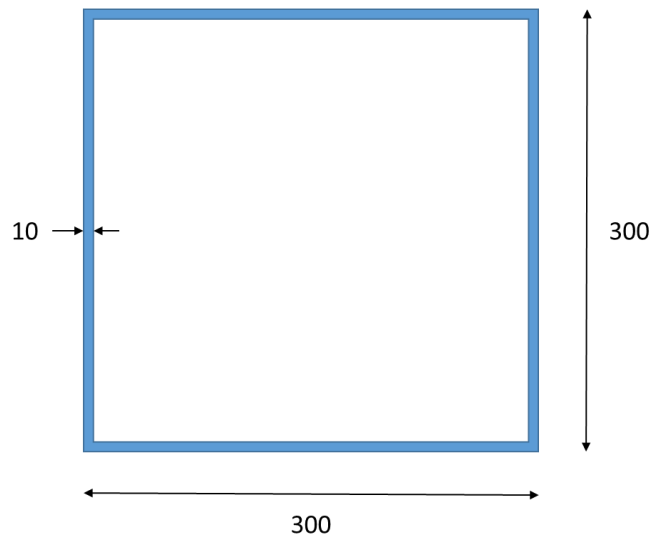


圖 31、鋼樑斷面尺寸示意圖(單位: mm)

模型驗證

在模型驗證方面，由於圖 30 所示的模型並無相對應的公式解或實驗量測值可供比較，因此為了驗證目的，將圖 30 的廠房模型截取一平面單元，如圖 32 所示。

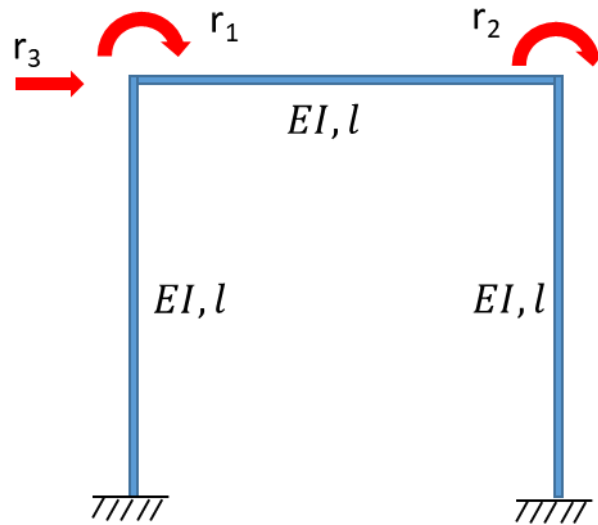


圖 32、廠房模型之單一平面單元

參考文獻[18]的結構矩陣法，將圖 32 中 3 個構件相對於選定節點自由度的勁度(stiffness)矩陣組合，則可構成外力與節點自由度的關係如(1)式表示

$$\begin{Bmatrix} F_1 \\ F_2 \\ F_3 \end{Bmatrix} = \frac{2EI}{l} \begin{bmatrix} 4 & 1 & -3/l \\ 1 & 4 & -3/l \\ -3/l & -3/l & 12/l^2 \end{bmatrix} \begin{Bmatrix} r_1 \\ r_2 \\ r_3 \end{Bmatrix} \quad (1)$$

其中 $r_i, i=1,2,3$ 為圖 32 所示的節點自由度，而 $F_i, i=1,2,3$ 則為其相對應的外力值， l 為樑/柱的長度。將 F_i 的值設定為 $F_1=1000 \text{ kg}$ ， $F_2=F_3=0 \text{ kg}$ ，代入(1)式中即可求出各項 r_i 值。

以 SAP2000 軟體針對圖 32 的模型以及相同的 F_i 輸入值來進行有限元素分析，其位移計算的結果如圖 33 所示。將 r_i 的公式解和 SAP2000 求出的數值解表列於表 30 來做比較，可看出其誤差在 1% 以下，由此可初步驗證本節所述的有限元素模型的正確性。

表 30、鋼結構模型位移值的公式解與數值解的比較

	r_1 (rad)	r_2 (rad)	r_3 (cm)
公式解	0.001076	0.001076	1.79339
SAP2000 數值解	0.001085	0.001083	1.80898
誤差	0.84%	0.65%	0.87%

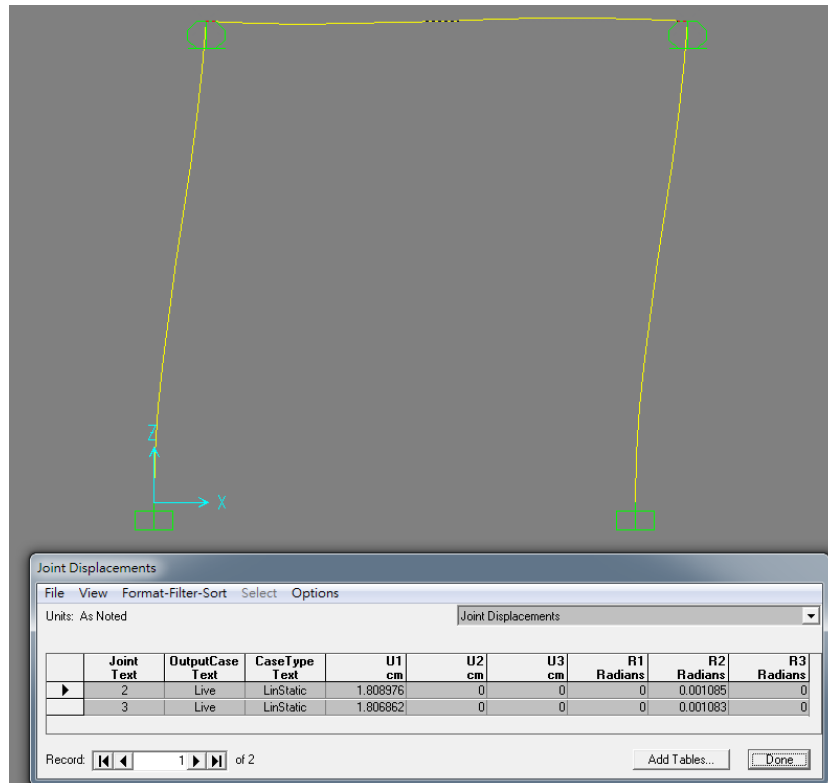


圖 33、SAP2000 求出的鋼結構模型位移變形結果

5.4.2.2 鋼筋混凝土廠房模型

模型說明

本節呈現的鋼筋混凝土廠房模型，其外型與尺寸的設定如同前一節的圖 30 所示，並且也以混凝土結構分析的慣用觀點，以柱和樑為主要的承載構件來進行模擬。混凝土樑/柱的斷面假設為一矩形斷面，在合併鋼筋的材質特性後，其等效尺寸設定為 300 mm x 300 mm，因此其等效慣性矩 $I = 67500 \text{ cm}^4$ 。混凝土的楊氏係數(Young's modulus) $E = 2.535 \times 10^5 \text{ kg/cm}^2$ ，強度 $f'_c = 280 \text{ kg/cm}^2$ 。位移邊界條件同樣地設於柱腳的節點上，其位移自由度皆設定為固定。

模型驗證

在模型驗證方面，基於與前一節所述的相同理由，只取廠房模型的單一平面單元來進行驗證，亦即沿用圖 32 所示的平面單元與相同的外力施加值，以及公式(1)所示的位移公式解，與 SAP2000 程式計算所得的數值解來比較。

SAP2000 計算所得的位移結果如圖 34 所示。各自由度 r_i 的公式解和 SAP2000 求出的數值解表列於表 31，其誤差亦在 1% 以下，由此可初步驗證本節所述的有限元素模型的正確性。

表 31、鋼筋混凝土模型位移值的公式解與數值解的比較

	r_1 (rad)	r_2 (rad)	r_3 (cm)
公式解	0.002088	0.002088	3.47924
SAP2000 數值解	0.002093	0.002091	3.48896
誤差	0.24%	0.14%	0.28%

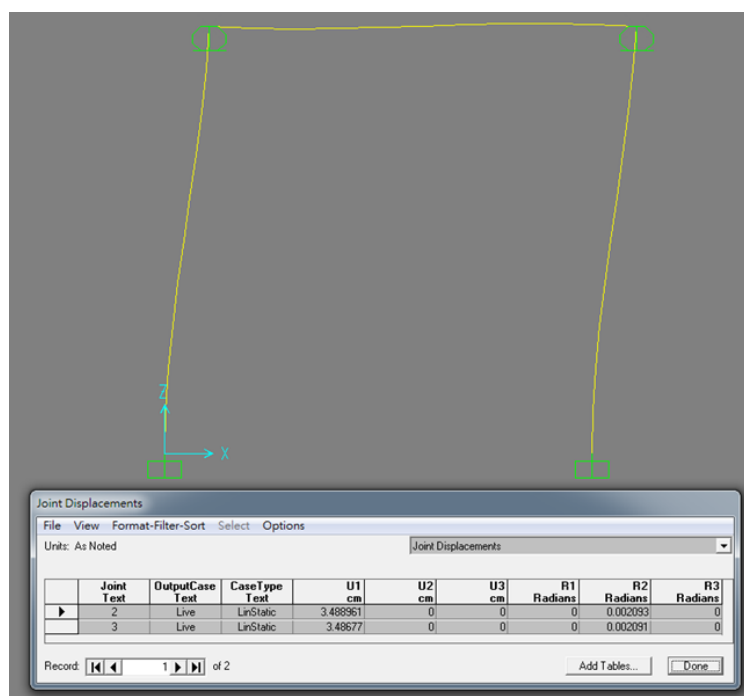


圖 34、SAP2000 求出的鋼筋混凝土模型位移變形結果

5.4.3 護箱有限元素模型之建立與驗證

本節針對金屬護箱和混凝土護箱兩種設計型式分別以有限元素軟體 ANSYS 來進行建模。在建模過程中，只考慮護箱的主要組件部分，以了解護箱整體模型的結構力學行為，對於細部組件，例如：吊耳、螺栓等，其局部的應力狀況則不在

本節的討論範圍內。另外參考中空圓筒受均勻內壓的理論公式，將有限元素分析所得到的應力解與公式解做比較，以驗證有限元素模型的正確性。

5.4.3.1 金屬護箱模型

模型說明

本節模擬的金屬護箱型式是傳送、貯存兩用(dual purpose)型式，模擬範圍內的主要組件如圖 35 所示。護箱的金屬材料性質設為一致，其楊氏係數(Young's modulus) $E=101 \text{ Gpa}$ ($101 \times 10^9 \text{ N/m}^2$)，泊松比(Poisson's ratio) $\nu=0.28$ 。

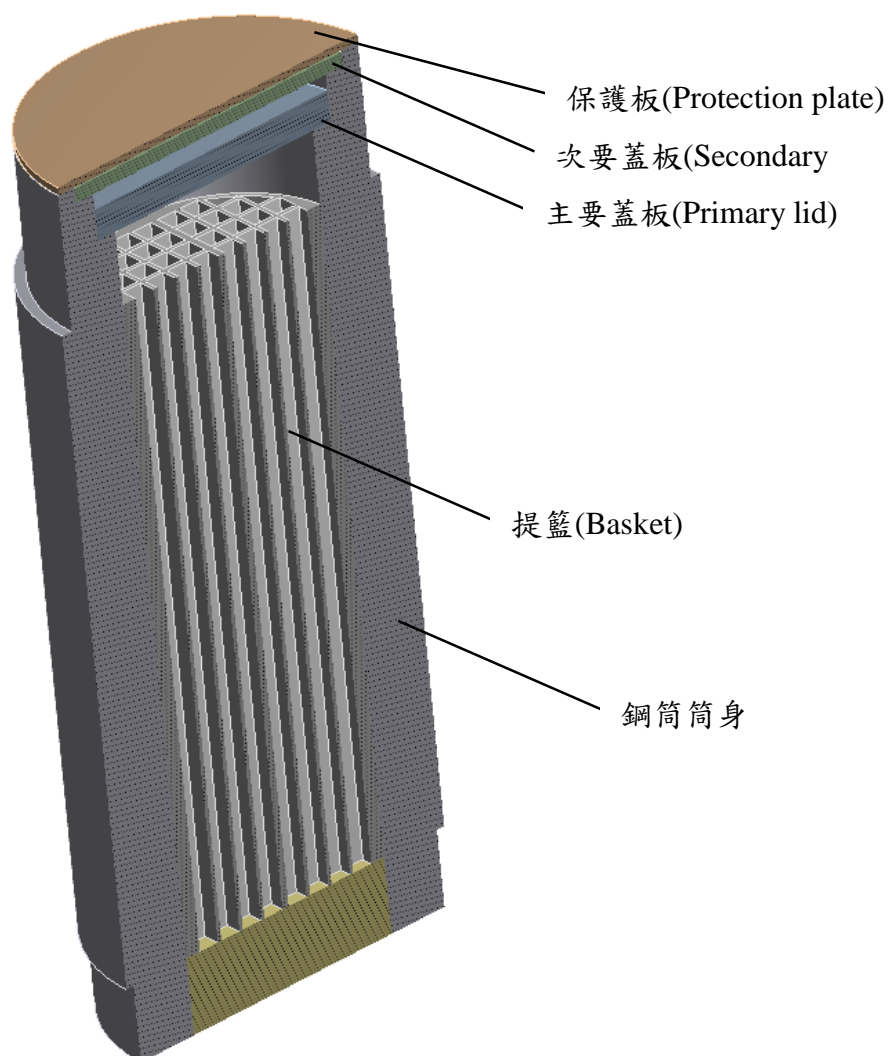


圖 35、金屬護箱主要模擬組件

以 ANSYS 軟體所建立的護箱對稱半模型網格圖如圖 36 所示，所使用的元素型式為 ANSYS 內建的 Solid186 元素，元素總數有 35119 個。位移邊界條件設

於護箱底部的節點上，其位移自由度皆設定為固定。分析所用的外力負載為一均勻內壓，大小為 1 Mpa (10^6 N/m²)，作用於鋼筒筒身的內表面上。

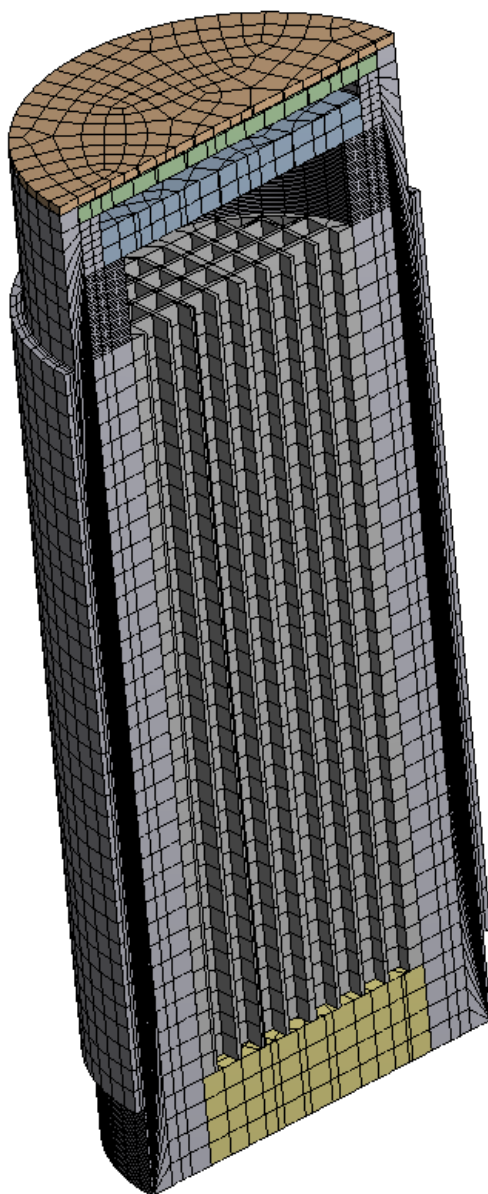


圖 36、金屬護箱有限元素模型之網格圖(對稱半模型)

模型驗證

參考文獻[20]所記載的理論解公式，在一無限長的中空圓筒受均勻內壓時其環向應力 σ_{θ} 可表示成

$$\sigma_{\theta} = \frac{a^2 p_i}{b^2 - a^2} \left(1 + \frac{b^2}{a^2} \right) \quad (2)$$

其中 a 、 b 分別為圓筒的內、外徑， p_i 為內壓值。 σ_θ 的最大值發生在圓筒內壁的表面上，其值為

$$(\sigma_\theta)_{max} = \frac{p_i(a^2+b^2)}{b^2-a^2} \quad (3)$$

在本例中，金屬護箱的內外徑分別為 1480 mm、2376 mm，內壓值為 1 Mpa，代入(3)式中計算可得到 $(\sigma_\theta)_{max}=2.268$ Mpa。

為了與上述 $(\sigma_\theta)_{max}$ 的公式解做比較，金屬護箱的有限元素模型必須盡量符合理論公式的假設才有意義，因此我們將護箱模型中的提籃部分移除，並同樣在內壁表面施加 1 Mpa 的內壓值，經由 ANSYS 軟體計算後所得的環向應力分布圖如圖 37 所示，同時在內壁表面中央點的 σ_θ 值為 2.373 Mpa。比較上述的公式解與數值解，其誤差約為 4.6 %左右。考量理論公式的幾何假設與實際有限元素模型的差異，例如本模型並非完全是均勻圓筒以及兩端皆具有蓋板，4.6 %的誤差應屬合理的範圍，因此本例的金屬護箱有限元素模型可初步驗證其正確性。

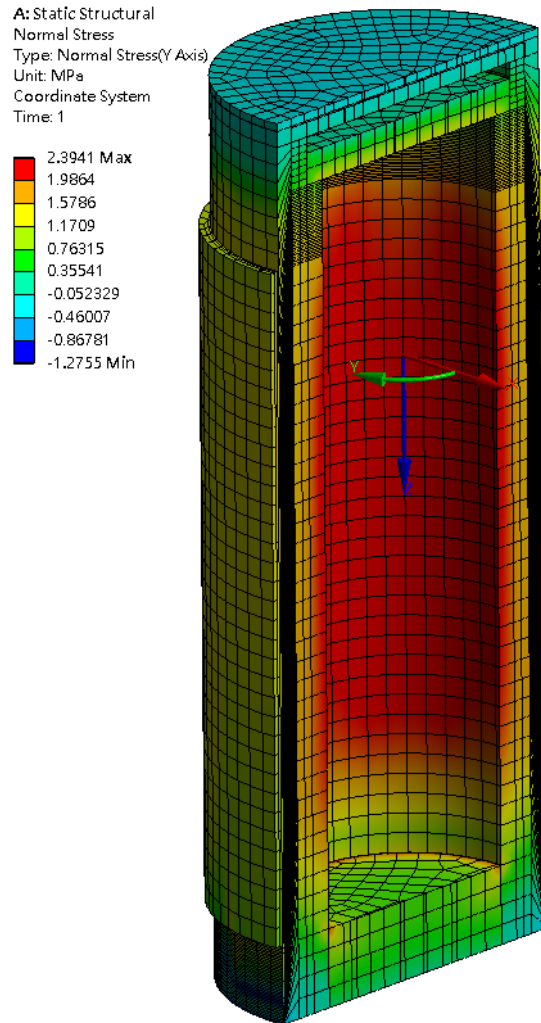


圖 37、金屬護箱有限元素分析之環向應力分布圖

5.4.3.2 混凝土護箱模型

模型說明

本節針對混凝土護箱所建立的模型，其主要的模擬組件如圖 38 所示，其中密封鋼筒固定於混凝土護箱底部，鋼筒筒身與護箱內壁並無連接。密封鋼筒的鋼材性質設為一致，其楊氏係數 $E=200$ Gpa，泊松比 $\nu=0.3$ ；同樣混凝土的材料性質也設為一致，其楊氏係數 $E=30$ Gpa，泊松比 $\nu=0.18$ 。

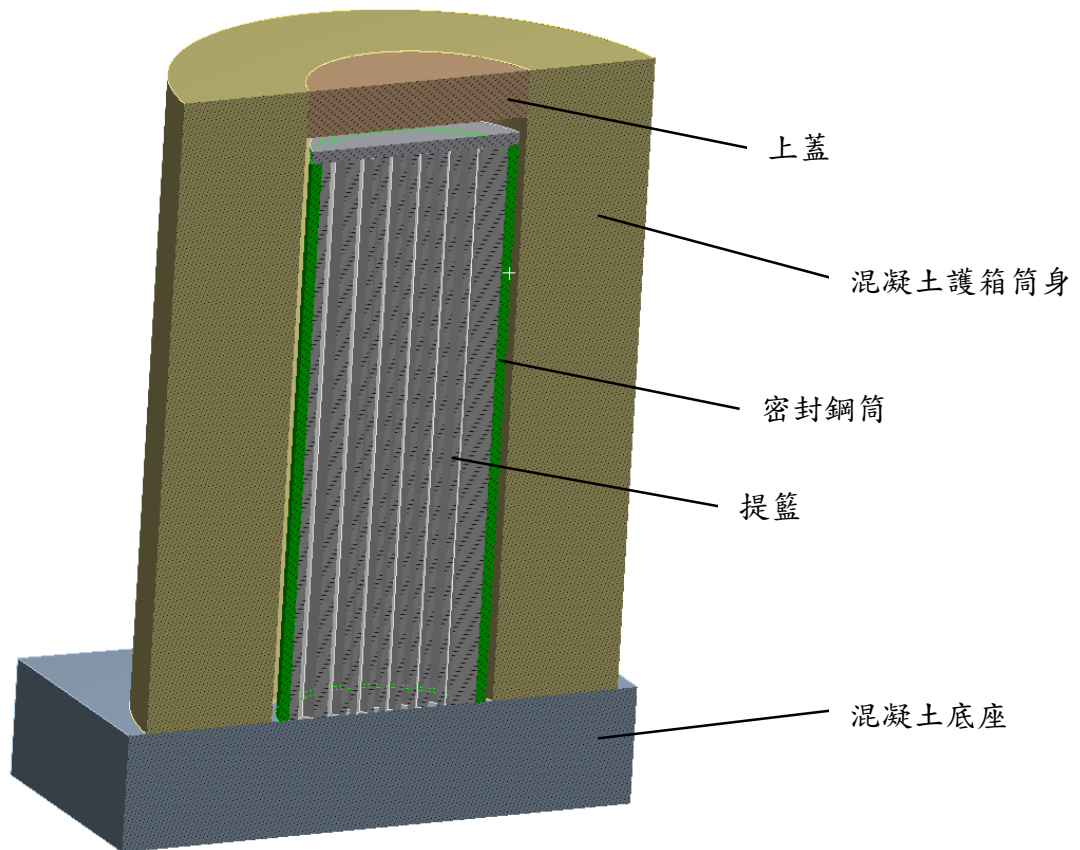


圖 38、混凝土護箱主要模擬組件

以 ANSYS 軟體所建立的護箱對稱半模型網格圖如圖 39 所示，密封鋼筒和混凝土護箱所使用的元素型式為 ANSYS 內建的 Solid186 元素，鋼筒和護箱的元素總數分別有 8983、28201 個。位移邊界條件設於混凝土護箱底座的底面節點上，其位移自由度皆設定為固定。分析所用的外力負載為一均勻內壓，大小為 1 Mpa (10^6 N/m^2)，作用於混凝土護箱的內壁表面上。

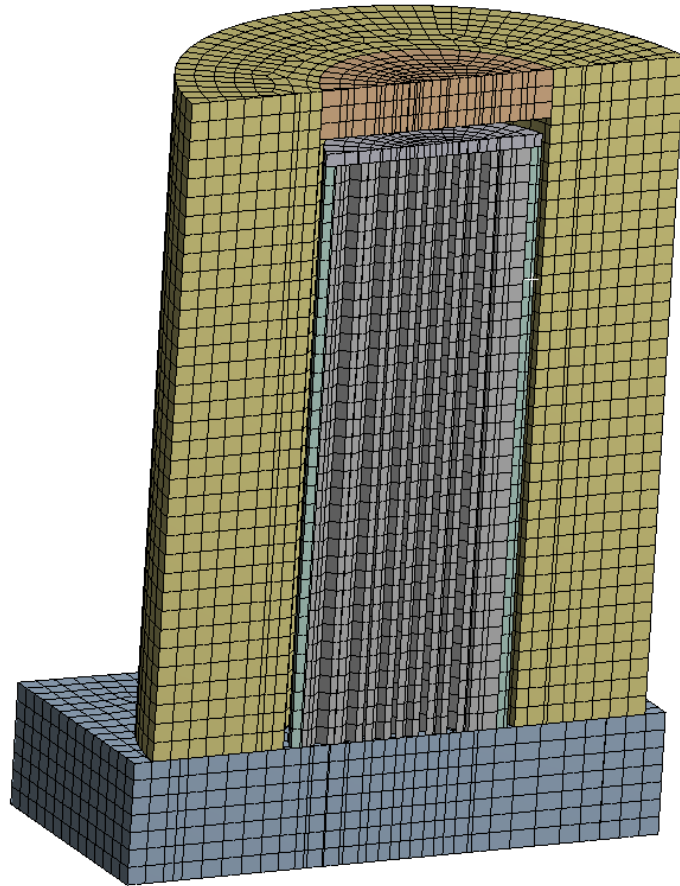


圖 39、混凝土護箱有限元素模型之網格圖(對稱半模型)

模型驗證

參考與上節所引用的相同理論公式，而在本例中的混凝土護箱的內外徑分別為 2020 mm、4200 mm，內壓值為 1 Mpa，代入(3)式中計算可得到最大的環向應力為 $(\sigma_{\theta})_{max}=1.667$ Mpa。

同樣為了與 $(\sigma_{\theta})_{max}$ 的公式解做有意義的比較，混凝土護箱模型中的密封鋼筒與提籃部分將被移除，在護箱內壁表面施加 1 Mpa 的內壓值下，經由 ANSYS 軟體計算後所得的環向應力分布圖如圖 40 所示，同時在內壁表面中央點的 σ_{θ} 值為 1.643 Mpa。比較上述的公式解與數值解，其誤差約為 1.4%左右。考量理論公式的幾何假設與實際有限元素模型的差異，1.4%的誤差應屬合理的範圍，因此本例的混凝土護箱有限元素模型可初步驗證其正確性。

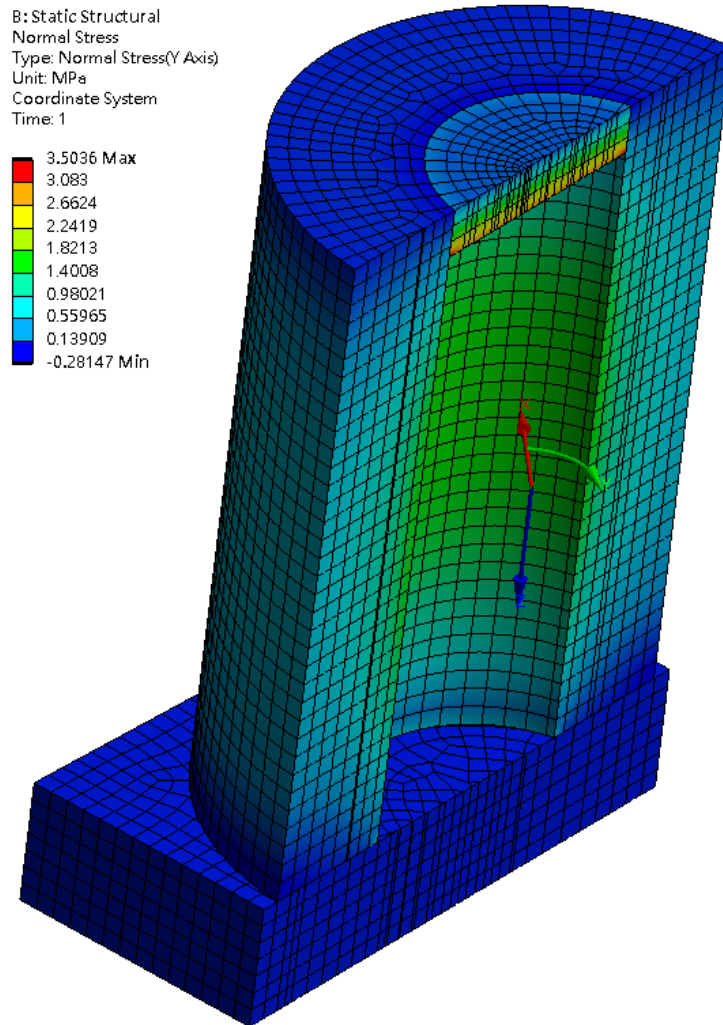


圖 40、混凝土護箱有限元素分析之環向應力分布圖

5.4.4 地震力負載分析與護箱結構應力檢核

對於地震事件的負載狀況與結構評估，廠房結構與護箱結構的評估方法和要求並不相同。本章節針對兩種廠房設計型式(鋼構廠房和鋼筋混凝土廠房)以及兩種貯存護箱設計型式(金屬護箱和混凝土護箱)，依照個別的規範要求與接受基準，進行結構應力分析模式的研究，內容分別說明如下。

5.4.4.1 廠房結構分析

本節設定的廠房結構為一單層建築，其設計方式分為鋼筋混凝土(RC)及鋼結構設計兩種，並考量在地震力作用下依照建築法規進行結構分析。地震力的時間歷時數據係根據其設計反應頻譜轉換後求得，然後再依載重組合規定進行應力分析，由應力分析結果設計構件斷面所需的配筋量，以及依據法規檢核鋼構材的 Steel P-M interaction ratios(軸力與彎矩交互影響值)。

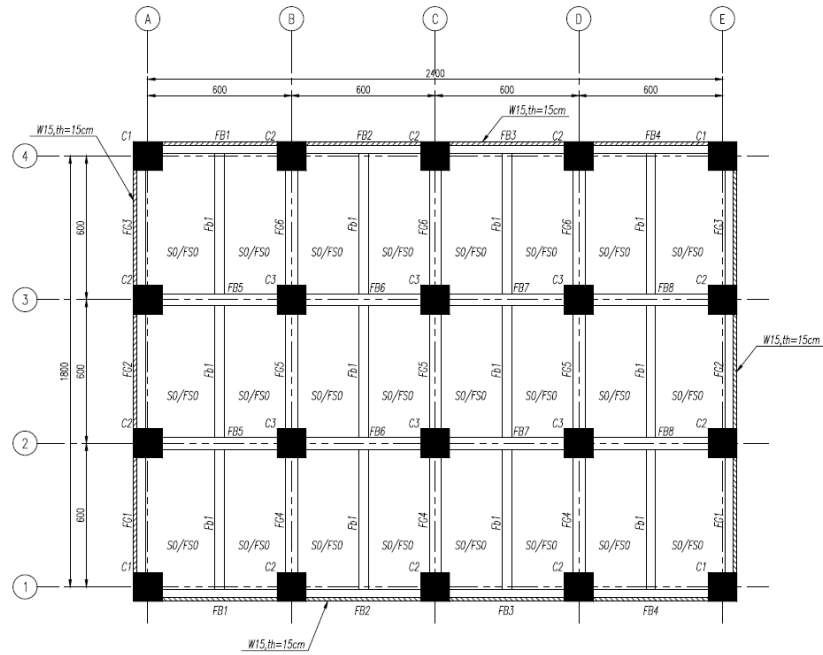
本節所採用的分析方法是以前 SAP2000 有限元素結構分析程式來建立廠房的有限元素模型，並執行結構的靜力分析與地震力動力分析。由於設定的 RC 與鋼結構廠房，其結構配置與尺寸皆相同，因此只需建立一個有限元素模型，再分別考慮輸入不同的材料性質進行分析即可。以下章節內容分別說明廠房模型的建立、結構分析內容，以及結構分析所得的結果。

廠房分析模型模述

RC 廠房結構配置圖如圖 41 所示，圖 41(a)為壹層結構平面圖，(b)為屋頂層結構平面圖，(c)為結構立面圖，(d)為結構斷面尺寸平面圖。

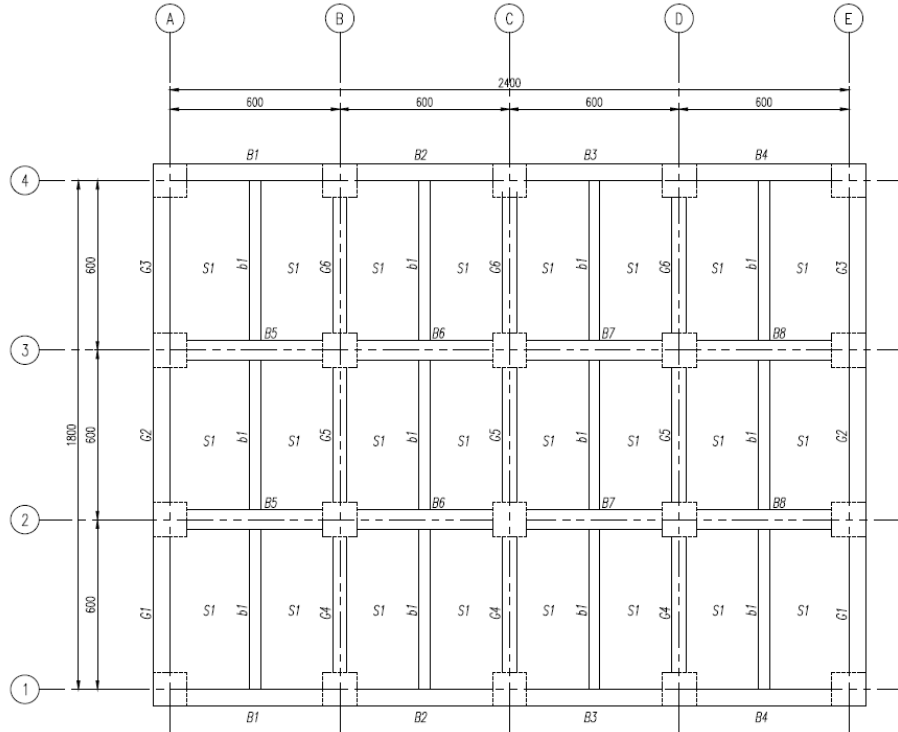
鋼構廠房結構配置圖如圖 42 所示，圖 42(a)為壹層結構平面圖，(b)為屋頂層結構平面圖，(c)為結構立面圖，(d)為結構斷面尺寸平面圖。

(a)



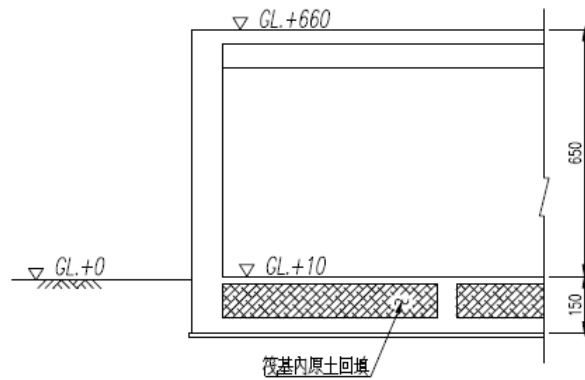
壹層結構平面圖 S=1/100
GL+10

(b)



屋頂結構平面圖 S=1/100
GL+660

(c)



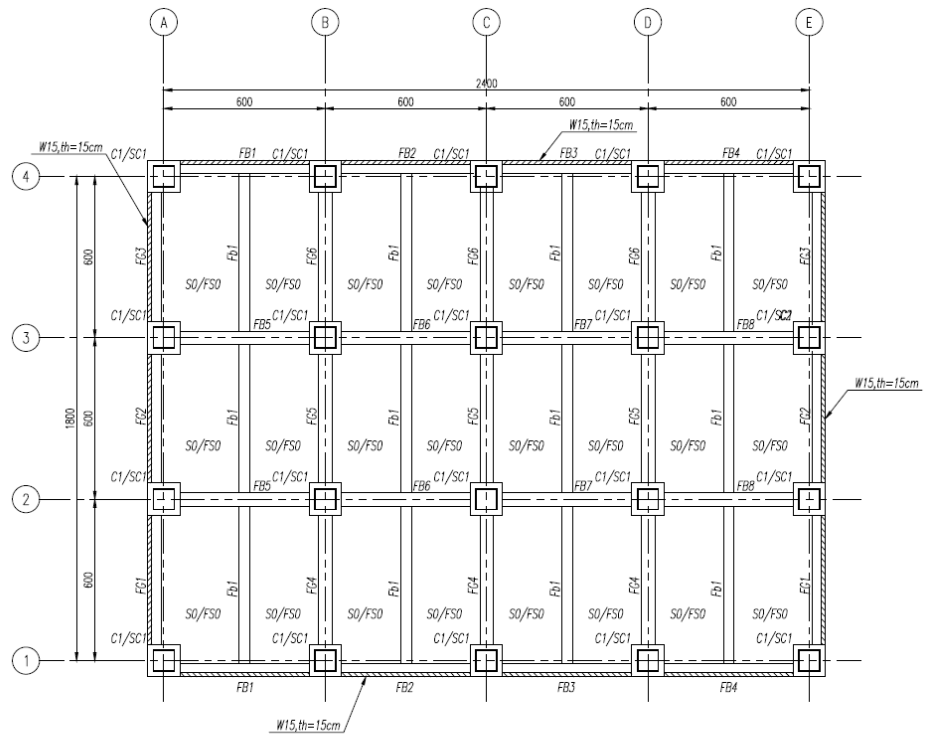
立面高程示意圖 S=1/100

(d)

基礎/版			柱			梁			牆		
編號	尺寸	附註	編號	尺寸	附註	編號	尺寸	附註	編號	尺寸	附註
S0	t = 20 cm		C1	120x120		FB1~FB8	50x150		W15	t = 15 cm	(列牆)
FS0	t = 40 cm		C2	120x120		FG1~FG6	50x150				
			C3	120x120							
S1	t = 15 cm					fb1	40x150				
						B1~B4	60x100				
						B5~B8	80x100				
						G1~G6	60x80				
						b1	40x60				

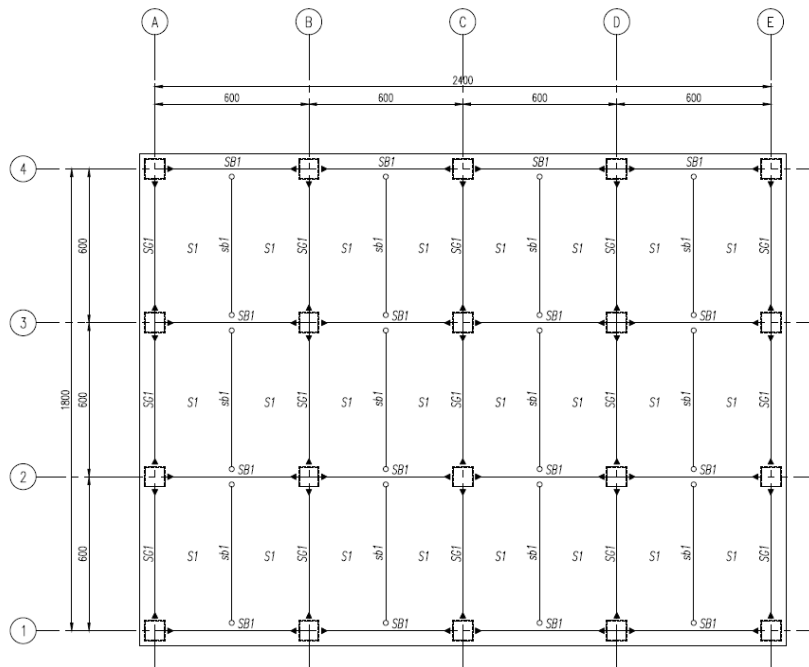
圖 41、RC 廠房結構配置圖 (a)壹層結構平面圖 (b)屋頂層結構平面圖 (c)結構立面圖 (d)結構平面尺寸圖

(a)



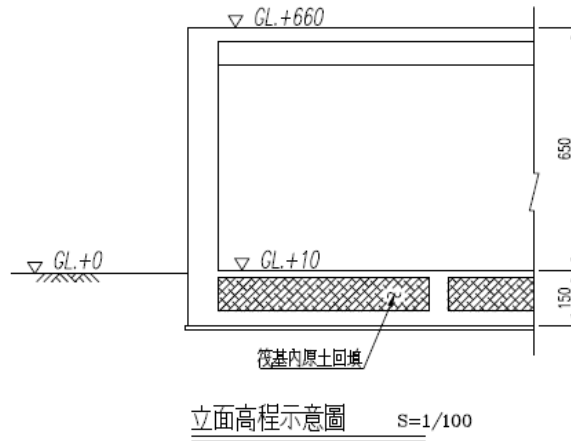
壹層結構平面圖 S=1/100
GL+10

(b)



屋頂結構平面圖 S=1/100
GL+660

(c)



(d)

基礎/版			柱			梁			牆		
編號	尺寸	附註	編號	尺寸	附註	編號	尺寸	附註	編號	尺寸	附註
S0	t = 20 cm		C1	120x120		FB1~FB8	50x150		W15	t = 15 cm	(外牆)
FS0	t = 40 cm					FG1~FG6	50x150				
			SC1	□-800x800x30	(SN490B)						
S1	t = 15 cm					rb1	40x150				
						SB1	H-588x300x12x20	(SN490B)			
						SG1	H-588x300x12x20	(SN490B)			
						sb1	H-400x200x8x13	(SN400B)			

圖 42、鋼構廠房結構配置圖 (a)壹層結構平面圖 (b)屋頂層結構平面圖 (c)結構立面圖 (d)結構平面尺寸圖

材料

結構之混凝土、鋼筋、鋼材等材料性質如下說明：

(1) #5鋼筋(含)以下 CNS SD280W, $f_y = 2800 \text{ kg/cm}^2$

#6鋼筋(含)以上 CNS SD420W, $f_y = 4200 \text{ kg/cm}^2$

(2) 混凝土(28天圓柱試體設計強度)

結構混凝土 $f_c' = 4000 \text{ psi}$ (280 kg/cm^2)

(3) 鋼材

$E = 2.04 \times 10^6 \text{ kg/cm}^2$

SN400B鋼材 $f_y = 2400 \text{ kg/cm}^2$, $f_u = 4100 \text{ kg/cm}^2$

SN490B鋼材 $f_y = 3300 \text{ kg/cm}^2$, $f_u = 5000 \text{ kg/cm}^2$

載重

(1) 呆載重(DL, Dead load)

本廠房設計採用材料單位重如下說明：

鋼筋混凝土比重 $2,400 \text{ kgf/m}^3$

鋼材比重 $7,800 \text{ kgf/m}^3$

DL=200 kgf/m²

結構構材重量由結構分析程式自動計算

(2)活載重(LL, Live load)

屋頂層 LL=100 kgf/m² (依建築技術規則第 26 條) [66]

壹層 LL=500 kgf/m²

(3) 地震所產生之負載(OBE、DBE)

依據SRP 3.7.1[11]線性結構分析，動力分析採用時間歷時分析時至少需分析4組時間歷時，本研究保守使用5組分析數據。另外基於本研究案例屬於通用性質，地震反應譜的加速度值均為假定，其場址設計地震反應譜(標準1g)如圖 43、圖 44中的虛線所示，而運轉基準地震(OBE)和設計基準地震(DBE)的設計反應譜設定如下所述

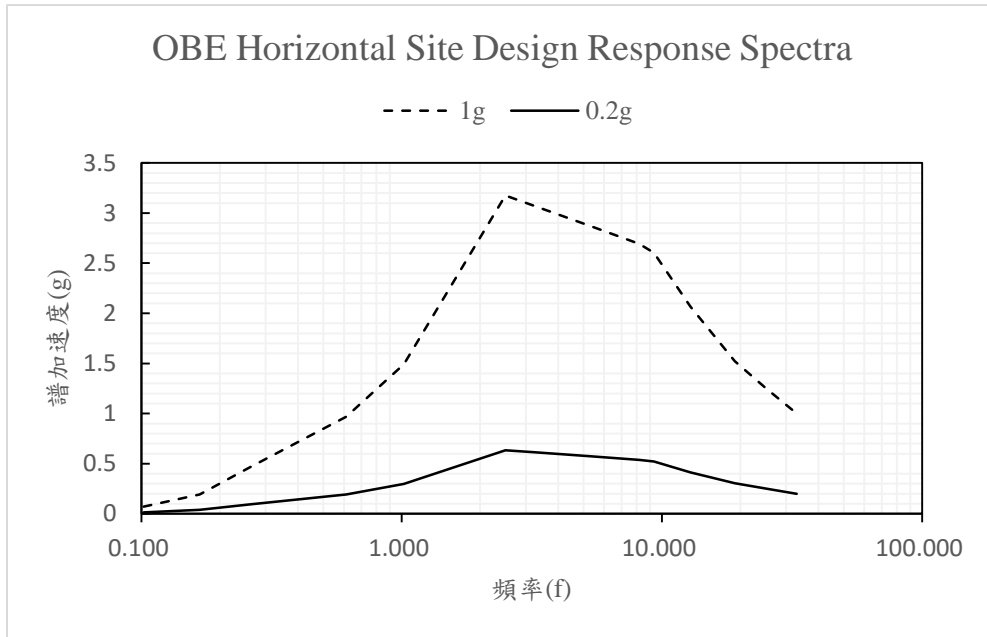
①運轉基準地震 OBE (Operate Base Earthquake)反應譜屬動力負載，水平與垂直向的反應譜如圖 43 中實線所示。

OBE 反應譜是選用阻尼值 5%的場址反應譜曲線並錨定至 0.2g 為計算基準，並依照 SRP 3.7.1[11]中的頻譜轉換檢核規定，求出與 OBE 反應譜相符之人造地震歷時共 5 組(每組各 3 個方向,包括 2 水平向及 1 垂直向)之加速度時間歷時作為動力分析之動態載重。

②設計基準地震 DBE (Design Base Earthquake)反應譜屬動力負載，水平與垂直向的反應譜如圖 44 中實線所示。

DBE 反應譜是選用阻尼值 5% 的場址反應譜曲線並錨定至 0.72g 為計算基準，並依照 SRP 3.7.1[11] 中的頻譜轉換檢核規定，求出與 DBE 反應譜相符之人造地震歷時共 5 組(每組各 3 個方向,包括 2 水平向及 1 垂直向)之加速度時間歷時作為動力分析之動態載重。

(a)



(b)

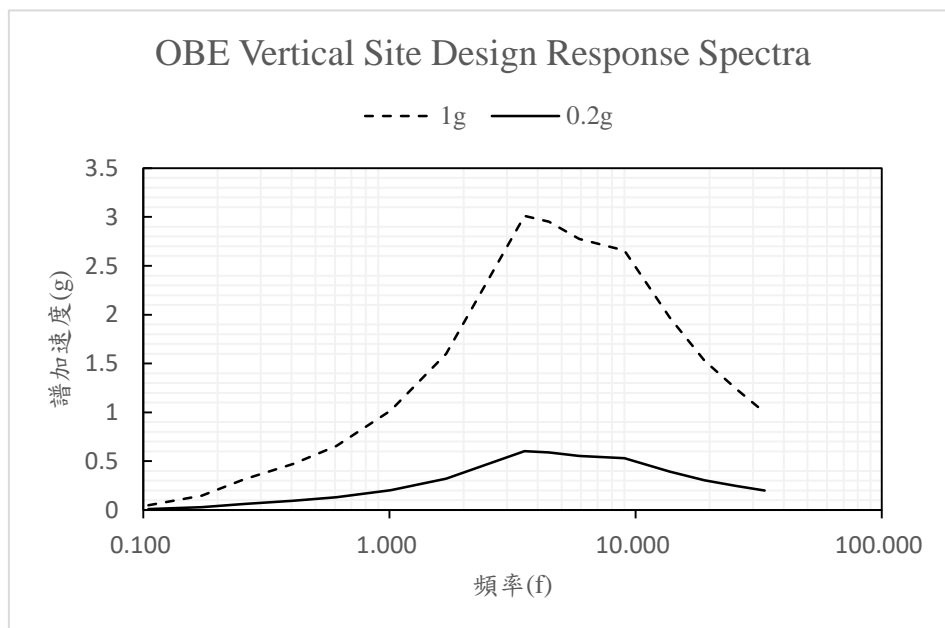
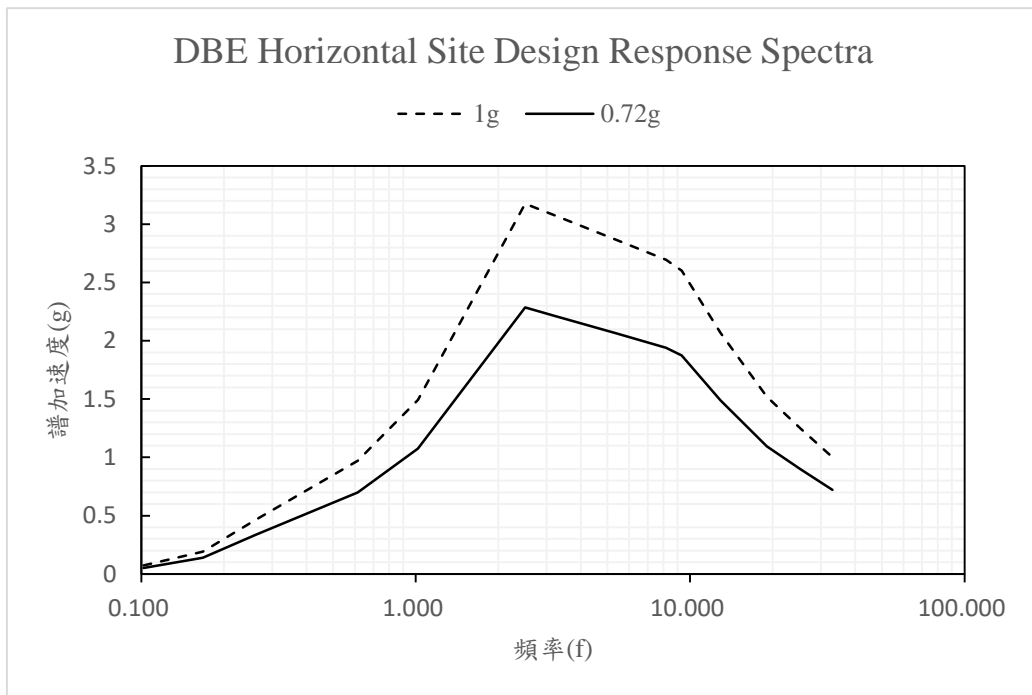


圖 43、OBE(0.2g)反應譜曲線: (a)水平向 (b)垂直向

(a)



(b)

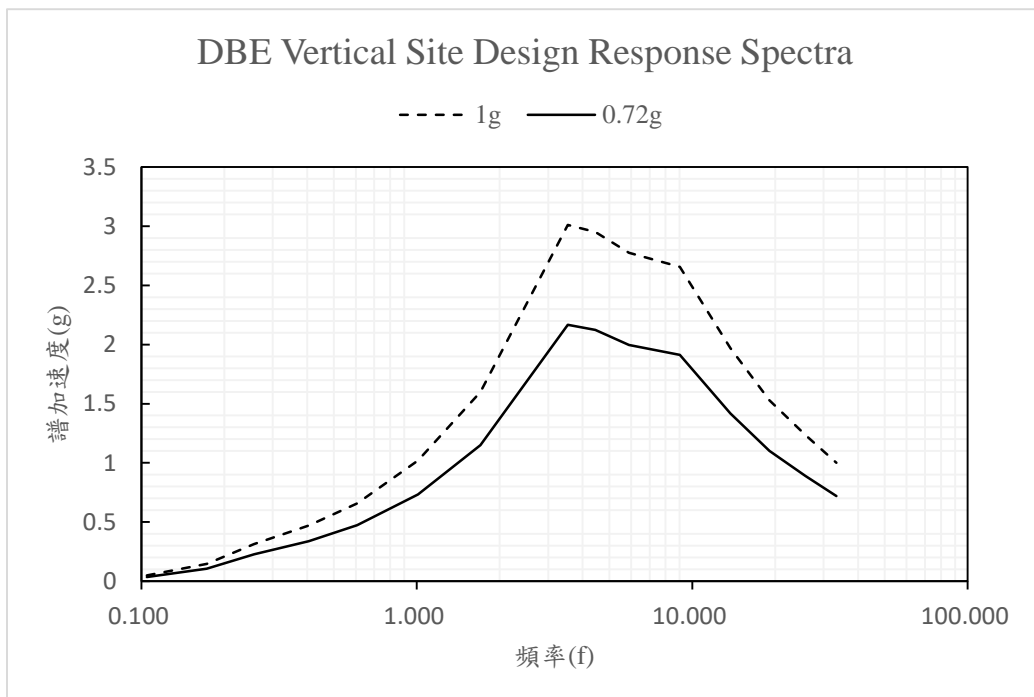


圖 44、DBE(0.72g)反應譜曲線:(a)水平向 (b)垂直向

載重組合

本分析所使用之載重組合，RC 廠房主要是依據 ACI 349 [6]強度設計法，而鋼構廠房是依據 AISC360[67] LRFD 設計法之規定，兩者內容稍有不同，茲分別說明如下：

ACI 349 設計載重組合方式

- (1) COMB0: 自重 1.4DL
- (2) COMB1: 載重組合1.2DL + 1.6LL
- (3) COMB2: 載重組合1.2DL + 1.6LL + 1.6 OBE
- (4) COMB3: 載重組合1.0DL + 0.8LL + 1.0 DBE

AISC 360 LRFD 設計載重組合方式

- (1) COMB0: 自重 1.4DL
- (2) COMB1: 載重組合1.2DL + 1.6LL
- (3) COMB2: 載重組合1.2DL + 1.6LL + 1.6 OBE
- (4) COMB4: 載重組合1.2DL + 1.0LL + 1.0 DBE

在 OBE 地震力的分析中，同時考慮水平(2 方向)及垂直方向地震力進行計算，並分別以時間歷時分析法與反應譜分析法進行動力分析。其中時間歷時分析法是採取頻譜轉換後所產生的 5 組(各 3 個方向,包括 2 水平向及 1 垂直向)加速度時間歷時做為動態載重。時間歷時分析法與反應譜分析法所求出的所有計算結果，以採取最保守的結果來做結構斷面設計或檢核之用。DBE 地震力的分析亦使用相同的做法。

有限元素分析模型

廠房設計雖然區分為 RC 廠房與鋼構廠房，但其設計尺寸採相同設定，故只需建立一個有限元素模型，再分別考慮輸入不同材料性質即可。本研究使用有限元素結構分析程式 SAP2000 V20 [68]，以 3D 模型分析廠房受呆載重、活載重與地震力動力負載等不同載重組合時進行結構應力分析，由應力分析反應獲得相關

應力資料，並以 ACI 318-08 [69]與 ACI 349-13[6]強度設計法規範設計鋼筋混凝土結構，另外以 AISC360 LRFD 規範設計檢核鋼構材斷面。

依照圖 41 與圖 42 所示的廠房結構樑、柱相關位置，分別以樑與柱元素建立廠房三維結構分析模型，各樓層之版以 diaphragm 將同一樓層的版約束 (constraint)，結構最底面自由度設為固定(U_x, U_y, U_z 等 3 個自由度固定)；其材料性質、幾何尺寸則依照前文所述來設定。最後完成的廠房有限元素模型如圖 45 所示。

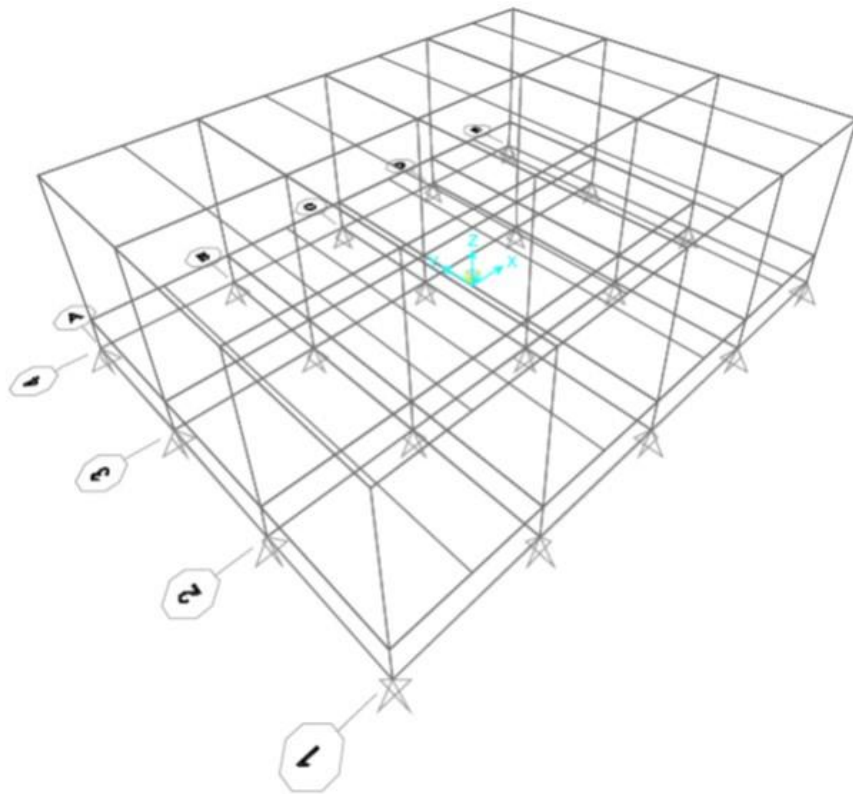


圖 45、廠房有限元素模型圖

分析內容與分析結果

依上節所述載重與載重組合與圖 45 所示的廠房有限元素模型，利用 SAP2000 有限元素結構分析程式，執行結構靜力分析與地震力動力分析，其中地震力動力分析分別以時間歷時分析法與反應譜分析法計算結構動力反應。時間歷時分析法採用模態歷時分析法(Modal time-history analyses)，計算時模態間的疊加選用 CQC 法(Complete Quadratic Combination Method)；依據 RG 1.61 [70]對地震

力分析的阻尼值(damping value)規定，結構 DBE 地震力分析時，阻尼值設定為 7%，而結構 OBE 地震力分析時阻尼值則用 4%；動力分析時考慮水平(2 方向)及垂直方向地震力同時計算。動力分析結果與其它載重依載重組合計算結構反應如各構件軸力、剪力、彎矩與扭力等，並依據各構件軸力、剪力、彎矩與扭力值以 ACI349 強度設計法設計構件斷面配筋量，以 AISC 360 LRFD (Load and Resistance Factor Design) 設計檢核鋼構材 Steel P-M interaction ration(軸力與彎矩交互影響值)。

以據以上說明，本研究將針對 RC 廠房與鋼構廠房靜力分析、動力分析與載重組合計算所獲得的結果。依構件應力分析結果，設計 RC 構件斷面配筋量與檢核鋼構材 Steel P-M interaction ratios(軸力與彎矩交互影響值)。以下分別說明 RC 廠房與鋼構廠房等結構的分析結果。

RC 廠房分析結果

針對 RC 廠房進行靜力分析以及 X、Y 及 Z 三方向的地震力動力分析，並依據前述的 COMB0、COMB1、COMB2 與 COMB3 等四個載重組合，分別計算四種載重組合下 RC 斷面所需的配筋量，並保守採用計算結果中最大的配筋量當作斷面的設計配筋量。分析結果如以下說明

(1) RC 廠房動力分析，以模態疊加法計算，共選取前 50 個模態疊加，可使模態有效質量(UX、UY、UZ)達 90% 以上如表 31 所示，由該表得知在第 49 個模態時，有效質量(UX、UY、UZ)已達 90% 以上，符合規範要求，所以此動力分析結果可代表結構動力行為。

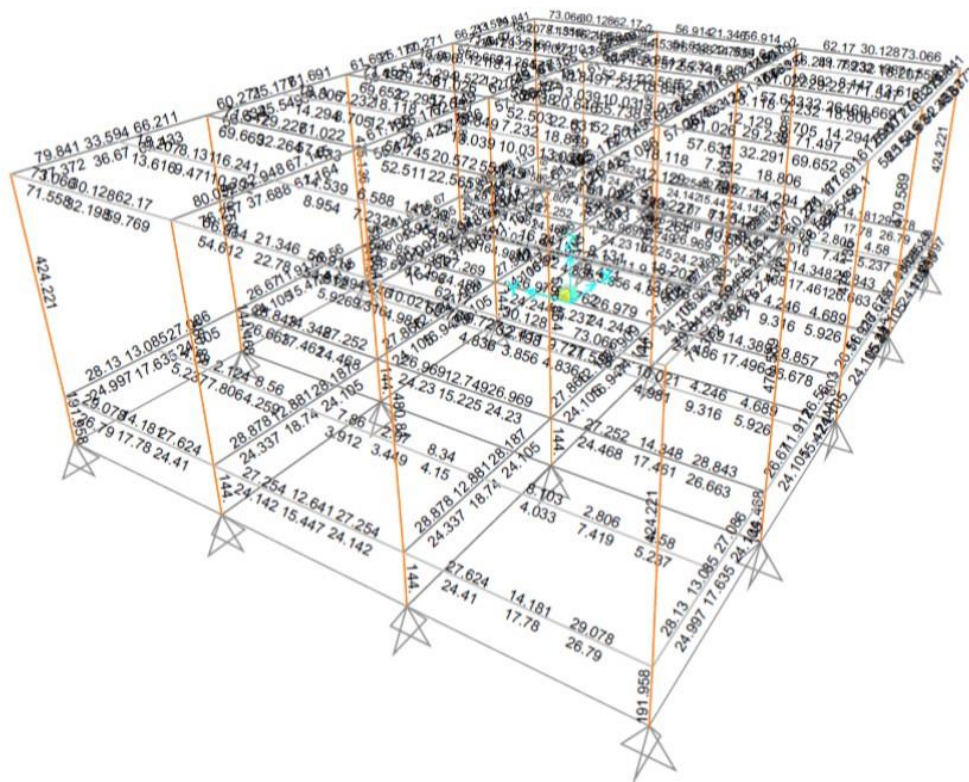
(2) RC 斷面鋼筋設計結果

RC 斷面的鋼筋設計結果如圖 46 所示，圖 46 (a)為軸向鋼筋配筋圖，圖 46 (b)則為剪力鋼筋配筋圖。

表 32、RC 廠房模態頻率值與有效質量

TABLE: Modal Participating Mass Ratios															
OutputCase	StepType	StepNum	Period	UX	UY	UZ	SumUX	SumUY	SumUZ	RX	RY	RZ	SumRX	SumRY	SumRZ
Text	Text	Unitless	Sec	Unitless	Unitless	Unitless	Unitless	Unitless	Unitless	Unitless	Unitless	Unitless	Unitless	Unitless	Unitless
MODAL	Mode	1	0.190176	0	0.42	0	0	0.42	0	0.16	0	0	0.16	0	0
MODAL	Mode	2	0.182517	0.42	0	0	0.42	0.42	0	0	0.11	0	0.16	0.11	0
MODAL	Mode	3	0.165008	0	0	0	0.42	0.42	0	0	0	0.45	0.16	0.11	0.45
MODAL	Mode	4	0.071496	0	0	0.04734	0.42	0.42	0.04734	0	0	0	0.16	0.11	0.45
MODAL	Mode	5	0.071474	4.069E-10	0	0	0.42	0.42	0.04734	0	0.05615	0	0.16	0.16	0.45
MODAL	Mode	6	0.070092	0	4.077E-10	0	0.42	0.42	0.04734	0.05106	0	0	0.21	0.16	0.45
MODAL	Mode	7	0.068317	0	0	0.0006115	0.42	0.42	0.04795	0	0	0	0.21	0.16	0.45
MODAL	Mode	8	0.067843	3.223E-11	0	0	0.42	0.42	0.04795	1.124E-18	0.00007114	0	0.21	0.16	0.45
MODAL	Mode	9	0.065268	0	3.303E-10	0	0.42	0.42	0.04795	0.03525	0	0	0.25	0.16	0.45
MODAL	Mode	10	0.062777	1.481E-10	0	0	0.42	0.42	0.04795	5.811E-17	0.04985	0	0.25	0.21	0.45
MODAL	Mode	11	0.062682	0	0	0.03381	0.42	0.42	0.08177	0	0	0	0.25	0.21	0.45
MODAL	Mode	12	0.059325	0	0	0.0774	0.42	0.42	0.16	0	0	0	0.25	0.21	0.45
MODAL	Mode	13	0.055821	0	0	0.009887	0.42	0.42	0.17	0	0	0	0.25	0.21	0.45
MODAL	Mode	14	0.055277	0.00002106	0	0	0.42	0.42	0.17	1.055E-16	0.01698	0	0.25	0.23	0.45
MODAL	Mode	15	0.054754	0	0.00003701	0	0.42	0.42	0.17	0.0796	0	0	0.33	0.23	0.45
MODAL	Mode	16	0.054706	0	0	0.01643	0.42	0.42	0.19	0	0	0	0.33	0.23	0.45
MODAL	Mode	17	0.054532	0	3.057E-06	0	0.42	0.42	0.19	0.006601	8.427E-20	0	0.33	0.23	0.45
MODAL	Mode	18	0.054245	5.836E-07	0	0	0.42	0.42	0.19	1.277E-13	0.01003	0	0.33	0.24	0.45
MODAL	Mode	19	0.053924	0.00001787	0	0	0.42	0.42	0.19	3.01E-15	0.08036	0	0.33	0.32	0.45
MODAL	Mode	20	0.053428	0	0	0.14	0.42	0.42	0.33	0	0	0	0.33	0.32	0.45
MODAL	Mode	21	0.043732	1.647E-09	0	0	0.42	0.42	0.33	2.467E-13	0.004835	0	0.33	0.32	0.45
MODAL	Mode	22	0.040306	1.651E-07	3.764E-19	0	0.42	0.42	0.33	6.819E-12	0.08394	0	0.33	0.41	0.45
MODAL	Mode	23	0.039985	0	0	0.02186	0.42	0.42	0.35	0	0	0	0.33	0.41	0.45
MODAL	Mode	24	0.039574	3.357E-17	1.293E-08	0	0.42	0.42	0.35	0.01368	2.393E-11	0	0.35	0.41	0.45
MODAL	Mode	25	0.037962	3.604E-16	4.339E-09	0	0.42	0.42	0.35	0.13	2.454E-10	0	0.48	0.41	0.45
MODAL	Mode	26	0.037758	0	0	0.22	0.42	0.42	0.57	0	0	0	0.48	0.41	0.45
MODAL	Mode	27	0.035953	2.453E-07	2.562E-17	0	0.42	0.42	0.57	2.943E-10	0.06867	0	0.48	0.48	0.45
MODAL	Mode	28	0.032563	0	0	0.001656	0.42	0.42	0.58	0	0	0	0.48	0.48	0.45
MODAL	Mode	29	0.032453	8.076E-15	8.371E-08	0	0.42	0.42	0.58	0.0001653	7.832E-11	0	0.48	0.48	0.45
MODAL	Mode	30	0.030824	0.00006413	1.488E-16	0	0.42	0.42	0.58	5.74E-16	0.01706	0	0.48	0.49	0.45
MODAL	Mode	31	0.028894	5.656E-15	0.00001021	0	0.42	0.42	0.58	0.14	2.534E-12	0	0.62	0.49	0.45
MODAL	Mode	32	0.028334	0	0	0.13	0.42	0.42	0.71	0	0	0	0.62	0.49	0.45
MODAL	Mode	33	0.025888	0.00002091	3.831E-13	0	0.42	0.42	0.71	5.002E-10	0.01466	0	0.62	0.51	0.45
MODAL	Mode	34	0.025172	3.559E-12	4.837E-06	6.535E-20	0.42	0.42	0.71	0.0002654	2.089E-09	0	0.62	0.51	0.45
MODAL	Mode	35	0.024744	0	0	0.06365	0.42	0.42	0.77	0	0	0	0.62	0.51	0.45
MODAL	Mode	36	0.02217	1.103E-11	0.0001108	0	0.42	0.42	0.77	0.03417	1.457E-09	0	0.65	0.51	0.45
MODAL	Mode	37	0.021971	0.00003157	3.937E-11	0	0.42	0.42	0.77	9.281E-09	0.0036	0	0.65	0.51	0.45
MODAL	Mode	38	0.021045	0	0	0.05563	0.42	0.42	0.82	0	0	0	0.65	0.51	0.45
MODAL	Mode	39	0.016761	6.484E-12	0.00012	2.162E-20	0.42	0.42	0.82	0.006844	3.011E-13	0	0.66	0.51	0.45
MODAL	Mode	40	0.015876	0	0	0.07276	0.42	0.42	0.9	0	0	0	0.66	0.51	0.45
MODAL	Mode	41	0.014488	0.4	3.866E-12	0	0.82	0.42	0.9	8.352E-14	0.03157	0	0.66	0.54	0.45
MODAL	Mode	42	0.014317	8.481E-12	0.21	0	0.82	0.63	0.9	0.04371	7.528E-13	0	0.7	0.54	0.45
MODAL	Mode	43	0.011915	0.06355	1.097E-12	0	0.88	0.63	0.9	1.642E-12	0.005031	0	0.7	0.55	0.45
MODAL	Mode	44	0.011525	0	0	0.02974	0.88	0.63	0.93	0	0	0	0.7	0.55	0.45
MODAL	Mode	45	0.008689	2.252E-11	0.2	0	0.88	0.83	0.93	0.01002	1.65E-14	0	0.71	0.55	0.45
MODAL	Mode	46	0.007751	0.0123	3.87E-09	0	0.89	0.83	0.93	2.745E-10	2.811E-06	0	0.71	0.55	0.45
MODAL	Mode	47	0.007276	1.977E-10	0.15	0	0.89	0.97	0.93	0.01271	1.989E-14	0	0.73	0.55	0.45
MODAL	Mode	48	0.00684	0	0	0.07167	0.89	0.97	1	0	0	0	0.73	0.55	0.45
MODAL	Mode	49	0.003815	0.1	3.391E-08	0	0.99	0.97	1	2.943E-10	0.005827	0	0.73	0.55	0.45
MODAL	Mode	50	0.003796	1.541E-07	0.02188	0	0.99	1	1	0.0001813	8.973E-09	0	0.73	0.55	0.45

(a)



(b)

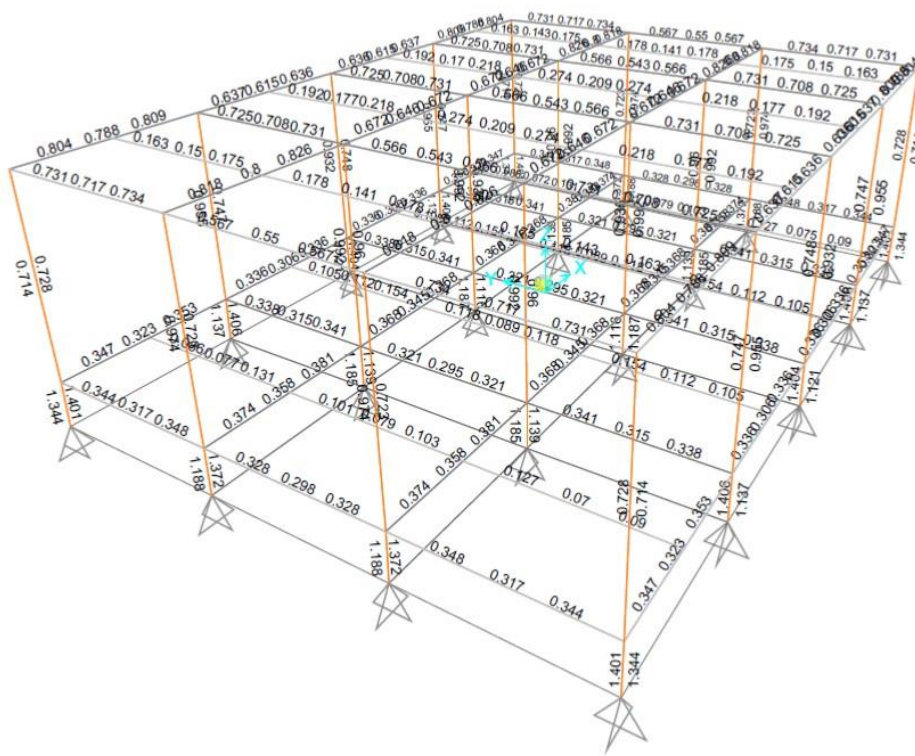


圖 46、RC 斷面鋼筋配筋圖(a)軸向鋼筋配筋圖(單位 cm²) (b)剪力鋼筋配筋圖(單位 cm²/cm)

鋼構廠房分析結果

針對鋼構廠房進行靜力分析以及 X、Y 及 Z 三方向的地震力動力分析，並依據前述的 COMB0、COMB1、COMB2 與 COMB4 等四個載重組合，分別計算在四種載重組合中，所有鋼構材構件最大的 Steel P-M interaction ratio 是否滿足 AISC 360 LRFD 規範要求；另外計算在四種載重組合下，鋼構廠房的 RC 構件(如基礎、版)的斷面所需的配筋量，並採用計算結果中最大的配筋量當作斷面的設計配筋量。分析結果如以下說明

(1) 鋼構廠房動力分析，以模態疊加法計算，共選取前 50 個模態疊加，可使模態有效質量(UX、UY、UZ)達 90% 以上，如表 32 所示，由表 32 中得知在第 50 個模態時，有效質量(UX、UY、UZ)已達 90% 以上，符合規範要求，所以此動力分析結果可代表結構動力行為。

(2) Steel P-M interaction ratio

鋼構廠房鋼構材的 Steel P-M interaction ratio 分析結果如圖 47 所示。圖中顯示最大 Steel P-M interaction ratio < 1 ，因此可滿足 AISC 360 LRFD 的規範要求。

(3) RC 構件斷面鋼筋設計結果

鋼構廠房 RC 構件斷面的鋼筋設計結果如圖 48 所示，圖 48 (a)為軸向鋼筋配筋圖，圖 48 (b)則為剪力鋼筋配筋圖。

表 33、鋼構廠房模態頻率值與有效質量

TABLE: Modal Participating Mass Ratios																
OutputCase	StepType	StepNum	Period	UX	UY	UZ	SumUX	SumUY	SumUZ	RX	RY	RZ	SumRX	SumRY	SumRZ	
Text	Text	Unitless	Sec	Unitless	Unitless	Unitless	Unitless	Unitless	Unitless	Unitless	Unitless	Unitless	Unitless	Unitless	Unitless	
MODAL	Mode	1	0.217474	0	0.2	0	0	0.2	0	0.14	0	0	0.14	0	0	
MODAL	Mode	2	0.215613	0.2	0	0	0.2	0.2	0	0	0.09113	0	0.14	0.09113	0	
MODAL	Mode	3	0.179498	0	0	0	0.2	0.2	0	0	0	0.2	0.14	0.09113	0.2	
MODAL	Mode	4	0.115706	1.782E-06	0	0	0.2	0.2	0	0	0.003933	0	0.14	0.09506	0.2	
MODAL	Mode	5	0.113582	0	0	0.003197	0.2	0.2	0.003197	0	0	0	0.14	0.09506	0.2	
MODAL	Mode	6	0.111231	0	9.555E-07	0	0.2	0.2	0.003197	0.009028	0	0	0.15	0.09506	0.2	
MODAL	Mode	7	0.107479	1.997E-09	0	0	0.2	0.2	0.003197	4.486E-18	0.004095	0	0.15	0.09915	0.2	
MODAL	Mode	8	0.106853	6.606E-06	0	0	0.2	0.2	0.003197	0	0.01515	0	0.15	0.11	0.2	
MODAL	Mode	9	0.104243	0	0	0.009962	0.2	0.2	0.01316	0	0	0	0.15	0.11	0.2	
MODAL	Mode	10	0.10207	0	0	0.01329	0.2	0.2	0.02645	0	0	0	0.15	0.11	0.2	
MODAL	Mode	11	0.099265	0	8.856E-06	0	0.2	0.2	0.02645	0.05053	0	0	0.2	0.11	0.2	
MODAL	Mode	12	0.098469	4.213E-06	0	0	0.2	0.2	0.02645	0	0.04681	0	0.2	0.16	0.2	
MODAL	Mode	13	0.093268	0	0	0.07382	0.2	0.2	0.1	0	0	0	0.2	0.16	0.2	
MODAL	Mode	14	0.071496	0	0	0.06738	0.2	0.2	0.17	0	0	0	0.2	0.16	0.2	
MODAL	Mode	15	0.071472	1.285E-10	0	0	0.2	0.2	0.17	1.465E-10	0.08592	5.769E-16	0.2	0.25	0.2	
MODAL	Mode	16	0.070092	1.697E-20	1.042E-10	0	0.2	0.2	0.17	0.08292	1.568E-14	2.094E-18	0.29	0.25	0.2	
MODAL	Mode	17	0.068317	0	0	0.00087	0.2	0.2	0.17	0	0	0	0.29	0.25	0.2	
MODAL	Mode	18	0.067537	2.216E-11	3.497E-18	0	0.2	0.2	0.17	4.412E-08	0.002024	6.988E-14	0.29	0.25	0.2	
MODAL	Mode	19	0.065267	8.371E-18	8.481E-11	0	0.2	0.2	0.17	0.05722	3.044E-09	2.596E-16	0.34	0.25	0.2	
MODAL	Mode	20	0.062682	0	0	0.04815	0.2	0.2	0.22	0	0	0	0.34	0.25	0.2	
MODAL	Mode	21	0.059324	0	0	0.11	0.2	0.2	0.33	0	2.462E-20	0	0.34	0.25	0.2	
MODAL	Mode	22	0.055895	2.941E-08	3.469E-12	9.573E-20	0.2	0.2	0.33	8.899E-08	0.01707	3.988E-13	0.34	0.27	0.2	
MODAL	Mode	23	0.054958	3.179E-11	5.735E-08	2.374E-19	0.2	0.2	0.33	0.0001112	0.000001513	1.965E-14	0.34	0.27	0.2	
MODAL	Mode	24	0.052679	1.312E-08	6.437E-08	2.079E-17	0.2	0.2	0.33	0.0001635	0.0002118	4.76E-13	0.34	0.27	0.2	
MODAL	Mode	25	0.052143	8.505E-07	2.687E-09	6.986E-18	0.2	0.2	0.33	0.000006478	0.009605	5.111E-13	0.34	0.28	0.2	
MODAL	Mode	26	0.050901	1.388E-20	1.937E-19	0.001423	0.2	0.2	0.33	5.798E-17	7.27E-18	1.924E-18	0.34	0.28	0.2	
MODAL	Mode	27	0.050668	1.483E-09	1.172E-06	2.243E-16	0.2	0.2	0.33	0.00006759	7.946E-08	2.288E-14	0.34	0.28	0.2	
MODAL	Mode	28	0.049423	4.053E-06	1.937E-10	6.837E-18	0.2	0.2	0.33	4.644E-07	0.01076	5.432E-13	0.34	0.29	0.2	
MODAL	Mode	29	0.046384	4.897E-05	2.11E-12	9.087E-18	0.2	0.2	0.33	2.449E-08	0.01434	2.623E-14	0.34	0.3	0.2	
MODAL	Mode	30	0.046102	1.67E-19	0	0.002254	0.2	0.2	0.33	4.038E-17	1.837E-16	6.797E-18	0.34	0.3	0.2	
MODAL	Mode	31	0.041472	6.696E-11	1.111E-05	1.408E-16	0.2	0.2	0.33	0.00429	0.000002489	6.576E-14	0.35	0.3	0.2	
MODAL	Mode	32	0.039732	6.002E-11	2.598E-05	1.424E-15	0.2	0.2	0.33	0.02397	0.00000152	4.888E-14	0.37	0.3	0.2	
MODAL	Mode	33	0.038808	0	2.382E-19	0.19	0.2	0.2	0.52	1.397E-16	1.446E-18	1.864E-18	0.37	0.3	0.2	
MODAL	Mode	34	0.03673	0	3.893E-20	0.14	0.2	0.2	0.66	1.057E-18	1.605E-18	3.301E-18	0.37	0.3	0.2	
MODAL	Mode	35	0.035478	3.609E-06	7.296E-10	8.284E-18	0.2	0.2	0.66	3.865E-07	0.00151	5.443E-13	0.37	0.3	0.2	
MODAL	Mode	36	0.030182	7.314E-07	6.406E-06	8.476E-15	0.2	0.2	0.66	0.007512	0.000009589	1.32E-12	0.38	0.3	0.2	
MODAL	Mode	37	0.029896	3.763E-06	1.445E-06	4.083E-15	0.2	0.2	0.66	0.001501	0.0001373	7.409E-13	0.38	0.3	0.2	
MODAL	Mode	38	0.029484	1.352E-19	9.047E-18	0.01378	0.2	0.2	0.68	7.652E-15	1.232E-17	6.218E-18	0.38	0.3	0.2	
MODAL	Mode	39	0.024616	3.291E-08	2.042E-05	2.107E-15	0.2	0.2	0.68	0.00007637	0.00002285	2.043E-12	0.38	0.3	0.2	
MODAL	Mode	40	0.021309	0	2.261E-18	0.12	0.2	0.2	0.8	7.137E-17	1.095E-19	9.123E-19	0.38	0.3	0.2	
MODAL	Mode	41	0.018551	2.849E-05	0.0002418	3.535E-15	0.2	0.2	0.8	0.002201	0.0002213	2.887E-12	0.38	0.3	0.2	
MODAL	Mode	42	0.01796	0.0007088	2.271E-05	3.43E-16	0.2	0.2	0.8	0.0001253	0.001907	5.799E-13	0.38	0.3	0.2	
MODAL	Mode	43	0.015372	4.545E-18	8.651E-17	0.09484	0.2	0.2	0.89	1.916E-18	1.955E-19	1.285E-18	0.38	0.3	0.2	
MODAL	Mode	44	0.014452	0.56	9.585E-06	5.244E-19	0.76	0.2	0.89	6.909E-07	0.01495	1.873E-14	0.38	0.32	0.2	
MODAL	Mode	45	0.014308	1.982E-05	0.29	2.337E-17	0.76	0.49	0.89	0.02885	4.226E-07	7.239E-15	0.41	0.32	0.2	
MODAL	Mode	46	0.011369	0.07923	6.234E-07	1.412E-19	0.84	0.49	0.89	1.425E-07	0.001036	1.717E-13	0.41	0.32	0.2	
MODAL	Mode	47	0.008379	1.291E-07	0.4	2.961E-17	0.84	0.9	0.89	0.003308	1.105E-07	4.25E-14	0.42	0.32	0.2	
MODAL	Mode	48	0.007086	2.384E-20	3.558E-16	0.09484	0.84	0.9	0.99	5.725E-19	2.618E-20	1.146E-18	0.42	0.32	0.2	
MODAL	Mode	49	0.005763	1.087E-06	0.09214	9.482E-17	0.84	0.99	0.99	0.001388	7.153E-07	2.556E-13	0.42	0.32	0.2	
MODAL	Mode	50	0.004138	0.14	3.992E-07	1.543E-20	0.98	0.99	0.99	5.031E-08	0.0006371	1.451E-13	0.42	0.32	0.2	

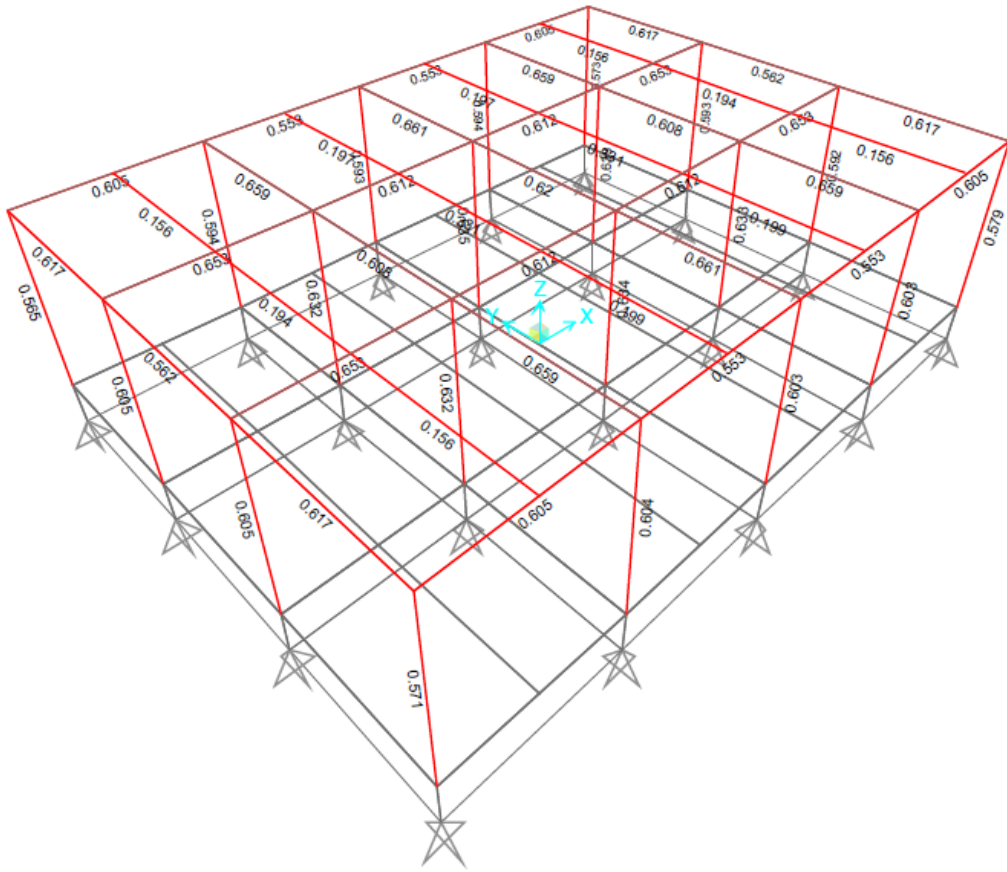
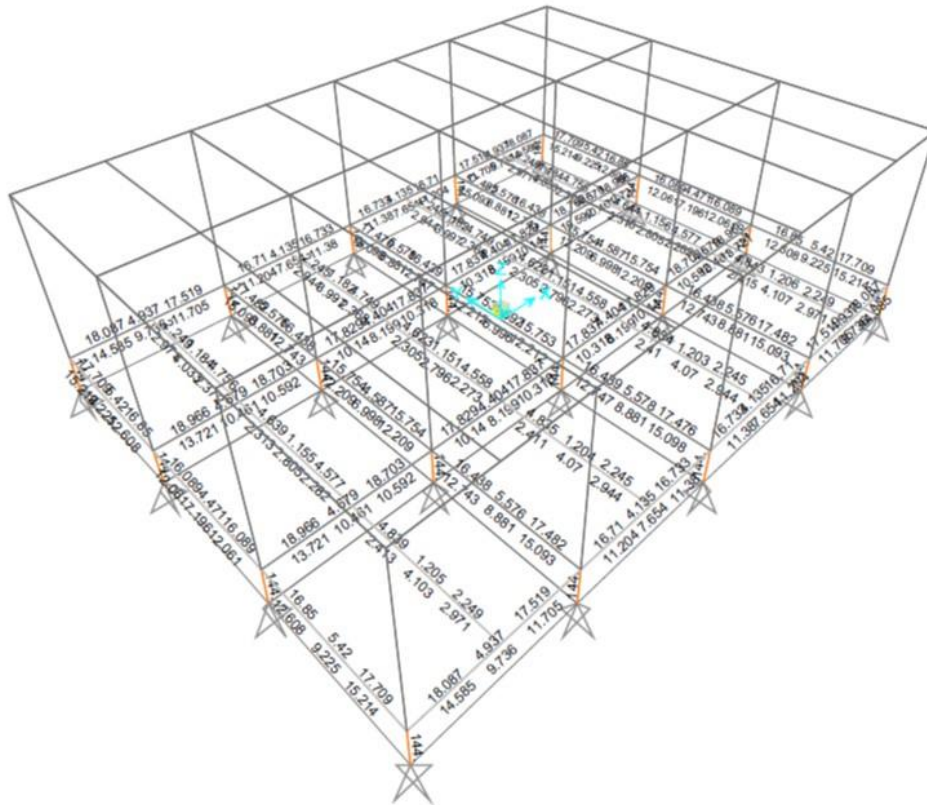


圖 47、鋼構廠房鋼構材 Steel P-M interaction ratios

(a)



(b)

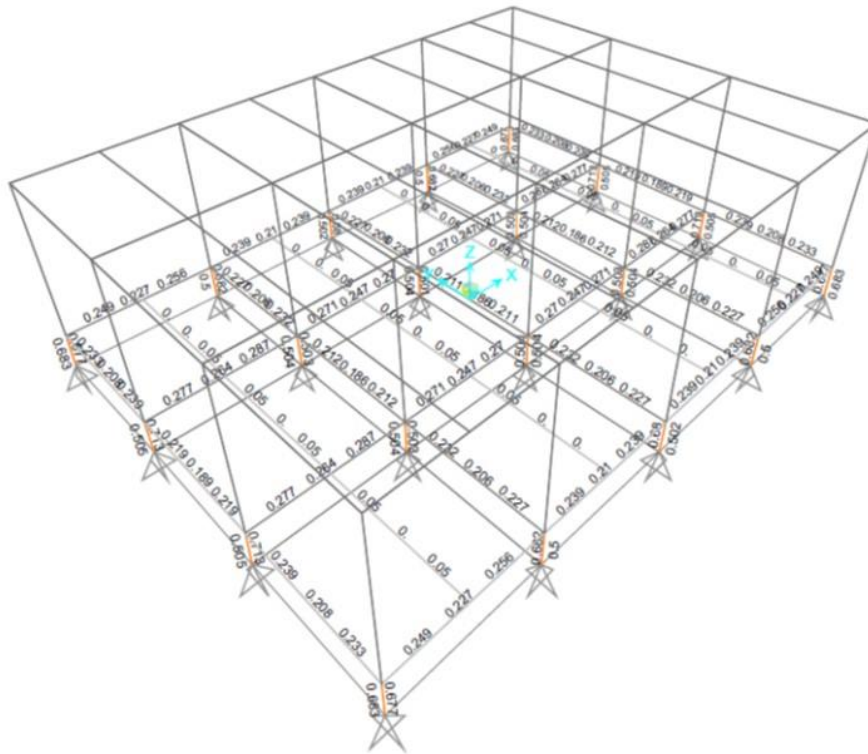


圖 48、RC 斷面鋼筋配筋圖(a) 軸向鋼筋配筋圖(單位 cm^2) (b) 剪力鋼筋配筋圖(單位 cm^2/cm)

5.4.4.2 護箱結構分析與應力檢核

本節考慮地震意外事故下的金屬護箱和混凝土護箱的密封鋼筒結構分析，其中金屬護箱設定為兩用(dual purpose)型式，適用於密封鋼筒的法規要求。而依據 5.4.1 節所述的密封鋼筒的負載組合規定，有關地震意外事故的負載組合是屬於 ASME 法規中定義的 Level D 使用狀況，其負載種類包含有呆載重、熱負載、內壓及假想最大 60g 垂直負載。本節將進行兩種護箱型式在上述的負載組合下的密封鋼筒應力分析，並依照 Level D 使用狀況的應力接受基準來執行應力檢核。

金屬護箱

金屬護箱的負載組合適用於密封鋼筒的法規規定，其負載型式如以下說明

- (1) 呆載重(DL, Dead Load):假設金屬護箱整體等價密度為 $7,200 \text{ kg/m}^3$ ，則由程式計算出整體質量為 $135,540 \text{ kg}$ (約為 $298,550 \text{ lb}$)。
- (2) 熱負載:由環境溫度 32°C 升高至 200°C (假設均勻分佈)。鋼材熱膨脹係數設為 $1.1 \times 10^{-5} / ^\circ\text{C}$ 。
- (3) 內壓:意外事故狀況下，設定 1.724 MPa (250 psi) 的均勻內壓，作用於鋼筒內表面。
- (4) 地震負載:假想最大 60g 垂直負載，均勻作用於所有組件。

應力接受基準

設定密封鋼筒的材質為不鏽鋼 304L，其 S_m 及 S_u 分別為 115 MPa 、 419 MPa ，依據 5.4.1 節所述的密封鋼筒應力分類與接受基準，且地震意外事故的負載狀況劃分為 Level D 範圍，其主要薄膜應力(P_m)以及主要薄膜應力加主要彎矩應力之和(P_m+P_b)的容許應力值可整理成如表 33 所示。

表 34、密封鋼筒容許應力值

應力分類	Level D 容許應力規定	容許應力值 (MPa)
P_m	$P_m \leq 2.4 S_m$ 或 $0.7 S_u$ (取小值)	276
$P_m + P_b$	$P_L + P_b \leq 3.6 S_m$ 或 $1.0 S_u$ (取小值)	414

分析模型

金屬護箱分析模型沿用 5.4.3 節所建立的有限元素模型，而在邊界條件方面，則是在護箱底面設定 Contact 條件，其中摩擦係數設為 0.2。

分析結果

在前述的負載組合下，經由 ANSYS 有限元素分析程式計算所得的密封鋼筒 von Mises Stress 分佈結果如圖 49 所示。

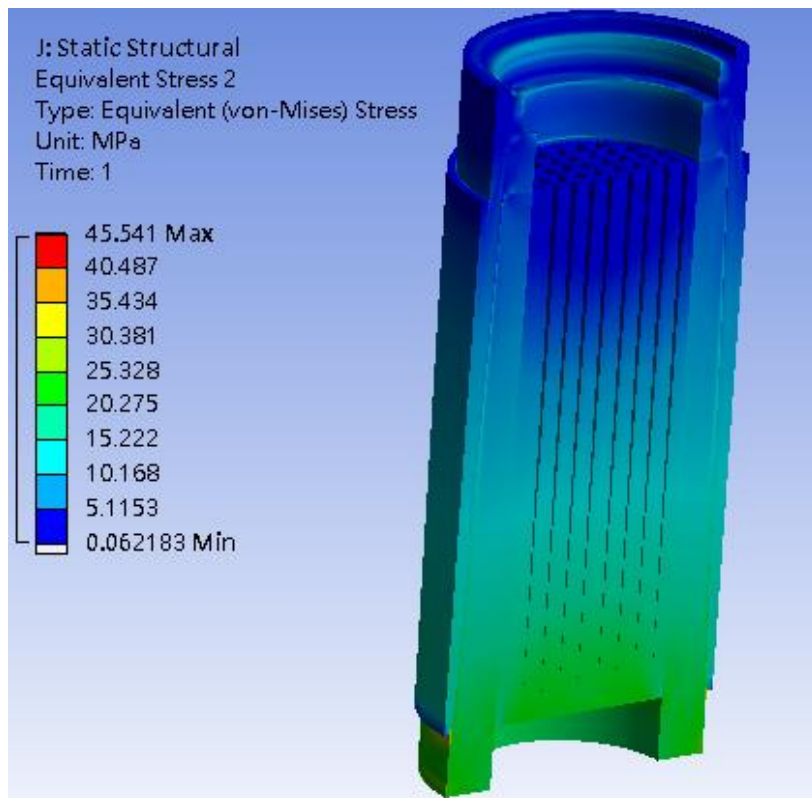


圖 49、密封鋼筒的 von Mises Stress 分佈圖

另外在圖 50 中顯示密封鋼筒的 3 個應力計算截面，根據由程式計算得出的主要薄膜應力(P_m)以及主要薄膜應力加主要彎矩應力之和(P_m+P_b)的應力強度 (stress intensity)，其應力檢核結果整理如表 35 所示，在表中顯示應力強度皆小於容許應力，符合規範要求，其安全餘裕值也同時一併列出。

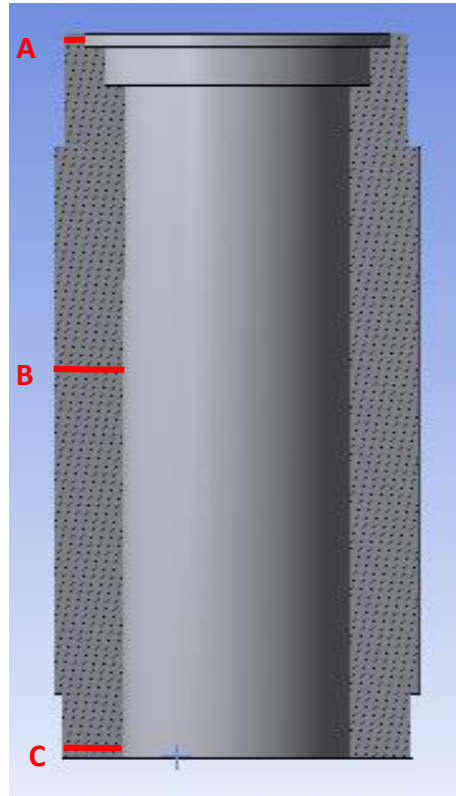


圖 50、密封鋼筒的 3 個計算應力計算截面

表 35、密封鋼筒的應力檢核結果 (a) P_m (b) P_m+P_b

(a) P_m 檢核結果(應力單位: MPa)

截面位置	應力強度	容許應力	安全餘裕
A	1.491	276.0	184.11
B	11.896	276.0	22.20
C	23.924	276.0	10.54

(b) P_m+P_b 檢核結果(應力單位: MPa)

截面位置	應力強度	容許應力	安全餘裕
A	2.594	414.0	158.60
B	10.442	414.0	38.65
C	44.544	414.0	8.29

混凝土護箱

混凝土護箱的負載組合規定列於 5.4.1 節的中，其負載型式與大小以保守原則採用等同於金屬護箱的條件，如以下說明：

- (1) 呆載重(DL, Dead Load):混凝土等價密度設為 2,300 kg/m³，而鋼材等價密度設為 7,200 kg/m³，經程式計算後兩者質量分別為 127,719 kg 以及 70,625 kg，兩者總和為 198,344 kg (約為 436,880 lb)。
- (2) 熱負載:由環境溫度 32 °C 升高至 200 °C (假設均勻分佈)。混凝土熱膨脹係數設為 $9.9 \times 10^{-6} / ^\circ\text{C}$ ，而鋼材熱膨脹係數設為 $1.1 \times 10^{-5} / ^\circ\text{C}$ 。
- (3) 內壓:意外事故狀況下，設定 1.724 MPa (250 psi) 的均勻內壓，作用於密封鋼筒筒身內表面。
- (4) 地震負載:假想最大 60 g 垂直負載，均勻作用於所有組件。

應力接受基準

密封鋼筒的材質設定與金屬護箱的鋼筒相同，皆為不鏽鋼 304L，其在 Level D 負載狀況下的容許應力值所表 34 所示。

分析模型

混凝土護箱分析模型沿用 5.4.3 節所建立的有限元素模型，而在邊界條件方面，則是在護箱底面設定 Contact 條件，其中摩擦係數設為 0.2。

分析結果

在前述的負載組合下，經由 ANSYS 有限元素分析程式計算所得的混凝土護箱整體結構的 von Mises Stress 分佈結果如圖 51 所示。

另外在圖 52 中顯示密封鋼筒的 3 個應力計算截面，根據由程式計算得出的主要薄膜應力(P_m)以及主要薄膜應力加主要彎矩應力之和(P_m+P_b)的應力強度，其應力檢核結果整理如表 36 所示，在表中顯示應力強度皆小於容許應力，符合規範要求，其安全餘裕值也同時一併列出。

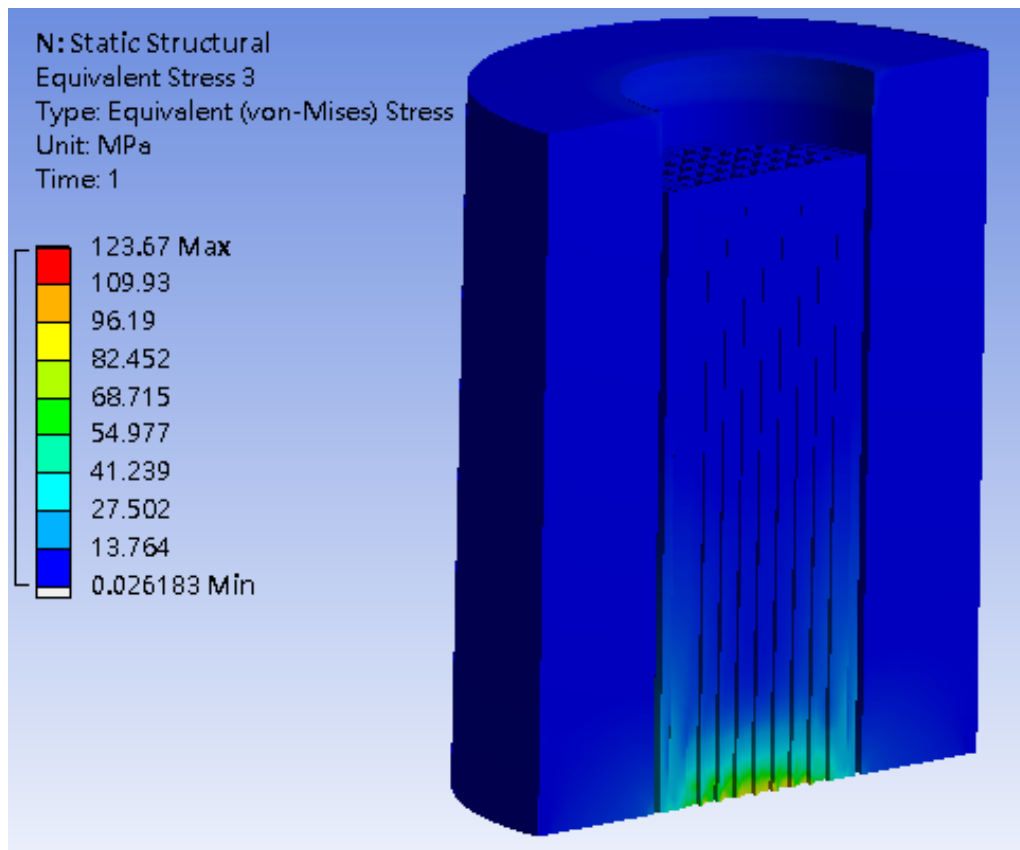


圖 51、混凝土護箱整體結構的 von Mises Stress 分佈圖

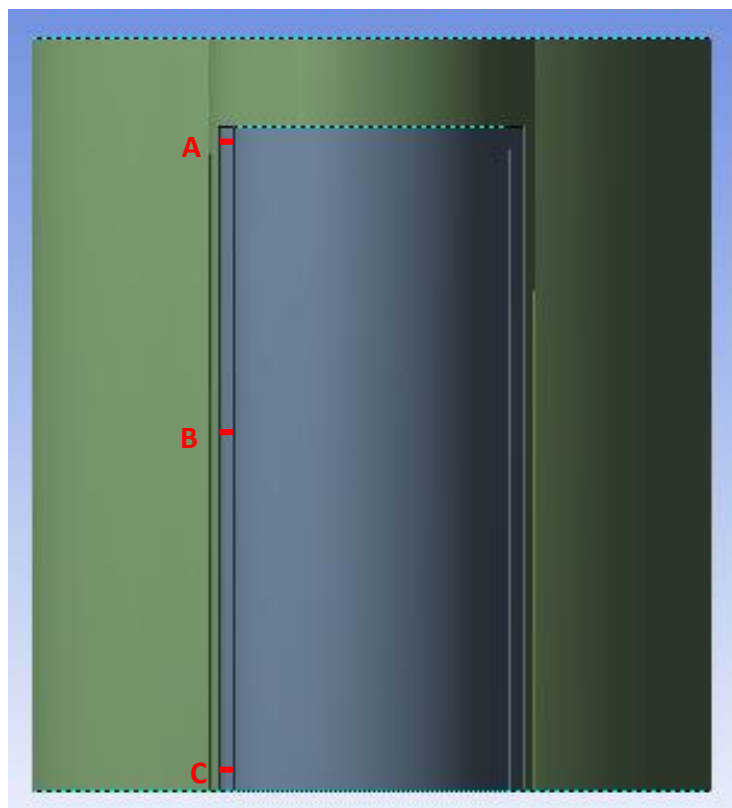


圖 52、混凝土護箱密封鋼筒的 3 個計算應力計算截面

表 36、混凝土護箱密封鋼筒的應力檢核結果 (a) P_m (b) P_m+P_b

(a) P_m 檢核結果(應力單位: MPa)

截面位置	應力強度	容許應力	安全餘裕
A	2.267	276.0	120.75
B	10.378	276.0	25.59
C	32.291	276.0	7.55

(b) P_m+P_b 檢核結果(應力單位: MPa)

截面位置	應力強度	容許應力	安全餘裕
A	2.594	414.0	158.60
B	10.442	414.0	38.65
C	44.544	414.0	8.29

5.4.5 結構應力分析結論與提出審查建議

本研究針對室內乾式貯存設施的兩種廠房設計型式(鋼構廠房和鋼筋混凝土廠房)以及兩種貯存護箱設計型式(金屬護箱和混凝土護箱)在地震事件和護箱傾倒事件的負載狀況下進行結構應力分析模式的研究。以一般結構應力分析的程序而言，其工作內容包含有應力接受基準的確認、分析方法與模型的建立、負載組合、應力分析及應力檢核等項目。依照上述的研究目標與項目，本研究所得到的成果簡要概述如下與回饋於工作一、二之導則和審查規範修訂。

- 依據主流的美國法規規範，整理乾式貯存設施的廠房、護箱及密封鋼筒等主要組件的結構設計法規需求與應力接受基準資料，並將美國 ASME 法規中的應力接受基準與其他國家的相關法規(包含德國 KTA、法國 RCC-M、俄羅斯 PNAE、日本 JSME、加拿大 CSA)做差異比較分析。
- 採用有限元素分析法做為應力分析的工具，對設定的廠房與護箱的設計型式建立有限元素模型，並完成初步的驗證。
- 針對地震事件的負載狀況，分別依照 ACI 和 AISC 規範完成廠房結構的斷面設計檢核，以及依照 ASME 規範完成貯存護箱的密封鋼筒應力檢核。

- 研究護箱傾倒意外事故的結構評估分析模式，以混凝土護箱為例，進行傾倒撞擊地面的動態分析，求出最大的撞擊加速度值，並以此值為慣性負載完成密封鋼筒的應力分析與檢核。

以上對乾貯設施廠房與護箱的結構安全評估技術的研究成果，可提供給管制單位做為修訂相關審查規範的參考依據，並精進對未來國內室內乾貯設施的安全分析報告的審查技術能力。然而本先期研究並未涵蓋安全分析報告中所有的結構評估項目，未來可視審查作業的需求，再針對特定項目或是特定的分析技術進行更深入的研究，以求完備管制單位對未來國內室內乾貯設施之審查作業與能力，並達到符合國際水準的目標。

5.5 廠房與護箱之熱流分析模式建立、評估模式簡化與假設

影響

依據第四章所述之研究方法與流程，本技術團隊將分別針對標的設施之熱流分析模式建立、簡化與影響評估以及其應用於天然與意外事故案例分析逐一加以說明。而為能充分展現出未來審查時可能遇到之工程分析狀況，本章各節於分析工作時將採安全分析者之角度，同時考量分析之工作量與效益下進行分析模式規劃，而非僅就以往針對管制、平行驗證之角度進行分析模式建立，以利審查人員掌握可能隱含之技術細節並作為導則與審查規範修訂之技術支援。

5.5.1 乾貯設施熱流模式安全分析、接受基準與審查資料蒐集

有鑑於熱流分析主要目的係確保各項與設施安全重要的系統、結構、及組件 (SSCs)，皆能符合設計要求，進而確保系統之功能性與安全性符合原始設計需求。考量評估各 SSCs 是否符合設計需求，則勢必要由安全分析所獲之量化數據進行審查；因此若要能確實掌握設施的安全性，除了進一步瞭解各國對於熱流設施之要求之外，其評估與計算之方式亦極為重要。因此本節擬透過研析德、美、日等國之安全分析與接受基準進行研析，以提出可供管制單位參考之資訊。

5.5.1.1 各國熱流模式與安全分析資訊研析

透過先前的委託研究計畫成果[50]可以得知，室內乾貯安全分析所需考量的熱流分析技術，並不會因為乾貯系統之類型而有明顯不同。在上述計畫中提及美國 ISG-21[12]與德國管制方並未明定分析方法為要求為起點，本研究更進一步地檢視了德國 ESK、RSK[16, 17]與日本原子力規制委員會之各項文件[21-28]亦再次證實，各國對於熱流安全分析所採用之方式係以開放的心態進行管制。這是因為相較於臨界抑或是屏蔽安全分析，熱流評估要求(溫度限值)係來自於不同工程

安全評估中，對於 SSCs 之溫度量化資訊的要求，因此若以單一分析方法進行評估(如表 37)將反而造成不必要的負擔；舉例來說：

1. INER-HPS 於申照審查期間，曾有委員提及原分析模式中忽略各圓盤間間隔環與繫桿間距之假設是否合理，此時若要重新分析則將會造成極大的負擔。若直接以整體系統於軸向與徑向之散熱比重進行工程評估，再透過熱傳途徑的說明即可完整確認此假設之合適性；又或核二乾貯中的燃油火災[43]，係利用護箱外殼體積、比熱與輻射通量進行升溫速率計算，以證實事故期間最大溫升不致於造成 NS4-FR 過熱。因此工程評估雖然簡易，但仍有其價值；
2. 解析解或封閉解主要是利用數學方法進行方程組的求解，但在熱傳分析中因為考量各式熱傳機制的相互耦合與幾何形狀的複雜度，此類解析方法在乾貯系統熱流分析中往往因為實際問題的複雜度而難以應用，但對於計算域邊界條件，此法反而可以提供更為簡易的假定依據；例如半無窮長之熱傳邊界。
3. 為能因應非均勻的邊界條件與複雜之幾何形狀，數值分析方法一直都是求解乾貯系統熱流特性的主要方法，但由於各廠家之技術考量與所擁有之分析資源不同，故目前存在許多基於不同數值技巧而建立之分析方法論；例如，常用於應力分析的有限元素法(FEM)或是常見於計算流體力學的有限差分、有限體積法，甚至是沿用電廠系統安全分析之 SYSTEM CODE 皆有其可取之處，亦有數國之安全分析報告甚至採用複數方法進行整合；例如 INER-HPS[40]系統與 NAC 之 UMS 系統皆採用 SYSTEM CODE，如 RETRAN，與有限元素法模型(如 ANSYS)來進行安全分析。然而隨著近年計算資源的大幅精進，目前世界各國於安全分析時，多數已採用計算流體力學作為熱流分析之工具。
4. 除了上述的分析方法之外，若是已經完全設計並具有實體之系統，甚至可以透過實驗方式求取其熱流資訊，以作為申請特殊裝載需求執照之依據；例如 NORTH ANNA 近年增以 TN-32B 進行改裝，並搭配已有的分析數據作為申請裝載高燃耗燃料之依據。惟此方式所費不貲且主傾向用於專案或科學研究方面。

綜合以上對各國安全分析報告所採用之分析技術適用性探討，以及目前各國於審查規範中並未明文指定熱流分析方法之事證，亦無明文要求單一安全分析報告中僅能以一種分析技術進行評估，故建議主管機關無需對未來室內乾設施安全分析報告所使用的熱流分析技術加以限制；而僅需對其所採用方法的參數、假設、簡化以及程式校驗等涉及品質相關之部分加強審查即可。

表 37、各國乾貯設施熱流分析所採用之方法與實例比較

	簡化評估 (工程評估)	解析解	數值模擬			實驗法
			FEM	CFD	SYSTEM CODE	
優點	成本最低、保守性高；適合用於簡化假設之定義	精確度高	分析模式適用性高	分析模式適用性高，為目前主流	分析速度較快	可靠性最高
缺點	精度低，適用於局部簡易評估，如核二火災事故	推導困難，適用範圍有限	不利對流求解；常加以忽略	精度高，但計算成本與模式建立成本較高	受限節點數量，影響分析精度	成本昂貴，系統需進行改裝
分析實例	INER-HPS[40](我國) MAGNASTOR[43]	N/A	INER-HPS[40](我國)	MAGNASTOR[43](美) CASTOR[55](德國) Hi-STORM[56](美) INER-HPS[53](我國)	INER-HPS[40](我國)	TN-32B HBU [54](美國) CASTOR[57](美國)

INER_HPS: (INER High. Performance System

MAGNASTOR :Modular Advanced Generation Nuclear All-purpose. Storage

5.5.1.2 各國熱流接受基準研析

依據美國 NUREG-1567[9]所載之熱流相關資訊，該國對於用過核子燃料之乾貯系統設計主要是以被動式散熱為主要設計標的，並能確保正常貯存或意外事

故中，使得對安全重要的 SSCs 所使用材料、燃料護套材料包件的溫度，維持在可容許的限值之內。其各項要求與美國 10CFR 72 之關係為：

1. 衰變熱移除系統需滿足 10CFR 72.122 與 128 之要求；
2. 材料溫度限值需滿足 10CFR 72.128 之要求；

此外，依據日本規制委員會針對其國內核設施及集中型中期貯存設施之資訊 [58] 與用過核子燃料貯存設施的設計與施工方法技術標準 [59] 第七條進行研析後則可發現；對於熱傳而言，日本管制機關主要設計基準僅有：

1. 用過核子燃料護套於貯存期間之累積潛變量小於 1%；
2. 金屬護箱與其組成元件之溫度低於容許限值；
3. 廠房可確保乾貯護箱貯存於合理之溫度下以，並避免影響金屬護箱的熱移除能力。

而相較於日本之考量，德國之 ESK [16] 中亦有相近的管制要求：

1. 能藉由自然對流有效移除衰變熱，並保持燃料護套之溫度低於限值；
2. 確保護箱溫度不致造成中子與加馬屏蔽材料的損壞；
3. 能確保中期貯存設施內之溫度在設計溫度之下。

除了上述原則性的設計基準與少量的關鍵溫度限值之外，各國的審查規範中並未制定明確而量化的基準以供審查，這是因為各項分析之熱流限值，實則來自於其他領域之標準或設計需求，而被源自於熱流本身；因此只要能依照設施設計時所引用的材料規範與工業標準即可確保 SSCs 的有效性。是故，德、日等國之相關管制文件中，為避免造成限制護箱或系統類型之疑慮，亦未明列其量化的接受基準。綜合以上各國對於乾貯系統熱流設計相關之要求，大略可以歸納如下：

1. 為能確保燃料護套於長期貯存後的完整性，美國係以研析之結果制定出 400/570° 之溫度限值以確保燃料護套不致因為潛變而破裂；而日本亦是規範潛變限值作為標準，並以 48 GWd/t 燃耗的燃料進行測試，確認於 1% 潛變下不會導致護套破損。兩者間雖有不同之規範方式，但其目的皆是確保長期貯存後的燃料護套完整性。在考量我國燃料類型與機組特性較美國相近，故建議仍沿用我國既有之管制規範即可。因此，對於我國室內乾式貯存設施燃料護套溫度限值可依 ISG-11 [61]

與 PNL-4835[62]規範如下：

(A) 正常貯存(長期)及裝填與傳送(短期)狀況之燃料護套溫度限值為 400 °C；

(B) 異常及事故(短期)狀況之燃料護套溫度限值為 570 °C。

2. 要能滿足貯存期間燃料保護與設施全性之設計目標，除了燃料護套之外，整體設計考量亦要將與安全相關的 SSCs 納入考量。然而，整體設施或是護箱之相關 SSCs 溫度限值主要乃是取決於該系統所採行的設計與材料，因此其溫度限值主要可以各國之慣用工業標準抑或是材料物理限值加以規範。例如，我國核一、二廠第 1 期乾貯設施之安全分析告第 1.3 章中，即已針對各項法規標則、設計準則進行要求；而德國則採用其境內的 DIN、KTA 或國際 ISO 標準作為管制之依據。在考量各式乾貯系統之設計與材料選用不一而足，管制單位對於室內乾貯設施各項 SSCs 之溫度限值，僅需依其所選用之材料類型與對應工業標準進行檢視即可，而無需於我國之審查規範中明定溫度限值來管制：

(A) 混凝土類；依據 ACI-349 之要求加以規範為局部 93.3°C 整體 65.5°C(同核一乾貯)，或在確保混凝土之熱膨脹係數符合 NUREG-1536 之要求後，以局部 148.8°C 整體 93.3°C 為限(同核二乾貯)。

(B) 各項中子吸收劑/屏蔽材料依其廠家提供之設計資料進而規範；例如 BORAL[®]以 454.4°C[63]為限，而 NS-4-FR 等聚合物屏蔽材則以 148.8°C[64]為限。

(C) 對於可能出現於系統或護箱中的鋼製元件，則可依據相工業標準加以限制即可；例如 ASME Code Section II, Part D[65]、ARMCO [71]、ASME Code Case N-707 [72]以及 ASTM Standard[73]。

3. 除了上述護套與 SSC 之完整性考量外，乾貯設施於的熱流分析更需將作業程序或貯存期間可能的熱流現象納入考量，並透過熱流評估提供合適的作業時限。例如，原有上蓋封焊時其容許溫度係避免池水於

護箱中加熱時，造成非凝結氣體逸散而將水溫限制於 93.3°C、真空作業與傳送階段之區分則是以保留後續作業規劃之餘裕所需而擬定。針對此類因為作業而定出之熱流限值，本研究建議管制單位，可透過確保 SSC 安全並可增進作業餘裕或輔助達成合理抑低之角度進行審查即可，而無需於相關導則或審查規範中明定量化限值。

基於以上各類 SSCs 之熱流限值討論，我國未來對於乾貯系統進行審查時的接受基準可歸納如表 38 所示；各項比對結果亦顯示，未管主管機關無需對既有審查規範草案中第(6)條「除燃料護套以外的主要安全功能結構、系統與組件溫度，在正常、異常與意外運作時，均能符合材料與結構之設計限值。」進行接受基準修訂，僅需檢視相關主要安全 SSCs 之設計標準與材料標準即可。

表 38、各國管制單位對乾貯設施熱流設計基準比對表

SSCs	國家	我國既有設計基準	美國	德國	日本	是否可被 <u>審查規範</u> 中與熱流相關之接受基準所涵蓋
燃料護套		400/570°C[62]		累積潛變不致影響貯存後完整性[16,58]		是
護箱相關 SSC 限值		結構/材料限值				是
廠房相關 SSC 限值		結構/材料限值				是
裝載作業時限		結構/材料限值/安全考量/作業餘裕				是
各國 SSCs 限值引用標準/規範(含廠房與護箱)		ASME Code Section II, Part D[65]、 ARMCO [71]、 ASME Code Case N-707 [72] ASTM Standard[73]		§ 117 (16) StrlSchV /2/ § 46 and § 47 StrlSchV /2/ SSR-6* DIN 4102 KTA 2101.	JIS ISO SSR-6*	是 (視實際設計再行檢視)

*考量 SSR-6 係因其護箱設計為兩用護箱之故，因此需符合 IAEA 對於運轉之包封容器要求。

5.5.2 熱流分析模式建立

5.5.2.1 統御方程式

透過上述各章對於德國 ESK 第 4 章與 RSK 第 2.3 章之研析以及日本日乾貯設施相關法規內容之比較可以得知，各國對於室內乾式貯存設施之熱傳管制，係分為護箱與廠房兩部分進行描述。但在經過檢視其管制要求後可以得知，不論是護箱抑或是廠房之移熱機制，實則採用自然對流之被動式散熱概念進行設計，且可依分析所需而採用暫態或穩態方式進行計算；例如，在正常貯存時採用穩態方式，而於 800°C 之火災分析時，則應採用暫態分析。

在進一步考量可能之護箱與廠房搭配，以及上述對室內乾貯設施移熱分析之需求。本研究將室內乾貯設施之熱傳機制歸納為一暫態自然對流之共軛熱傳(同時考量結構的熱傳與空間的對流)，並包含熱輻射之熱流問題；其統御方程式可以歸納為：

質量守恆方程式

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho \vec{v}) = 0 \quad (1)$$

其中，

ρ 為流體密度；

而 \vec{v} 為速度向量。

動量守恆方程式

$$\frac{\partial}{\partial t} (\rho \vec{v}) + \nabla \cdot (\rho \vec{v} \vec{v}) = -\nabla p + \nabla \cdot (\overline{\overline{\tau}}) + \rho \vec{g} + \vec{F} \quad (2)$$

其中， P 為靜壓力， $\rho \vec{g}$ 為體積力項；

\vec{F} 為額外力源， $\overline{\overline{\tau}}$ 為應力張量，其形式可以寫為：

$$\bar{\tau} = \mu \left[(\nabla \bar{v} + \nabla \bar{v}^T) - \frac{2}{3} \nabla \cdot \bar{v} I \right], \quad (3)$$

其中，

μ 為流體黏滯係數；

I 則為單位張量。

能量守恆方程式

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho E) + \nabla \cdot [\bar{v}(\rho E + p)] = \nabla \cdot (\kappa_{eff} \nabla T) + S_h \quad (4)$$

其中，

E 為單位質量之總能量；

h 為焓值；

P 為靜壓力；

\bar{v} 為速度向量；

κ_{eff} 則為等效熱導率：

$$k_{eff} = k + k_t \quad (5)$$

其中，

k 為物質本身之分子熱導率；

k_t 則為流場紊流所致之熱導率。

5.5.2.2 護箱幾何模型建立

金屬護箱模型建立

針對本研究所選定的金屬護箱標的設施：德國 GNS 公司的 CASTOR V52 系統，本研究經蒐集了相關設計參數[39]之資訊後獲得如圖 53 與圖 54 所示之重

要幾何資訊。此一資訊雖然欠缺部分細微資訊；比如：外側中子吸收棒之數量、細部螺栓尺寸等參數，但考量本分析係屬先行建立技術為目的，而非如正式安全分析或平行驗證般，需確保各項設計參數精確無誤。故所欠缺的參數在透過 GNS 網站上之立體圖示與比例法推估後，仍可滿足分析模式建立所需；例如，透過圖 55 所展示之中子吸收棒數量進行內外圈棒數之估算。

經此一資料蒐集並採行最少之簡化後所獲得之 1/4 CASTOR 最佳預估模型則如圖 56 所示；其中紫色部分代表護箱之一次蓋與二次蓋、藍色部分則代表中子吸收棒、粉紅色則是代表燃料提籃之結構。除此之外，為確保分析模式不致因為過多假設而導致不可預期的誤差；本分析模型亦依照 CASTOR 之實際設計資訊，於護箱側表面設有與設計圖面一致(含數量、深度、寬度與節距)之鰭片。反之，為能進一步探討熱傳常見之假設與影響，本研究亦建立了一個安全分析中常用之簡化模式(如圖 57 所示)模型，兩者間僅有護箱外側鰭片之不同。

本計畫為能確保各技術團隊所採用模式之一致性，於上述分析模式完成後，亦透過模式關鍵參數之查詢方式與 IGES 標準格式之方式，將所獲得之幾何參數分別分享給臨界、屏蔽與結構技術團隊，進而逐步建立整合分析之經驗以因應未來可能面臨的平行驗證任務。

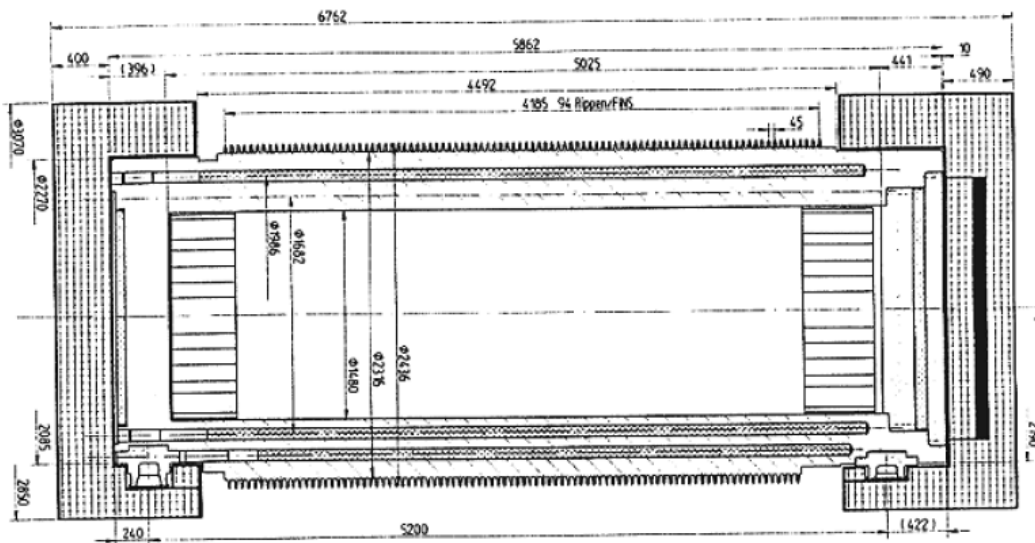


圖 53、CASTOR 護箱設計幾何資料[39]

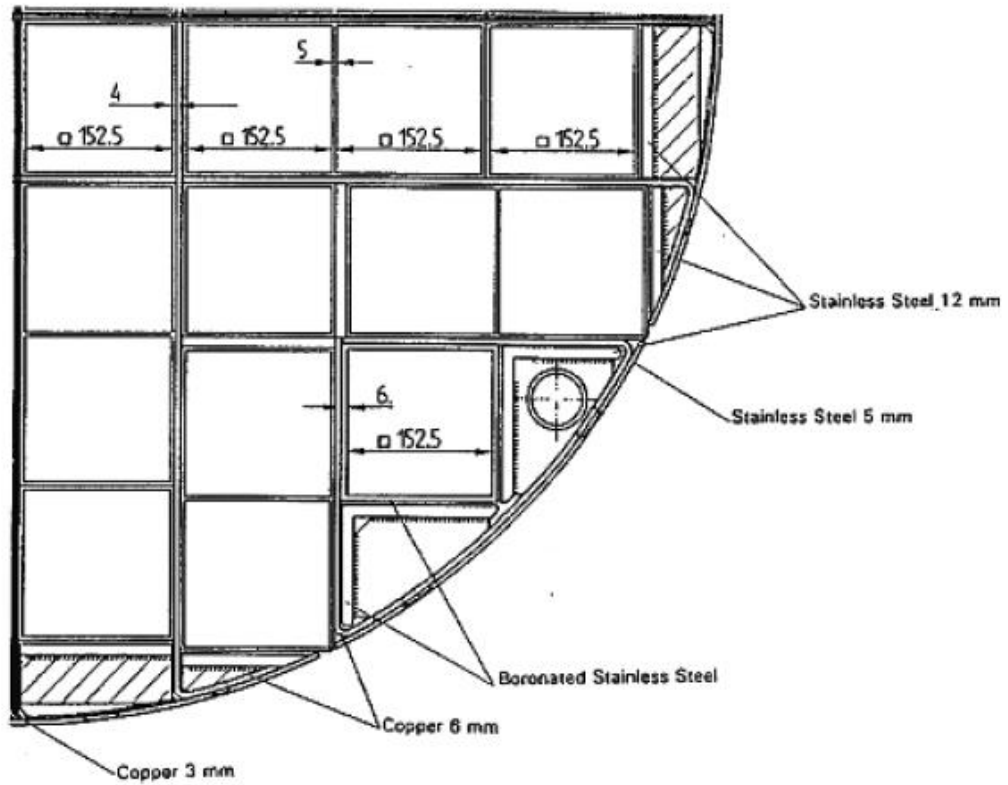


圖 54、CASTOR 提籃設計資訊[39]

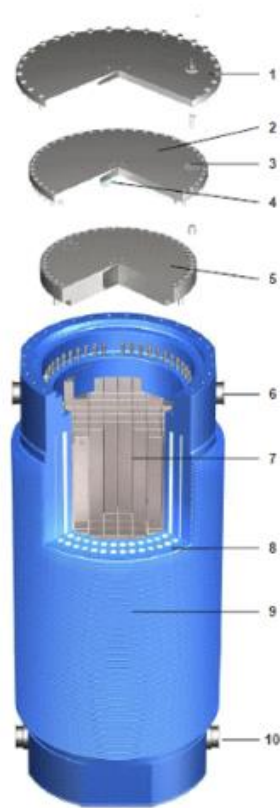


圖 55、GNS 官方網站上對 CASTOR 系統之三維示意圖[4, 5]

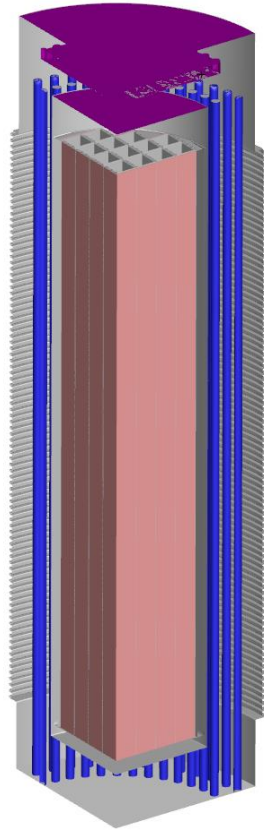


圖 56、本研究所建立之 CASTOR 最佳預估幾何模型

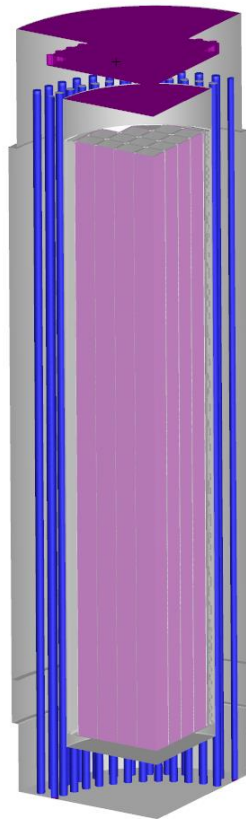


圖 57、本研究所建立之 CASTOR 忽略鱗片之幾何模型

混凝土護箱模型建立

本研究所選定之混凝土護箱為 NAC UMS 系統，經評估其與 INER-HPS[40] 兩者間主要差異係在於外加屏蔽層之部分，而其餘設計諸元並無太大之不同。因此在考量本先期研究工作乃是先行建立分析技術之故，遂選擇以核一第 1 期乾貯 INER-HPS 系統之申照資訊進行模式建立，惟不考慮外加屏蔽層之設計。因此，本混凝土護箱模式建立所需之各項資料皆可由核一乾貯安全分析報告取得(如圖 58 與圖 59 等)於此不再贅述。

經此資訊所建立之分析模式則如圖 60 所示，整體模式之建立與規劃作業與先前 CASTOR 並無不同，皆是忽略了細部螺栓等不影響熱流之結構，惟因 INER-HPS 並無鰭片之設計，故本研究亦未再進一步進行相關組件之幾何模型簡化。

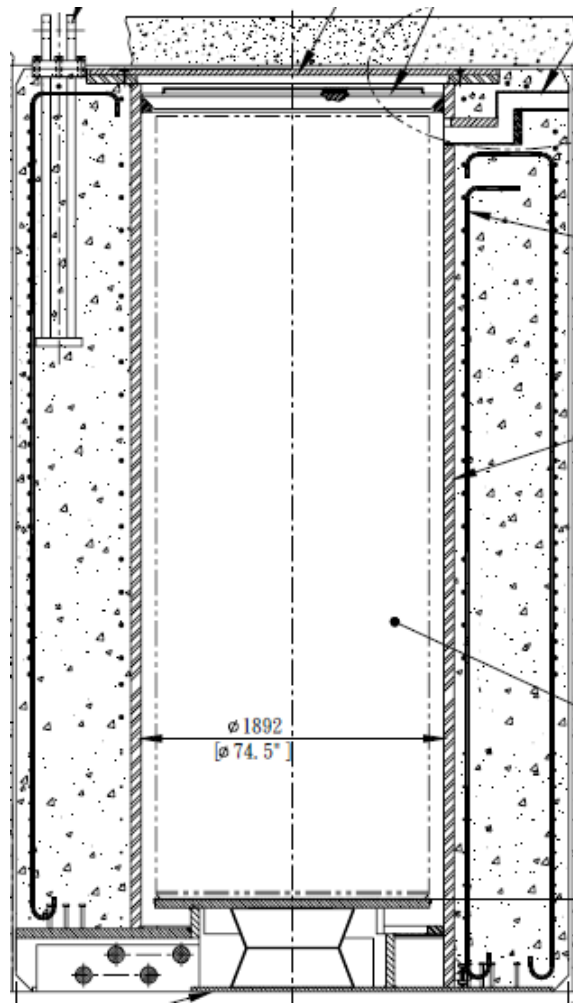


圖 58、本研究所選定之混凝土護箱工程圖面

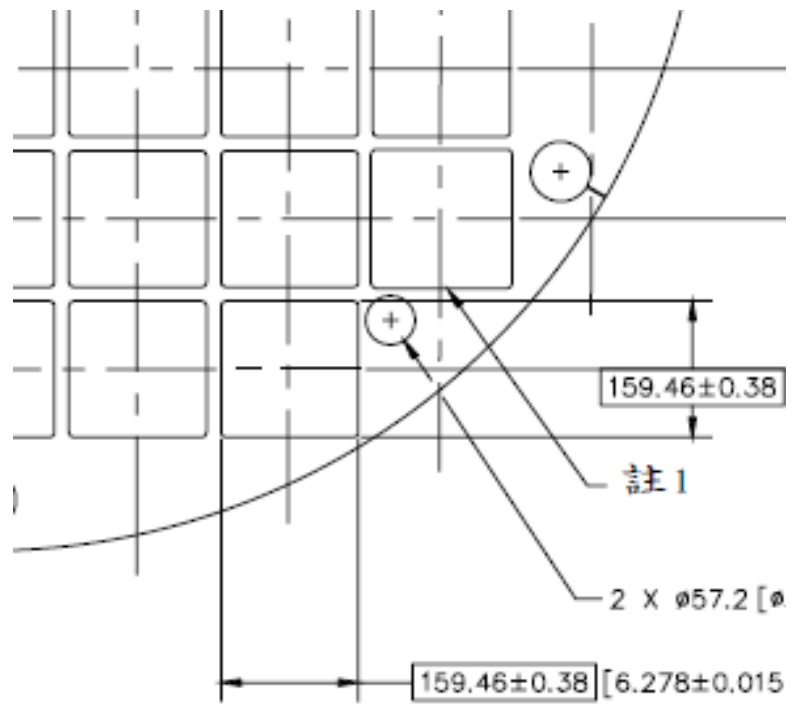


圖 59、本研究所選定之混凝土護箱提籃設計參數

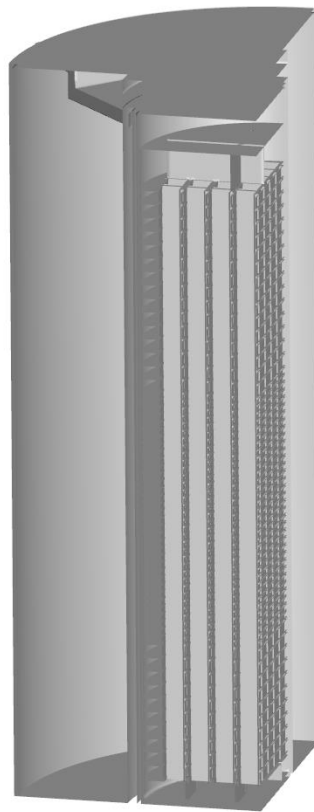


圖 60、本研究所選定之混凝土護箱分析模型

5.5.2.3 廠房幾何模型建立

基於本研究所選擇的護箱型式與廠房類型，本研究亦完成了廠房幾何模型之建立，其中包括了採用混凝土護箱與金屬廠房之設計，以及採用金屬護箱與混凝土廠房之組合。整體模型之設計規劃係依循 ESK 第 2.3.1 節以及 RSK 第 4.2 節之指引，需考慮護箱放置所造成的特殊邊界。其中 RSK 為能詳述此一影響，更於 12.4.5 節「貯存設施的佔用因素」中加以要求，並要求分析時需採用最大放射性(屏蔽、保健物理)、熱負載(熱流)與機械負載(結構)進行評估。

此一考量主要係確保熱傳分析之保守性，若以圖 61 所示之示意加以呈現，則左方的配置在較小空間內有較大之熱負載；反之右側的配置就因為熱負載較小而無法滿足上述 RSK 12.4.5 指引或一般安全分析報告所應考量的保守性要求。

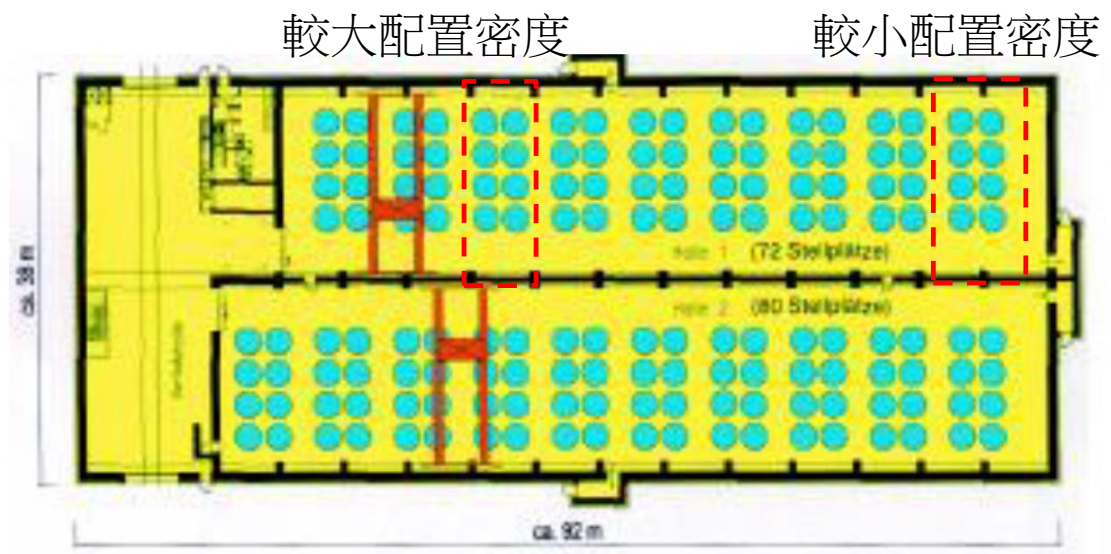


圖 61、以 WTI 概念之廠房圖例說明設施不同配置之影響

本研究依上述指引之要求所獲得之兩種標的設施廠房模式，則分別如圖 62 與圖 63 所示；整體尺寸已盡可能考量熱流分析之必要性與標的設施實際構造之情況加以規劃，所餘之差異實非本技術發展前期研究應需考慮，後續亦暫時不再予以深入探討。

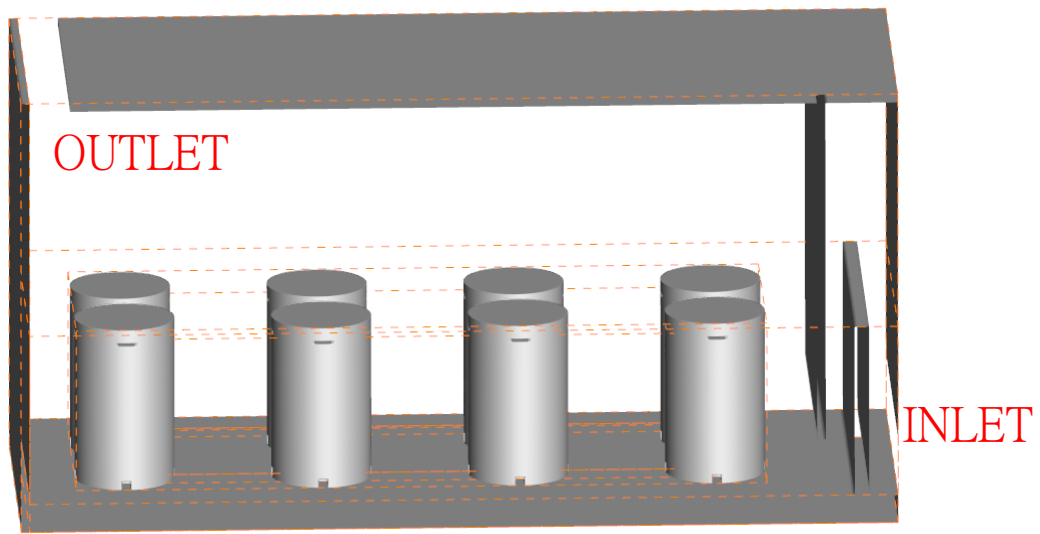


圖 62、混凝土護箱搭配鋼構廠房之分析模型

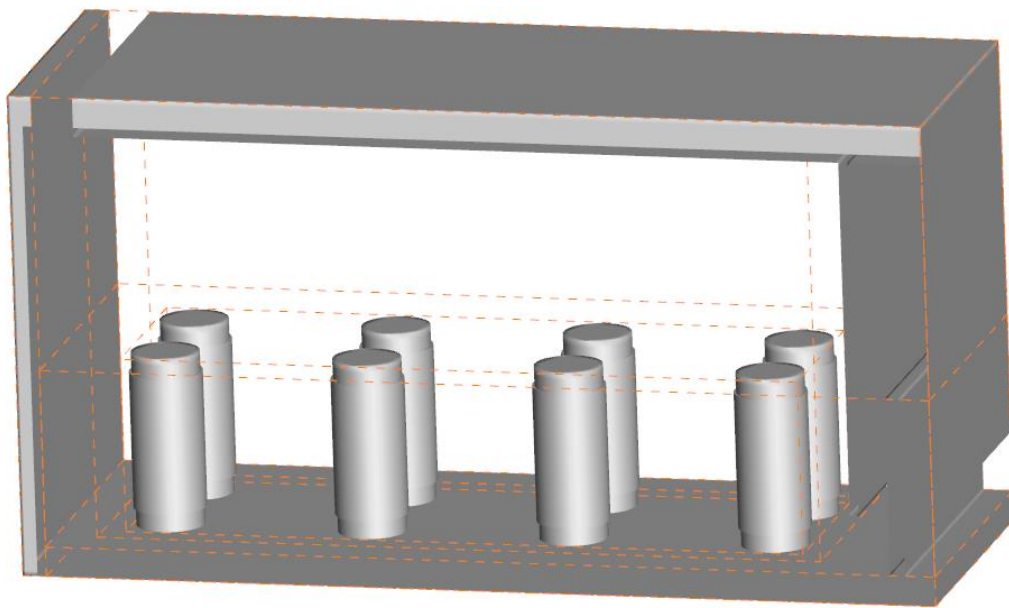


圖 63、金屬護箱搭配混凝土廠房之分析模型

5.5.2.4 網格生成與測試

除各國施行中的導則，如 NUREG-1567[9]、德國 ESK 與 RSK 之外，為求透過本案所精進之導則與審查規範能同時兼備未來的需求，本研究特地針對美國 NRC 近期所擬定並尋求公眾意見的 NUREG-2215[10]進行研析。其結果發現該導則除大致依循 NUREG-1567[9]之外，於第 5.4.4 節之處新導則納入了對 NUREG-2152[13]之要求，要求對採用計算流體力學分析之熱流安全分析報告，需增加網格靈敏度之評估說明以確保網格收斂指標(grid convergence index, GCI)。因此本研究特於分析模式完備之後依循上述導則之要求，就網格生成方法、網格密度與品質，以及 GCI 進行探討。

A.網格生成與數量說明

如圖 64 與圖 65 所示，為能確保本研究建立之網格具有低扭曲度且儘量正交於各速度、溫度梯度等熱傳特性。在此採用堆疊法之網格生成方式，於各個特徵面上採用非結構式網格進行網格生成，以使其具有上述易於求解與收斂之特性後，再沿護箱軸向進行堆疊；而所得之護箱網格與廠房網格則分別如圖 66 至圖 68 所示；透過此一分析模式所建立之網格數量則統計如表 39 所示。

表 39、不同案例之原始網格數量

模式名稱	網格數量
CASTOR	2,002,116
INER-HPS	1,377,738
混凝土廠房	7,119,098
金屬廠房	5,567,393

B. 網格收斂指標計算

不論是近期 NRC 擬完成公眾意見審查並頒佈的 NUREG-2215[10]或是已發行多年但卻仍未被廣為引用 NUREG-2152;其所要求於計算流體力學分析方法進行乾貯設施時皆需引用 ASME V&V 20-2009 導則[41]來進行網格所造成的計算不準度，此方法之估算流程依續為：

(I) 計算代表網格大小 (Representative Grid size, h) :

對於本研究所採用的非結構性網格系統而言，因考慮其網格尺寸無法直接以單一網格之長、寬或高等特性加以描述，故採用下式加以定義：

$$h = [(\sum_{i=1}^N \Delta V_i)/N]^{1/3} ;$$

其中， ΔV_i 為網格i之體積， N 為網格數目。

(II) 計算格點加密因子 (Grid Refinement Factor, r)

$$r_{i+1,i} = \frac{h_{i+1}}{h_i} > 1.3$$

其中， $r_{i+1,i}$ 為標準網格(較粗)對較細網格的加密因子，而本研究於用分析軟體中則逕採各維度加密 1 倍之方進行處理，故其值可定為 2。

(III) 計算準確度等級 (Order of Accuracy, p)

由前面得到之格點加密因子與各格點之變數可算出準確度等級

$$p = \left[\frac{1}{\ln(r_{21})} \right] \left[\ln \left| \frac{\varphi_3 - \varphi_2}{\varphi_2 - \varphi_1} \right| + q(p) \right],$$

其中， $q(p)$ 為超越函數，可定義為： $q(p) = \ln \left(\frac{r_{21}^p - s}{r_{32}^p - s} \right)$ ，

而 s 定義為： $1 \cdot \text{sign} \left(\frac{\varphi_3 - \varphi_2}{\varphi_2 - \varphi_1} \right)$ ；

其中， sign 則為邏輯函數，係用以判斷實數的正負值，其定義為：

$$\text{sign} = \begin{cases} -1: x < 0, \\ 0: x = 0, \\ 1: x > 0, \end{cases}$$

而 φ_i 則是第i組格點分布下之計算結果。

(IV) 計算格點收斂指標 (Grid Convergence Index, GCI)

$$GCI_{fine}^{21} = \frac{F_s}{r_{21}^p - 1} \left| \frac{\varphi_2 - \varphi_1}{\varphi_1} \right|$$

其中的 F_s 乃是用以修正不同格點分布作為評估基準時之修正係數，依據相關導則要求，在以三種格點條件進行誤差評估時其值應帶入 1.25；而採用二格點分布進行不準度評估時則應以 2 為修正值進行調整。此一定義管制單位亦可於實質審查時提出檢視之要求，以確保分析結果符合 NUREG-2215[10]之要求。

(V)不準度 (Uncertainty, Unum)

$$u_{mesh} = \frac{GCI}{k} = \frac{U_{mesh}}{k},$$

其中 k 為分布係數因子，與誤差分布有關；在 95%信心水準且為常態分布之條件下，其 k 值為 1.15。針對以上所述之不準度量程序，本評估選用 CASTOR[4, 5]模式作為展示網格不準度之計算，並以燃料護套最高溫度測試標的；其值於具有不同網格數目之模式下所得計算結果如表 40 所示。

表 40、不同網格之計算結果

網格類型	Mesh size/in	T (k)
標準網格	2,002,116	460.8
加密 1 次	5,302,294	461.5
加密 2 次	15,612,872	461.7

而網格分布所造成的不準度計算過程與結果則如下所示：

$$r_{21} = \frac{h_{original}}{h_{fine_1}} = 0.722,$$

$$r_{32} = \frac{h_{fine_1}}{h_{fine_2}} = 0.702,$$

$$p = \left[\frac{1}{\ln(r_{21})} \right] \left[\ln \left| \frac{\varphi_3 - \varphi_2}{\varphi_2 - \varphi_1} \right| + q(p) \right] = -0.661,$$

$$\ln \left| \frac{\varphi_3 - \varphi_2}{\varphi_2 - \varphi_1} \right| = -1.25,$$

$$q(p) = \ln\left(\frac{r_{21}^p - s}{r_{32}^p - s}\right) = -0.0105 ,$$

$$s = 1 \cdot \text{sign}\left(\frac{\varphi_3 - \varphi_2}{\varphi_2 - \varphi_1}\right) = 1 ,$$

$$GCI_{fine}^{21} = \frac{Fs}{r_{21}^p - 1} \left| \frac{\varphi_2 - \varphi_1}{\varphi_1} \right| = 7.9 \times 10^{-3} .$$

經上述計算後，即可將乾貯分析模式因網格所帶來的不準度 u_{mesh} 予以量化：

$$GCI_{fine}^{21}/1.15 = 7.9 \times 10^{-3}/1.15 = 0.68\% .$$

此一結果顯示除顯示網格所造成的網格差異小於 1%，故可將此不準度保守納入分析結果中，以檢核計算結果是否仍符合設計限值。

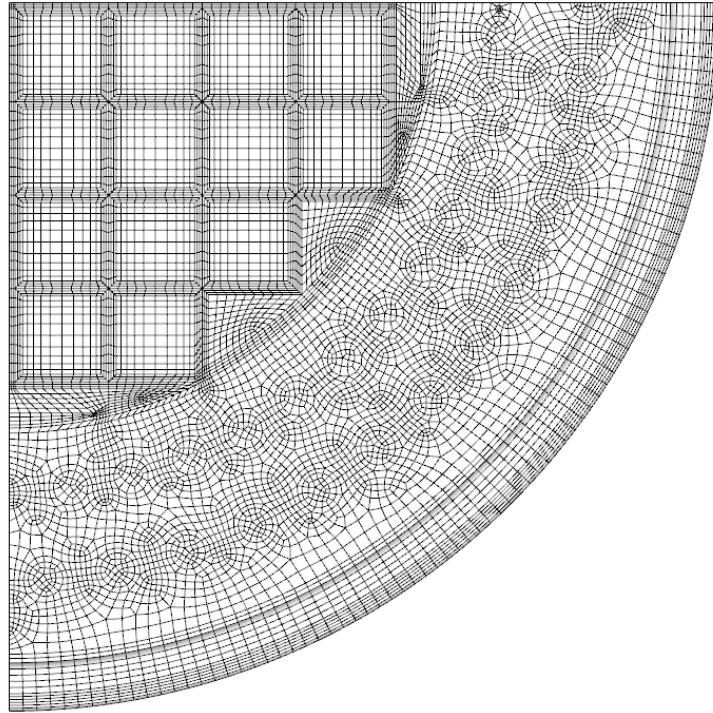


圖 64、CASTOR 節面網格分布

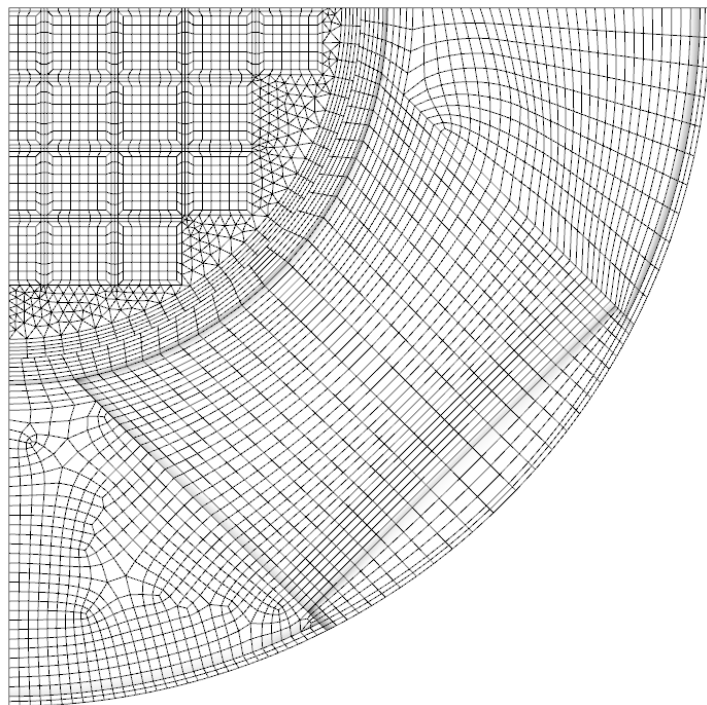


圖 65、INER-HPS 節面網格分布

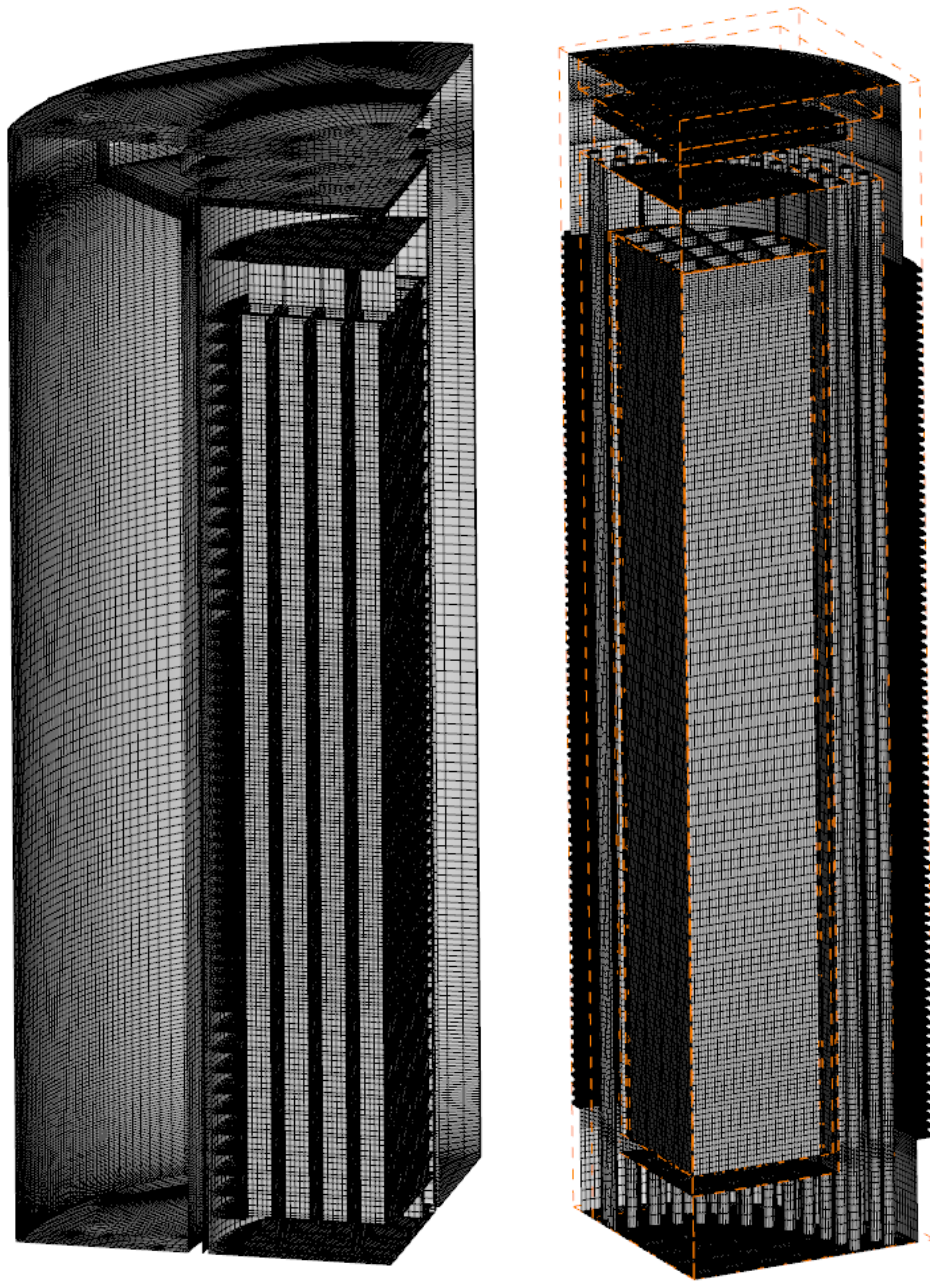


圖 66、INER-HPS 與 CASTOR 模式網格分布示意圖

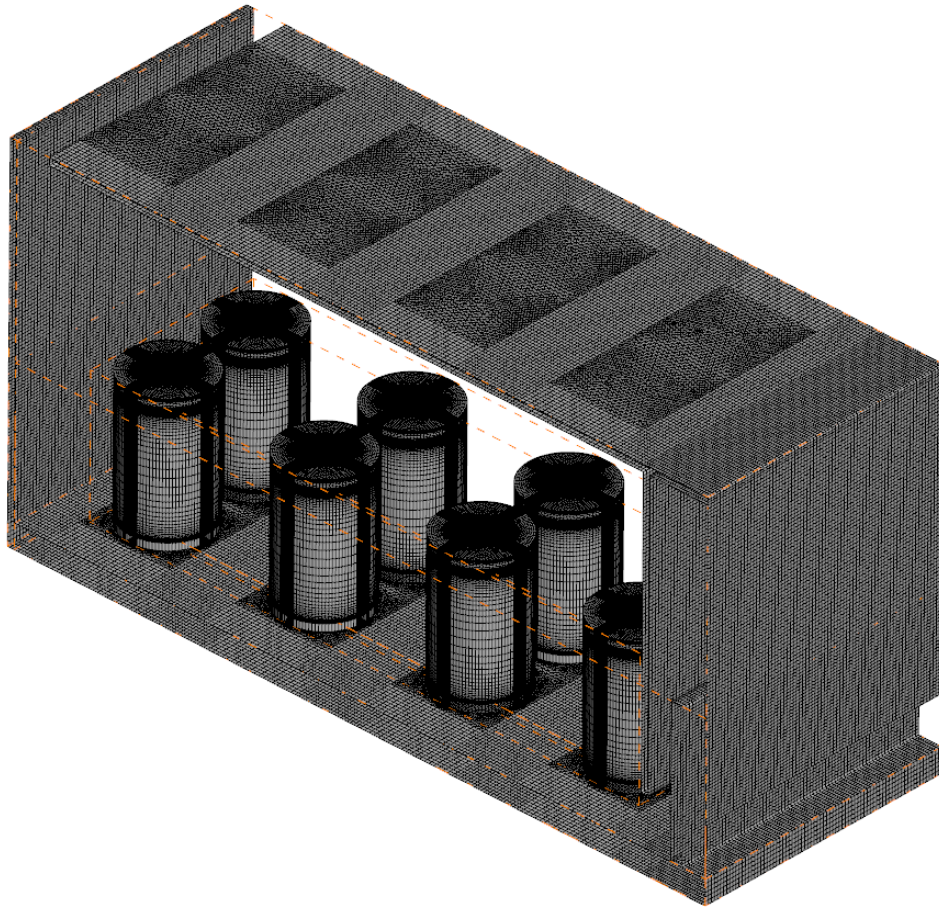


圖 67、混凝土護箱與鋼構廠房模式網格分布示意圖

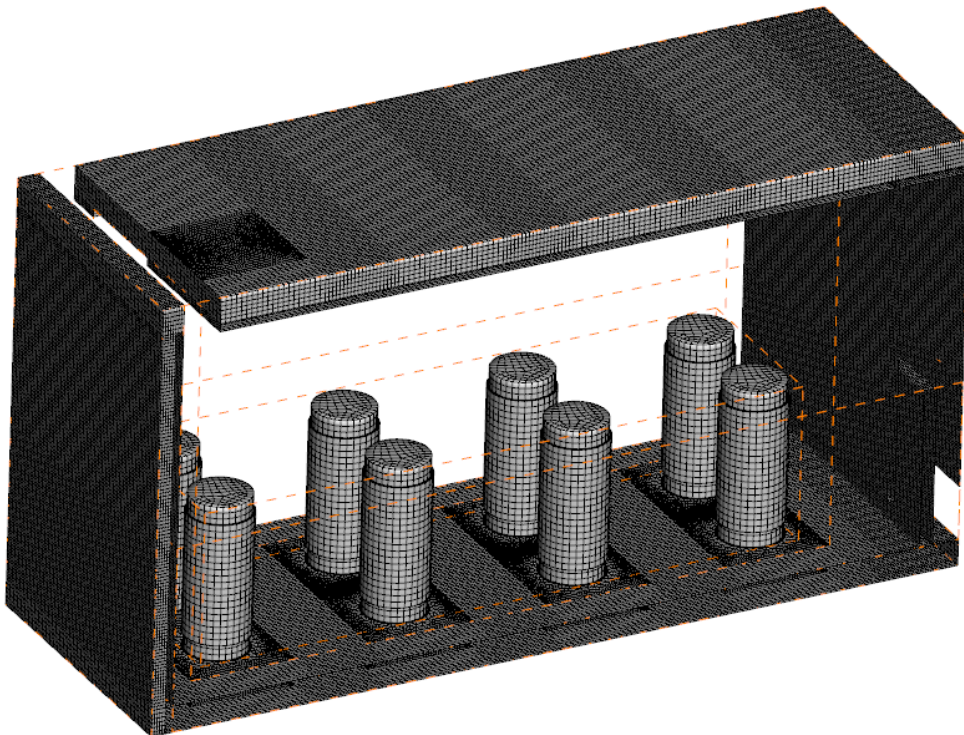


圖 68、金屬護箱與混凝土廠房模式網格分布示意圖

5.5.2.5 邊界條件與假設

經過上述各節的討論與說明，符合分析所需之計算流體力學模式皆已完成，在進一步考量各模式所作的工程簡化，並參考既有核一、二乾貯安全分析報告後；各項工程簡化與邊界條件可臚列如下，後續將據此進行簡化與影響評估：

- 1· 燃料束採用均質化處理；
- 2· 燃料提籃與燃料匣等多層化結構，採用等效熱阻方式進行均質化，並考慮方向性之影響；
- 3· 考慮燃料束軸向功率分布；
- 4· 燃料於提籃中之配置忽略可能之差異，加以行列化並對齊之；
- 5· 簡化金屬護箱表面，忽略其鰭片設計。

5.5.3 分析模式簡化與假設之影響評估

依據前節於分析模式建立時所採用的簡化技術可以得知，部分安全分析的執行者往往會對於實際之幾何形狀進行小幅的改動，此一部份的改動可能包含了不影響熱傳結果之簡化，如忽略螺栓、加工程序或標準零件：如倒角、簧片等，以及會對熱傳結果有顯著影響的組件簡化或邊界條件假設，例如：燃料束與提籃的均質化、軸向功率分布的設定、絕熱邊界的設定、主要散熱面之特性簡化；例如鰭片的簡化等。

而為能使管制單位更能瞭解上述簡化所造成的熱流影響，甚至評估將發現回饋至導則或是審查規範之中，本節將逐一針對上述所提及的假設與簡化進行影響評估。

5.5.3.1 燃料束均質化影響評估

核一、二廠乾式貯存設施於熱流分析，因考慮計算能力之限值；故以 SANDIA 國家實驗室所建立的經驗公式進行燃料束之簡化。其作法是利用如圖 69 (a)所示之二維模式，進行燃料束與燃料匣內部的元件的簡化。其流程可概述如下：

1. 將各元件材料性質填入模式中，包括燃料丸、護套、其餘空間內所含之流體；如水、氬氣等；
2. 給定燃料丸合適之單位體積產熱率，並將燃料匣外圍以固定溫度邊界條件進行設定；
3. 計算至收斂並記錄其邊界熱通量、燃料最高溫度、平均溫度
4. 利用下式計算其等效熱傳導係數：

$$K_{eff} = \frac{0.29468 \times Q \times a^2}{(T_c - T_e)}$$

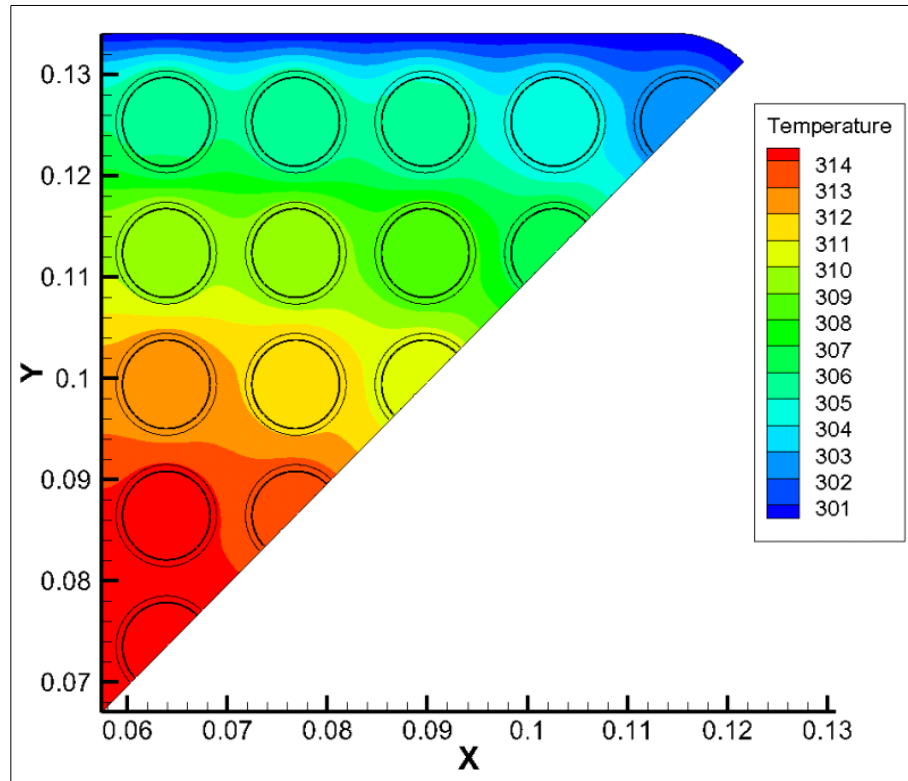
上述作法所獲得之等效熱傳導係數在進一步以均質化之模式進行計算後所得結果如圖 69 (b)所示；其結果顯示，在“正確”採用此一簡化模式進行燃料束之

幾何簡化時，確實可以獲得相應之燃料束溫度分布，且每一燃料棒之最高溫度亦可準確掌握。惟考量此一作業需有熟悉熱流之人員進行，且相關結果亦需符合品保作業，並經審查與複核方可確保計算結果之可靠性，故本研究提出以下重點，以供管制單位於審查之參考。

- (1) 相關燃料束之簡化應以計算書形式備查；並於審查中適度地透過代碼、圖表與趨勢性之檢視，以證實其簡化後之性質無誤；
- (2) 計算書或其他證明文件中應就其經驗式所載之數值進行適用性確認，以證明此一簡化模式滿足安全分析所需考量之範圍；例如，相關簡化分析所執行之範圍應涵蓋燃料可能出現之溫度區間；
- (3) 此外，由於採用均質化模式後將會對燃料束於乾貯時的平均溫度造成低估的效應(最高溫度不會低估)；整體而言將會出現如圖 70 所示之差異，並造成約 3-5%之熱容量之保守度，但此一量值將會因為所採用之參數而變化。

綜合以上之發現，本研究已證實 5.1.2 節中，針對安全分析報告第 6.3 章熱流評估中應對 (二) 材料溫度限值乙項進行修訂，額外對材料與組件於熱流分析時之所使用之熱傳參數一併進行檢視。

(a)



(b)

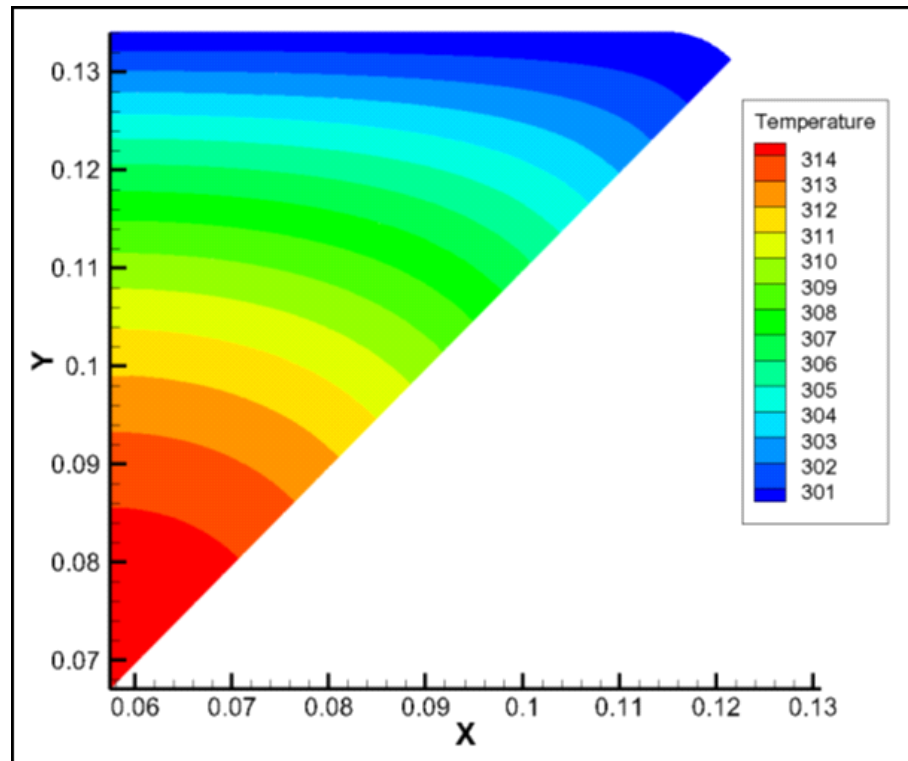


圖 69、(a)均質化前 (b)均質化後之燃料束分析模式與其溫度分布(°C)

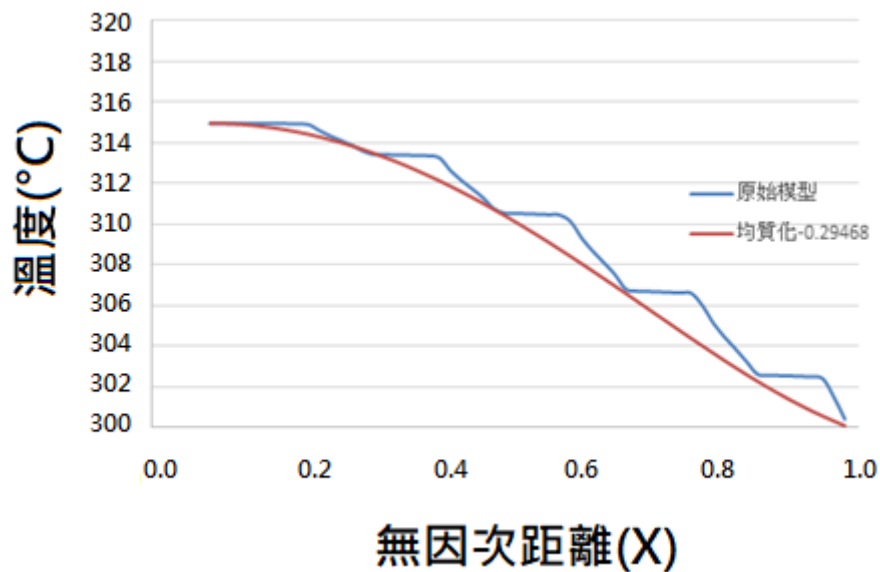


圖 70、均質化前後燃料束對角線溫度分布比對圖

5.5.3.2 燃料匣與提籃均質化影響評估

除了具有熱源的燃料束，乾貯設施中往往還存在許多不具熱源但又需考慮其熱傳特性的細微結構；例如，燃料匣、提籃套筒兩層結構間往往因為加工與組裝所需，保留有數釐米所組成的多層式結構。此一結構因為難以透過層層描繪來建模，故往往在安全分析報告中，皆採用均質化模式來加以處理。如所示此一作業往往於各層的垂直面上採用串聯熱阻之概念進行處理，並於其它兩個維度上，採用體積比平均之均質化方式進行處理。

此一作法原則上不致有需特別注意之問題，但可能因為分析過程中利用如圖 71 所示的方式處理非等向性熱傳導係數而導致分析結果隱含失誤(例如，在主要熱傳方向誤植較高的熱傳導係數)，故建議審查人員應就其所設定之材料性質正確性加以檢核。如圖 72 所示，當在材料性質皆已參數化的分析模式中，若誤將燃料提籃的熱傳設定錯置時，其所獲得的分析結果即會相差 10°C，且難以於安全分析報告中直接發現。

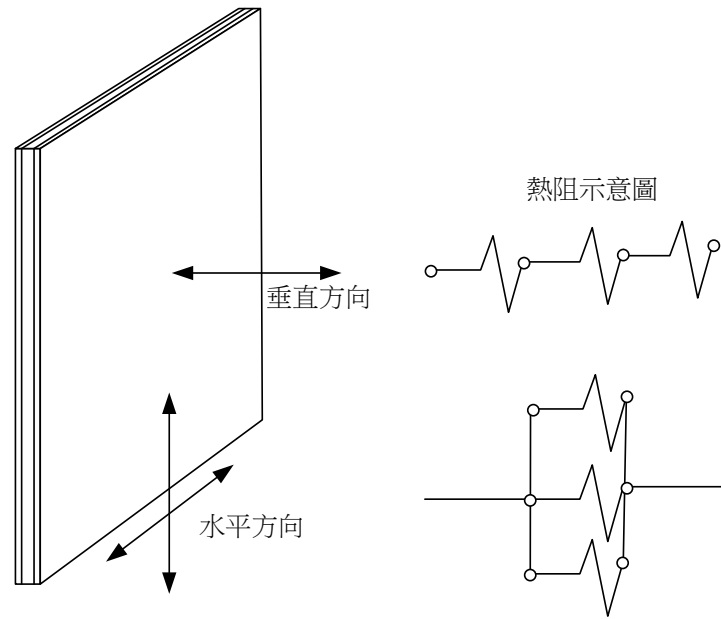


圖 71、多層結構之熱阻示意圖

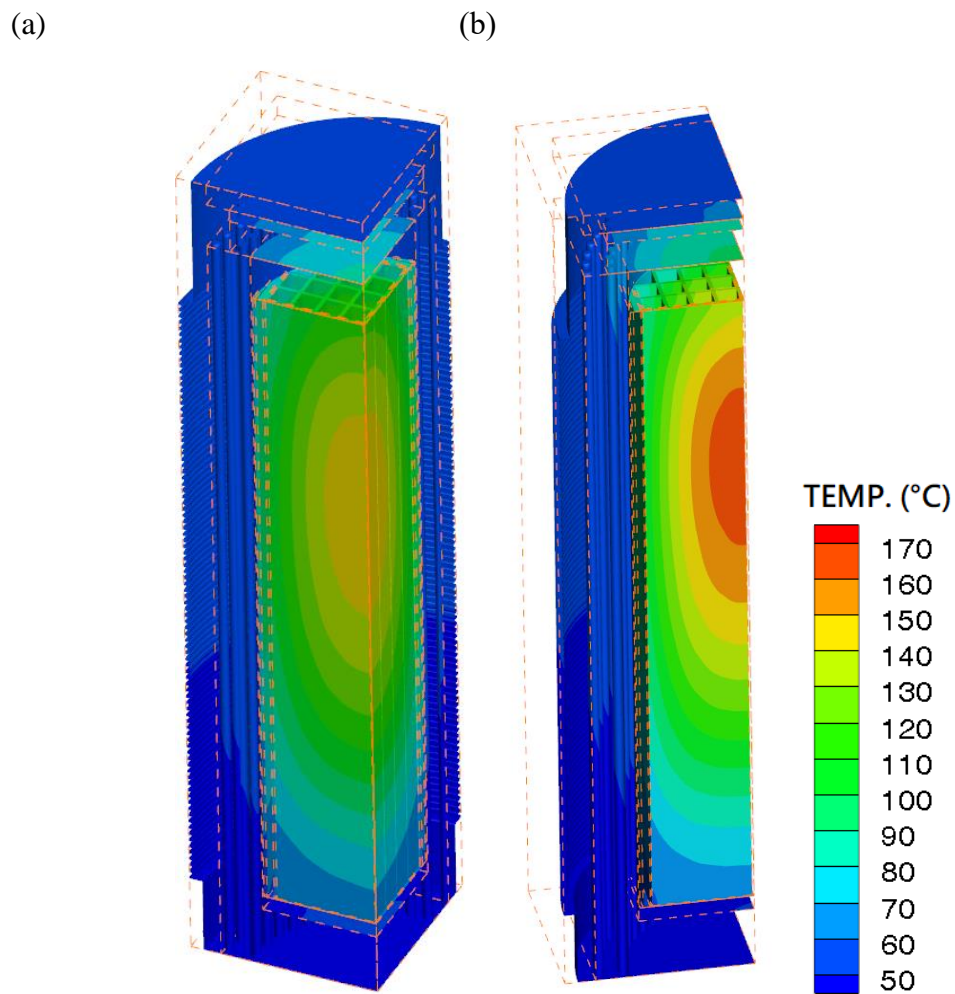


圖 72、(a)設置不當之提籃性質與(b)正確設置提籃性質所得的溫度分布(°C)

5.5.3.3 燃料功率設置

對於乾貯設施之熱傳分析，除了要考慮其軸向的其熱源分布之外，亦需考慮燃料在提籃中的配置狀況。一般而言，目前在利用計算流體力學進行乾式貯存分析時，往往不會將燃料束區分為多段，再依據其所在位置填入其對應的熱產生率；而是以程式碼描述其分布曲線的方式來加以達成。然而，在採用程式碼進行邊界條件之編譯時，預期審查人員將無法直接由安全分析報告之量化數據得知其邊界條件是否有誤。因此為能進一步瞭解整個軸向功率設置分析技術與涉及審查之部分，以下將以 CASTOR[4,5]裝載 ATRIUM-10[42]燃料為例進行說明，而不再重新以本案所選之另一標的設施進行處理。其原因除兩者都需之技術實為相同外，CASTOR 亦為國內首次進行熱流模式發展與熱流特性研究，因此在此項討論議題上比以 INER-HPS[40]進行評估更具代表性。

如圖 73 所示，當乾貯護箱已決定擬裝載之用過燃料類型時即可由運轉歷史與最初設計參數求得燃料之軸向衰變熱功率分布，然而就以往之經驗可以發現單一護箱中可能裝載有不只一種之燃料，是故其燃料軸向功率分布或將有所不同此點亦需於審查期間注意其保守性。

尤其是一般而言燃料的軸向功率分布係以比例來進行表示，因此在相同的單束設計熱負載下，除了需採用較高局部熱產生率之燃料類型進行分析之外，亦需注意其經過多項式適配法(CURVE-FITTING)所獲得之參數對於整體熱功率之影響。例如，圖 73 之功率曲線雖然可以表現燃料於不同位置之局部功率與平均功率之比例；但由於在適配式取得的過程中往往使得其下方積分面積不為 1，此時若逕行採用此一適配式進行功率設定時，則將無法確保燃料功率之保守性。因此建議管制單位可參照 ISG-21[12]之建議，於審查期間提出審查要求，並請申照方提出證明文件以確認之。

除了燃料束的軸向功率分布之外，燃料於提籃內的配置狀況亦是影響分析結果的關鍵參數之一。於此部分，一般而言可以透過分別設定的方式對燃料束一一

進行定義，亦或是採用程式碼進行設定的方法。但對於管制單位而言，最重要的是確認燃料束熱源已正確地設置在每一個燃料中，以避免在案例邊界條件設定時出現如圖 74 之微小錯誤。此一錯誤的程式碼有可能源自於工程師在進程式碼開發時，為求其適用性而加大其資料矩陣大小，但卻忽略了其資料格式可能導致在容量較小提籃的系統中將有出錯之可能。如圖 75 所示，此一錯誤的程式碼很明顯的造成左側圖面的提籃中燃料第一排以外的燃料並未正確設定熱源，故造成燃料束未呈現具熱源物體對外熱傳時會出現的同心圓狀溫度分布。此一錯誤不僅會影響燃料預期所得的溫度值之外，對於外圍提籃組件之預估亦會造成影響。

考量此一缺失實則難以由安全分析報告中的量化審查來發現，故建議管制單位應強化對安全分析報告中所載各項數據之來源計算書的查證，進而達到符合 ISG-21[12]對審查人員之建議。

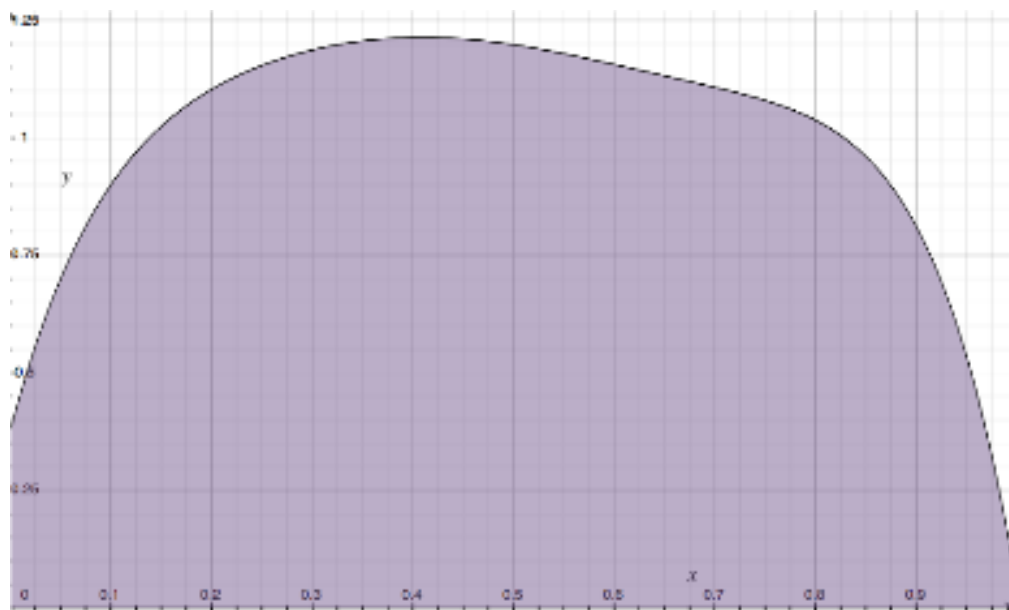


圖 73、常見之 ATRIUM-10[42]燃料軸向功分布

```

-----
real Fxz[22][22]=
{
    /* Z軸方向→*/
    /* *//250.,250.,250.,250.,0.,0.,
    /*X*//250.,250.,250.,250.,0.,0.,
    /*軸*//250.,250.,250.,0.,0.,0.,
    /*方*//250.,250.,0.,0.,0.,0.,
    /*向*//0.,0.,0.,0.,0.,0.,
    /*↓*//0.,0.,0.,0.,0.,0.,
    1.
}

real Fxz[6][6]=
{
    /* Z軸方向→*/
    /* *//250.,250.,250.,250.,0.,0.,
    /*X*//250.,250.,250.,250.,0.,0.,
    /*軸*//250.,250.,250.,0.,0.,0.,
    /*方*//250.,250.,0.,0.,0.,0.,
    /*向*//0.,0.,0.,0.,0.,0.,
    /*↓*//0.,0.,0.,0.,0.,0.,
};

```

圖 74、錯誤(左)與正確(右)之燃料提籃熱源程式碼

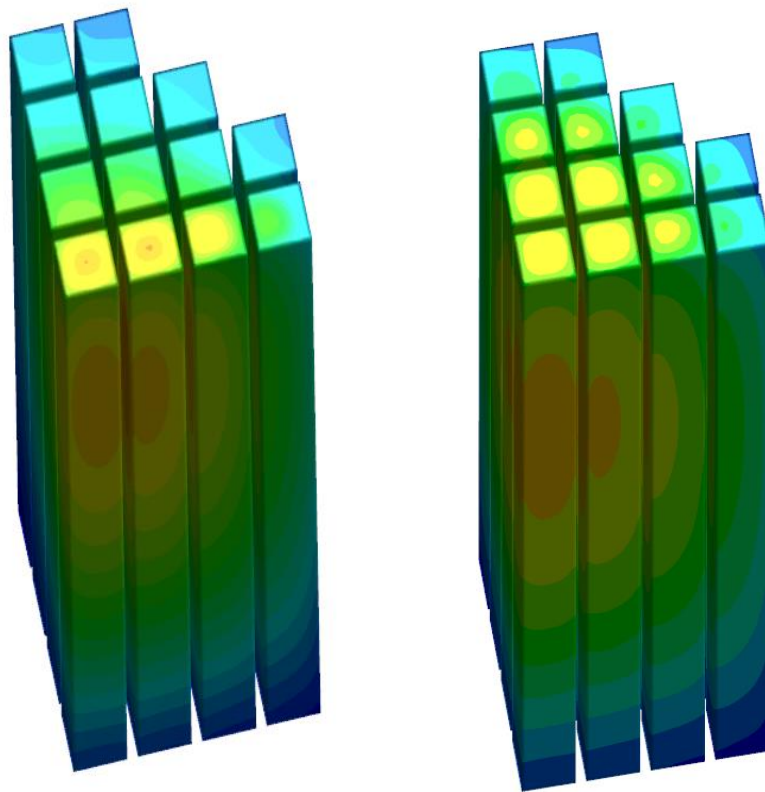


圖 75、燃料提籃在錯誤(左)與正確(右)設置燃料熱源後之溫度分布

5.5.3.4 金屬護箱表面鰭片簡化影響評估

誠如先前所討論到的，部分工程人員在進行分析時往往會採用保守假設為由進行部分組件之簡化作業；以鰭片為例，其設計可以大幅增加散熱表面來強化護

箱的自然對流。也因此，分析者往往會以增加保守度為由逕將此一假設套用於分析模式中；相類似的狀況亦有可能出現在護箱表面的輻射吸收率等假設上。

若進一步將此一假設透過本技術團隊所建立之兩個 CASTOR 模型來進行探討；則可發現如圖 76 左側圖所示，考慮表面鰭片之模式中，計算所得之分析結果確實比右側不考慮鰭片之模型超過 20°C 之溫度差異，並證實於此案例下之假設保守性。

但若管制單位據此同意申請單位以此方式進行模式簡化，而未能整體考量此一假設是否在各式案例中皆能保守時，亦有可能出現部分案例之保守性疑慮。例如，依據德國管制單位之 ESK 內部危害乙項中，需考慮廠房內火災之情境。在此類案例中，火災的時間將與其行政管制下潛在可燃物存量有關，而其溫度則與可燃物類型有關。若未來申照者以此看似保守之模式進行溫度 800°C 火災時，則可能會導致如圖 77 中所呈現之結果；正常案例下因為忽略了鰭片所提供的熱傳能力，而使得事故初期的中子吸收材具有較保守的溫度；但隨著事故的發生，火災環境的高溫反而不易於此簡化模式中發現。因此在事故狀況下，考慮鰭片的模式，其金屬護箱表面在經過一小段時間的加熱後即比忽略鰭片的簡化模式更早出現中子吸收材升溫的現象，並於接近 1800 秒之後出現比簡化模式更為高的溫度。

據此發現，本研究建議管制單位於審查簡化表面熱對流、輻射吸收度之假設時，應參考 ISG-21 之建議，透過全面案例的保守性檢核來確保相關假設之合理性。

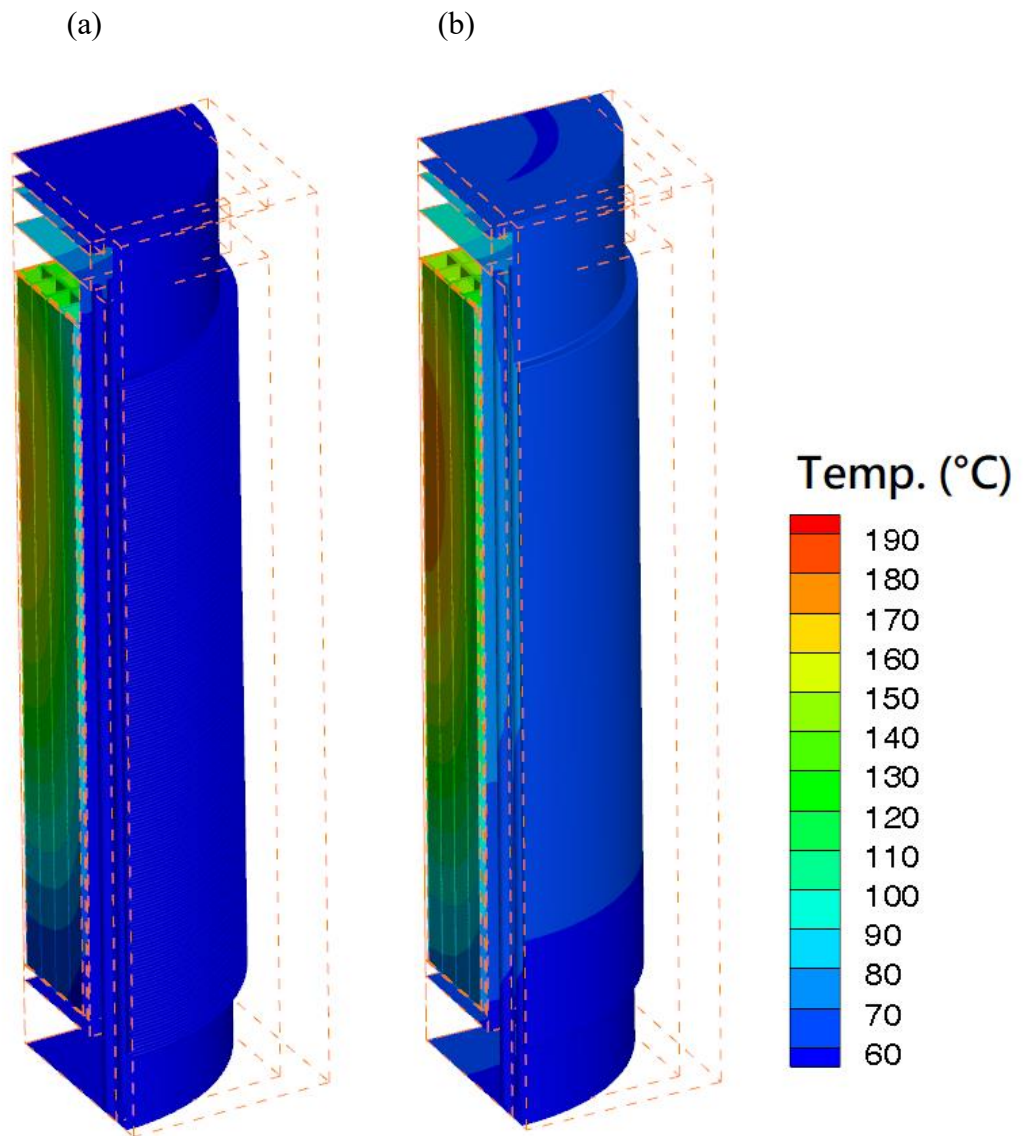


圖 76、護箱(a)考慮鰭片與(b)不考慮鰭片正常案例之護箱表面溫度時之計算結果(°C)

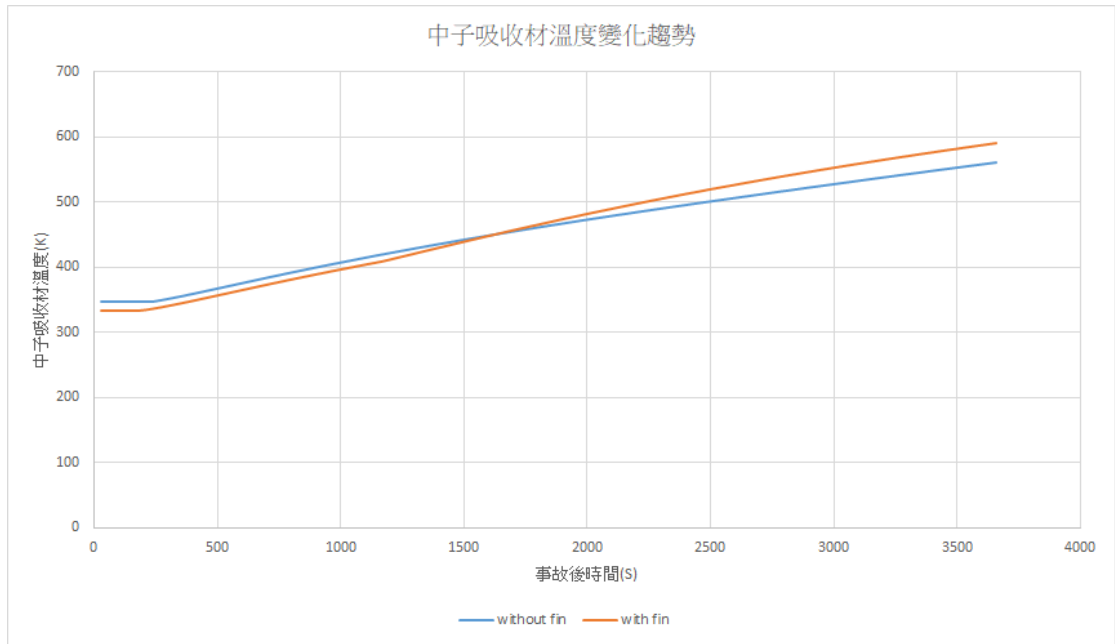


圖 77、考慮鳍片與否之護箱分析模式，在火災事故下之中子吸收材溫度變化趨勢

5.5.4 關鍵熱流分析案例計算與天然災害意外事故資訊研析

本研究所建立之護箱模式，除了用於上述模式簡化與影響之評估之外，亦可透過正常案例之計算來提供各項安全分析報告審查與平行驗證所需之資訊。惟考量本計畫主要係以技術建立與研究為目的，實無需像安全分析報告般針對管制單位所列之各項案例進行分析；僅需就案例間涉及模式、材料與所需技術不同之案例擇要進行評估即可。舉例來說，不論金屬護箱或是混凝土護箱在 32°C 之環溫度之下，或是考慮廠房之阻隔效應而讓環境溫度略高之情境抑或如以往安全分析中需考慮 41°C 或 56.1°C 等不同環境溫度之狀況皆不會對其熱傳機制造成影響。是故，本研究所建立之模式擬針對不同事狀況下之擇要进行表 41 中所列案例之分析工作，將因為系統設計特性之不同而進行規劃；例如，混凝土護箱並無聚合物中子吸收材設計故無需進行吸收材流失分析，又金屬護箱無通氣口設計，故無需進行全阻塞分析。此外，雖然考慮室內乾貯設施不太可能在事故狀況下出現進出廠房氣口全阻塞之狀況，但為能就學術角度先行探討進出氣口同時因事故而封閉時的熱流狀況，故在兩種廠房設施中保守假設廠房因事故而出現進出氣口同時密封之情況。

最後，考量部分分析雖由熱流分析技術所完成，惟其相關內容之討論涉及意外事故研析之領域，故本節僅探討熱傳相關案例，其餘意外事故將挪移至 5.7 節中進行綜合討論以確保報告整體架構之完備。

表 41、熱流分析案例規劃與篩選

	混凝土護箱/鋼構廠房	金屬護箱/混凝土廠房	章節歸屬
進口溫度 32°C	V	V	穩態熱流
進口溫度 56.1°C	V	V	穩態熱流
護箱阻塞事故	V	無阻塞機制	暫態熱流
廠房阻塞事故	V	V	暫態熱流
水災	V	V	穩態意外
火災	V	V	穩態意外
中子吸收材流失	無聚合物吸收材設計	V	穩態意外

5.5.4.1 穩態熱流分析

如圖 78 與圖 79 所示，採用混凝土護箱搭配鋼構廠房之在環溫 32°C 之案例下，空氣將會透過廠房進氣口流入貯存區中，並沿著廠房底層流動後進入護箱進氣口，再經混凝土護箱之密封鋼筒的加熱後由出氣口排至廠內。也因此可見在廠房內高度 7m 左右的位置發現許多護箱尾氣所造成的熱點(圖 80)。在進一步將於表 42 與表 43 中對不同高度廠房溫度進行量化比對後可以發現，採用混凝土護箱與金屬廠房之搭配時，人員作業範圍的 1m 左右高度區間，最高室內溫度大略僅比進口溫度高出約 1°C 以內；這意味著在選用混凝土護箱時，因為密封鋼筒被外層混凝土護箱包覆之故，並不會直接影響混凝土護箱的進氣溫度進而導致混凝土護箱的熱流表現受到設施裝載密度的直接影響。反之，如圖 81 所示之金屬護箱搭配混凝土廠房的案例中，因為金屬護箱表面可直接對廠房空氣與壁面進行輻射熱傳與對流熱，進而造成 1m 高之人員作業區與 4m 高之護箱移熱範圍(圖 82)分別比混凝土護箱高出約 5°C 與 6°C 左右的溫度；且由圖上的溫度分布可以觀察到置於上游與下游的護箱，將會明顯受到設施裝載密度與護箱擺置之影響，

進而使最下游之金屬護箱因為圖 83 所示之不規則流場而出現比上游護箱高出 10°C 以上的表面溫度差。

除了人員作業區的溫度在不同護箱類型的設施中有著明顯差異之外，若進一步比對高度較高的位置(如 4m~7m)則可發現，混凝土護箱因在此高度區間內存在空氣出口，而使得該區域內的部分區存在高溫尾氣之現象，其溫度將可高達近 47°C(320k)。採用金屬護箱的設計則因為直接透過廠房內空氣進行移熱，因此並不會在廠房內形成局部高溫的尾氣，但其廠房溫度仍會隨著高度的增加而提高。這意味著不論採用何種護箱，對於廠房之結構溫度、消防評估以及位於廠房上層的設施，如冗餘通風系統、吊掛系統、照明系統等電氣通訊系統皆需以考慮自然對流所造成的溫升現象。此一發現與德國 ESK、RSK 與要求維持整體建築物在設計限值之下，以及荷蘭 HABOG 之管制文件中，要求混凝土溫度低於 95°C 之要求相符；並可說明為何室內乾貯各國先進國家對於廠房內的溫度是對其系統、結構與組件而非對廠房內空氣溫度進行功能性管制。

為能更進一步的提供設施內熱負載與對建物熱流設計資訊，本研究更進一步對廠房內環境溫度與護箱組件溫度餘裕之差異進行比較。在將廠房內的平均溫度以進出口溫度差定義為 $T_{avg} = \frac{T_{in} + T_{out}}{2}$ ；則不同單位熱負載、設計流量下之廠房內平均溫度大略進一步歸納如圖 84 之趨勢。依據此一結果，在假設合理之設計流量為每護箱 0.2-1m³(核一乾貯設施之單一護箱流量為 0.401 m³/S)，則廠房內的平均溫度將可能在最低(高)流量下比廠外高出約 25 °C(5 °C)；亦即在我國氣候環境下，廠房內的空氣溫度將可能超過 40 °C 甚至更高。

由於乾貯設施之元件溫度可視為隨環境溫度線性變化；因此在獲得了各元件最高溫度後，即可找出餘裕最小的元件(例如混凝土護箱)。而此元件所具有之餘裕即可視為系統最高容許的環境溫升(環境溫度+餘裕)。因此，若將此一餘裕全數納入廠房之溫度限值時即有可能出現即使分析者採用高至不合理的廠房內空氣溫度進行分析，但其分析結果仍可通過審查之情事。例如，以核一 1 期乾貯之最

小溫度餘裕為例：環境溫度+(混凝土溫度限值-最高溫度限值)=32+(93.3-71.9)=53.4°C；這意味著縱使廠房內環境(平均)溫度達到不符常理的 53°C 時仍將可以產出符合設計標準的計算結果。甚至若代換為核二乾貯設施，則其最小元件餘裕將會高達 56.8°C，意即假使申請人提出以超出 70°C 甚至接近 90°C 的環境溫度進行安全分析，仍然可以求得符合熱流限值的結果。

上述案例意味著如果只是單純審查元件溫度是否符合設計、材料限值時，可能會出現不甚合理的分析假設；故建議管制單位應該將作業需求與勞工安全衛生對溫度的考量納入審查範圍。在經檢視我國審查規範之第四章後可以發現，其相關法規與技術規範中確實需考慮勞工安全衛生法乙項，而上述之分析結果亦顯示廠房內之溫度可能因為護箱散熱與表面輻射熱而令其成為高溫作業環境。故建議管制單位於第四章與第六章-3.熱傳分析中共同考量以高溫作業勞工作息時間標準，作為檢視其廠房內溫度是否合理之依據。

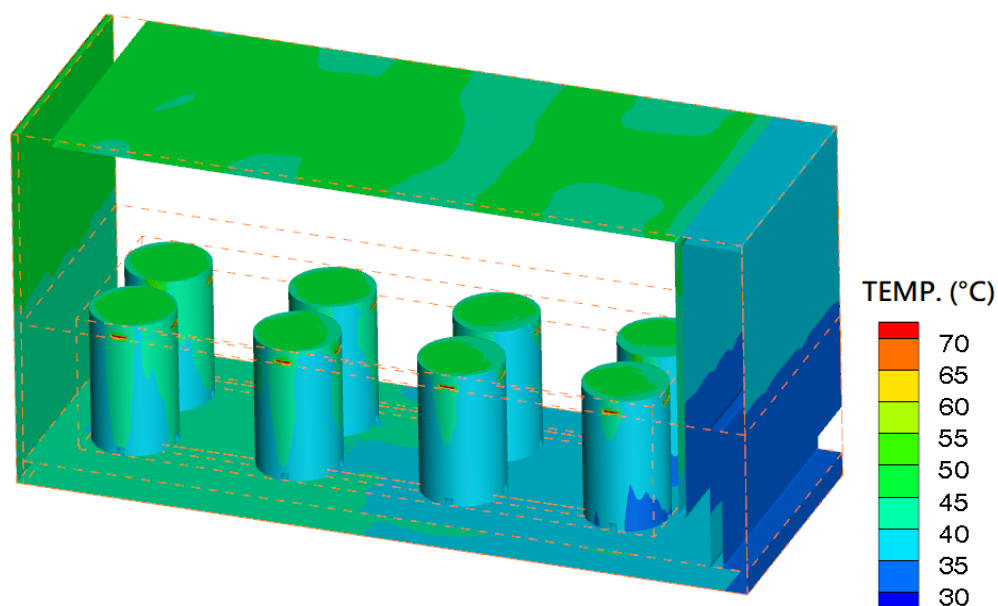


圖 78、混凝土護箱搭配鋼構廠房於 32°C 環溫之溫度分布(°C)

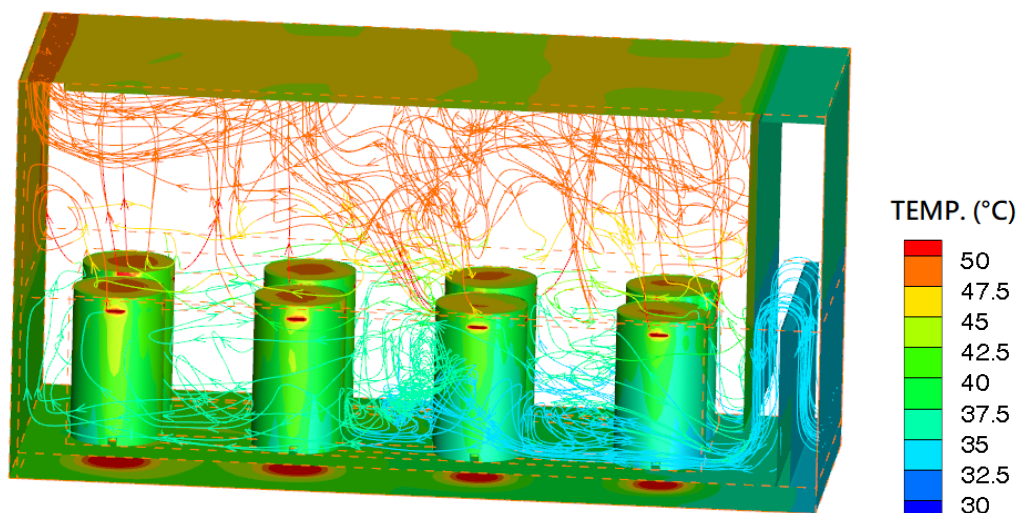


圖 79、混凝土護箱搭配鋼構廠房於 32°C 環溫之內部流動

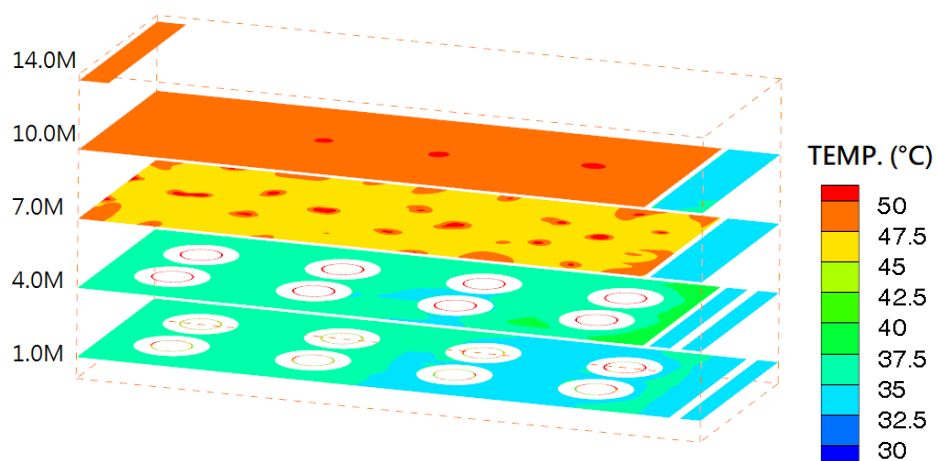


圖 80、混凝土護箱搭配鋼構廠房時內部不同高度之溫度分布(°C)

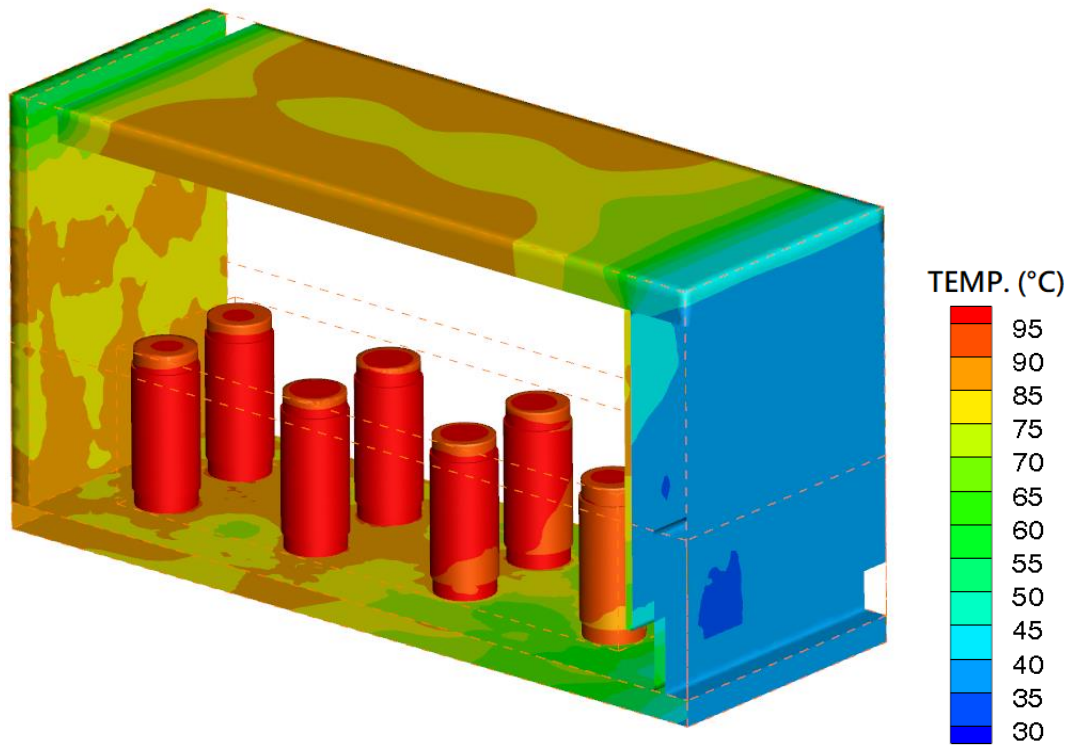


圖 81、金屬護箱搭配混凝土廠房於 32°C 環溫案例下之溫度分布(°C)

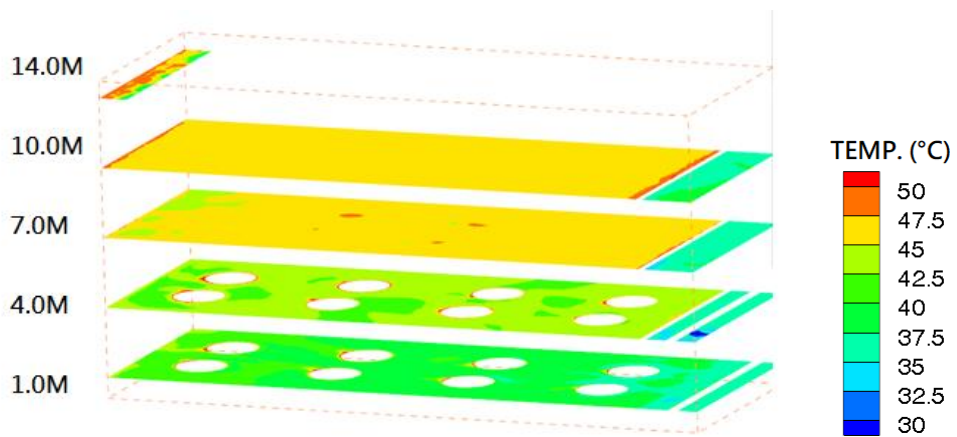


圖 82、金屬護箱搭配混凝土廠房時內部不同高度之溫度分布(°C)

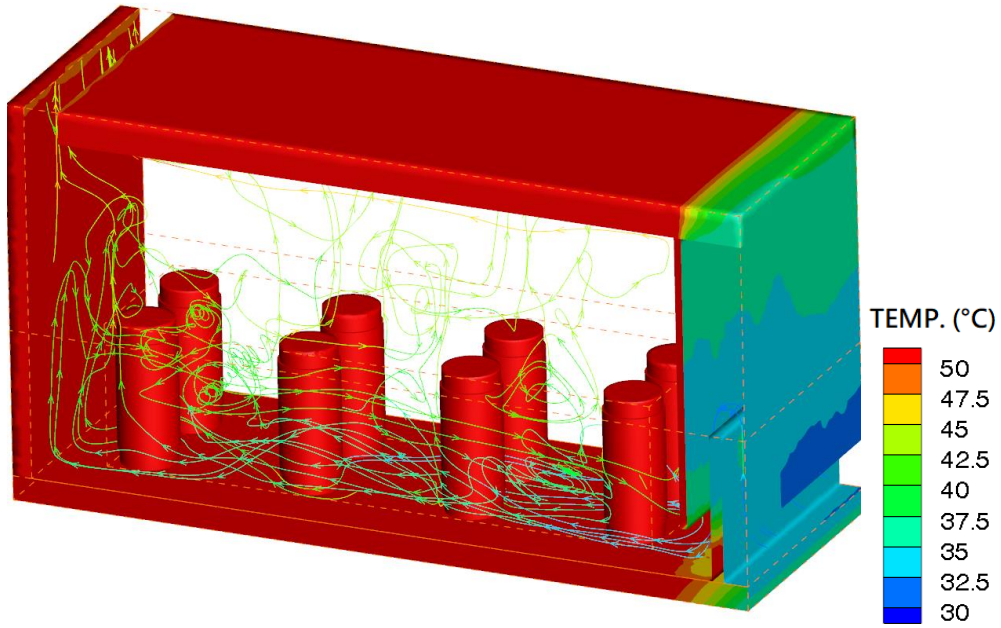


圖 83、金屬護箱搭配混凝土廠房時內部對流狀況(環溫：32°C)

表 42、不同護箱類型於正常溫度下之廠房空氣溫度值(°C)

高度(m)	混凝土護箱		金屬護箱	
	最高溫度	平均溫度	最高溫度	平均溫度
1.0	32.65	32.15	41.45	35.95
4.0	35.75	33.55	44.95	39.45
7.0	46.75	42.95	44.45	42.05
10.0	46.65	44.15	44.75	42.55
14.0	45.45	45.45	44.55	42.95

表 43、環境溫度 56.1°C 下不同護箱之廠房內空氣溫度值(°C)

高度(m)	混凝土護箱		金屬護箱	
	最高溫度	平均溫度	最高溫度	平均溫度
1.0	56.65	56.15	65.60	59.95
4.0	59.75	57.55	69.10	63.60
7.0	70.75	66.95	68.45	66.20
10.0	70.65	68.15	68.78	66.70
14.0	69.45	69.45	68.60	67.0

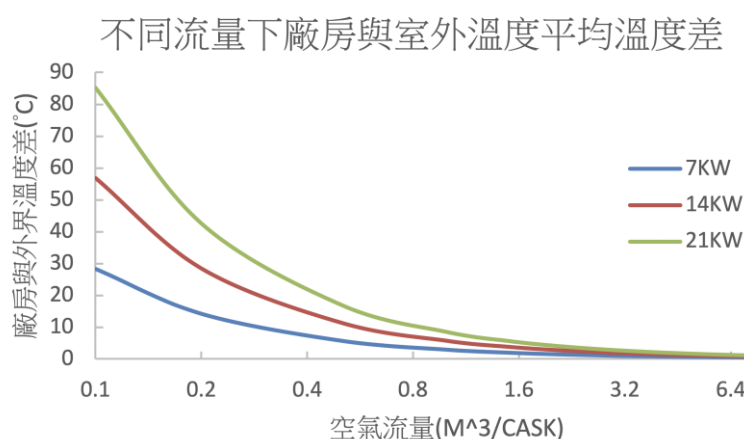


圖 84、不同熱負載與流場下之廠房內平均溫度趨勢。

5.5.4.2 暫態熱流分析

不同於上述的穩態熱流分析案例，當安全分析評估的工作涉及系統、結構與組件溫度可能在事故中趨近或超過設計限值，或是相關事件應嚴謹視為應於時限內改善之議題時，申請者或管制單位將可需利用暫態分析來求解溫升趨勢或是提供容許作業時限，以作為安全分析評估或其它運轉規劃之依據。據此，本節將針對室內乾貯設施在選用金屬/混凝土護箱時之護箱阻塞與廠房通風口阻塞案例進行探討；惟金屬護箱因無通氣口之設計，故本節將僅就表 41 中所載三例暫態熱流案例分析：

- A · 混凝土護箱全阻塞
- B · 裝載有混凝土護箱之鋼構廠房通氣口全阻塞
- C · 裝載有金屬護箱之混凝土廠房進氣口全阻塞

此外，由於本研究係以探討熱流特性並提供審查建議為目的，故本研究考量目前尚未真實系統設計與材料規劃之前提下，將以其熱流特性變化為主要探討目標，而不宜針對結果進行過於實務之特性探討(例如：容許時間/元件溫度等)。

案例 A：混凝土護箱全阻塞

如圖 85 所示，當混凝土護箱通風機制；如空氣流道發生全阻塞時，不論發生阻塞之位置位於出氣口或是通氣口，皆將使護箱的主要移熱機制喪失。也因為如此，整個的護箱溫度將會隨著事故的時間推展而出現元件溫度上升的現象。整個的溫升現象大致可以區分為大兩部分，其一為內部元件，在冷卻機制消失時即快速的受到用過燃料所發熱源的影響而呈現較大的溫升趨勢；例如燃料、提籃組件(Basket)與密封鋼筒(TSC)等。反之在外部的元件如混凝土護箱，則因為遠離發熱源，而有如圖 86 中所示之較緩的溫升趨勢。

然而，若進一步探討其與室外乾貯系統則可發現，兩種(室內外)貯存型態之熱流條件差異僅止於日照輻射之影響及、有無外加屏蔽等外圍邊界條件之不同，對於系統主要組件、內貯燃料等並無顯著之差異。這意味著若未來管制單位若於審查室內混凝土護箱型式之申請案時，對於此類案例可逕採以往對核一第 1 期乾貯之經驗與管制重點為之，無需額外擔憂因該類護箱應用於室內時所造成的額外熱流影響。

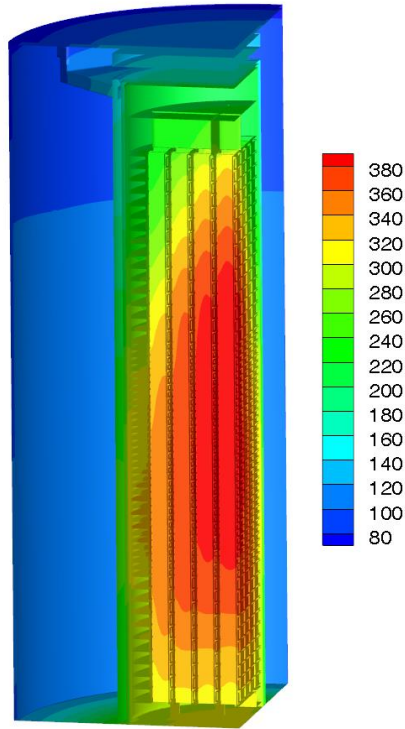


圖 85、混凝土護箱於全阻塞事故下之溫度分布(°C)

INER-HPS_全阻塞

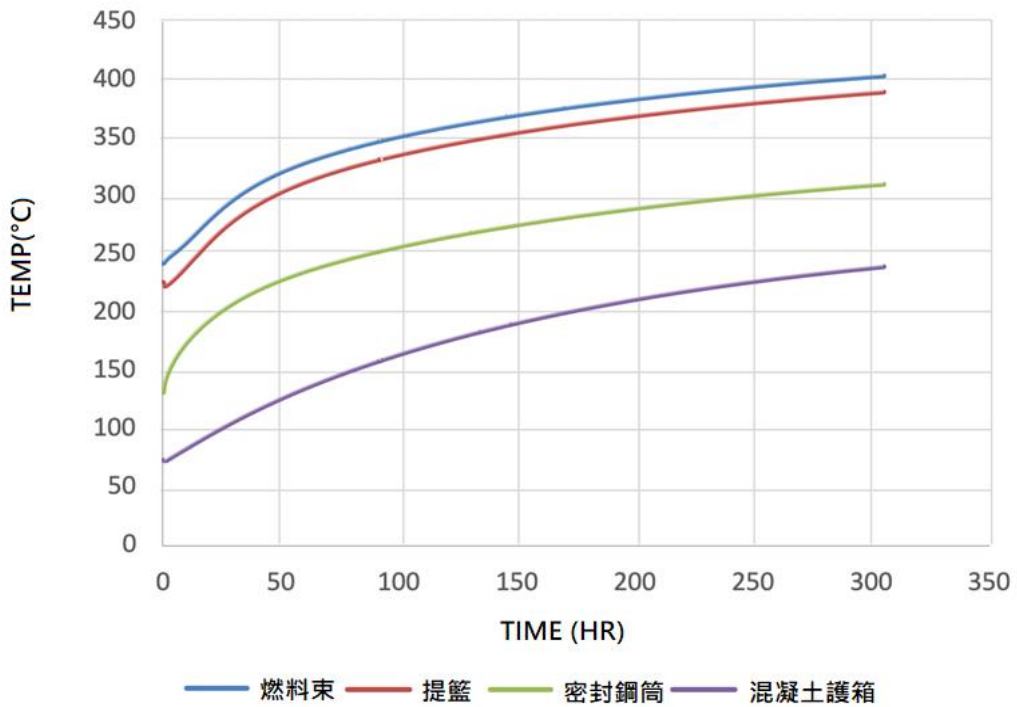


圖 86、混凝土護箱於全阻塞事故下之溫升分布(°C)

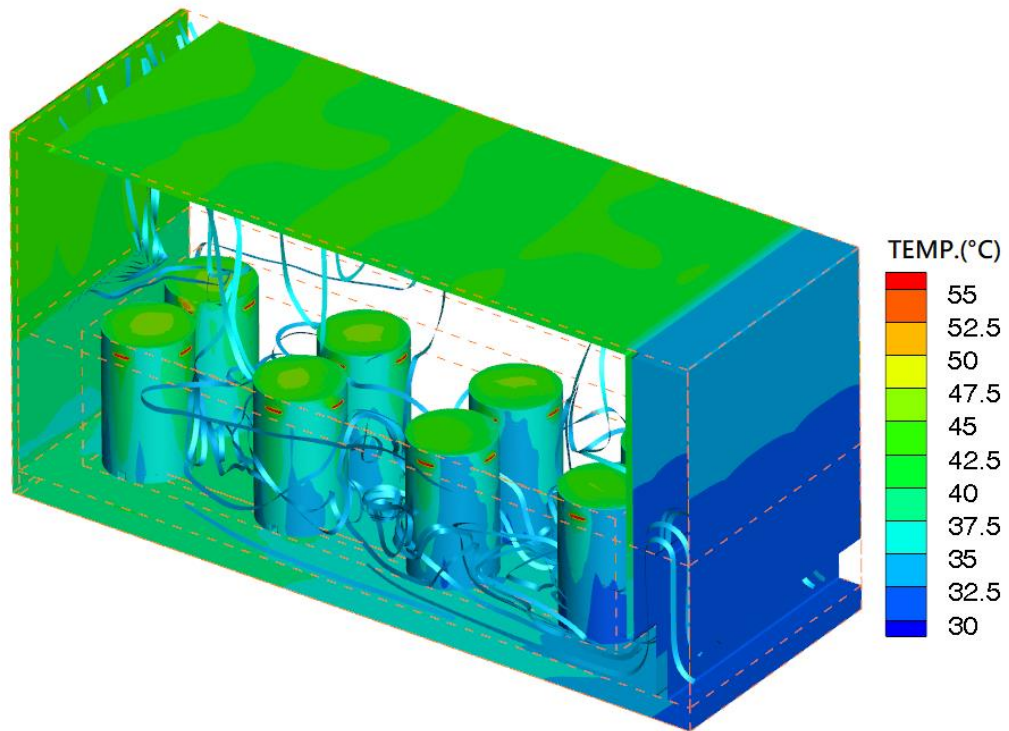
案例 B：裝載有混凝土護箱之鋼構廠房通氣口全阻塞

如圖 87(A)所示，當裝載了混凝土護箱的鋼構廠房處於正常貯存狀況時，空氣將由廠房側邊的進氣口流入，並經過護箱內部的空氣流道加熱後再透過位於廠房頂部的出氣孔流出；如此形成一個有效的移熱機制並確認護箱溫度滿足設計需求。然而，當廠房在假設性的邊界條件下出現進、出氣口皆被封閉的狀況時，此一有效的移熱機制將會消失。此時原本可以藉由空氣於廠房內外的流動而降低溫度之機制不再起作用，因此由各個護箱空氣流道所帶出的衰變熱將會積存在廠房內；這意味著護箱將不致因為廠房的通風能力受阻而直接出現如同護箱全阻塞之快速升溫狀況，但隨著熱量累積於廠房內，仍勢必造成內部空氣溫度的上升並進一步造成系統、結構與組件之溫升。

如圖 88 所示，當廠房通風能力受阻時，護箱與廠房將在事故發生一段時間後造成最高溫度的緩慢上升。若更進一步的對整體溫升趨勢進行探討時則更可發現在事故初期各元件的溫度將會因為內部流場以及護箱元件溫度的重新分佈而未出現明顯的溫升，但在此一階段後將隨之產生一穩定趨勢之線性升溫。

考量此一線性升溫率與廠房內裝載之總負載(源項)、事故期間廠房邊界對外的熱傳能力(熱散失能力)以及廠房、空氣、護箱各組件之熱容量(heat capacity)有關。因此建議管制單位或可要求申照者合理保守地就上述之源項、沉項與熱容量進行假設，以求得較為保守之容許時間與較快的溫升趨勢。

(A)



(B)

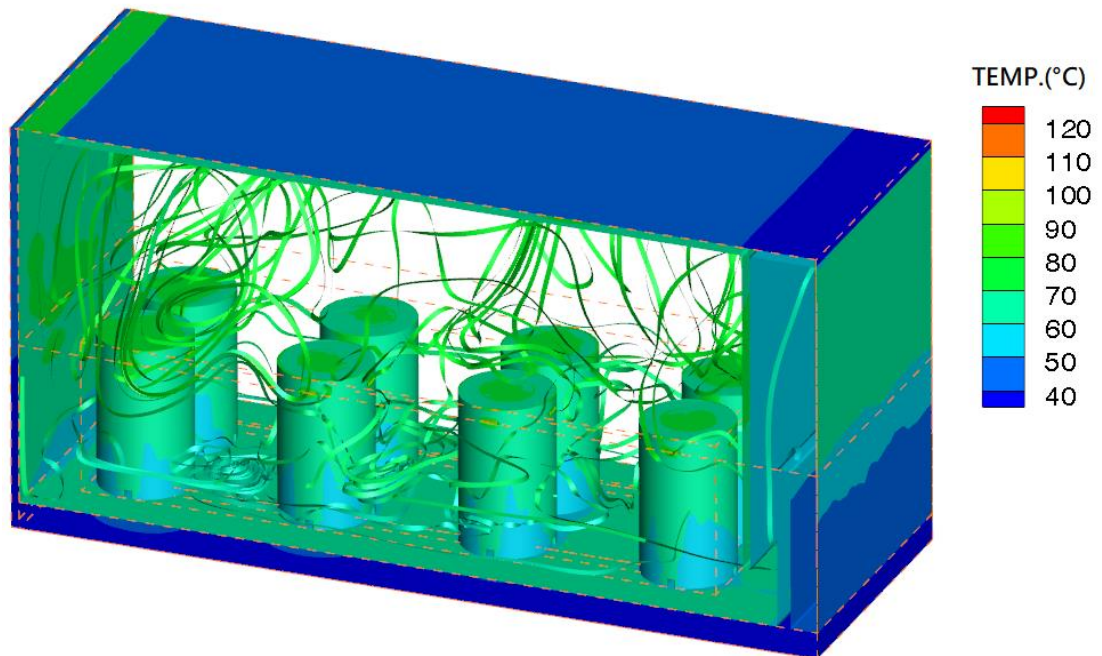


圖 87、裝有混凝土護箱之鋼構廠房於(A)正常貯存、(B)通風口全阻塞之狀況

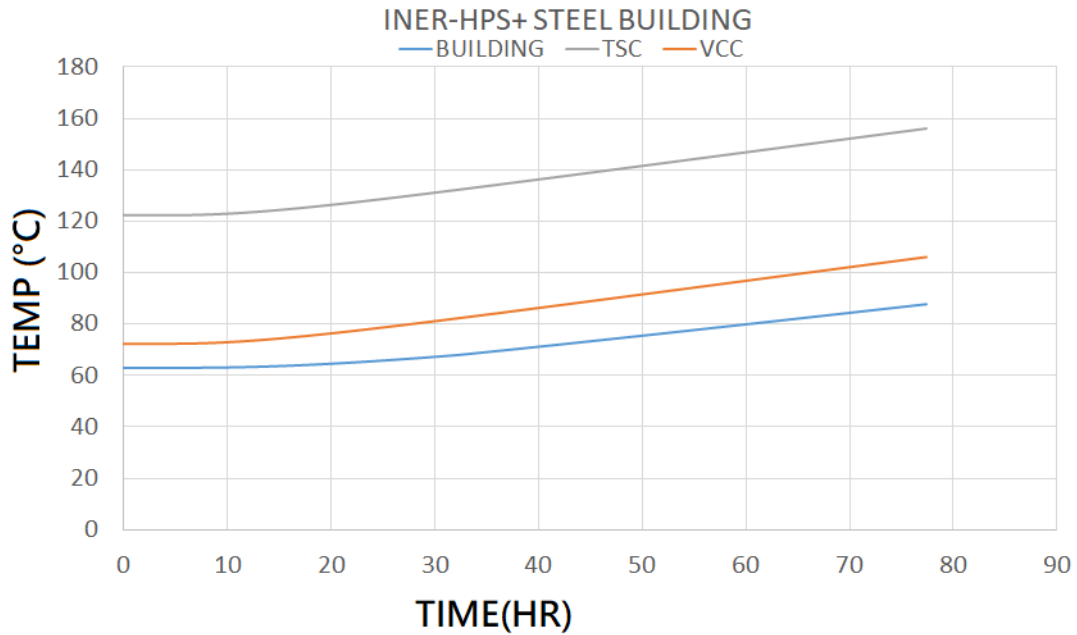


圖 88、裝有混凝土護箱之鋼構廠房於通風口全阻塞之最高溫度上升趨勢

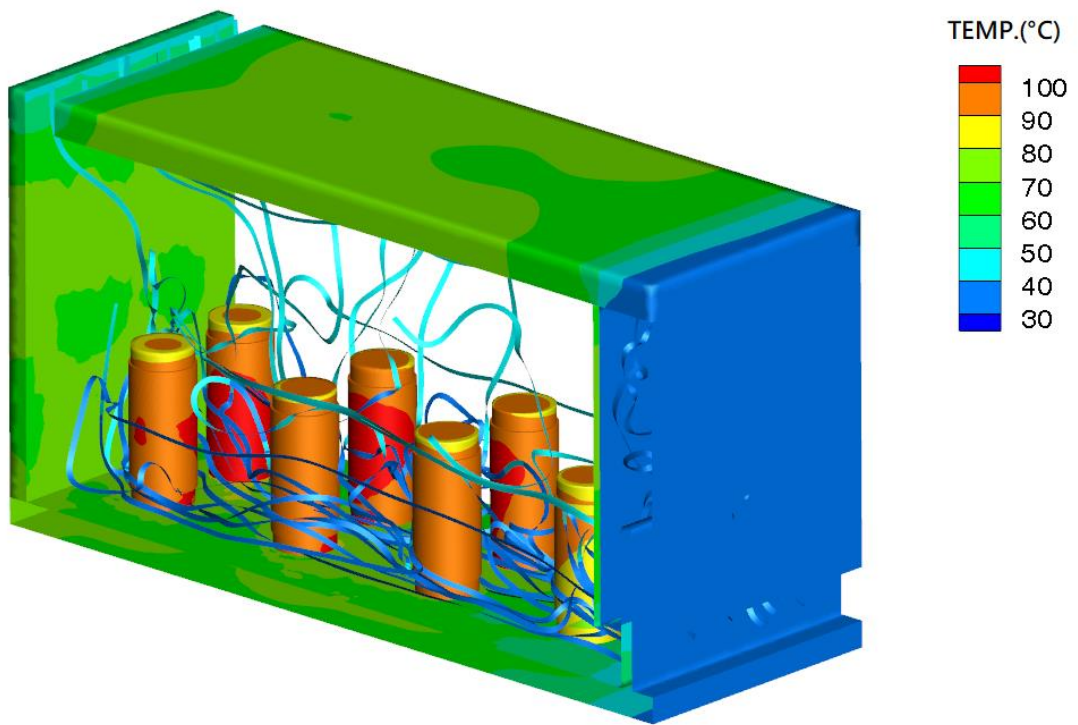
案例 C：裝載有金屬護箱之混凝土廠房通氣口全阻塞

相較於上述的混凝土護箱搭配鋼構廠房之設計，採用金屬護箱並搭配混凝土廠房之設計在分析之後亦有類似之狀況；如圖 89 所示，此類的室內乾貯設施在面臨廠房全阻塞事故時，仍將因為護箱通風機制的改變而產生流場與溫度場重新分佈之現象。這意味著先前於混凝土相搭配鋼構廠房時所發現的現象亦將重現於此類廠房設計中；兩者之間僅止於原設計時之不同，而造成元件溫度之差異。

若進一步綜合圖 88 與圖 90 所示之結果，則可發現室內乾貯設施無論其採用的護箱與廠房組合，在設施發生廠房全阻塞事故期間，廠房與護箱皆將因為通風能力的喪失而造成以下現象：

1. 初始的升溫速率將因為廠房空間、對流設計所致之溫度、流場重新分佈而有較慢趨勢；
2. 不同護箱護計會導致廠房最高溫度不同，例如採用金屬護箱時，廠房最高溫度將出現於 CASTOR 底部與基座相接觸之位置；
3. 整體趨熱將逐漸升溫，且最終之升溫速率可以能量守衡加以線性評估；
4. 透過考慮邊界條件、廠房熱容量之方式可以求取較為保守的溫升趨勢。

(A)



(B)

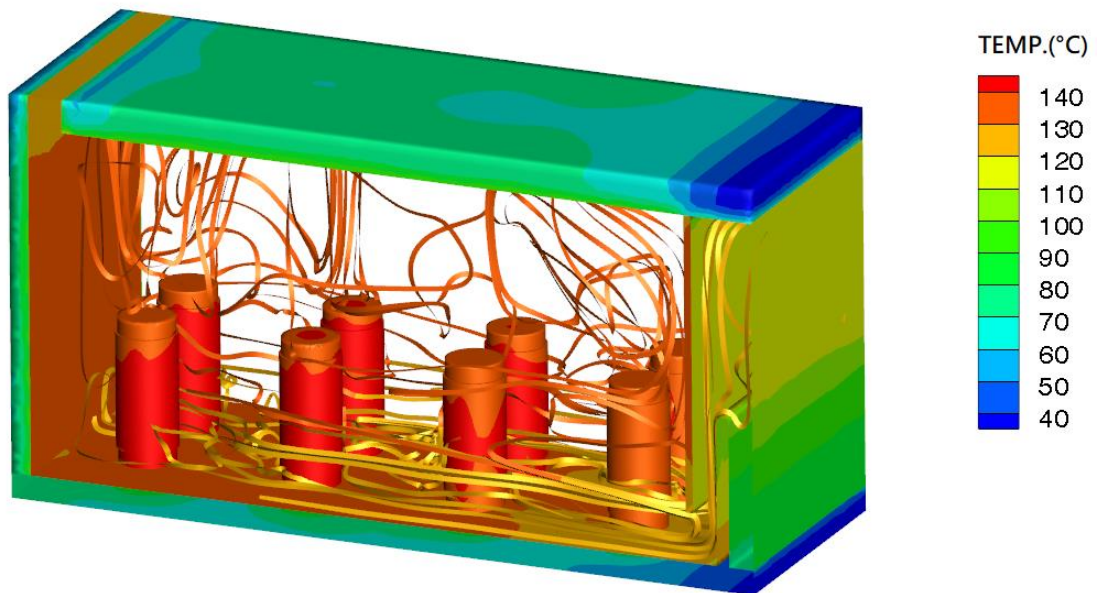


圖 89、裝有金屬護箱之混凝土廠房於(A)正常貯存、(B)通風口全阻塞之狀況

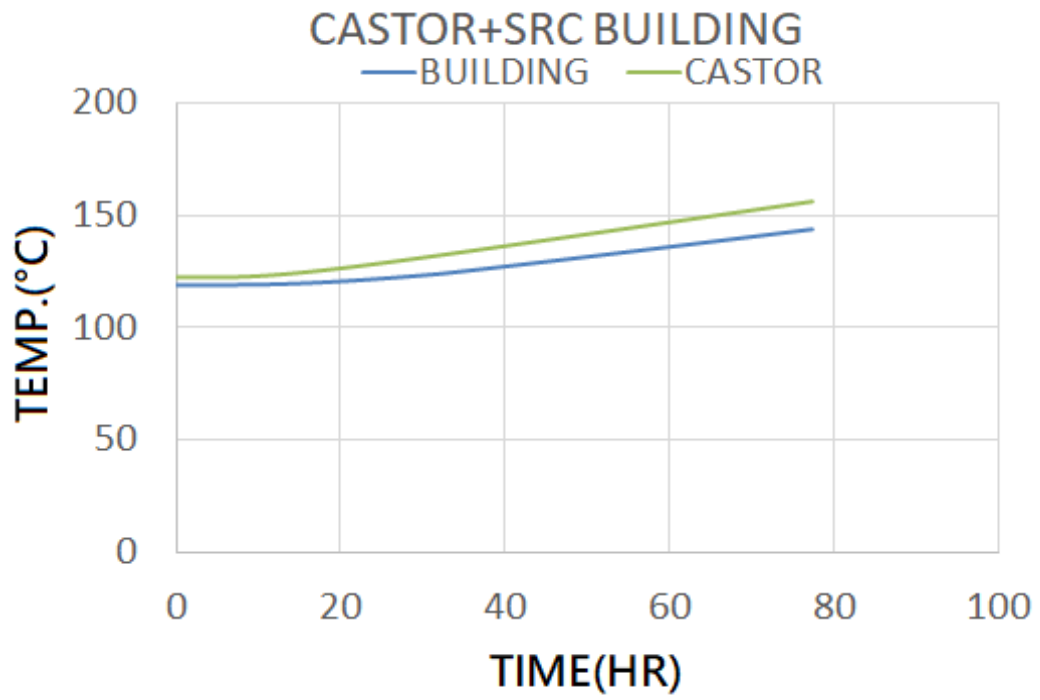


圖 90、裝有金屬護箱之混凝土廠房於通風口全阻塞之最高溫度上升趨勢

5.5.5 審查要點討論與技術評估結果匯整

在經過本研究團隊之熱流分析技術小組對分析模式發展、簡化與假設影響之討、靈敏度評估以及關鍵案例計算後，本小組已獲取多項熱流分析之重大回饋，可供管制單位參考，以下除一一匯整外，亦將透過本計畫工作一、二之同儕審查作業進行討論，以作為納入審查規範修訂之依據：

1. 建議主管機關無需對未來室內乾設施安全分析報告所使用的熱流分析技術加以限制；而僅需對其所採用方法的參數、假設、簡化以及程式校驗等涉及品質相關之部分加強審查；
2. 各材料之容許作業溫度無需由管制單位明文要求，惟需要求申請者提具合適之限值與其依循標準作為審查依據；
3. 分析模式經申請者及其分析團隊進行整合後往往將忽略若干細部結構，並採用理論上常見之保守假設進行涵蓋，惟審查期間應就該假設於各項分析案例之適用性進行檢核，以避免出現保守性之盲點；例如在忽略鱗片以取得保守結果之假設下，可能導致火災事故分析的不保守性；
4. 各項簡化、均質化模式及其代碼化(CODING)作業應要求提具合適之代碼、分佈圖、趨勢線等資訊以確保其代碼設定之正確性；
5. 考慮室內乾貯設施將因為採用不同護箱形式而對廠房內環境造成不同的升溫效應，管制單位於審查期間除檢查各項系統、結構與組件之溫度是否符合設計限值之外，亦應適度檢視工作環境之合理性，或參考國內相關法規；如，勞工安全衛生法等之要求；
6. 相較於護箱出現全阻塞事故具有較快的溫升趨勢，廠房阻塞事故之溫升趨勢將較為和緩；惟其評估時涉及廠房結構之熱容量及廠房對外之邊界條件將對升溫趨勢造成影響，管制單位或可評估將此二參數之設定納入審查範圍內，以確保分析結果之保守性。

5.6 廠房與護箱之屏蔽分析模式建立、評估模式簡化與假設

影響

5.6.1 室內乾貯屏蔽案例與計算方法相關之文獻蒐集與研析

5.6.1.1 文獻收集與研析

美國維吉尼亞理工學院研究團隊，研發了一套新的粒子遷移程式 RAPID (Real-time Analysis for Particle transport and In-situ Detection)，目前可被應用於反應器壓力槽(critical)、用過燃料池(subcritical)與用過燃料乾式貯存護箱(subcritical)等問題之燃耗、增值因數、劑量率等相關分析，此程式基於應用多階段響應函數粒子遷移理論(Multi-stage Response function particle Transport, MRT)，整個計算主要分兩部分，一個是預先準備的數據庫建立，包含大量的蒙地卡羅計算，另一部分為針對特定條件利用數據庫中已產生的分裂矩陣參數(fission matrix coefficients)或重要性函數(importance functions)以線性方式作即時模擬分析。此分析方法能即時地在幾分鐘內利用個人筆電，無需要高效率之叢集電腦，產生不錯的護箱劑量率計算結果(與 MCNP 模擬偵檢器結果有相對 0.5%之差異[74])。對需要時時確保臨界安全與材料防護的用過核子燃料議題，此方法將非常適用於乾貯設施即時的劑量率監控。

RAPID 程式在乾貯護箱劑量率問題分析之流程，在預先的資料庫計算需花費幾小時幾天以上的時間，包含進行用過燃料燃耗計算、產生分裂矩陣參數、FOV(field of view)計算、產生重要性函數。另一部分即時性的計算為先利用分裂矩陣參數產生用過燃料射源項，再經由伴隨函數理論作劑量率計算。

橡樹嶺國家實驗室團隊針對執照安全分析與實際裝填間之乾貯護箱安全餘韻作討論，利用 UNF-ST&DARDS (Used Nuclear Fuel-Storage, Transportation and Disposal Analysis Resource and Data System)程式對三個實際運轉的乾式貯存設施作評估，在臨界、熱傳、屏蔽各別的分析結果為，臨界餘裕約有 0.07 至 0.30 Δk_{eff} 、熱傳餘裕約有衰變熱 4 至 22 kW(衰變熱小於 58%最大燃耗設計限值)，屏蔽針對運送護箱距離其表面 2 公尺劑量率限值有明顯的安全餘裕(兩個乾貯設施實例評估劑量率為 0.012 與 0.016 mSv/h 對應劑量法規限值 0.1 mSv)，目前的執照安全分析假設對應到某些事件時並非屬於是保守評估(如熱流分析以高的材料溫度作評估對材料延脆轉換(ductile-to-brittle transition temperature, DBTT))，也不一定符合施作之經濟效益，最後文章結論，實際裝填的乾貯護箱內各別存在臨界、熱傳與屏蔽之安全餘裕，對護箱實際裝填特性分析研究可以作為用過核子燃料貯存、運輸、最終處置決策之根據[75]。

5.6.1.2 屏蔽分析技術精進

可靠的輻射遷移計算方法是屏蔽設計與劑量分析的關鍵，基於過往本團隊所累積的技術與經驗，透過本年度計畫的執行，我們在屏蔽分析的技術亦有所精進。針對混凝土護箱表面劑量評估研究發現，屏蔽評估程式採用不同截面表現方式(多群或連續)與同材料但不同的熱中子散射處理方式(考慮自由氣體假設或 $S(\alpha, \beta)$ 模型)，皆對輻射深穿透計算結果有明顯影響。本研究深入探討這些議題，完整分析差異原因並給出量化的影響評估，有利於未來屏蔽分析審查品質的提升。本研究建議在審查屏蔽分析所使用的評估程式與模式時，應檢視其是否有使用合適的中子作用截面，及了解後續平行驗證採用之工具與截面資料設定是否可能導致差異，以利完善之審查討論。本議題導致的相關導則與審查規範建議修改內容，呈現於附件 RSH-03 修改議案內，後續章節將詳細說明本研究分項的成果。

混凝土護箱表面劑量率評估，針對分析標的物核二廠一期乾貯系統 MAGNASTOR 護箱，其屏蔽計算模型如圖 91 所示，外觀為一直徑 4.3 公尺和高

6.0 公尺之圓柱體，整體幾何可概分為兩部分：不鏽鋼材質的密封鋼筒(Canister)和具有碳鋼內襯的混凝土殼層。密封鋼筒內部保留 87 束用過核子燃料束幾何，並依燃料特性均勻化為四區，上端版區(UEF)、充氣區(Plenum)、有效燃料區(Effective Fuel)、下端版區(LEF)，其餘內部燃料格架等組件依實際配置建構模型。

射源項定義參考核二乾貯安全分析報告，以用過核子燃料束燃料條件組合參數 2 為主，其運轉條件為最大燃耗度 34,000 MWD/MTU、至少冷卻 20 年和 U-235 之初始平均濃縮度 2.84 wt%。將用過核子燃料的輻射源分成三種射源型式分別計算與討論：燃料中子(Fission Neutron, FN)、燃料光子(Fission Gamma, FG)、結構光子(Hardware Gamma, HG)，三種射源項之能譜和軸向分布皆參照安全分析報告內容[43]。

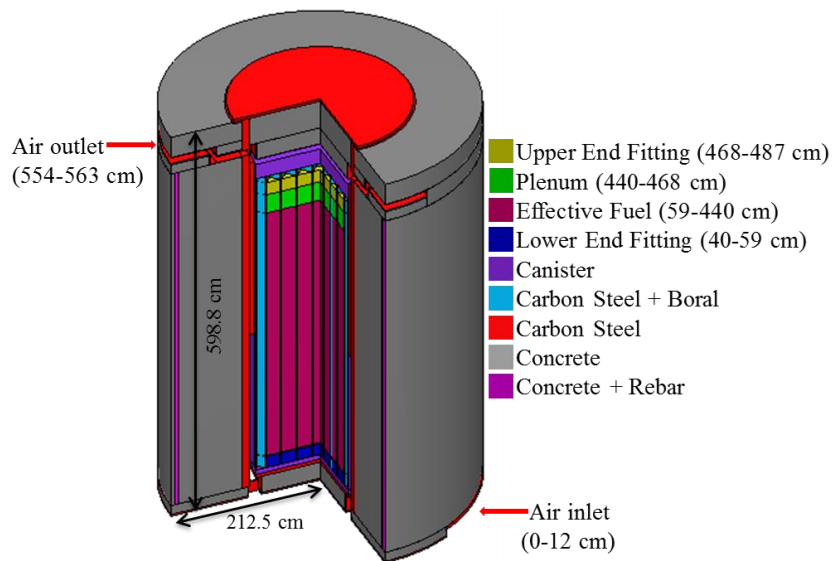


圖 91、MAGNASTOR 護箱屏蔽幾何

本研究以應用 CADIS 理論的 ADVANTG/MCNP 與 MAVRIC 兩種分析程式獨立進行護箱表面劑量率的計算，評估結果發現使用不同的輻射評估程式，套用不同的中子作用截面庫，會在側邊的中子劑量率分布有明顯的差異，如圖 92 所示。先探討以同一程式作分析，但應用不同的截面表現方式，分別註記為 MAVRIC (MG27N19G)使用多群截面庫 27N19G 與 MAVRIC (CE)使用連續能量截面。在

護箱表面側邊劑量率約有 50%之差異，主因為截面表現方式不同，導致中子在共振區域之模擬結果有差異。

另一方面探討不同分析程式應用同樣的連續能量中子作用截面，如圖 93 所示護箱表面側邊劑量率仍約有 33%之明顯差異。經深入思考此結果差異可能有兩種原因：一為兩個複雜程式之間先天的差別，二為兩個程式模型設定上有差別。此二分析程式皆為三維的固定射源蒙地卡羅遷移程式，兩者數值處理方法應該相當類似，只是程式實作不一樣，我們認為應先屏除程式先天性差別。對兩者程式問題模型設定作深入探討，我們繪出護箱表面側邊偵檢器中子能譜作比較，如圖 93，發現劑量率差異應主要來自熱中子能群。因此引導我們思考兩分析程式中子減速模擬的部分可能有所不同，考慮護箱屏蔽幾何模型，側邊的混凝土材料為討論目標。藉由幾次特殊設定來檢視兩程式問題設定是否一致並試圖釐清問題，以真空取代混凝土材料，結果顯示兩分析程式在問題幾何、射源及偵檢器定義等皆相符；以填入法與移除法對混凝土材料中的個別元素逐一作比較，結果發現氫、氧元素最為可疑，再繪出兩分析程式中氫、氧的中子作用截面，如圖 94，發現在低能量區，二個程式使用的中子與氫作用截面的確有明顯的不同。

我們將二個程式中的中子與氫作用截面與國際原子能總署的 ENDF/B-VII.0 截面庫資料[49]作比對，發現其與 MCNP 問題模型中的 1001.70c 一致，但與 MAVRIC 問題模型中的 H-1 不同。考慮兩程式是否在氫元素型式定義有所差別，在 MCNP 中考慮以 $S(\alpha,\beta)$ 之 lwtr.10t 的氫作用截面取代原本的 1001.70c，最終的中子劑量分布如圖 95 所示，發現此時二個同樣使用連續能量截面的評估結果能具有非常一致的分布。因此，上述差異主要來自二個分析程式中的材料定義有所不同，在 MCNP 內指名 1001 材料，預設會套用自由氣體(free-gas)假設的氫作模擬，沒有考慮氫原子可能被束縛在水分子中的影響；而在 MAVRIC 內指名 1001 材料，預設會套用水分子中的氫作模擬，想要使用自由氣體的氫需特別指名使用 hfreegas 材料。針對複雜問題的模擬，程式間設定細節有所差異是不可避免的，

因此在嚴謹審查過程中，安全分析程式使用的截面庫，及是否使用適當的截面型式，都是需要被詳細檢視討論的。

應用不同截面表現方式(多群或連續)，的確會對護箱表面劑量率評估造成差異，多少差異範圍是可接受的仍須作討論。安全審查單位在做平行驗證計算時，通常希望使用獨立不同的評估程式，但是不同的評估程式，可能有不同的定義方式，要求申請者在分析報告內闡述清楚應用截面資訊，能減少平行驗證時不同程式造成之各種差異。

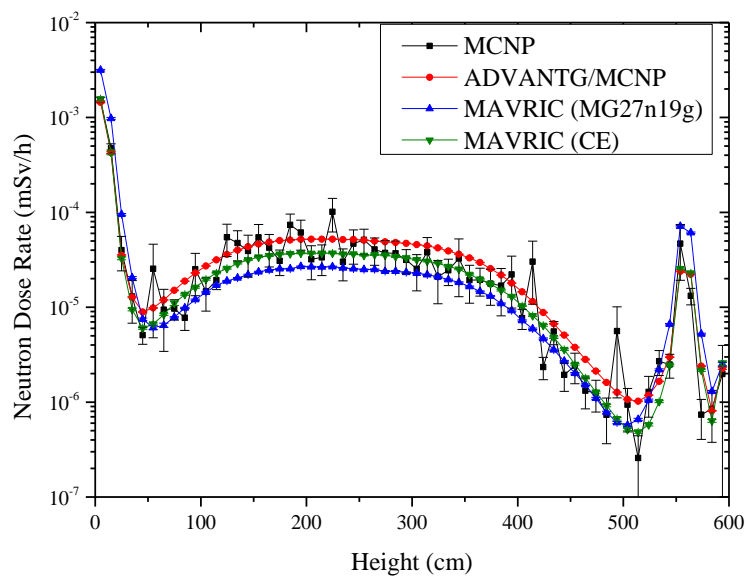


圖 92、MAGNASTOR 護箱側邊中子劑量率分布

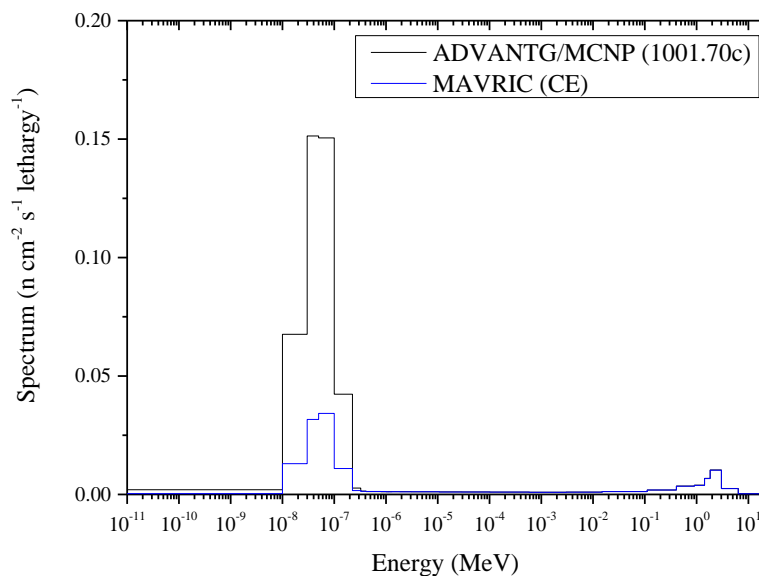


圖 93、MAGNASTOR 護箱表面側邊中子的能譜

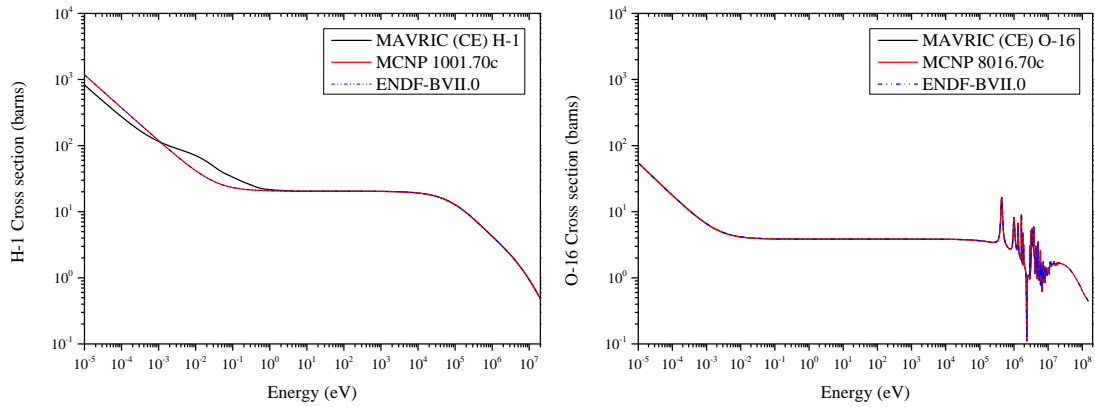


圖 94、MAVRIC 與 MCNP 模型中預設 H-1 與 O-16 中子截面，及其與 ENDF/B-VII.0 截面數據的比較

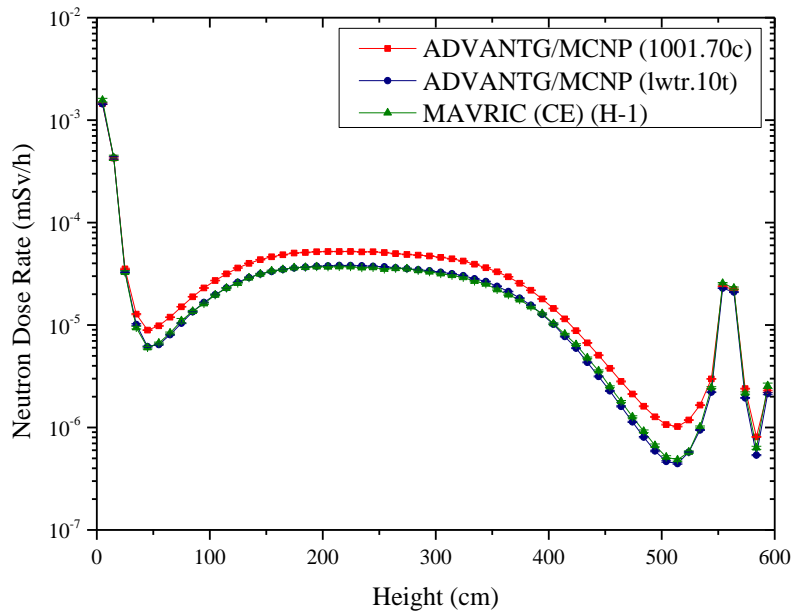


圖 95、MAGNASTOR 護箱側邊表面中子劑量率分布，MCNP 模型增加考慮 $S(\alpha,\beta)$ 影響

5.6.2 合理簡化並建構護箱與廠房之屏蔽計算模型

5.6.2.1 護箱屏蔽計算模型

本節針對屏蔽分析計算的護箱模型作探討，包含混凝土和金屬兩種護箱。為了讓護箱周遭輻射場差異分析及乾貯設施輻射場特性研究有直接之比較基礎，不論護箱型式，本研究之用過核子燃料射源項皆選擇使用核一廠用過燃料乾式貯存設施安全分析報告內之設計基準燃料，每個護箱裝填 56 束用過 BWR 燃料，採用其最保守之燃料條件，最大燃耗度 36,000 MWD/MTU、至少冷卻 10 年和 U-235 之初始平均濃縮度 1.9-3.25 wt%，各輻射源項對應的能譜與軸向分布亦參照其安全分析報告內容[40]，射源強度如表 44，能譜與軸向分布如圖 96 與圖 97 所示。

表 44、核一廠用過燃料乾式貯存設施安全分析報告設計基準燃料射源

Source	Region	Strength (n or γ /s/cask)	Strength \times 30 (n or γ /s/facility)
Fuel neutron (FN)	Effective fuel	6.233E+16	1.870E+18
Fuel gamma (FG)	Effective fuel	1.124E+10	3.371E+11
	Lower end fitting (LEF)	1.949E+14	5.847E+15
Hardware gamma (HG)	Effective fuel	8.878E+13	2.663E+15
	Plenum	1.076E+14	3.228E+15
	Upper end fitting (UEF)	6.887E+13	2.066E+15

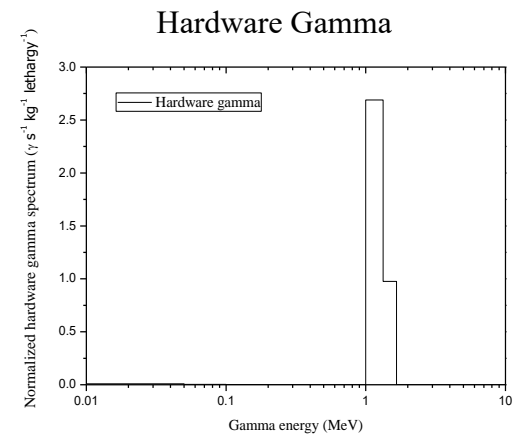
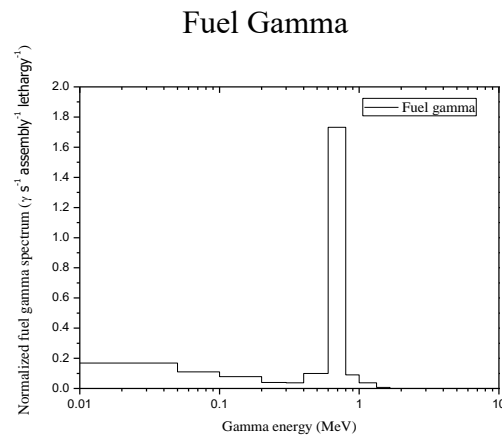
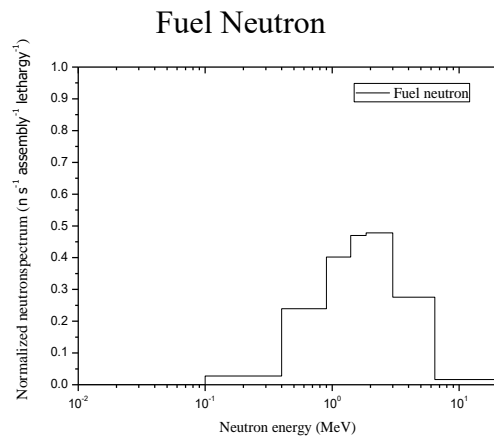


圖 96、核一廠用過燃料乾式貯存設施安全分析報告三種射源項能譜分布

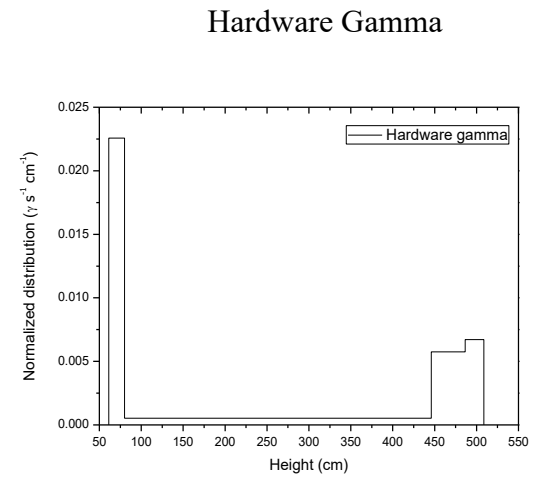
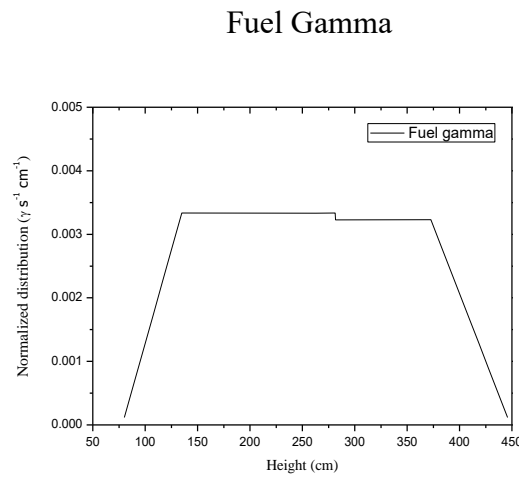
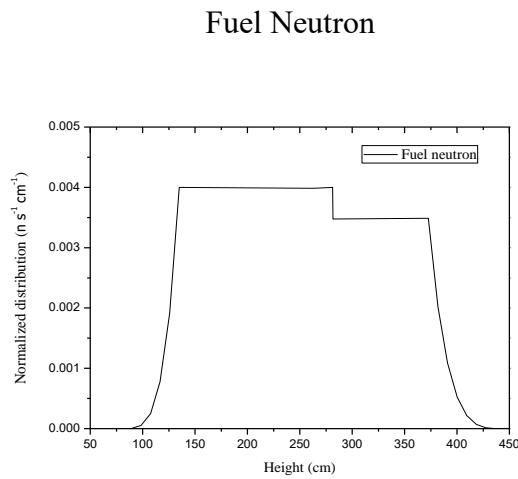


圖 97、核一廠用過燃料乾式貯存設施安全分析報告三種射源項軸向分布

混凝土護箱模型建立

本研究選定之混凝土護箱，參照核一廠一期乾貯選用系統，原為美國 NAC-UMS 系統，考量核一廠之情況與特殊要求，進行設計變更為 INER-HPS 系統，主要針對 NAC-UMS 護箱作外加屏蔽(Add-On Shield, AOS)的設計，外加屏蔽為在護箱側邊外加一層厚度 35 公分之環狀混凝土層(保留側邊空氣進出氣口暢通)，在頂部外加一層厚度為 30 公分之混凝土板。本研究將同時對 NAC-UMS 與 INER-HPS (NAC-UMS + AOS)兩種型式之混凝土護箱作表面劑量率分析探討。NAC-UMS 乾貯護箱(直徑 3.4 公尺，高度 5.7 公尺)其結構主要分兩部分：不銹鋼材質的密封鋼筒及具有碳鋼內襯和混凝土外殼的混凝土護箱。密封鋼筒為一頂端有上蓋之不銹鋼直立圓柱筒，內部裝填用過核子燃料束，經抽真空填充氬氣後完全銲接密封。混凝土護箱主要為混凝土材質之直立圓柱外殼，有碳鋼做內襯，頂部有混凝土屏蔽與碳鋼上蓋。密封鋼筒與混凝土護箱間隙留有空氣通道，護箱底部與頂部，分別設計有四個空氣進、出氣口，以 45 度角交錯，空氣會以自然對流的方式流經護箱空氣通道，帶走密封鋼筒表面由用過核子燃料所產生的熱能，此為護箱主要移熱途徑。

圖 98(左)為 NAC-UMS 護箱詳細之屏蔽計算模型，包含 56 束用過燃料、格架、承載圓盤和導熱圓盤等細部結構，在此參考文獻[52]做法，將密封鋼筒內部依燃料特性均勻化為四區(UEF、Plenum、Effective fuel、LEF)，如圖 98(右)所示。文獻提及採用細部密封鋼筒模型與此均勻化作法比較，在護箱表面劑量率分析的最大差異會出現於燃料光子貢獻之加馬劑量率，約會有 3 倍的差異，均勻化作法會導致表面劑量率高估。在此，以 NAC-UMS 護箱屏蔽模型探討採用細部密封鋼筒和均勻化作法之差異，以預計裝填在試運轉編號 TSC01 護箱內之 56 束燃料作射源項，進行表面劑量率分析比較，結果如圖 99 所示，的確發現在加馬劑量率會有較大的差異，側邊加馬劑量率均勻化作法會高估約 33%，但沒有到論文提及的 3 倍差距，中子劑量率分布不論是側邊或頂部兩種模型結果皆具有一致性。因此，本研究後續對護箱進行周遭輻射場差異研究時，皆採用密封鋼筒依燃料特性

均勻化之作法，其內部均勻化材料密度資訊如表 45。圖 100 為 NAC-UMS + AOS 之屏蔽模型示意圖。

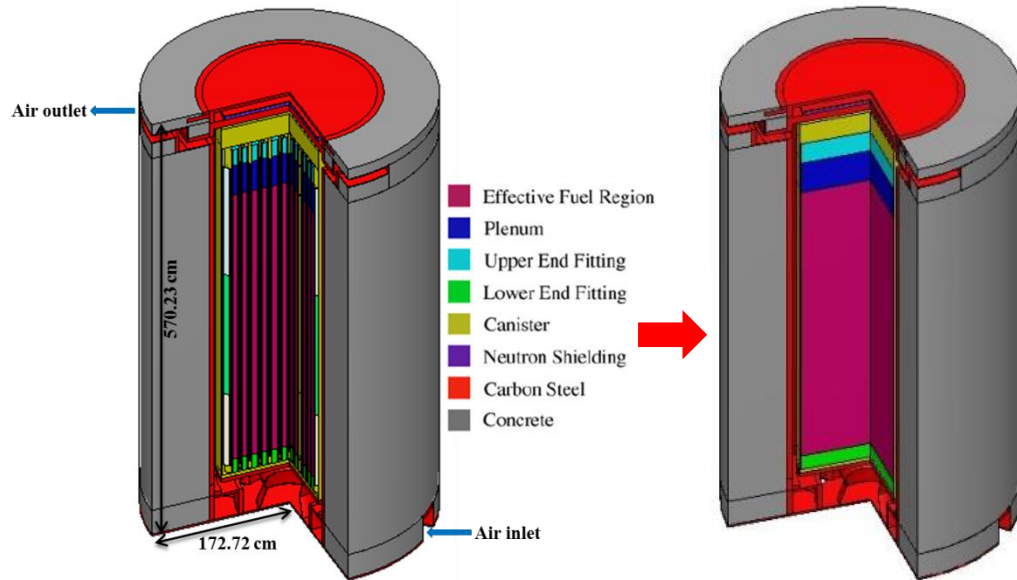


圖 98、NAC-UMS 護箱幾何示意圖，(左)為詳細結構和(右)為均勻化之密封鋼筒

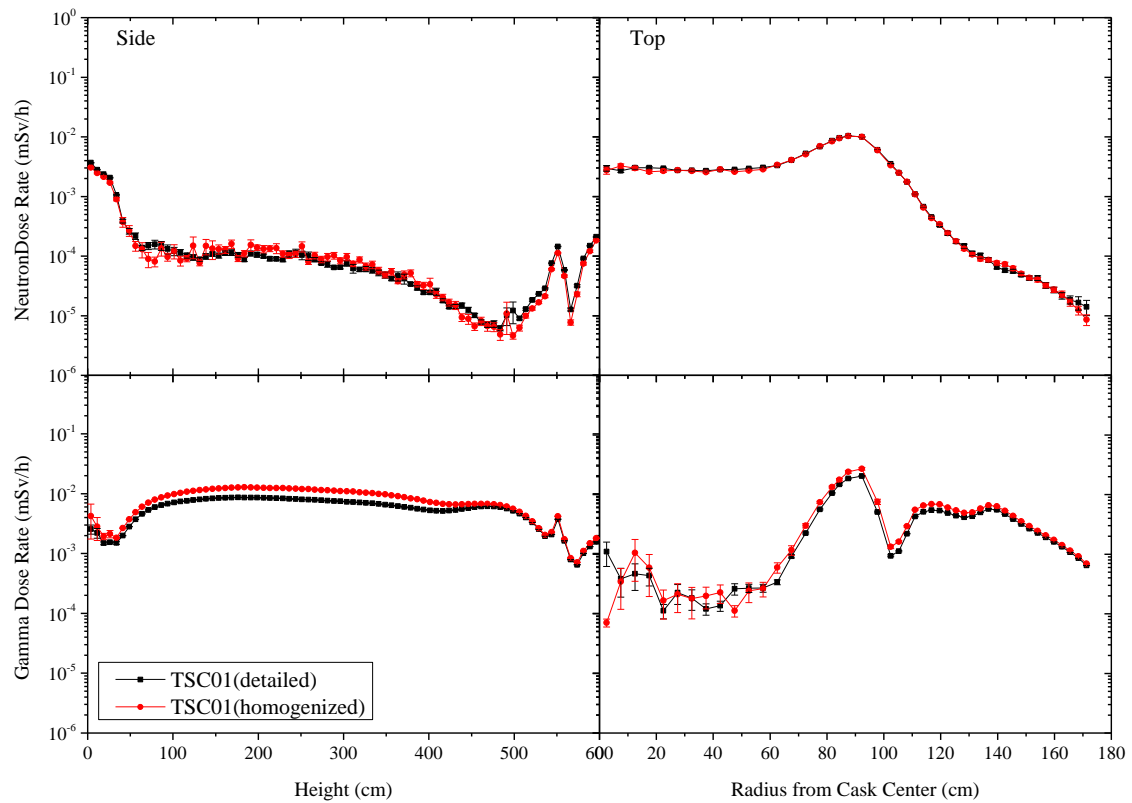


圖 99、NAC-UMS 護箱含詳細結構和均勻化之密封鋼筒表面劑量率分析

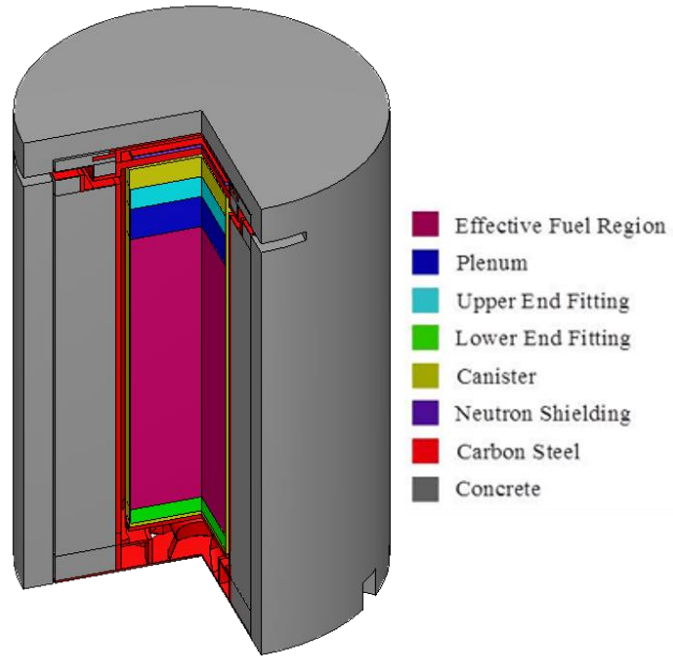


圖 100、NAC-UMS+AOS 屏蔽模型示意圖

表 45、護箱屏蔽模型密封鋼筒依然料特性均質化各區材料組成

Name	Density (g/cm ³)	Nuclide/Element	w/o
Active Fuel Region	2.1902	B-10	0.0230321
		B-11	0.101936
		C	0.181328
		O	6.27948
		Al	4.605
		Cr	1.81521
		Mn	0.191069
		Fe	20.8695
		Ni	0.907675
		Zr	18.3188
		U-234	0.00252663
		U-235	0.332106
		U-238	46.37234
Plenum	1.2916	C	0.0323943
		Cr	7.13914
		Mn	0.75145
		Fe	58.1557
		Ni	3.56973
		Zr	30.35159
Upper End-Fitting	0.7722	Cr	18.9995
		Mn	1.9999
		Fe	69.5003
		Ni	9.5003
Lower End-Fitting	1.4670	Cr	18.9995
		Mn	1.9999
		Fe	69.5003
		Ni	9.5003

金屬護箱模型建立

本研究選定之金屬護箱標的物主要參考德國 GNS 公司的 CASTOR V52 系統的設計，經蒐集相關文獻參數後，參照圖 53 與圖 54 的重要幾何資訊進行護箱屏蔽模型的建構，部分欠缺資訊以相關護箱圖片作合理推估。圖 101 為金屬護箱屏蔽模型示意圖，整體外形為一圓柱狀(直徑 2.4 公尺、高 5.6 公尺)，內部裝載用過燃料束區域採均勻化作法，此部分與其原本設計不同，CASTOR V52 護箱原先設計可裝載 52 束用過燃料束，在此為方便作一直覺的護箱屏蔽性能比較，仍假設採用先前提及的核一 56 束設計基準燃料當作射源與材料條件，幾何不符之處，對均勻化材料密度作調整，以期有相同的射源作為比較基礎，其內部均勻化材料資訊同表 45。燃料束區域依射源特性區分為四區：UEF、Plenum、Effective fuel、LEF。側邊主屏蔽材料為鑄鐵，其間有兩圈各 50 根之直徑 6 公分的中子吸收棒(NS-4-FR)，頂部主屏蔽材料為不鏽鋼，分兩層主檔板(Primary lid)與次檔板(Secondary lid)，中間夾層充滿氬氣，此為金屬護箱特有機制，充填氣體的空間會有壓力探測器，確保護箱不會有放射性污染物的釋出。護箱主要散熱途徑為自然對流的方式，不似混凝土護箱有進出氣孔道，空氣會流經金屬護箱表面進行散熱。

此節所述之護箱屏蔽計算模型，不論是混凝土或金屬護箱，皆與 5.5 節熱流分析模型具有一致性，惟在部分分析差異上會有所取捨，例如熱流分析會保留細部的燃料提籃結構，而屏蔽分析則對用過燃料束幾何依射源特性採均勻化之模型。

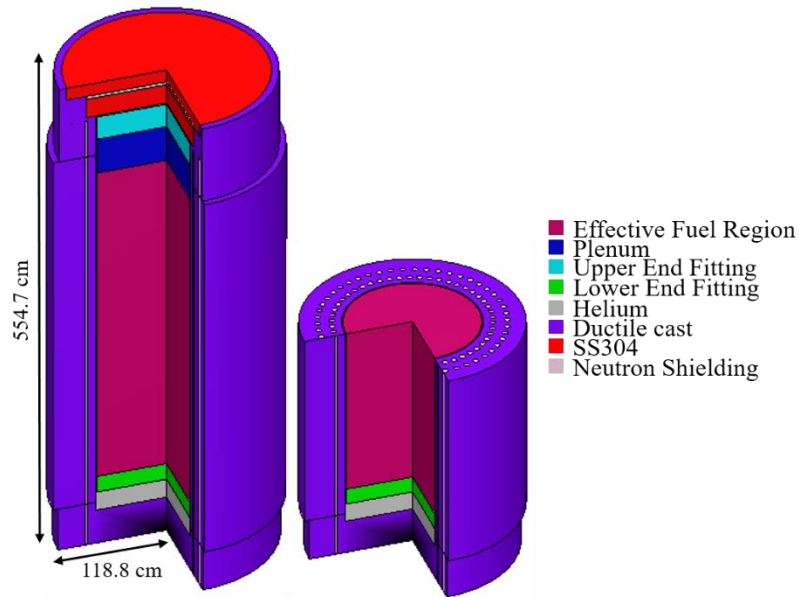


圖 101、CASTOR 護箱屏蔽模型示意圖

5.6.2.2 廠房屏蔽計算模型

針對選定的兩種護箱標的物，本節將分別對混凝土護箱和金屬護箱各別搭配的廠房模型作設施屏蔽的討論。

混凝土護箱：選用 NAC-UMS 或 NAC-UMS+AOS 兩種型式，本研究考慮三種乾式貯存設施的規劃：30 組 NAC-UMS+AOS 護箱露天貯存(核一廠一期乾貯規劃)、30 組 NAC-UMS+AOS 護箱搭配鋼構廠房室內貯存及 30 組 NAC-UMS 護箱搭配鋼筋混凝土廠房室內貯存，其幾何示意圖如圖 102 至圖 104，護箱排列方式參考核一廠一期乾式貯存設施，整體設施呈一矩形(長 67.8 公尺、寬 27.2 公尺)。其中，鋼構廠房與鋼筋混凝土廠房高度為 14 公尺，鋼構廠房屏蔽厚度為 5 毫米，而鋼筋混凝土廠房厚度同於混凝土護箱之外加屏蔽設計(側邊 35 公分，頂部 30 公分)，兩者皆有進出氣通道設計，如圖 105 所示，沿廠房長側邊兩側上下端各保留有一 60 公分之空氣通道，為劑量保守性與差異分析的比較，此簡易廠房模型尚未考慮進出氣通道外之迷道設計。

金屬護箱：本研究參考 CASTOR V52 型式，針對金屬護箱本研究僅考慮一種乾式貯存設施型式，也就是 30 組 CASTOR 護箱搭配鋼筋混凝土廠房進行室內貯存，廠房之幾何設計與屏蔽厚度同於混凝土護箱搭配之鋼筋混凝土廠房，幾何示意圖如圖 106。

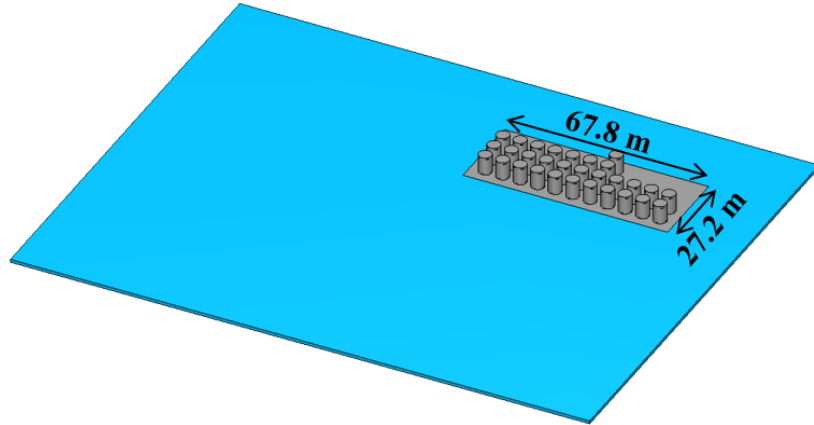


圖 102、30 組 NAC-UMS+AOS 護箱露天貯存

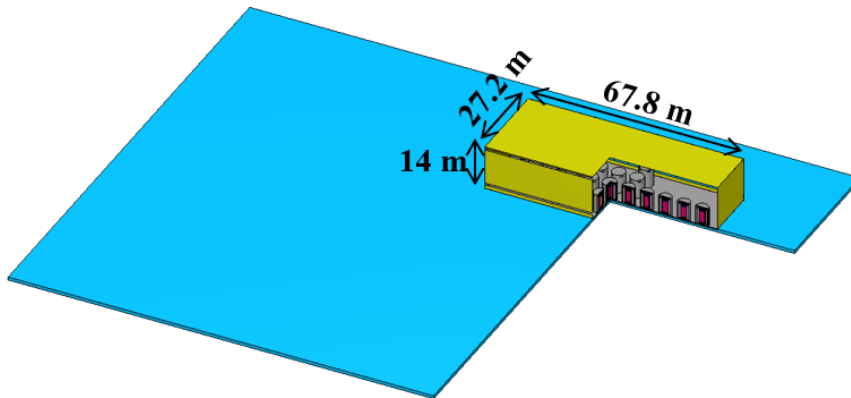


圖 103、30 組 NAC-UMS+AOS 護箱搭配鋼構廠房室內貯存

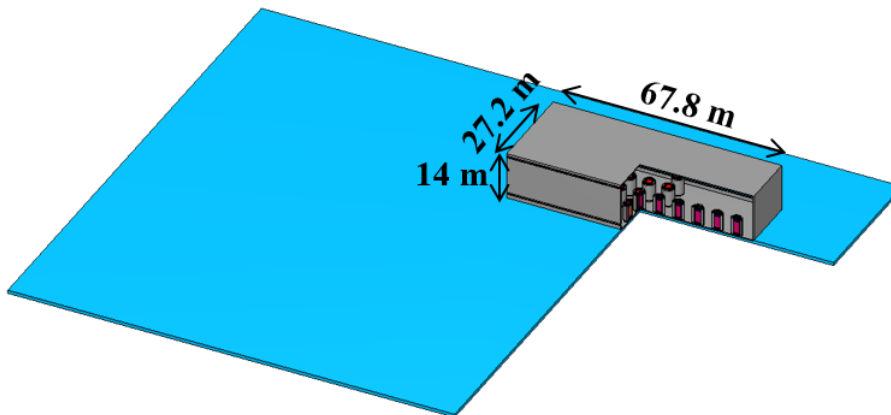


圖 104、30 組 NAC-UMS 護箱搭配鋼筋混凝土廠房室內貯存

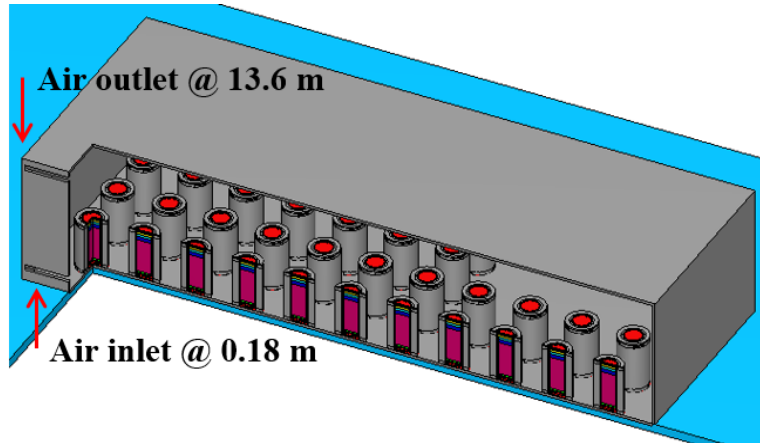


圖 105、室內乾式貯存設施廠房進出氣通道

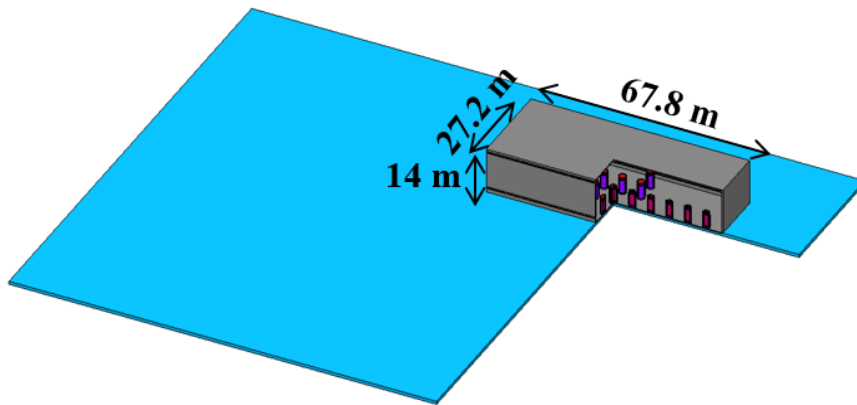


圖 106、30 組 CASTOR 護箱搭配鋼筋混凝土廠房室內貯存

5.6.3 探討混凝土護箱與金屬護箱周遭輻射場差異

本節將利用美國橡樹嶺國家實驗室(Oak Ridge National Laboratory, ORNL)發展的 SCALE 程式集之 MAVRIC 控制序列作護箱周遭輻射場差異探討，目前最新版本為 v6.2。MAVRIC 控制序列，為一應用 CADIS (Consistent Adjoint Driven Importance Sampling)理論且能自動化地利用具有一致性的重要性遷移地圖 (Importance Map)及權重射源(Biased Source)作為變異數降低技巧的運算序列，主要應用於使用類比蒙地卡羅計算較困難的輻射遷移問題，使其能有效率地進行蒙地卡羅模擬。藉由套用 CADIS 計算理論，先進行一次粗略的決定論格點座標 (Discrete Ordinates, S_N)計算，由伴隨函數的分佈關係建構粒子遷移重要性地圖及射源偏移權重，應用於最後的蒙地卡羅模擬，使最終能在合理的時間內得到一低誤差範圍的結果。MAVRIC 控制序列利用 Denovo 程式作粗略決定論法計算，產生對應之變異數降低參數用於三維 Monaco 程式作粒子遷移模擬。本節之計算皆採用個人電腦裝載 Window 7 作業系統配置 3.4 GHz 中央處理器(I7-3770)和 16GB 記憶體。程式採用的粒子作用截面庫資訊如表 46 所列。

表 46、MAVRIC 程式採用之粒子作用截面資訊

Code package	Hybrid method	Cross-section data
MAVRIC-v6.2	S_N (Denovo) + MC (Monaco)	ENDF/B-VII.0 multigroup 27n19g (Denovo) + ENDF/BVII.0 continuous-energy (Monaco)

5.6.3.1 混凝土護箱周遭輻射場特性

以 5.6.2.1 節所建立的 NAC-UMS 與 NAC-UMS+AOS 護箱屏蔽模型進行表面劑量率評估研究，為了得到大範圍較均勻的誤差分布，我們選擇以 MAVRIC 程式應用 FW-CADIS (Forward-Weighted CADIS)理論作遷移計算，將伴隨射源定

義在鄰近護箱表面區域，因目標為護箱表面劑量率，此設定能迫使粒子從護箱內部往表層遷移，使得偵檢計分能更有效率。本研究選擇以 ICRP-74 號報告的劑量轉換因子(Dose Conversion Coefficient, $\text{pSv}\cdot\text{cm}^2$)，轉換成 ICRU 球深度 10 毫米處之周圍等效劑量(Ambient Dose Equivalent) $H^*(10)$ 作為偵檢計分之響應函數值。

Denovo 將 NAC-UMS 護箱屏蔽模型切割成 156,240 個格點(X: 72、Y: 70、Z: 31)作兩次(Forward S_N 與 Adjoint S_N)簡化決定論法計算，而 NAC-UMS+AOS 護箱屏蔽模型切割為 191,216 個格點(X: 76、Y: 74、Z: 34)，格點密集於密封鋼筒內部燃料束區塊及密封鋼筒上蓋、進出氣孔通道、護箱表面側邊和頂部等粒子遷移變化較劇烈之區域，再連接 Monaco 蒙地卡羅程式作模擬。

以區域計分(Region tally)及格點計分(Mesh tally)兩種計分方式對護箱表面劑量率作探討，皆採用總徑跡長計量方法(Total Track Length Estimator)定出總粒子通量率再乘以轉換因子轉成周圍等效劑量。區域計分分為護箱側邊跟頂部兩部分：側邊區塊定義在護箱側邊外 10 公分處，高度介於燃料束之有效燃料區；頂部區塊定義在護箱頂部 10 公分處，密封鋼筒涵蓋半徑範圍。格點計分則定義在護箱側邊和頂部表面 1 公分處，並將護箱等分為 12 方位，詳細計分出護箱表面劑量率分布。

本研究選擇將三種射源案例皆控制於約 1 天的計算時間，以 NAC-UMS 護箱模型為例，在加馬射源部分每次進行 S_N 計算需耗費約 5 分鐘，在需同時考慮中子和二次光子的中子射源部分則需耗時約 15 分鐘。決定論法計算時間，受離散座標格點數所影響，格點切割越詳細耗費在 S_N 計算之時間越長，過程需依靠使用者經驗作取捨進而較佳之計算效率。其區域計分結果如表 47 所列，先對 NAC-UMS 護箱作探討，側邊劑量率以光子為主要貢獻者，FG 為最大值，HG 次之；頂部劑量率以中子為主要貢獻者，且 FN 為護箱表面最高劑量值。各射源項在側邊區域計分效率皆優於頂部區域計分，特別是光子射源項皆約有兩個量級之差距。蒙地卡羅模擬之效率通常以 FOM 作量值化比較，FOM 定義如下，R 為計算結果的相對誤差， $T_{\text{Simulation}}$ 為計算時間，FOM 值越高代表計算效率越好，反之

越差。對 NAC-UMS 護箱外加屏蔽後，可發現各區域劑量結果除頂部 FN-G(燃料中子產生之二次光子)外皆有明顯下降，至少一個量級，此時不論是側邊或頂部區域 FN-G 皆為劑量最大貢獻。NAC-UMS+AOS 表面區域計分，側邊計算 FOM 值皆優於頂部計算 15 倍以上，特別是兩個光子射源項有三個量級之差距，此部分與 NAC-UMS 案例呈現相同趨勢。對此兩案例作比較，除側邊燃料中子 FOM 值相近外，其餘 NAC-UMS 案例計算效率皆優於 NAC-UMS+AOS 約 1.5 倍以上。

$$FOM = \frac{1}{R^2 \times (T_{Simulation})}$$

表 47、NAC-UMS 與 NAC-UMS+AOS 之表面區域計分結果

Region tally		NAC-UMS			NAC-UMS+AOS		
Source		Dose rate (mSv/h)	Error (%)	FOM (/min)	Dose rate (mSv/h)	Error (%)	FOM (/min)
FN	Side n	5.37×10^{-3}	0.75	11	1.65×10^{-4}	0.71	13
	Top n	1.00×10^{-1}	1.12	5.07	9.77×10^{-4}	3.02	0.74
	Side γ	9.86×10^{-3}	0.36	49	8.45×10^{-4}	0.50	27
	Top γ	2.49×10^{-3}	1.38	3.33	1.30×10^{-3}	2.08	1.56
FG	Side γ	6.07×10^{-2}	0.14	354	5.99×10^{-4}	0.18	227
	Top γ	7.38×10^{-3}	5.43	0.23	8.76×10^{-5}	10.22	0.07
HG	Side γ	1.35×10^{-2}	0.13	399	2.07×10^{-4}	0.17	248
	Top γ	2.78×10^{-2}	3.59	0.52	6.77×10^{-4}	14.77	0.03

圖 107 為 NAC-UMS 與 NAC-UMS+AOS 護箱表面劑量率分布。兩種護箱模型，在中子劑量率部分，護箱側邊最大值位於進氣口端；頂部最大值位於密封鋼筒和混凝土護箱間夾層之空氣通道；加馬劑量率部分，護箱側邊呈現一平緩分布，頂部最大值仍位於空氣通道上方。頂部劑量分布可區分為密封鋼筒和混凝土護箱兩區，密封鋼筒上方多為碳鋼結構對光子影響較甚，混凝土護箱對中子影響較甚，故密封鋼筒上方中子劑量率較大，而混凝土護箱上方加馬劑量率較大。NAC-UMS 與 NAC-UMS+AOS 兩護箱表面劑量分布大致呈現相同趨勢，因應外屏蔽影響，

劑量率分布可明顯發現下降 1 至 2 個量級，惟在兩部分有所差異：一是側邊進出氣孔端，因外加屏蔽仍同時保留空氣通道，沒有額外的屏蔽影響故劑量率較接近；二是頂部加馬劑量率已看不出空氣夾層之顯著貢獻，因此部分需對加馬劑量率貢獻來源作探討。

圖 108 為 NAC-UMS 與 NAC-UMS+AOS 護箱加馬表面劑量率各射源貢獻分布。NAC-UMS 側邊劑量分布，除有效燃料區為 FG 外，其餘皆為 HG 為主要貢獻；外加屏蔽後，各射源項皆受影響，改變為在有效燃料區 FN 為主要貢獻，進出氣孔端仍保留同樣的特性，因沒有受額外屏蔽層的影響。NAC-UMS 頂部劑量分布，密封鋼筒上方以 FN 為主要貢獻而混凝土外殼上方則為 FG；外加屏蔽後，空氣夾層劑量率最高之特性較不明顯，但仍保留密封鋼筒上方為 FN 及混凝土外殼上方 FG 主要貢獻情形。

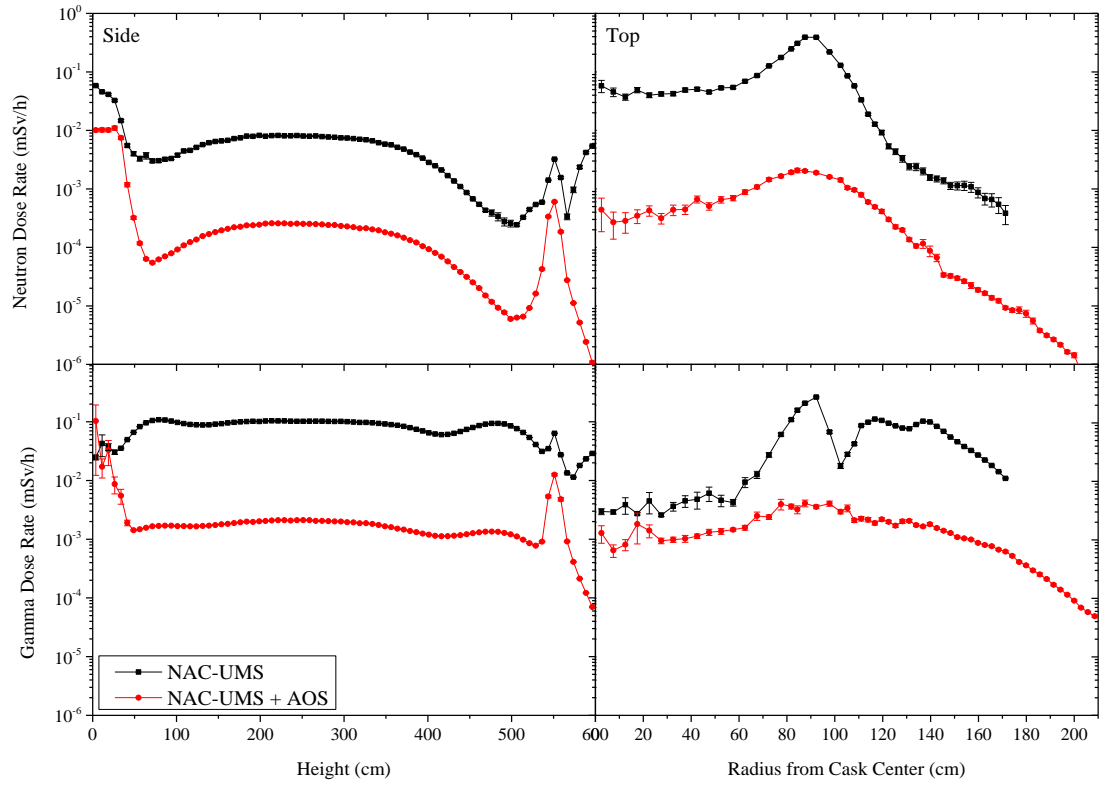


圖 107、NAC-UMS 與 NAC-UMS+AOS 護箱表面劑量率分布

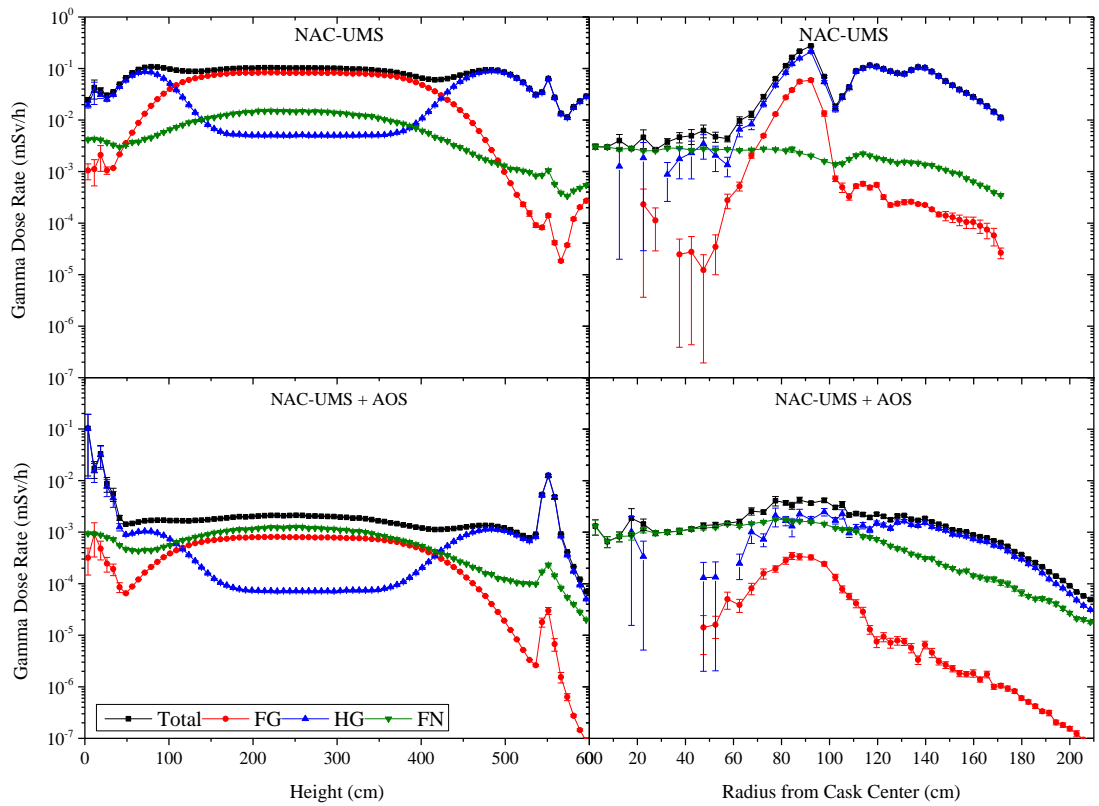


圖 108、NAC-UMS 與 NAC-UMS+AOS 護箱加馬表面劑量率各射源貢獻

5.6.3.2 金屬護箱周遭輻射場特性

以 5.6.1.2 節所建立的類似 CASTOR 護箱屏蔽模型進行表面劑量率評估研究，以 MAVRIC 程式應用 FW-CADIS 理論作分析，採與 5.6.1.1 節同樣的伴隨射源定義方式與響應函數值。Denovo 將 CASTOR 護箱屏蔽模型切割成 164,280 個格點(X: 74、Y: 74、Z: 30)作兩次(Forward S_N 與 Adjoint S_N)簡化決定論法計算，格點密集於內部燃料束區塊及兩層不銹鋼上蓋、中子吸收材棒、護箱表面側邊和頂部等粒子遷移變化較劇烈之區域，再連接 Monaco 蒙地卡羅程式作模擬。

以區域計分及格點計分兩種計分方式對護箱表面劑量率作探討。區域計分分為護箱側邊跟頂部兩部分：側邊區塊定義在護箱側邊外 10 公分處，高度介於有效燃料區內；頂部區塊定義在護箱頂部 10 公分處，燃料涵蓋範圍半徑。格點計分則定義在護箱側邊和頂部表面 1 公分處，並將護箱等分為 12 方位，詳細計分出護箱表面劑量率分布。

同樣將三種射源案例皆控制於約 1 天的計算時間，CASTOR 護箱模型在加馬射源部分每次進行 S_N 計算需耗費約 4 分鐘，在需同時考慮中子和二次光子的中子射源部分則需耗時約 18 分鐘。其區域計分結果如表 48 所列，不論是側邊或是頂部，中子劑量率皆為最大值，相對而言加馬劑量率小的多，原因應為金屬護箱主體金屬屏蔽(高原子序)對光子阻擋效果較佳，其間雖有中子吸收材柱之設計，但在此假設之金屬屏蔽模型，中子仍為較重要之貢獻。與混凝土護箱相似，側邊區域計分效率皆優於頂部區域計分，頂部 FG 粒子遷移最困難，頂部 HG 相對容易，原因為 HG 射源來自 Co-60，能量為平均 1.25 MeV 之光子，而 FG 射源多處於 0.7 MeV 之範疇。

圖 109 為 CASTOR 護箱表面劑量率分布。在中子劑量率部分，護箱側邊最大值位於有效燃料區段，頂部最大值位於護箱深處上方，靠近護箱圓心，造成此處與混凝土護箱輻射場特性差異原因為金屬護箱因材質導熱性佳，無須額外的空氣通道設計，故沒有通道造成的劑量高點；加馬劑量率部分，護箱側邊呈現一平

緩分布，直至高度約 450 公分處 HG 貢獻遽增，原因為此高度以上鑄鐵屏蔽厚度減少約 7 公分，又恰是充氣區與上端版區結構光子射源高度，故有劑量率突增情形。頂部劑量分布亦以 HG 為主要貢獻，隨離護箱圓心越遠而劑量率越低。整體而言，此金屬護箱屏蔽模型表面劑量率分析結果，中子劑量率皆高於加馬劑量率。

表 48、CASTOR 護箱之表面區域計分結果

Region tally		CASTOR		
Source		Dose rate (mSv/h)	Error (%)	FOM (/min)
FN	Side n	2.24×10^{-1}	0.16	266
	Top n	3.84×10^{-2}	1.06	6.22
	Side γ	2.18×10^{-3}	0.35	57
	Top γ	8.28×10^{-4}	2.23	1.39
FG	Side γ	1.83×10^{-3}	0.18	230
	Top γ	7.78×10^{-6}	18.84	0.02
HG	Side γ	5.08×10^{-4}	0.20	164
	Top γ	9.23×10^{-3}	4.33	0.36

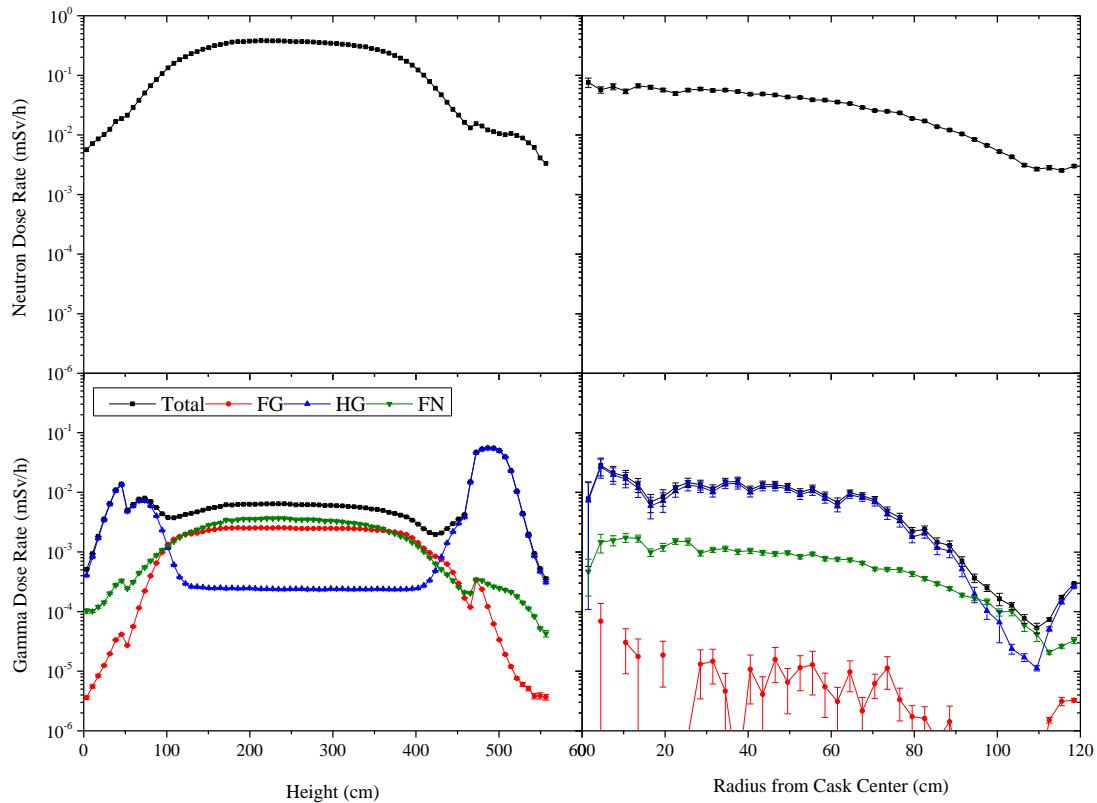


圖 109、CASTOR 護箱表面劑量率(中子與加馬)分布

5.6.4 探討室內乾貯設施的輻射特性

接續護箱周遭輻射場特性分析後，本節將探討兩種護箱搭配對應廠房室內貯存的輻射場特性。將分三節作討論：5.6.4.1 節考慮混凝土護箱的兩種室內廠房型式：NAC-UMS+AOS 搭配鋼構廠房和 NAC-UMS 搭配鋼筋混凝土廠房，並將此兩種室內乾貯設施與 NAC-UMS+AOS 露天乾貯設施作對應比較。5.6.4.2 節考慮金屬護箱的室內廠房型式：CASTOR 搭配鋼筋混凝土廠房。5.6.4.3 節討論前兩節的室內廠房增加迷道設計對輻射分布特性之影響。護箱與廠房屏蔽計算模型皆參照 5.6.2 節之說明。

本節使用 SCALE/MAVRIC 控制序列作乾貯設施整體輻射場特性探討，採用程式版本及粒子作用截面資訊列於表 49，在此案例分析乾貯設施問題時，需同時考慮 30 組護箱，故選擇應用計算負擔較小之多群截面庫。本節計算皆採用裝載 Window 10 作業系統的個人電腦，其主要規格為 3.2 GHz 中央處理器(I7-6800k) 搭配 64GB 記憶體。

本節乾貯設施計算案例皆以 MAVRIC 序列應用 FW-CADIS 理論，將距設施 100 公尺遠處，靠近東南兩側之 L 形區域定義為伴隨射源(圖 110)，探討整體乾貯設施對周遭環境的輻射場分布。Denovo 將各乾貯設施屏蔽模型切割為 493,148 個格點(X: 194、Y: 82、Z: 31)，格點密集於 30 組護箱射源位置、護箱表面側邊和頂部、屏蔽材料邊界、進出氣通道等粒子遷移變化較劇烈之區域，再連接 Monaco 蒙地卡羅程式作粒子遷移模擬。圖 111 為參考核一廠一期的乾貯設施，設施西方為山丘，北方指向外海，故以考慮南方和東方兩方向為主，並藉此探究方向差異對乾貯設施貢獻劑量率變化是否有影響。使用同於先前計算之 ICRP-74 號報告的劑量轉換因子作為偵檢計分之響應函數，並考慮劑量率隨距離設施 0-100 公尺之變化，以格點計分方式考量南方和東方兩方向，高度 0-3 公尺間的平均劑量率。

表 50 為各乾貯案例計算時間，因護箱屏蔽模型差異而有所不同，NAC-UMS 護箱在加馬射源部分每次進行 S_N 計算需耗費約 22 分鐘，在需同時考慮中子和二次光子的中子射源部分則需耗時約 110 分鐘，加上蒙地卡羅模擬時間，單射源計算總耗時約為 7 天，完成一案例包含三種射源需要 21 天。CASTOR 護箱在加馬射源部分每次進行 S_N 計算需耗費約 35 分鐘，在需同時考慮中子和二次光子的中子射源部分則需耗時約 170 分鐘，加上蒙地卡羅模擬時間，單射源計算總耗時約為 5 天。

表 49、MAVRIC 程式採用之粒子作用截面資訊

Code package	Hybrid method	Cross-section data
MAVRIC-v6.1	S_N (Denovo) + MC (Monaco)	ENDF/B-VII.0 multigroup 27n19g (Denovo) + ENDF/BVII.0 multigroup 27n19g (Monaco)

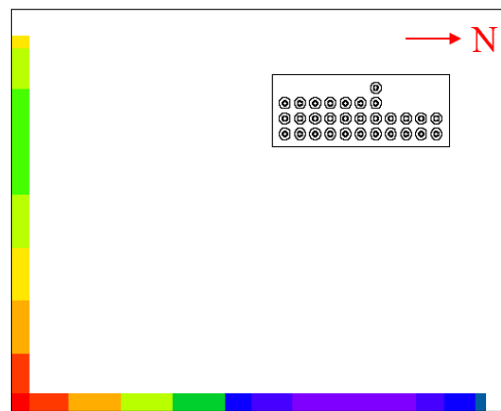


圖 110、伴隨射源位置示意圖

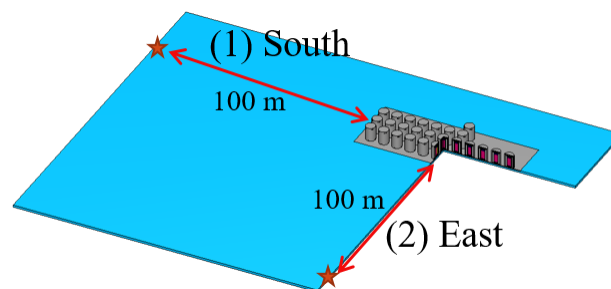


圖 111、格點計分方向與定義

表 50、各乾貯案例程式計算時間

MAVRIC (xyz mesh)	Source	Forward S _N (min)	Adjoint S _N (min)	Total S _N (min)	MC (hr)	Total (hr)
Outdoor NAC-UMS+AOS (194*82*31)	FN	56.71	50.68	107.77	164	165.73
	FG	12.31	8.64	22.14	169	169.23
	HG	11.29	8.71	22.14	170	170.25
Indoor NAC-UMS+AOS (194*82*31)	FN	55.06	49.14	105.57	167	169.07
	FG	12.46	8.67	22.38	154	154.36
	HG	11.41	8.66	22.97	153	153.24
Indoor NAC-UMS (194*82*31)	FN	55.47	49.18	105.88	120	121.57
	FG	12.28	8.63	22.07	149	149.71
	HG	11.17	8.68	22.39	130	130.42
Indoor CASTOR (194*82*31)	FN	86.47	79.79	167.47	118	120.87
	FG	17.15	13.47	32.59	109	109.52
	HG	16.27	13.49	34.73	110	110.82

5.6.4.1 混凝土護箱室內乾貯設施輻射場特性

圖 112 呈現 NAC-UMS+AOS Outdoor、NAC-UMS+AOS Indoor 及 NAC-UMS Indoor 三種乾貯設施輻射場劑量率分布隨距離的變化。在南向部分，除 NAC-UMS Indoor 案例起始劑量率較高(6.48×10^{-2} mSv/h)，且在通過混凝土建物時有明顯一個量級數之衰減外，三案例劑量率分布衰減變化相近；在東向部分，NAC-UMS Indoor 案例因建物具有空氣通道設計，此處不含空氣通道外迷道屏蔽，其劑量率分布最高約大於另外兩案例一個量級數，代表有部分劑量比例是經由空氣通道向外造成貢獻，此一部分在 5.6.4.3 節會再作深入討論。若東南兩方向相比，東向劑量率分布隨距離變化衰減趨勢較緩。

圖 113 呈現 NAC-UMS+AOS Outdoor、NAC-UMS+AOS Indoor 及 NAC-UMS Indoor 三種乾貯設施輻射場劑量率分布的梯度圖，上三圖以格點顏色區分劑量分布，下三圖繪出等值劑量分布線圖，NAC-UMS+AOS Outdoor 和 Indoor 兩案例分布接近，符合設計預期，因本案例中輕薄的碳鋼結構廠房不具有輻射屏蔽功能，僅考量提供天候遮蔽效應。NAC-UMS Indoor 案例，在混凝土廠房內，明顯劑量高於另外兩案例，且在有空氣通道設計之東向，對應沒有通道之南向，距設施同樣距離的劑量率約高一個量級數。

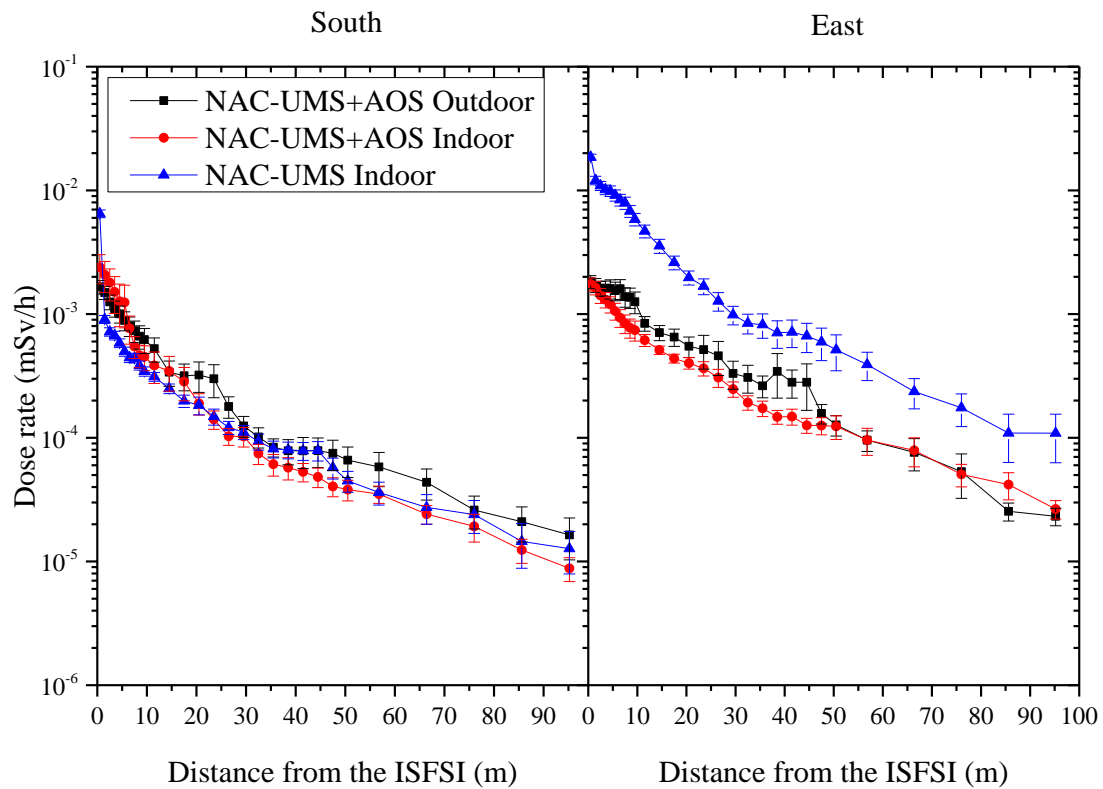


圖 112、NAC-UMS 三種乾貯設施輻射場劑量率分布隨距離變化

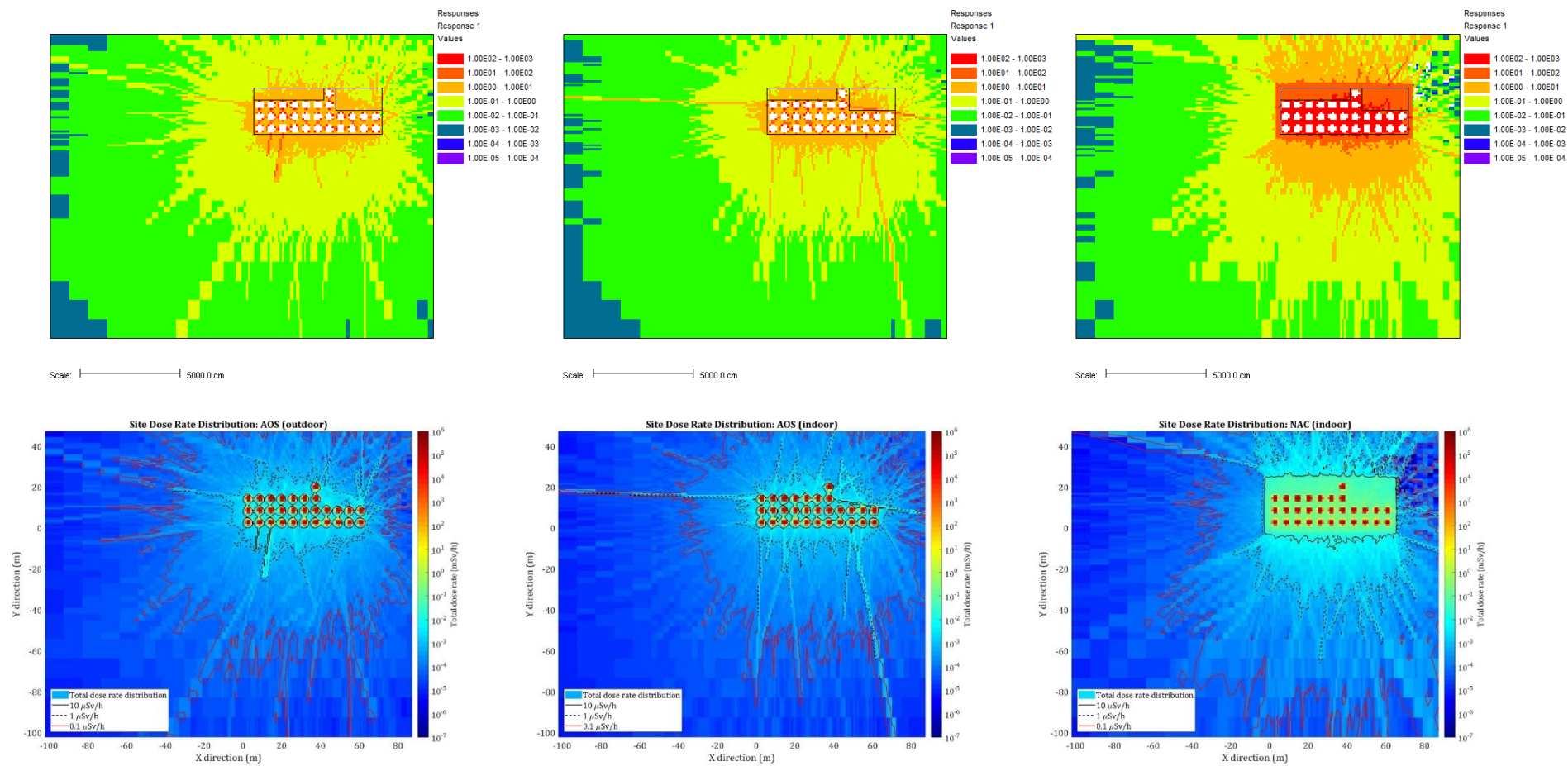


圖 113、NAC-UMS 三種乾貯設施輻射場劑量率 ($\mu\text{Sv/h}$)分布梯度圖，左 NAC-UMS+AOS Outdoor，中 NAC-UMS+AOS Indoor，右 NAC-UMS Indoor

5.6.4.2 金屬護箱室內乾貯設施輻射場特性

圖 114 呈現 NAC-UMS Indoor 和 CASTOR Indoor 輻射場劑量率分布隨距離的變化，因同樣搭配混凝土建物，在南向初始廠房位置皆有明顯的劑量率衰減；同樣在東向，受到空氣通道貢獻影響，廠房屏蔽衰減效益不明顯。以目前假設之屏蔽計算模型，CASTOR Indoor 案例的劑量率皆大於 NAC-UMS Indoor 案例，原因來自護箱周遭輻射場之差異，因為本案例假設二種護箱有相同射源項的情況，不同護箱屏蔽設計自然有不同的劑量分布。事實上，二種護箱皆可透過適當的屏蔽設計達到劑量目標。

圖 115 呈現 NAC-UMS Indoor 和 CASTOR Indoor 乾貯設施輻射場劑量率分布的梯度圖，與圖 112NAC-UMS Indoor 相比，趨勢一致，但在建物內 CASTOR 護箱造成的劑量貢獻較大，及同距離下 CASTOR 劑量率皆大於 NAC-UMS 案例。

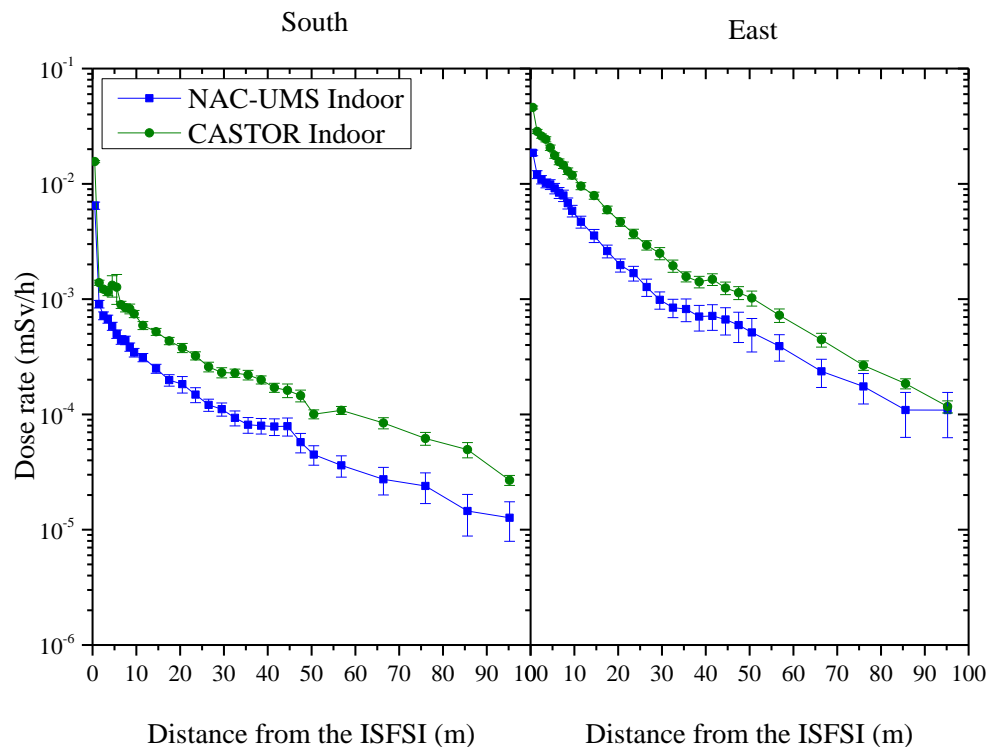


圖 114、NAC-UMS Indoor 和 CASTOR Indoor 輻射場劑量率分布隨距離變化

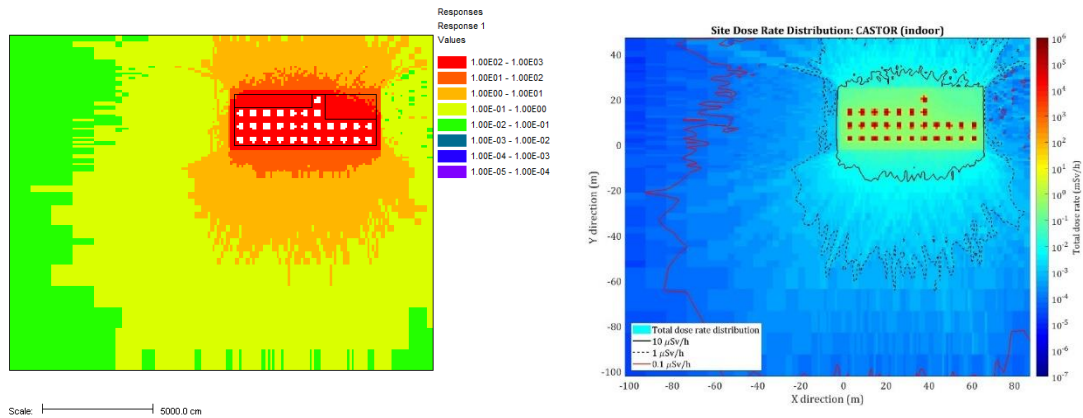


圖 115、CASTOR 室內乾貯設施輻射場劑量率 ($\mu\text{Sv/h}$) 分布梯度圖

5.6.4.3 室內乾貯設施增加迷道設計之影響

本節考量在室內乾貯設施混凝土廠房與鋼構廠房空氣通道外增設迷道設計，探討對設施外輻射場之影響。迷道設計如圖 116 所示，仍保留 60 公分之通氣孔道，採一迂迴建物之設計，避免輻射線直線釋出，混凝土廠房厚度同於外加屏蔽 35 公分，而鋼構廠房厚度約為 5 毫公分。此節僅針對建物具有空氣通道之東方劑量率計分結果作探討。此處之迷道設計是指為避免乾貯設施輻射源產生之輻射粒子未經屏蔽直接經由廠房進出氣口通道滲流出去之設計。

圖 117 為混凝土廠房空氣通道外加迷道對劑量分布之影響，左邊為 NAC-UMS 護箱，右邊為 CASTOR 護箱。可發現在空氣通道外加迷道設計後，不論是混凝土或是金屬護箱，劑量率變化略同經過混凝土廠房屏蔽之結果，迷道設計可有效降低劑量率約一個量級；而圖 118 內，鋼構廠房空氣通道外加迷道對劑量分布之影響近乎其微，原因為鋼構建物並不具有屏蔽之功能。由此可見，室內乾貯建物帶有屏蔽功能時，其廠房空氣通道外的迷道設計甚為重要，應是審查重點之一。

圖 119 至圖 122 為將在 5.6.4.1 與 5.6.4.2 節之結果，更換為廠房空氣通道增加迷道設計的劑量分布，兩兩比較可呈現迷道設計在這些案例的屏蔽效果。

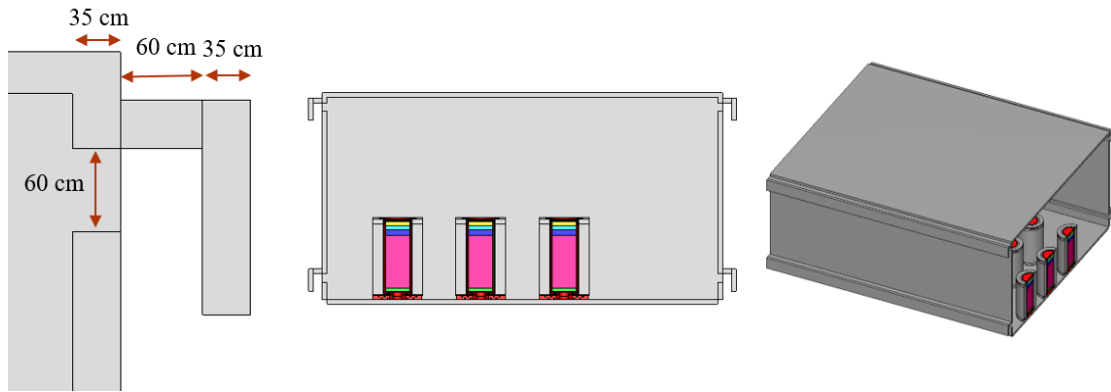


圖 116、室內乾貯廠房空氣通道外迷道設計示意圖

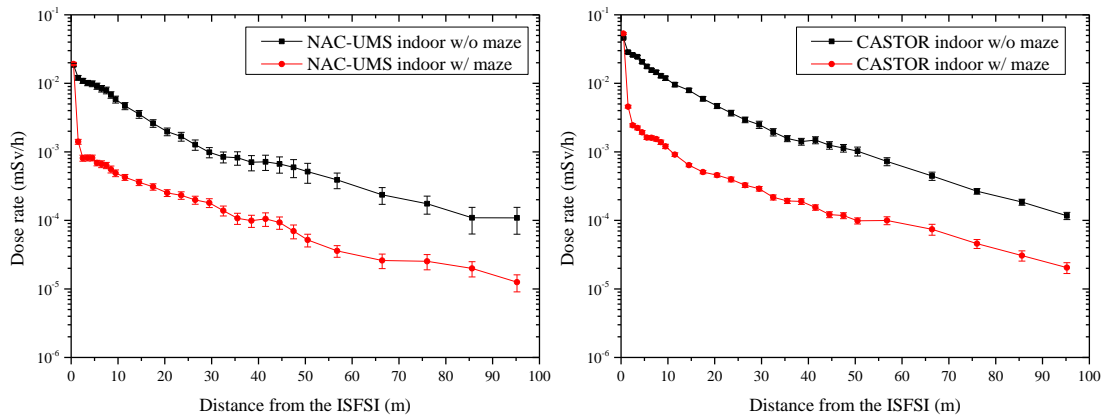


圖 117、混凝土廠房空氣通道外加迷道對劑量分布之影響

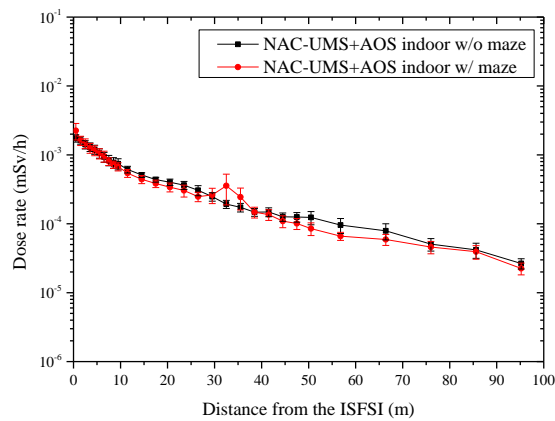


圖 118、鋼構廠房空氣通道外加迷道對劑量分布之影響

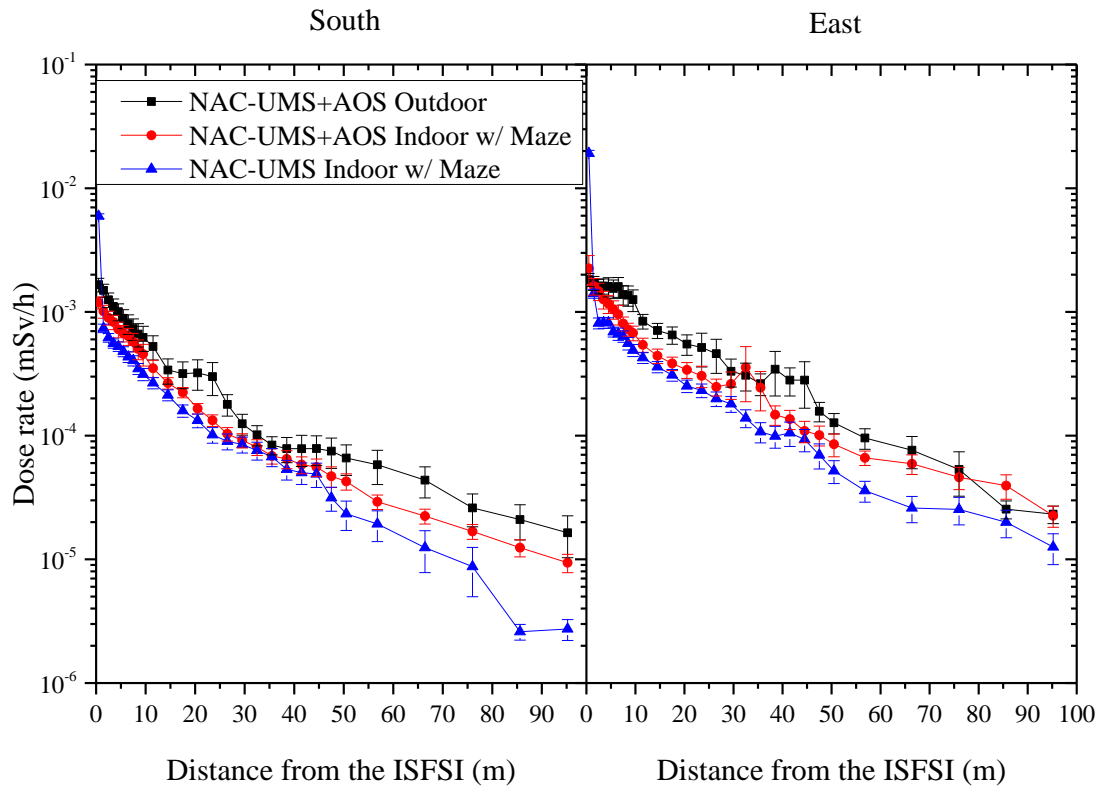


圖 119、NAC-UMS 三種乾貯設施輻射場劑量率分布隨距離變化(有迷道設計)

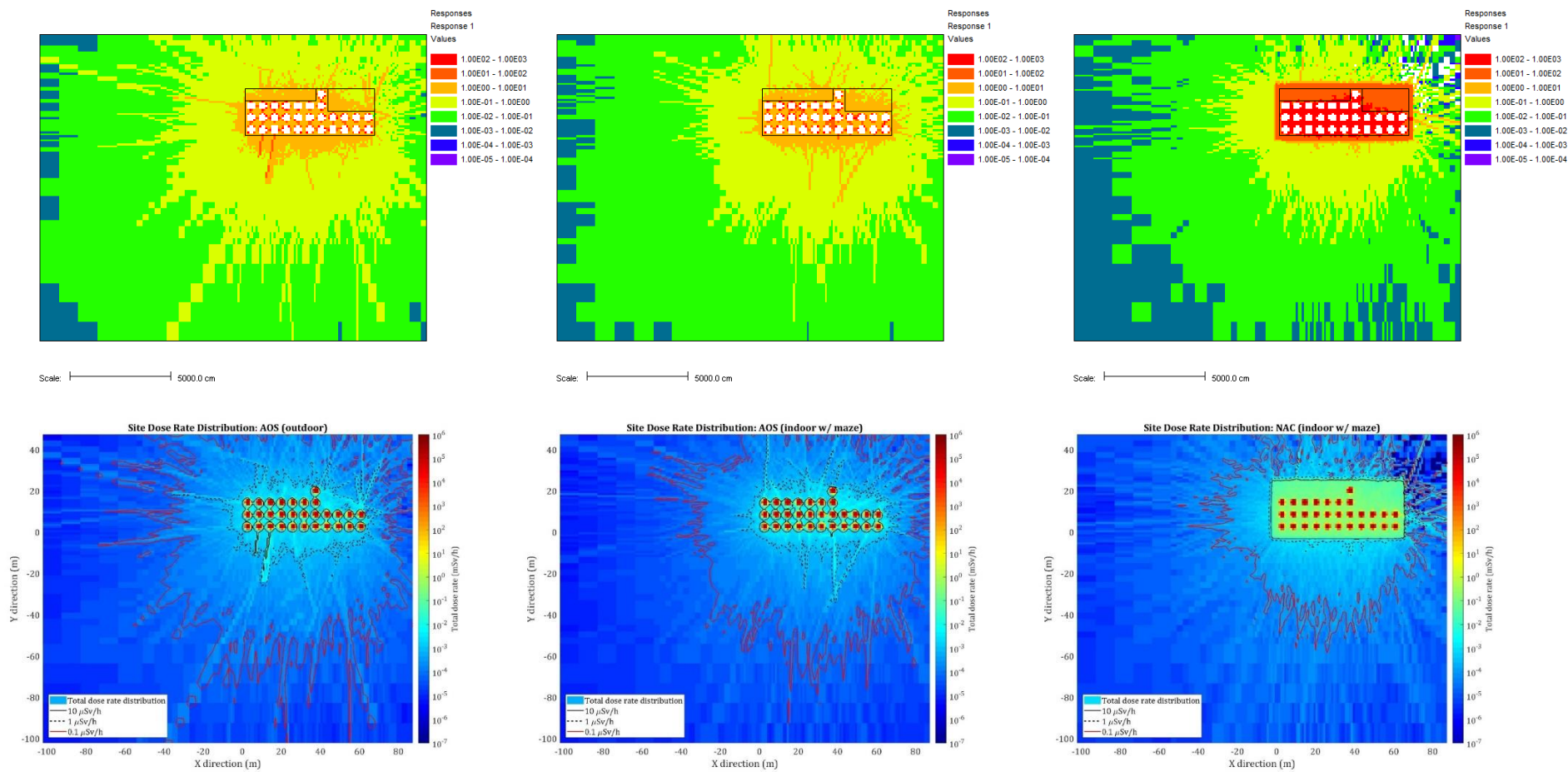


圖 120、NAC-UMS 三種乾貯設施輻射場劑量率 ($\mu\text{Sv/h}$)分布梯度圖，

左 NAC-UMS+AOS Outdoor，中 NAC-UMS+AOS Indoor，右 NAC-UMS Indoor。(有迷道設計)

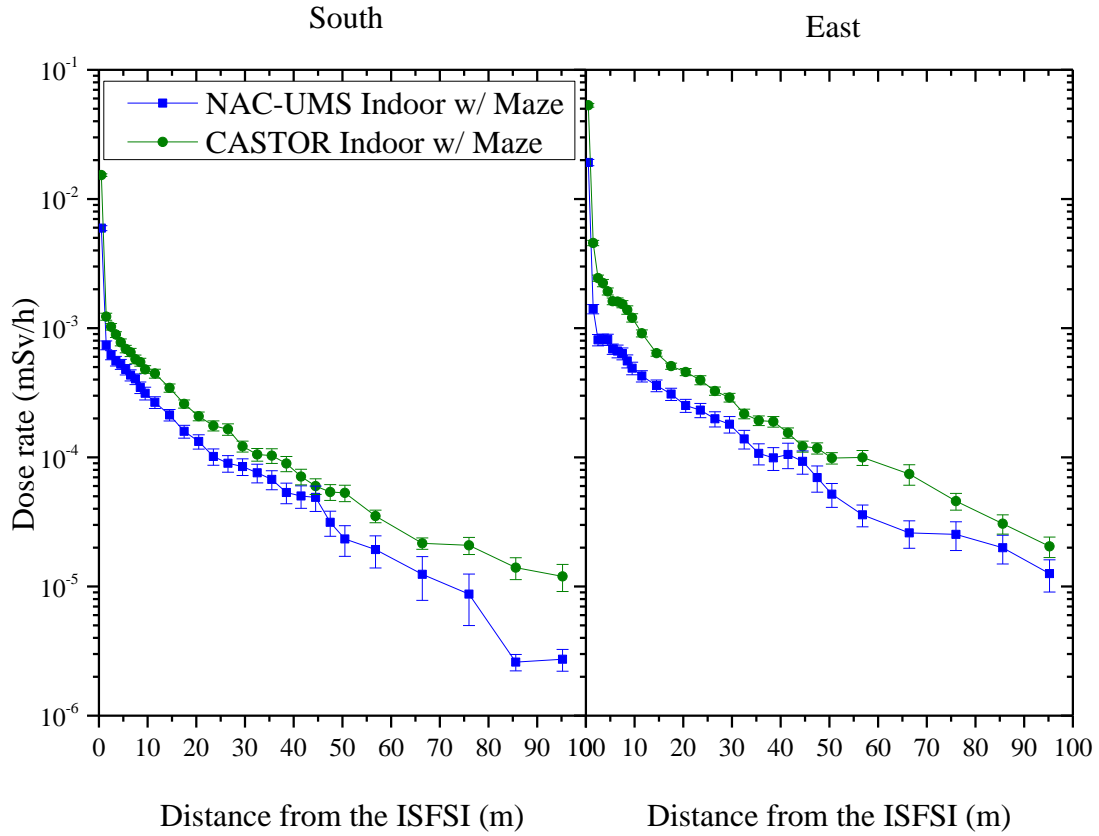


圖 121、NAC-UMS Indoor 和 CASTOR Indoor 輻射場劑量率分布隨距離變 (有迷道設計)

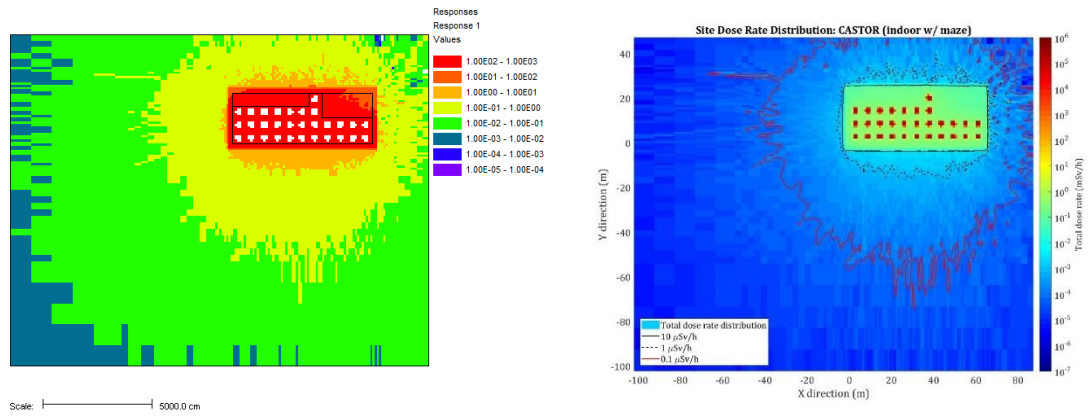


圖 122、CASTOR 室內乾貯設施輻射場劑量率 ($\mu\text{Sv/h}$)分布梯度圖 (有迷道設計)

5.6.5 彙集並回饋屏蔽案例分析的研究結果

本研究探討室內乾式貯存設施相關之屏蔽分析模式建立、評估模式簡化與假設影響，已藉由前面幾個小節，逐步進行研析，包含相關文獻收集、分析技術精進、簡化屏蔽計算模型建立、護箱周遭輻射場劑量率分析、以及室內乾貯設施的輻射特性，累積獲得不少室內乾貯屏蔽相關的經驗，以下整理重要經驗回饋，透過本計畫工作一、二之同儕審查作業進行深入討論，建立納入現有導則與審查規範的修訂依據，相關成果可供主管機關參考：

1. 針對護箱屏蔽分析，混凝土及金屬護箱有一些不同的設計與審查重點需特別注意：混凝土護箱進出氣口通道為劑量貢獻重要來源之一；金屬護箱的表面劑量率為安全分析的關鍵。另外，混凝土護箱主要劑量來源為燃料光子射源，而金屬護箱主要劑量來源為燃料中子射源。儘管來源不同，但兩種護箱皆可設計到符合總劑量的規範。唯需注意未來審查的重點，以及熱測試時選用適當的輻射偵檢器。
2. 不論室內乾貯廠房之型式，廠房建物之進氣口通道和出氣口煙囪為輻射劑量的重要貢獻來源，當有必要時應考慮適當的迷道設計進一步降低廠外輻射劑量。
3. 審查屏蔽分析所使用的評估程式與模式時，應檢視是否使用合適的中子作用截面。本研究屏蔽分析的結果顯示，不同截面表現方式(多群或連續)與不同的熱中子散射處理方式(自由氣體假設或 $S(\alpha,\beta)$ 處理模式)，皆對輻射深穿透計算結果有明顯影響。應用多群能量作用截面與連續能量作用截面，的確會對護箱表面劑量率評估造成差異，多少差異範圍是可接受的仍須作討論。審查單位在做平行驗證計算時，使用不同的評估程式是不可避免的，不同的評估程式，可能有不同的定義方式，在分析報告內闡述清楚應用截面資訊，能減少平行驗證時不同程式造成之差異。
4. 整理 IAEA (Specific Safety Requirements No.SSR-6)、美國 (NRC 10

CFR71.47)、德國(ESK Safety Guidelines for Dry Interim Storage of Irradiated Fuel Assemblies in Storage Casks)、日本(NRA 原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について)、瑞士(G05 Transport- und Lagerbehälter für die Zwischenlagerung)等對貯存、運送護箱相關規定列表於 RSH-04 案乾貯護箱相關劑量規範。

5. 考量室內乾貯與露天乾貯設計的差異，建議需特別注意建物屏蔽的迷道(Maze)設計，因其可能相當程度影響建物周遭的輻射分布與人員管制措施。
6. 屏蔽分析內容應包含可能發生之異常狀況、意外事故及自然災害。建議審查時應特別注意意外事故的情節設計是否考量護箱類型與建物設計的特性，如護箱傾倒及中子吸收材散失。

5.7 廠房與護箱之天然災害意外事故之安全評估

本研究於計畫申請書內，即規劃透過上述四個子團隊之技術整合，提供管制單位就室內乾貯設施面臨天然災害與意外事故情境下的案例進行研析；本節將逐一就情境研擬、案例規劃、技術需求進行討論，並依據規劃進行意外事故分析。

5.7.1 天然災害與意外事故情境推演

依據德國 ESK 第 2.8 節與 RSK 第 9 章之要求，室內乾貯設施於安全分析中需考慮來自於各式可能之危害因子。為能充分展現本研究所建立分析技術之合適性，並確保該分析技術能應用於未來可能之情境，因此先在不考慮事件發生機率與場址特性之前提下，進行技術性研究。依據此一要求，本研究將可能源自於廠房內外之事故透過圖 123 進行歸納。其中內部危害之部分需將類似電廠經驗納入考量，並針對設計基準事故甚至是人為錯誤加以考量。而經過檢視後，德國於內部危害之部分考慮機械影響所造的撞擊、傾倒以及火災所造成的影響。而外部危害則可依據其所載明，將自然引起的外部影響，如風暴，降雨，下雪，霜，閃電，洪水，地震等。以及人類文明所造成的事故，如有害物質，化學爆炸產生的爆炸波，森林火災，礦山崩塌，墜機等納入考量。

而依據上述之描述，本研究擬定出火災與吊掛時傾倒兩項內部危害肇因，將外部危害可能來源，歸納為地震、飛射物撞擊以及洪水海嘯等三類，並據以完成項案例規劃：

1. 火災

火災對設施所造成的加熱效應，主要可以區分為廠房及護箱兩類，其中廠房之火災分析因涉及設計、行政管制與作業程序之綜合影響而難以在無實質案例的前提下進行分析，故於本年度之研究中暫以核二安全分析中之工程評估方法[43]來進行探討；僅以計算流體力學技術，考量火災對於護箱系統所造成的加熱效應。其中，分析目的除涉及護箱各組件溫度

設計限值前之容許作業時限外，亦需考慮火災後對護箱可能熔化並流失材料所造成之影響進行探討；是故擬定中子吸收材流失後之熱流分析、屏蔽分析與臨界分析等案。

2· 非實質(non-mechanical event)事件導致之傾倒

不論是吊掛作業、地震或其他外力所造成的傾倒，實則皆可由 NUREG-1567 中所要求的非實質事件所致之傾倒來加以涵蓋，並透過本案例所規劃之屏蔽分析與結構分析來涵蓋。其中屏蔽分析乃是針對護箱傾倒後可能由底部所造成的劑量貢獻進行探討；而結構分析則是用以了解在此一傾倒之過程中對於護箱結構是否造成損害。

3· 地震或其他非實質事件所導致的掩埋

在參照物管局 102 與 103 年對於乾貯設施於超越設計基準事故肇因與後果歸納方式，本研究將地震與其他可能導致廠房崩塌以及土石流沖刷掩埋，在不考慮事件機率之前提下共同歸納於本類的掩埋事故中以進行技術性討論，並以熱流分析方法評估此一掩埋情境對於護箱之影響。

4· 洪水與海嘯等事故所造成的水災

有鑑於廠房可能受洪水、海嘯或其它天然因素影響並因為廠房內排水不良之狀況造成整體的散熱途徑的改變條件，並使得原有的臨界分析條件出現無法由原分析結果涵蓋之狀況。而為能探討此類事故所造成的後果，本研究遂透過熱流評估及臨界分析在不考慮事故機率的前提下來檢視其技術性議題。

上述各項案例將依據事故情境之先後與分析關聯性進行排序，並逐步於計劃期間完成各案例分析與探討。

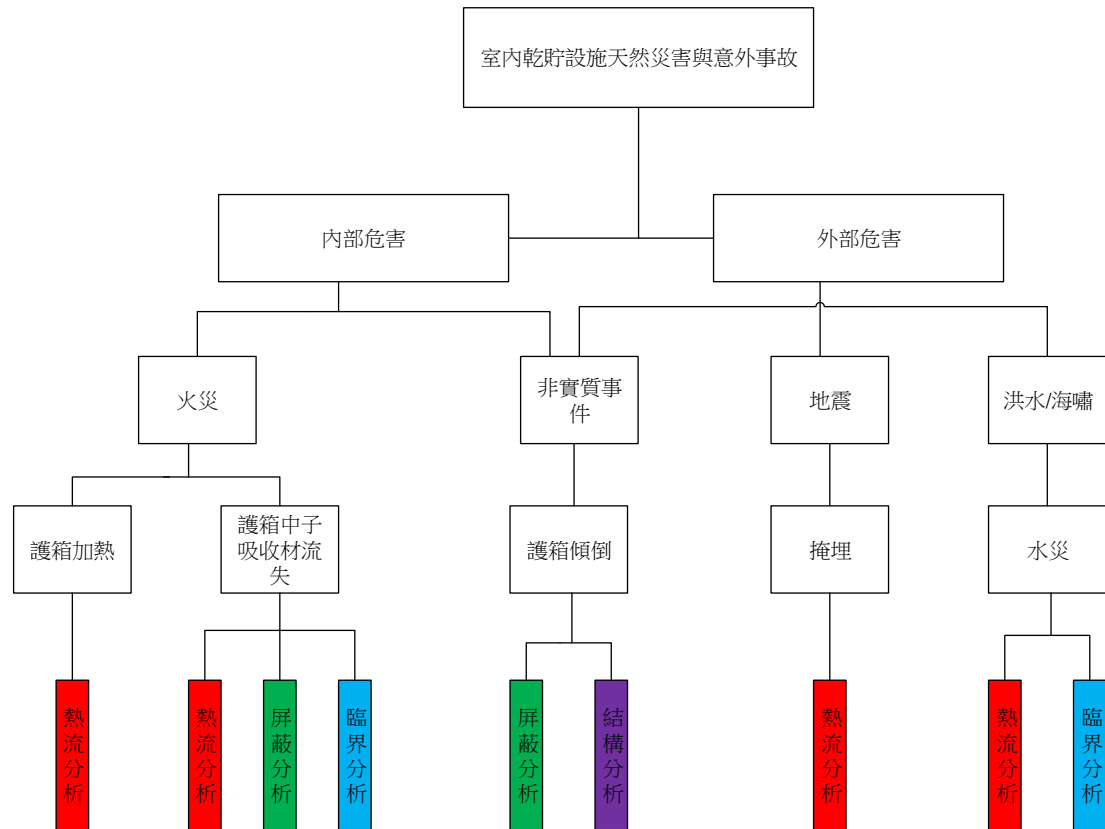


圖 123、本研究意外事故與天然災害規劃與案例選定

5.7.2 天然災害與意外事故案例所需技術評估

經檢視本報告第五章各節所載中對於臨界、結構、熱流與屏蔽之分析技術後，本研究已確認各技術領域之分析模式皆可含括本章節所需之案例分析，因此在本節中不再加以贅述，僅羅列各項案例之特殊設定以茲證明：

1. 臨界分析

考量不論正常、異常與意外事故下臨界分析主要係針對所選定之燃料與護箱進行評估，因此各類案例之規劃將僅涉及原分析模式之材料變更；例如，水災、中子吸收材流失等案，僅需將變更之案例於對應處進行材質之變更即可；故可沿用第 5.3 節所述之臨界分析模式。

2. 結構分析

依據前述案例之規劃，需針對護箱傾倒事故來執行結構分析。此一分析

可以 5.4 節說明的結構分析模型為基礎，但分析方式需考量護箱傾倒時的動態效應，因此需將各結構組件的密度參數納入模型，以計算護箱動、位能之間的轉換。另外，在護箱與混凝土基座的撞擊面亦須設定接觸條件(contact condition)，一併納入有限元素模型中進行計算，以檢核各組件的應力狀況是否符合接受基準。

3·熱流分析

經檢視後確認，熱流分析技術於第 5.5 節所述之各項熱流分析模式已足以涵蓋各意外事故案例所需，各案例分析所需之邊界條件改動則如表 51 所列：

4·屏蔽分析

經檢視本研究所擬定之中子吸收材流失以及護箱傾倒之案例，確立可以 5.6 節所載之分析技術與模式進行探討；將依表 52 之設定進行分析條件變動，並評估對相關劑量率之影響。

表 51、與熱流相關之意外事故案例設定

案例名稱		分析邊界條件	分析方式
火災 事故	廠房	以 800°C 邊界進行輻射熱評估	採用工程評估
	護箱	邊界條件改為 800°C 定溫邊界	採用暫態分析
中子吸收材流失		將中子吸收材性質設為空氣	採用穩態分析
掩埋事故		1·邊界條件改為絕熱邊界 2·以正常貯存之案例為初始條件	採用暫態分析
水災事故		1·邊界條件保守設為 100°C 2·利用能量守恆額外計算廠房內 之水溫變化趨勢	採用穩態分析配合能 量守恆評估

表 52、與屏蔽相關之意外事故案例設定

案例名稱	分析條件變動	分析方式
中子吸收材流失	將中子吸收材性質設為真空，與熱流事故分析不同，此處真空情節設定將比空氣情節更為嚴重，進行護箱周遭劑量率分析。	蒙地卡羅模擬
傾倒事故	對屏蔽模型進行幾何方向之調整，並移除地面材料設定。	蒙地卡羅模擬

5.7.3 臨界事故分析

綜合日德美安全分析審查報告之彙整，以及 5.3.3.1 節機率論式危險度(風險)評估方法分析之結果，在內部危害與外部危害範疇中，各別挑出一個案例執行臨界安全分析計算。內部危害的部分，如表 18 所示，各階段風險評估值最高之案例，除火災外大多是護箱結構壞損之相關事故，以金屬護箱(TN32)而言，於燃料裝填時建築結構失效事故所造成的風險度最大(5.814×10^{-13})，混凝土護箱則以多功能貯存罐掉落事故風險度較大(8.467×10^{-13})，但此部分事故很難提出一個代表性通用的假設，因此本計畫選擇探討火災事故可能的影響。整體而言，火災事故只會對護箱表面部分區域造成影響，不致造成主結構之安全疑慮，僅採用類似 NS-4FR 聚合物之中子吸收材，將會造成超出設計限值(148.8°C)之狀況，本研究選擇針對 CASTOR 護箱於火災後發生中子吸收材流失之狀況進行研析。對於臨界計算而言，護箱內部夾層之中子吸收材流失，將會是個重要且需要納入考慮的因素，故在研究中將著眼於影響臨界參數較為顯著的「火災(高溫)」作為第 5.7 節臨界分析的案例之一。在外部危害的部分，參考日本 NUSC 於 311 海嘯後，提出「監管規範須將重大事故，例如：地震引起之海嘯、複合式災害等，納入考量範圍，且

須提出其因應之對策」之建議，本研究挑選「水災事故(增加減速劑)」案例進行研析。

5.7.3.1 內部火災對護箱之影響研析

護箱之火災臨界分析影響研析

在火災案例中，金屬護箱及混凝土護箱皆假設處於高溫狀態。根據第 5.7.3.1 章節內部火災對護箱之影響研析：金屬護箱表面最高溫約為 614.4°C；混凝土護箱表面最高溫約為 800.0°C。因此，在內部火災事故之臨界分析中，假設金屬護箱外部之空氣溫度約為 614.4°C；混凝土護箱內部空氣流道之空氣溫度及護箱外部之空氣溫度皆約為 800.0°C。而金屬護箱及混凝土護箱之分析模型，如第 5.3.3 章節所述。其內部火災案例之計算結果如表 53 所示。金屬護箱之 k_{eff} 計算結果為 0.53661 ± 0.00049 ；混凝土護箱之 k_{eff} 計算結果為 0.54072 ± 0.00043 。依據加減之誤差傳遞公式

$$\overline{X \pm Y} \pm \sigma_{\overline{X \pm Y}} = (\bar{X} \pm \bar{Y}) \pm \sqrt{\sigma_X^2 + \sigma_Y^2}$$

，計算混凝土護箱與金屬護箱之有效中子增殖因數差異(Δk_{eff})，為 0.00411 ± 0.00062 。

表 53、內部火災案例，金屬護箱及混凝土護箱之計算結果

	金屬護箱	混凝土護箱
水災	$k_{eff} = 0.53661 \pm 0.00049$	$k_{eff} = 0.54072 \pm 0.00043$

中子吸收材流失後之臨界分析影響研析

根據第 5.7.3.1 章節內部火災對護箱之影響研析：整體而言，由於乾貯系統之體積龐大，因此短暫的事故狀況只會對護箱表面部分區域造成影響，仍不致造成主結構之安全疑慮，僅採用類似 NS-4 FR 聚合物之中子吸收材，將會造成超出設計限值(148.8°C)之狀況。由於在護箱中置入中子吸收材之設計係為金屬護箱所

特有，故於本類案例中，將僅就 CASTOR 護箱於火災後發生中子吸收材流失之狀況進行研析。

內部火災引起中子吸收材流失案例之計算結果：金屬護箱之 k_{eff} 計算結果為 0.5397 ± 0.00048 。

5.7.3.2 水災事故對護箱之臨界分析影響研析

在水災案例中，金屬護箱及混凝土護箱皆假設處於淹水狀態。根據第 5.7.3.3 章節水災事故對護箱之影響研析：金屬護箱與混凝土護箱皆以保守 100°C 之定溫邊界進行參數設定。因此，在水災事故之臨界分析中，假設淹沒金屬護箱與混凝土護箱之水溫皆約為 100°C 。而金屬護箱及混凝土護箱之分析模型，同第 5.3.3 章節所述。其水災案例之計算結果如表 54 所示：金屬護箱之 k_{eff} 計算結果為 0.53344 ± 0.00043 ；混凝土護箱之 k_{eff} 計算結果為 0.53483 ± 0.00045 。依據加減之誤差傳遞公式

$$\overline{X \pm Y} \pm \sigma_{\overline{X \pm Y}} = (\overline{X} \pm \overline{Y}) \pm \sqrt{\sigma_X^2 + \sigma_Y^2}$$

，計算混凝土護箱與金屬護箱之有效中子增殖因數差異(Δk_{eff})，為 0.00139 ± 0.00062 。

表 54、水災案例，金屬護箱及混凝土護箱之計算結果

	金屬護箱	混凝土護箱
水災	$k_{eff} = 0.53344 \pm 0.00043$	$k_{eff} = 0.53483 \pm 0.00045$

5.7.4 結構事故分析

在本節的結構事故分析中，主要是以貯存護箱傾倒事故為目標。貯存護箱傾倒是歸類於意外事故範圍，其結構評估目的在於確認護箱在傾倒撞擊地面後，仍能符合規範要求的結構安全功能。在本研究中，主要是針對護箱傾倒事故的結構分析流程進行案例研究，以增進對傾倒分析技術的了解與審查能力，而非針對特定的護箱設計執行結構安全評估。因此在本章節中，將以混凝土護箱的傾倒分析做為案例，採用 ABAQUS 分析軟體進行有限元素的動態分析。分析過程分兩階段進行，第一階段為護箱傾倒撞擊地面的動態分析以求取最大的撞擊加速度值，由於加速度時域響應圖中的峰值(peak)包含了不具代表結構真實反應的高頻部分，因此需根據護箱的主要模態頻率來選擇過濾頻率以濾除高頻反應部分，最後得到撞擊瞬間的最大加速度值；第二階段則採用前一階段所求得的最大撞擊加速度值，施加於護箱結構體來進行應力分析計算，並根據應力分析結果檢核是否符合規範要求。上述的分析方法以及結果將在後續章節中分別說明。

5.7.4.1 分析模型說明

分析模式

傾倒分析模型以 5.4.3 節所述的混凝土護箱的有限元素模型為基礎，加上混凝土基板以及下層的土壤模型，其中混凝土基板的尺寸為 30m x 30m x 3m，土壤層尺寸為 100m x 100m x 100m，如圖 124 所示。

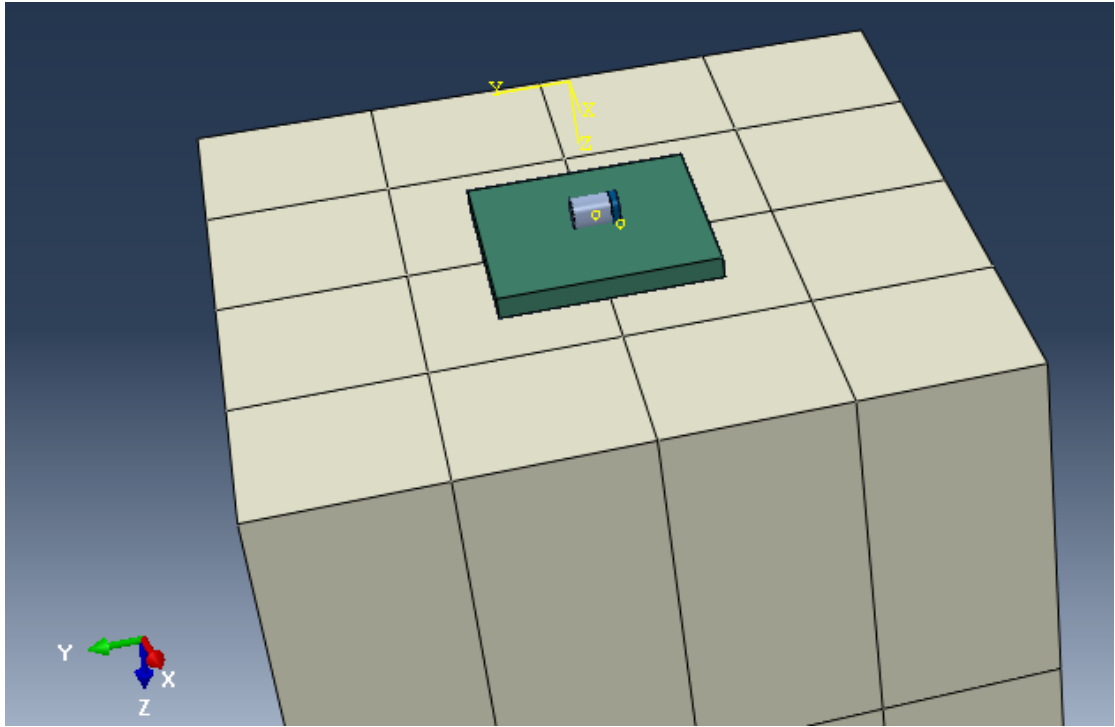


圖 124、混凝土護箱傾倒分析模型組成

材料性質

護箱組件的材料性質已於 5.4.3 節中說明，而模型中混凝土與土壤均視為均質等向性材料，其材料力學性質如下所述：

表 55、傾倒事故混凝土與土壤性質表

	密 度 (kg/mm ³)	楊氏係數 (MPa)	泊松比
混凝土	2.643E-9	31027	0.15
土壤	2.179E-9	41	0.45

邊界條件

密封鋼筒上下表面與對應的護箱內表面使用 Tie Constrain 條件，鋼筒側面與對應的護箱內表面以及筒身與內部提籃間則設定 Contact 條件，摩擦係數設為 0.2。在應力分析中，密封鋼筒含提籃的軸向位移條件則設為固定。

傾倒角速度設定

假設傾倒過程是一繞固定軸轉動的現象，則由能量守恆定理可求出在撞擊瞬間的角速度。如圖 125 所示，傾倒前後的位能變化為 mgh ，其中 m 為護箱質量、 g 為重力加速度、 h 為護箱質心的高度變化；而傾倒撞擊地面的瞬間轉動動能為 $\frac{1}{2}J\omega_0^2$ ，其中 J 為轉動慣量、 ω_0 為撞擊瞬間角速度。由能量守恆觀念得知位能變化應等於轉動動能，所以可直接求出 $\omega_0 = \sqrt{2mgh/J}$ 。前述公式的各項參數可由護箱模型計算得出

$$m = 235.45 \text{ ton},$$

$$g = 9810 \text{ mm/s}^2,$$

$$h = 1722 \text{ mm},$$

$$J = 4.41 \times 10^9 \text{ ton} \cdot \text{mm}^2,$$

代入公式即可求出 $\omega_0 = 1.343 \text{ rad/s}$ ，此值將設定為後續動態分析的初始角速度值。

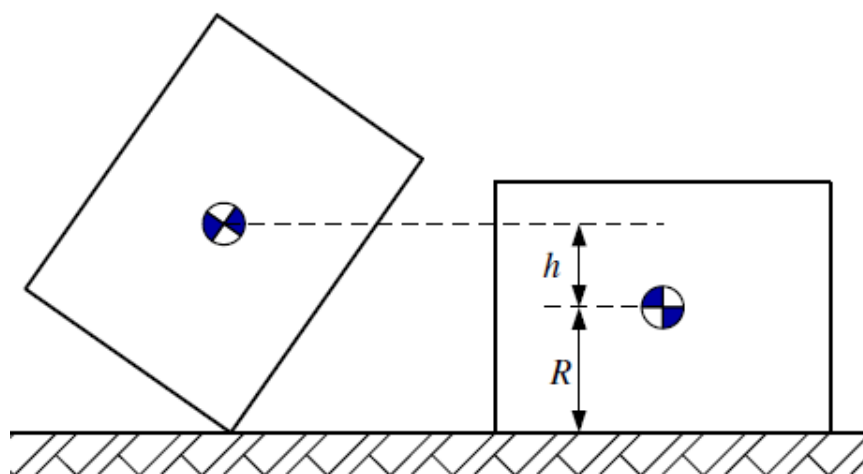


圖 125、護箱傾倒時質心的高度變化參數

5.7.4.2 分析結果說明

最大撞擊加速度

由於動態分析中的加速度時域響應必須濾除高頻部分的影響，濾除頻率門檻值的選定須先由模態分析的結果決定。在模態分析中，護箱邊界條件是以最接近實際狀況的護箱上下表面皆為 free 為設定條件，並以 bending mode 的自然頻率為準，計算所求出的頻率值為 35.90 Hz。以此值做為濾除頻率，求出護箱撞擊地面瞬間垂直於接觸面方向的加速度時域響應如圖 126 所示，而圖中所顯示的最大加速度值為 64.3g，此值將做為後續應力分析中施加於整體護箱結構的均勻慣性力負載。

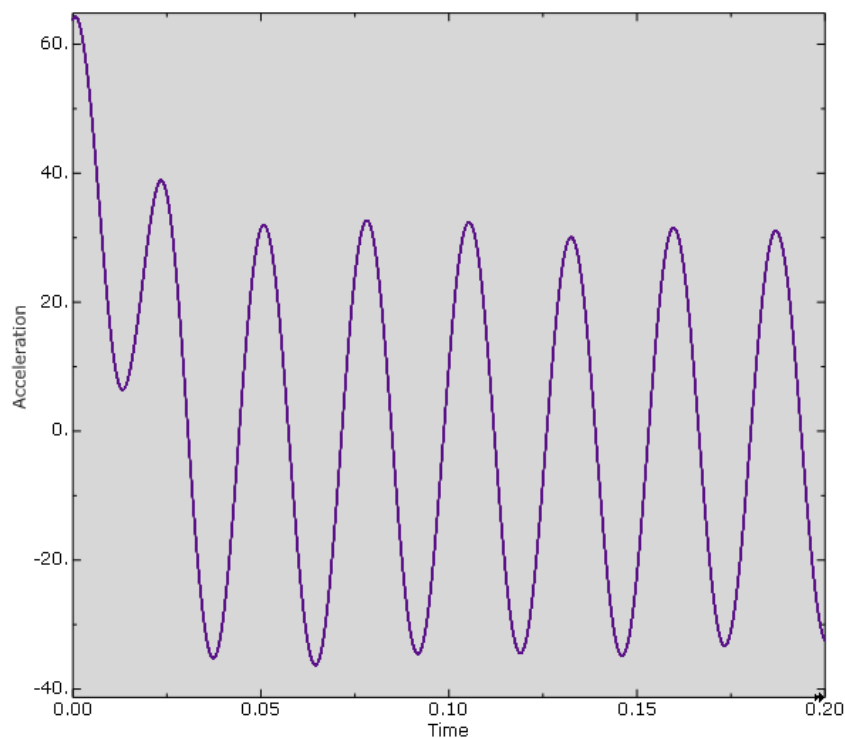


圖 126、護箱撞擊地面瞬間垂直於接觸面方向的加速度時域響應圖

應力檢核

針對護箱承受上述慣性力作用的應力分析，圖 127 顯示其中密封鋼筒的 von Mises Stress 分佈結果。而根據 5.4.1 節所述的應力接受標準，本節針對密封鋼筒的應力狀況來進行檢核。

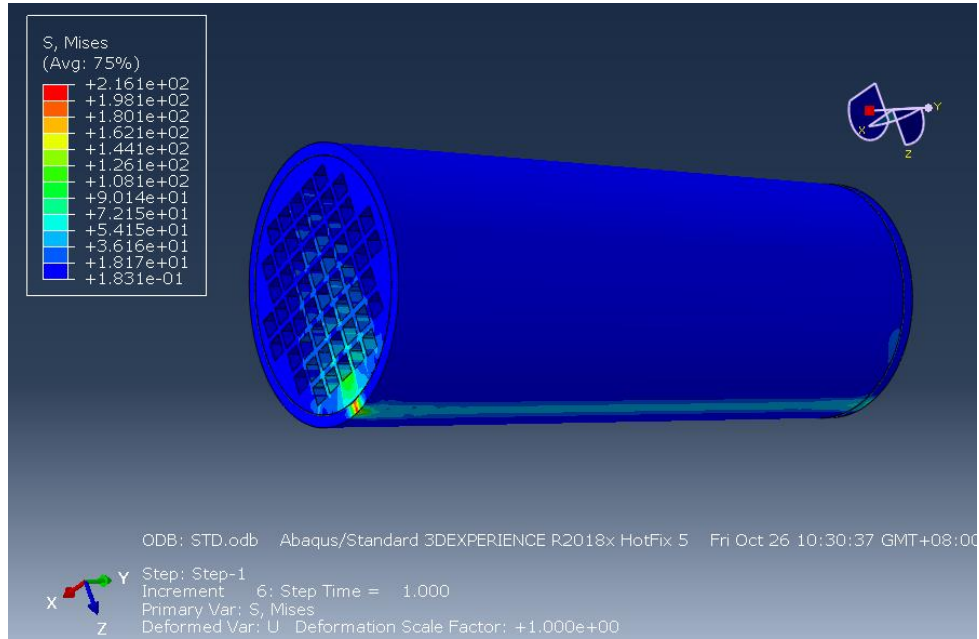


圖 127、慣性力作用下的密封鋼筒 von Mises Stress 分佈圖

將密封鋼筒的應力分析結果依照規範要求，分別求出主要薄膜應力(P_m)以及主要薄膜應力加主要彎矩應力之和(P_m+P_b)的應力強度。而傾倒意外事故的負載狀況為 Level D 範圍，其容許應力值如 5.4.4 節中的表 33 所示。圖 128 中顯示密封鋼筒的 5 個應力計算截面，截面上的各應力分量(S_{ij})以及應力強度的檢核結果整理於表 56 中，表中檢核結果顯示應力強度皆小於容許應力，其安全餘裕值也同時一併列出。

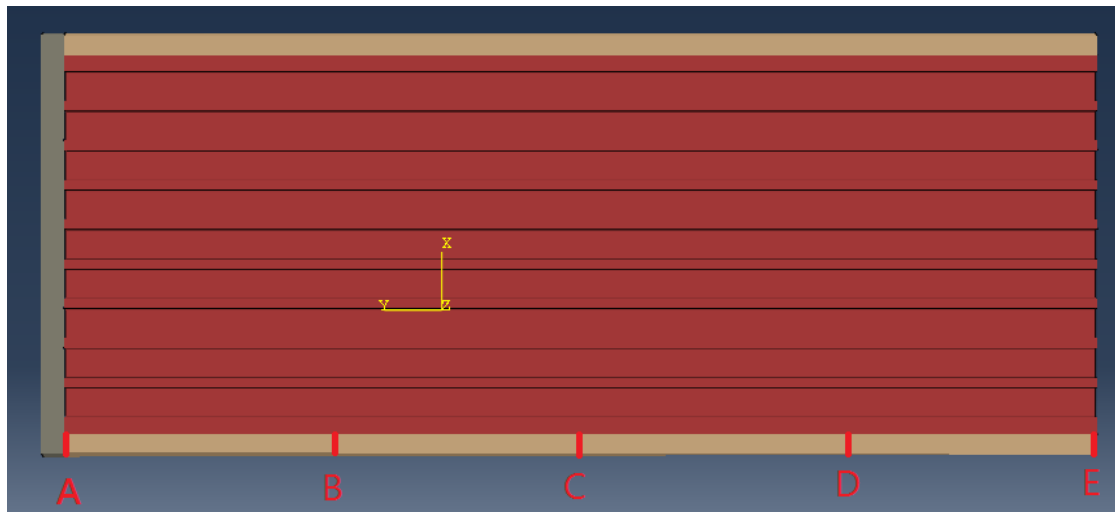


圖 128、計算應力強度的密封鋼筒截面

表 56、傾倒事件中密封鋼筒の應力檢核結果 (a) P_m (b) P_m+P_b

(a) P_m 檢核結果(應力單位: MPa)

截面位置	S_{xx}	S_{yy}	S_{zz}	S_{xy}	S_{xz}	S_{yz}	應力強度	容許應力	安全餘裕
A	-58.1	-23.4	-31.3	14.8	-1.0	0.0	45.6	276.0	5.05
B	-50.6	-16.2	-3.4	0.2	-0.2	0.0	47.3	276.0	4.84
C	-50.9	-15.9	-2.1	0.1	-0.2	0.0	48.8	276.0	4.65
D	-50.8	-15.7	-1.5	0.8	-0.2	0.0	44.0	276.0	5.28
E	-223.8	-62.6	-22.3	28.0	-1.6	0.1	206.2	276.0	0.34

(b) P_m+P_b 檢核結果(應力單位: MPa)

截面位置	S_{xx}	S_{yy}	S_{zz}	S_{xy}	S_{xz}	S_{yz}	應力強度	容許應力	安全餘裕
A	-32.2	10.0	46.9	2.6	-0.4	0.2	109.7	414.0	2.78
B	-15.0	14.3	62.5	0.0	0.1	0.0	108.1	414.0	2.83
C	-15.3	14.4	63.2	0.0	0.1	0.0	127.3	414.0	2.25
D	-15.1	14.5	63.5	0.0	0.1	0.0	110.7	414.0	2.74
E	92.9	56.1	135.5	-22.3	0.8	-0.1	244.4	414.0	0.69

5.7.5 熱流事故分析

依據 5.7.1 節之案例討論，本節將針對火災、水災等事故進行案例計算，以下將逐一說明。

5.7.5.1 內部火災對護箱之影響研析

廠房之火災分析

依據德國 RSK 與 ESK 之相關資訊，火災可以視為最主要之內部危害因子。因此依據其導則規劃，擬定一 800°C 並維持 30 分鐘之火災分析，此一案例與我國核一安全分析中所採用之火災溫度(801.7°C)相近，兩者間僅存在微小差異且亦不影響本研究以技術發展先期研究與特性探討之研究目的。因此以下的分析將採

若假設以 800°C(1073.15K)之火災對廠房之加熱效果，其熱傳能力實則可以利用簡易之輻射熱傳分析技術來進行探討，在忽略火災於護箱間因為阻隔所造成的視因子影響與廠房壁面因受熱而造成的溫升後，其輻射熱通率可以下式表示：

$$Q'' = F\epsilon\sigma(T_s^4 - T_w^4) = 1 * 0.9 * 5.67 * 10^{-8} (1073.15^4 - 318.15^4) \approx 70000W/m^2 ;$$

其中 F 為視因子，於本案中保守假設為 1； ϵ 為放熱度其在常見漆面與混凝土結構下可依核一乾貯安全分報告[40]合理預估為 0.9； σ 則為波茲曼常數， T_s 為火災熱源溫度， T_w 為廠房壁面溫度，且在其四次方影響遠小於火災熱源之前提下，合理以圖 78 所示之廠房溫度(~45°C)進行估算。由此一極大的熱通率可以大略預估，因為金屬廠房與混凝土廠壁厚度差異高達近 200 倍；這意味著廠房火災對於金屬廠房之影響較混凝土廠房明顯，值得加以注意。

護箱之火災影響分析

依據與廠房分析之相同假設，對兩種護箱進行火災分析之所得結果則分別如圖 129、圖 130 與表 57 所示。由於外界高溫的加熱，因此可見不論是 CASTOR 或是 INER-HPS 皆是呈現表面高溫之現象，這代表著火災時的高溫將逐步的對護

箱內各元件進行加熱，並使與空氣直接接觸之元件出現明顯的溫升現象。整體而言，由於乾貯系統之體積龐大，因此短暫的事故狀況只會對護箱表面部分區域造成影響，仍不致造成主結構之安全疑慮，僅採用類似 NS-4 FR 聚合物之中子吸收材，將會造成超出設計限值之狀況。

若進一步探討室內火災與以往核一乾貯設施之火災分析結果，則可發現兩者之間主要之影響參數在於火災的溫度與維持的時間，而非以室內或是室外進行區分，故以往應用於室外乾貯設施的火災管制要求，亦無需因為室內乾貯設施之管制而特別進行改動。

表 57、火災事故後各護箱之元件溫度(°C)比較

	CASTOR	
	火災後	火災前
燃料束	201.8	187.6
提籃	100.8	83.3
一次蓋	376.3	57.7
二次蓋	118.4	88.2
護箱殼體	614.4	99.7
中子吸收材	188.1	98.3
燃料方管	180.7	166.7
	INER-HPS	
	火災後	火災前
燃料束	227.5	227.5
上蓋	101.1	50.8
導熱圓盤	191.4	191.1
承載圓盤	213.3	213.2
護箱殼體	255.8	51.2
燃料方管	213.1	216.6
混凝土護箱	800.0	33.8

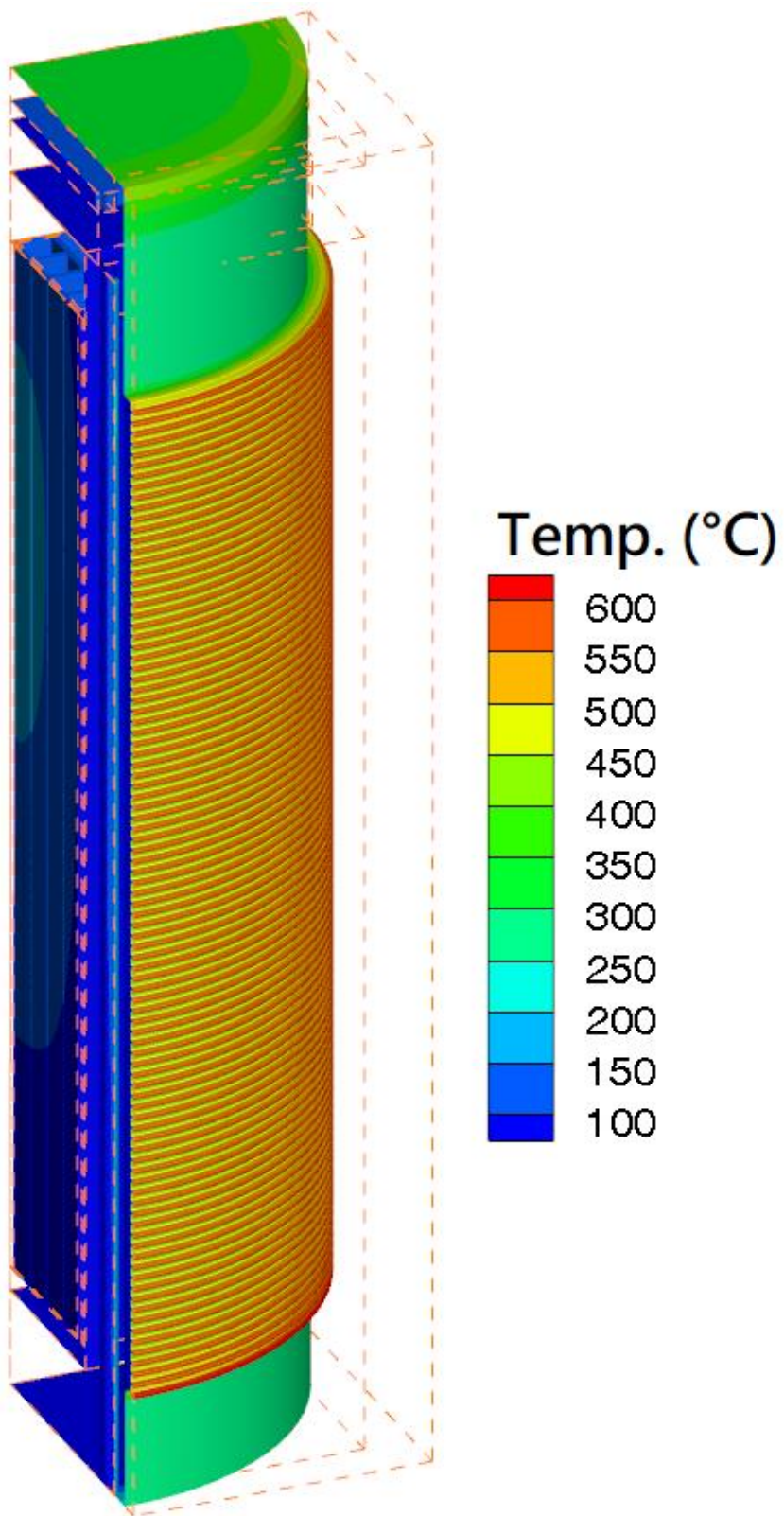


圖 129、火災事故發生 30 分鐘後之 CASTOR 護箱溫度分布(°C)

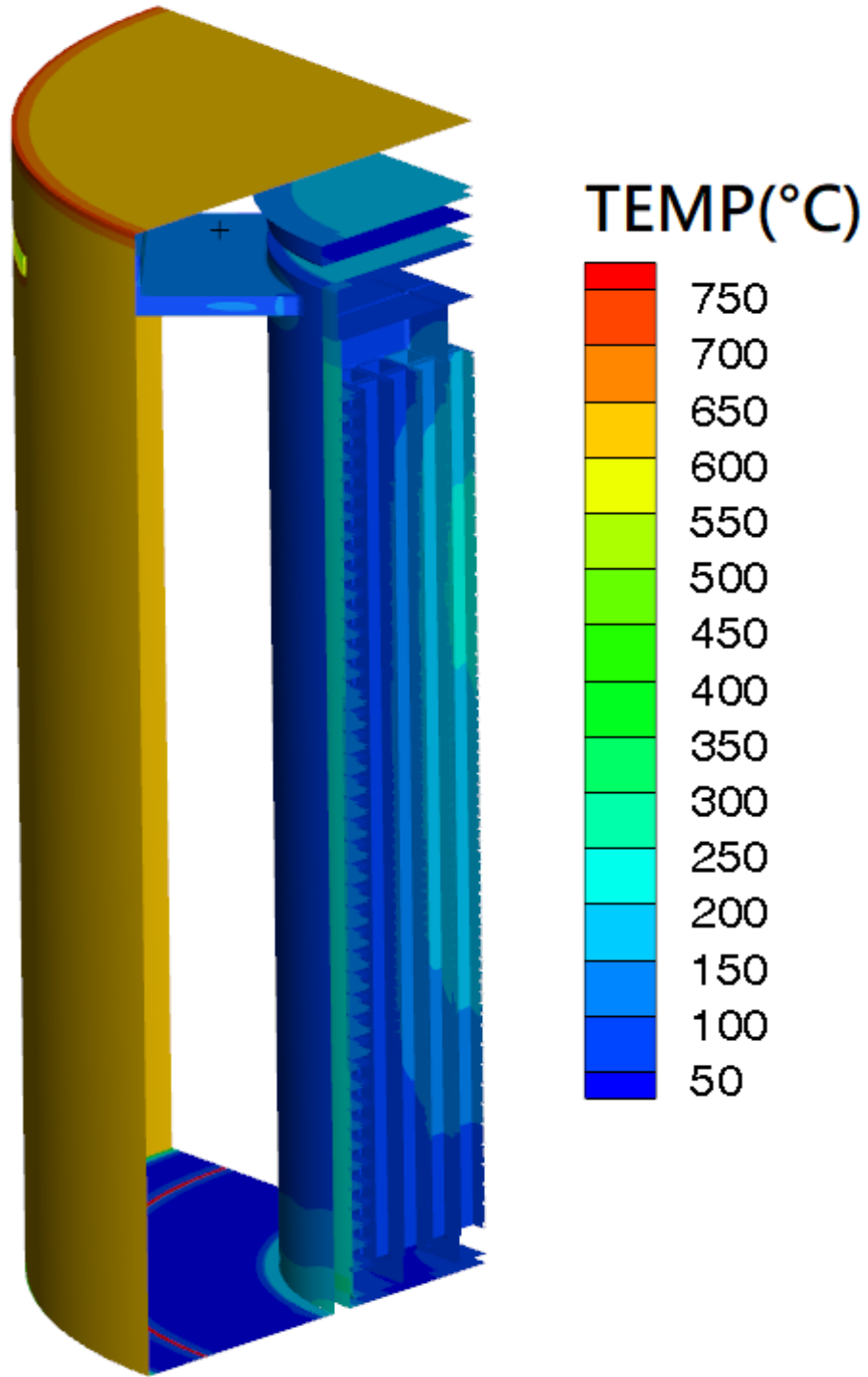


圖 130、火災事故發生 30 分鐘後之 INER-HPS 護箱溫度分布(°C)

5.7.5.2 中子吸收材流失後之熱流特性研析

由於在護箱中置入中子吸收材之設計係為金屬護箱所特有，故於本類案例中，將僅就 CASTOR 護箱於火災後發生中子吸收材流失之狀況進行研析；其分析所得結果則分別如圖 131 與表 58 所示。

經由比對與圖 76(b)之溫度分布可以發現整體 CASTOR 之溫度分布並未因為中子吸收材的流失而有顯著變化。這是因為 CASTOR 於設計之時是將中子吸收材設計成細長之棒狀，並於護箱殼體中交錯分置於兩個不同半徑位置。此一設計有助將整片式中子吸收材在護箱中形成具有高阻值之串聯式熱阻的設計，轉而成為併聯式熱阻而達到減少中子吸收材所造成的熱阻影響效果。

更進一步的透過表 58 的量化比較更可發現，兩者之間並無顯著的溫度差異；僅燃料與位於徑向熱傳途徑上的提籃、殼體等組件，因為些微的熱阻改變成而出現小幅的溫升現象。整體而言，此類事故對於熱傳所造成之影響極微；惟此類事故所造成的影響程度仍與護箱設計有關，故管制單位仍應要求申請者說明此類事故對於整體熱阻之影響程度，以作為審查之依據。

表 58、中子吸收材流失後與正常貯存案例之元件溫度(°C)比對表

	正常貯存案例	中子吸收材流失
燃料束	187.6	187.7
提籃	83.2	83.3
一次蓋	57.7	57.7
二次蓋	88.1	89.0
護箱殼體	99.6	99.7
中子吸收材	59.5	-
燃料方管	166.7	166.7

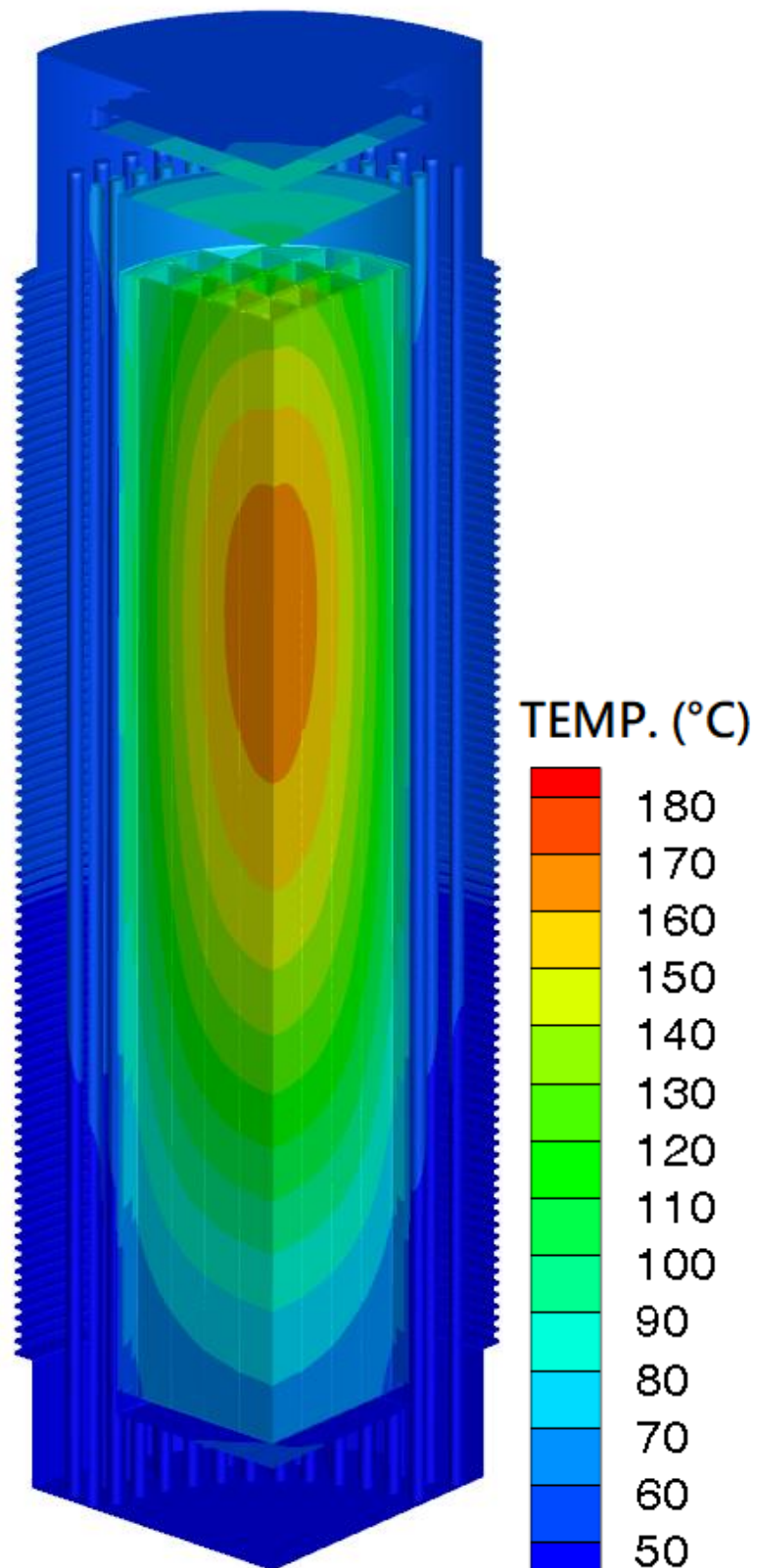


圖 131、中子吸收材流失後之 CASTOR 護箱溫度分布(°C)

5.7.5.3 金屬護箱掩埋案例之影響研析

透過本報告第 5.5.4 節以及 5.7.2 事故案例的中對於各項事故規劃與涵蓋性的討論，本研究考量既有混凝土護箱已完成類似分析之故，因此僅就 CASTOR 於假設性的護箱掩埋情境中進行暫態分析，以瞭解其熱流特性之變化。

當全掩埋事故發生於裝載金屬護箱之室內乾貯設施後，其最嚴重熱流後果乃是各護箱呈現最緊密堆疊之狀況，使其熱量無法有效散至外界，故可採用絕熱邊界條件進行保守評估。如圖 132 所示，隨著事故的推展無論是外部的金屬護箱或是內部的提籃與燃料皆逐漸呈現升溫之現象，整體而言各元件之間因為仍保有彼此之間的熱阻而使彼此間的溫度差如圖 133 所示般的維持恆定，僅有事故初期(0-5hr)因為溫度場重受到熱傳能力喪失之故而分佈重新之外。

而若更進一步細就則可發現內部燃料與提籃的溫度差異將隨著時間的增加而略為減少，這是因為隨著外界移熱能力的消失，內部元件溫度上升時其輻射熱傳效應將逐步提升之外，中央燃料的對流機制也因為移熱能力的下降而趨緩(如圖 134)所致。

綜合本案例之各項分析發現此類事故對於安全分析工作並未引入特殊或新增的分析技術/程序；是故，管制單位於此類事故分析之審查過程中，可依循前述其他案例之作業即可，無需特別施行額外之審查程序。

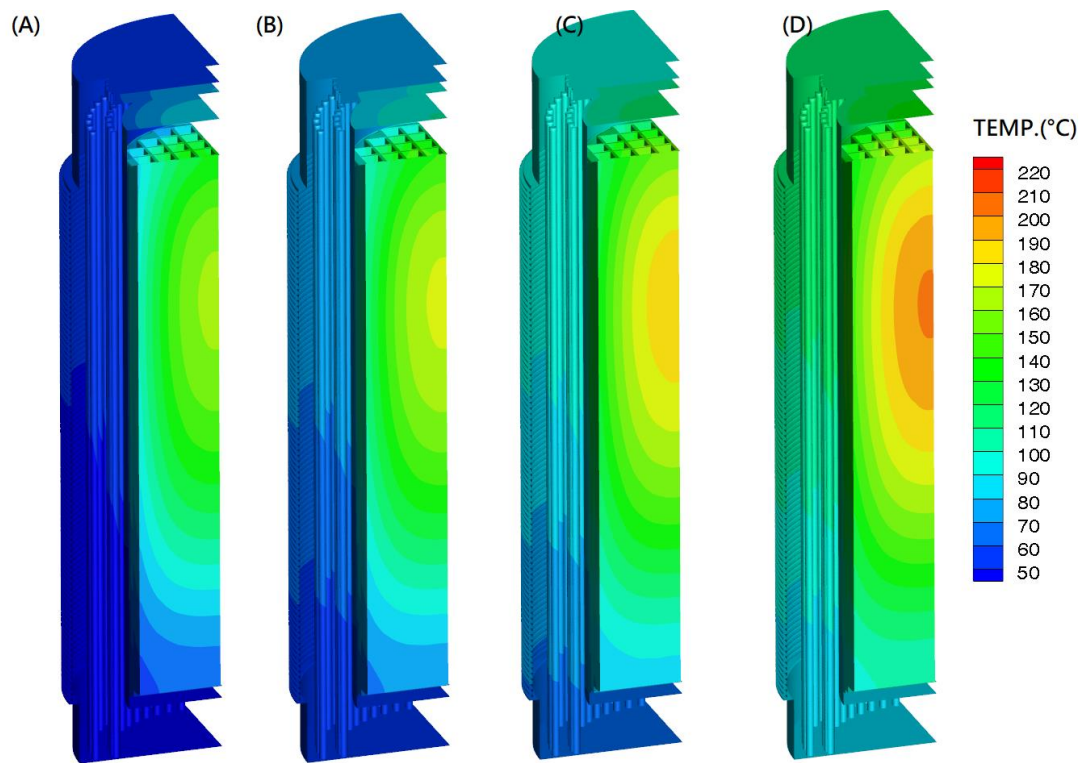


圖 132、金屬護箱於全掩埋事故發生後之溫度分佈變化；(A)0.5HR、(B)25HR、(C)50HR、(D)75HR

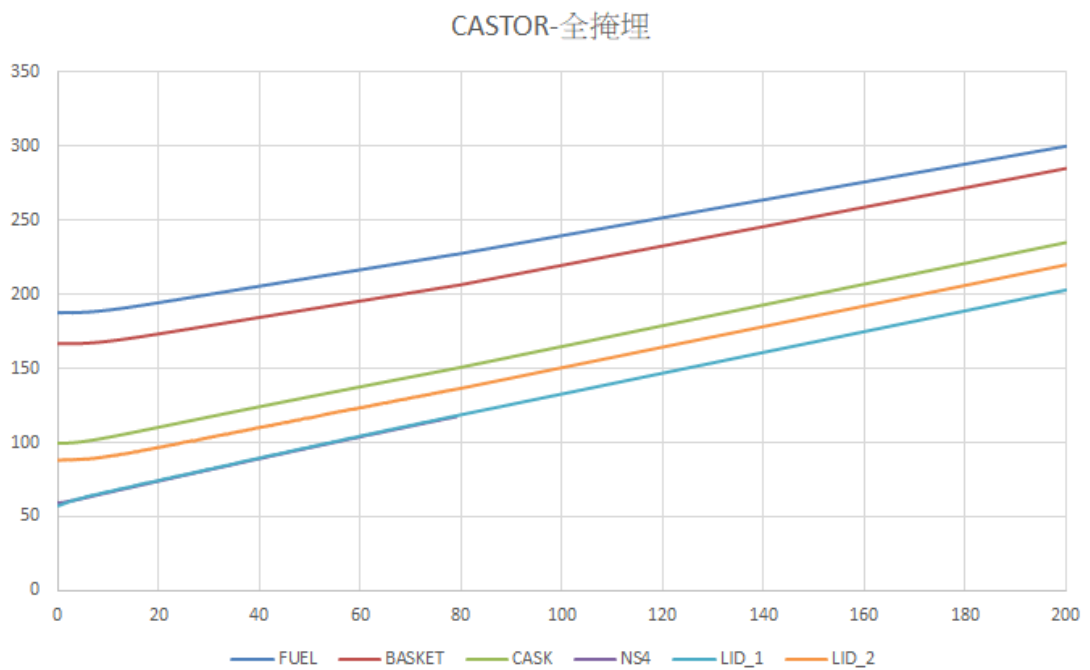


圖 133、金屬護箱於全掩下之溫度變化趨勢

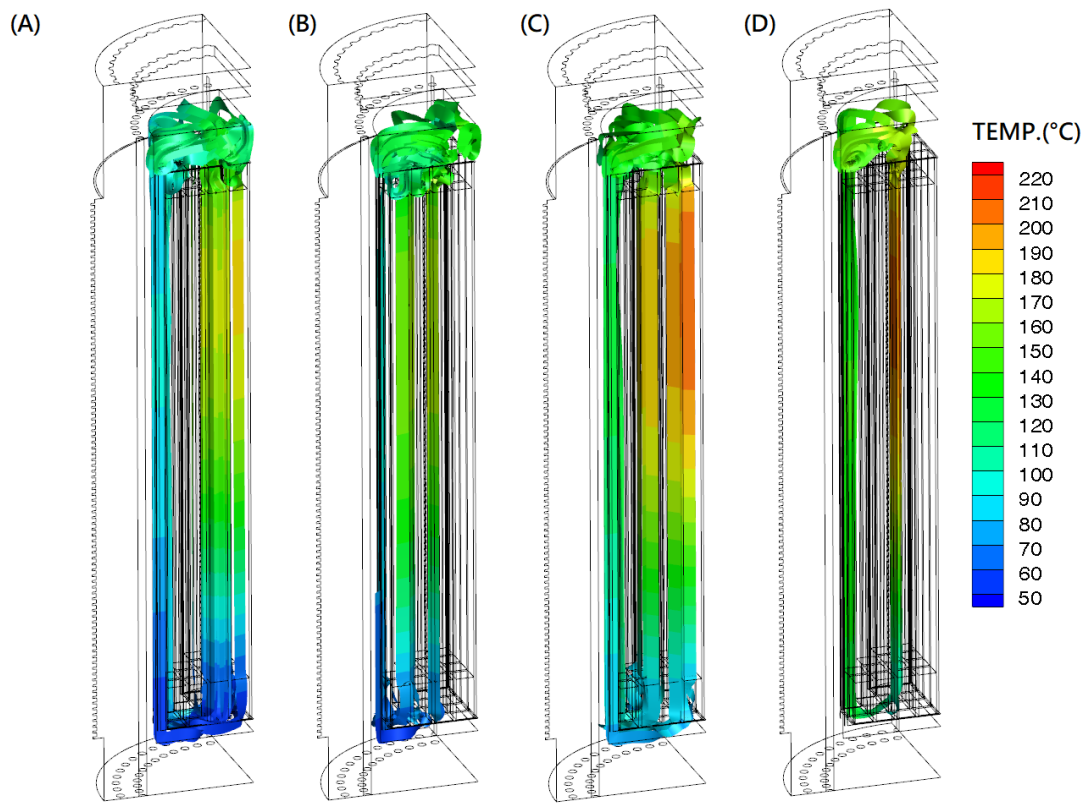


圖 134、金屬護箱於全掩埋事故發生後之內部對流變化；(A)0.5HR、(B)25HR、(C)50HR、(D)75HR

5.7.5.4 水災事故對護箱之影響研析

在不考慮場址特性與氣象或海嘯成因之前提下，水災事故對於各式護箱與廠房之組合預期將可以積水不退之事故情境加以涵蓋。於此情境下，若又更進一步假設廠房內的水因為廠房之隔熱而持續受熱，此時整體之情境可以進一步透過以下對護箱及廠房的熱流評估來加以瞭解。

由熱流理論檢視乾貯系統置於空氣中與水中情境可以得知，完全沉浸於水中的護箱表面能獲得比貯存於空氣時至少 10 倍之熱對流移熱能力。又若考慮水處於相變化點時，更能藉由其相變化移除大量熱量。故在被水完全淹沒的事故分析工作可以區隔為透過計算流體力學分析進行的護箱分析以及利用守恆方式進行廠房內水體升溫兩部分。

護箱評估：

在此事故下只需以水能所及之處作為邊界，並忽略此一邊界以外的結構；例如在混凝土護箱中，只需以保守 100°C 之定溫邊界進行參數設定求取 TSC 以內的結構及燃料溫升即可。

金屬護箱與混凝土護箱分析所得結果則分別如圖 135 與圖 136 所示；其結果顯示整體護箱內部熱傳特性並未與顯著改變。其差異可以概述如下：

1. 金屬護箱因外層金屬將為高的熱傳導特性而處於接近邊界條件之低溫狀態；僅內部燃料元件、組件溫度將因為熱阻之故而略為上升；
2. 護箱內部將透過熱對流進行移熱，故整體之溫度最高點位於中央偏上，整體而言熱傳機制與處於空氣之貯存狀態並無明顯不同；
3. INER-HPS 系統在最保守之水災事故下之最高溫度與 CASTOR 無異，兩者最高溫度約為 216°C(490K)左右，且內部對流特性亦與 CASTOR 無異；
4. 值得提醒讀者的是，上述兩種系統差異並非單純何種護箱優劣所致，而是單純護箱設計特性所致之熱流表現。

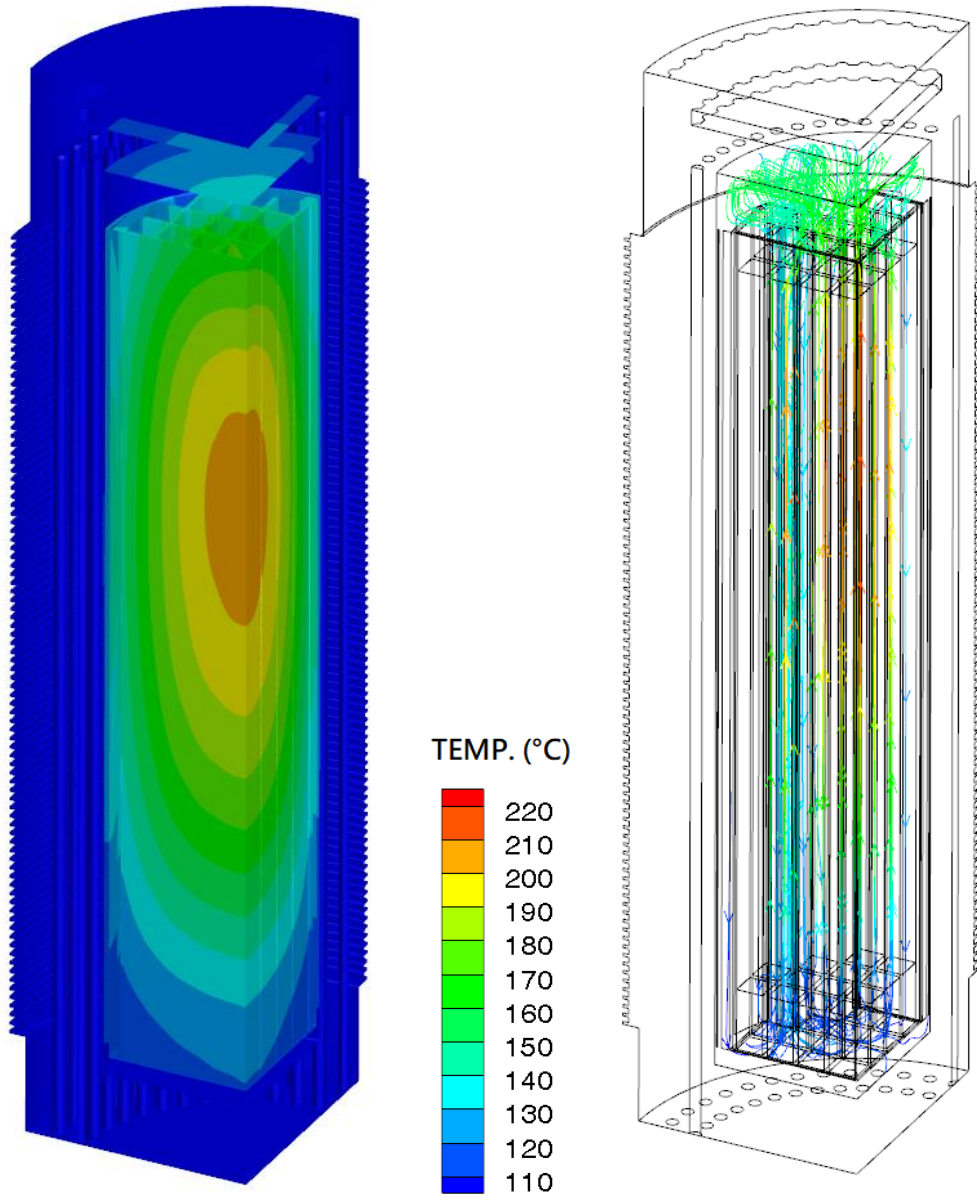


圖 135、金屬護箱於保守水災事故下之溫度分布(°C)與內部對流流場

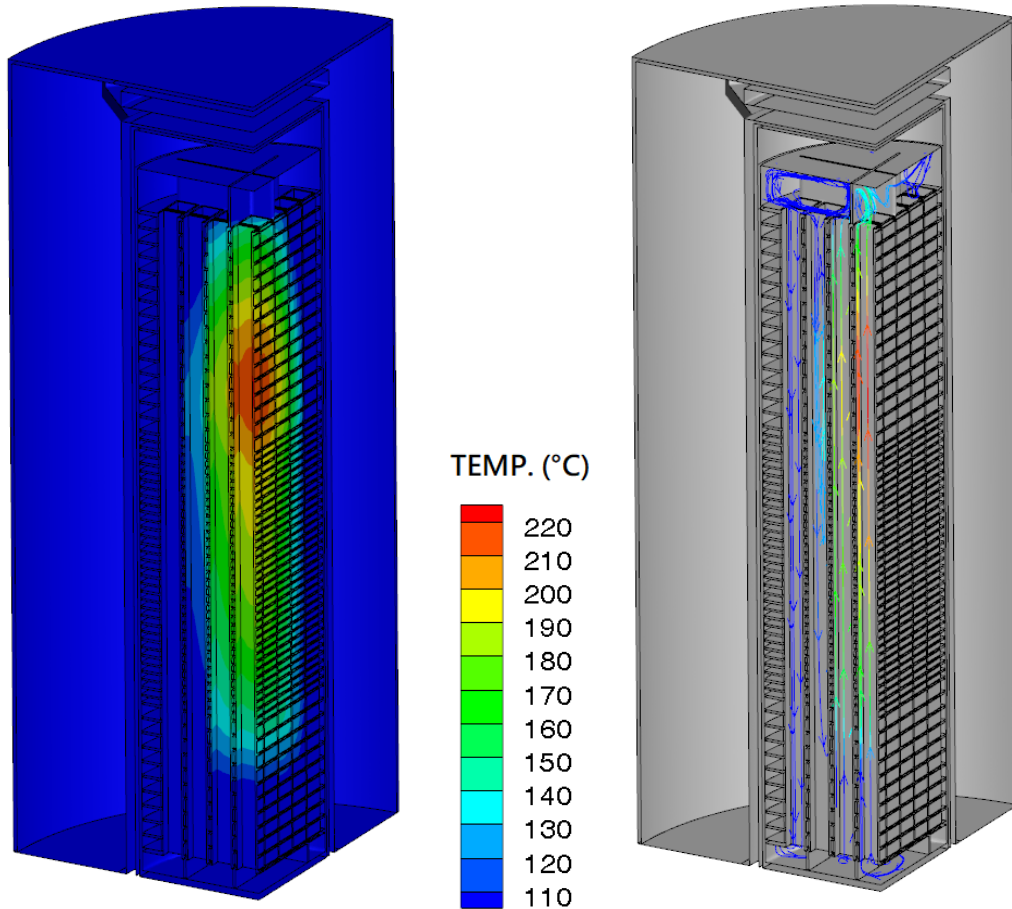


圖 136、混凝土護箱於保守水災事故下之溫度分布(°C)與內部對流流場

廠房水體溫升趨勢評估：

依據本研究第 5.5 節所建立之熱流分析模式，在相同的廠房內空間之前提下，混凝土護箱所具有之廠房內空間為 4070m^3 ，而採用 CASTOR 之廠房內空間則具有 4272m^3 ；又假設淹水深度與護箱同高時則分別具有與 1223m^3 與 1390m^3 之空間。依據此一參數，兩種廠房在面臨不同水災情境時，其溫升趨勢可以透過能量守恆求得。

而分析所得結果則如表 59 所示，其中若廠房全部被水淹沒，則保守以絕熱條件所求得之升溫速率僅有 0.022°C 左右，比燃料池因集中擺置之故而有明顯升溫不同；此外，即使水位只淹至護箱高度，則其升溫速率亦僅有 0.069°C 左右，意即假設廠區處於絕熱條件，廠房內的水體於一個月內仍不會達到沸騰。

在綜合上述對護箱與廠房之熱流評估後可以得知，造成護箱全部淹沒的水災對於室內乾式貯存設施之熱流影響並不顯著。

但透過既有燃料池的研究經驗回饋，當水災深度造成有效移熱機制喪失時，則需特別對混凝土護箱進行額外的管制。這是因為混凝土護箱需透過空氣流道進行移熱；因此當其積水深度高過護箱進氣口但低於內部燃料的有效發熱段時，其主要熱傳能力將可能因為空氣流道受阻而消失。因此在發生此類部分淹沒狀況時，管制單位或可參考全阻塞案例要求申照者依全阻塞事故容許事故時間進行管制，或提出該水位下之護箱與其組件溫升趨勢以供審查。

表 59、廠房遭遇水災淹沒時之水體溫升資訊

案例		升溫速率(°C/hr)	到達沸點時間(天)
水位至廠房 高度	採用金屬護箱之廠房	0.022	128
	採用混凝土護箱之廠房	0.023	123
水位至護箱 頂部高度	採用金屬護箱之廠房	0.069	41
	採用混凝土護箱之廠房	0.078	36

5.7.6 屏蔽事故分析

本節針對 5.7.1 節所述之天然災害與意外事故情境進行屏蔽分析探討，分別為金屬護箱的中子吸收材流失以及二種護箱(混凝土與金屬)傾倒的影響評估。

5.7.6.1 中子吸收材流失案例

因環繞護箱之雙層中子吸收柱設計，為金屬護箱所特有，在此僅針對 5.6.2 節內建立之 CASTOR 護箱屏蔽模型進行變更，將原本中子吸收材區域改為真空，如圖 137，對其作護箱表面劑量率探討，射源項、計算設定、計分方式皆同於 5.6.2 節之內容。

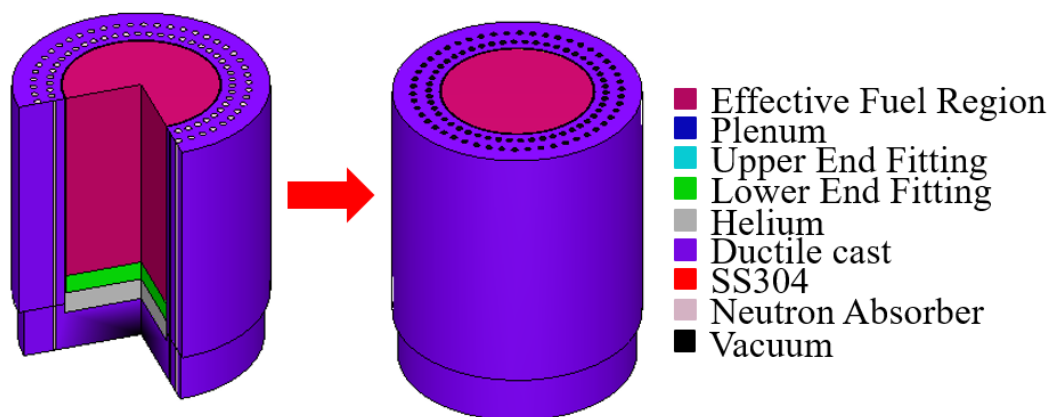


圖 137、CASTOR 護箱中子吸收材流失案例

表 60 為 CASTOR 護箱中子吸收材流失前後表面區域計分結果比較，不論有無吸收材，在護箱側邊或是頂部，中子劑量率皆為主要貢獻，加馬劑量率佔比相當小(<2%)。表 60 內所列 Dose Ratio 數值為，無吸收材案例劑量率除以有吸收材案例劑量率結果，發現影響最甚之區域為護箱側邊，特別是 FN 貢獻之中子和加馬劑量率，約造成劑量率增為 8 倍，主因為吸收中子材位置設計於護箱側邊，其餘 FG 和 HG 貢獻之加馬劑量率，亦約增為 2 倍。護箱頂部相對影響小，劑量率變化不大約於 10% 以內，除 FG 貢獻因計分誤差較大結果仍不可靠外(因射源能量較低，穿透力較差，導致遷移計算較困難)。

圖 138 為 CASTOR 護箱中子吸收材流失前後表面劑量率分布，明顯發現圖的左側(側邊)受影響較劇烈，中子吸收材流失後劑量率皆遠大於流失前之案例，特別是在有效燃料區域劑量率變化最大，約略有一個量級之變化；圖的右側(頂部)受影響甚微，僅在半徑約 100 公分外，中子吸收材擺放位置處外才有變化，同樣是流失後劑量率大於流失前之情形。

CASTOR 護箱特有之環狀中子吸收材設計，若發生中子吸收材流失情節，會對護箱表面劑量率造成劇烈變化，特別是側邊區域，此改變對處理人員的作業時間限制影響很大，因此相關分析不可避免。

表 60、CASTOR 護箱中子吸收材流失前後表面區域計分結果

Region tally		w/ neutron absorber			w/o neutron absorber			
Source		Dose rate (mSv/h)	Error (%)	FOM (/min)	Dose rate (mSv/h)	Error (%)	FOM (/min)	Dose ratio (w/o)/(w/)
FN	Side n	2.24×10^{-1}	0.16	266	1.70×10^0	0.15	315	7.59
	Top n	3.84×10^{-2}	1.06	6.22	4.09×10^{-2}	1.86	2.02	1.07
	Side γ	2.18×10^{-3}	0.35	57	1.81×10^{-2}	0.22	140	8.30
	Top γ	8.28×10^{-4}	2.23	1.39	9.11×10^{-4}	3.53	0.56	1.10
FG	Side γ	1.83×10^{-3}	0.18	230	4.05×10^{-3}	0.30	208	2.21
	Top γ	7.78×10^{-6}	18.84	0.02	5.32×10^{-6}	39.19	0.01	0.68
HG	Side γ	5.08×10^{-4}	0.20	164	1.05×10^{-3}	0.34	158	2.07
	Top γ	9.23×10^{-3}	4.33	0.36	8.83×10^{-3}	7.79	0.303	0.96

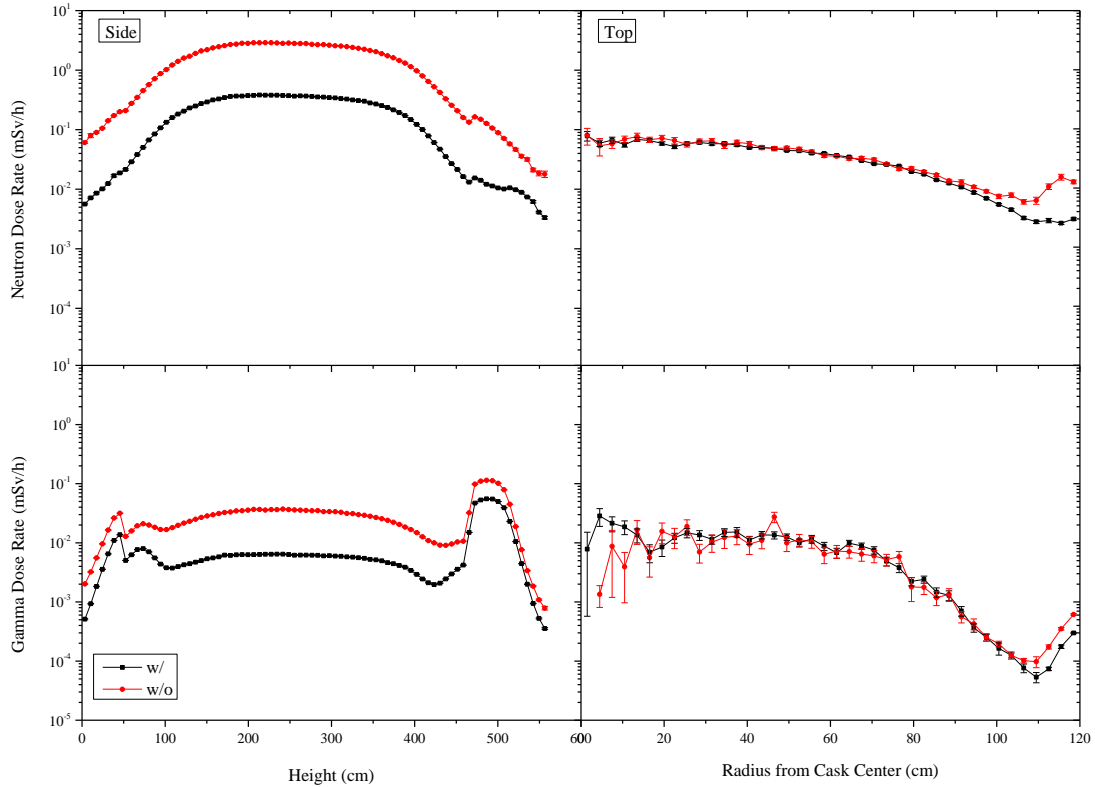


圖 138、CASTOR 護箱中子吸收材流失前後表面劑量率分布

5.7.6.2 傾倒事故案例

在護箱傾倒事故案例內，不論是混凝土護箱或是金屬護箱皆有可能因意外必須納入考量，在此同樣以 5.6.2 節內建立之 NAC-UMS 和 CASTOR 護箱屏蔽模型進行變更，將幾何模擬方向作變化並移除地面之設定，如圖 139，對其作護箱底部表面劑量率分析並探討劑量率隨距離變化的情形，射源項和計算設定同於 5.6.2 節之內容，計分方式分兩種，一為將格點計分定義於護箱底部表面 1 公分處，詳細計分出表面劑量率分布。另一計分為將護箱底部定義為一個圓平面，考慮其平面之平均劑量率隨距離變化之情形，最遠計分至 100 公尺處。

圖 140 為護箱傾倒底部表面劑量率分布，左為 NAC-UMS，右為 CASTOR。可明顯發現 NAC-UMS 護箱劑量率遠大於 CASTOR 護箱，最大值出現於密封鋼筒下側區，約為 2.52×10^2 mSv/h，原因為 NAC-UMS 底部僅有結構支撐的碳鋼，並沒有其他額外的屏蔽物，且光子為劑量主要貢獻；而 CASTOR 護箱底部沒有

明顯之劑量高點，整體平均劑量率為 1.67×10^{-2} mSv/h，在 CASTOR 護箱底部仍有約 50 公分厚之鑄鐵層作屏蔽。本案例中二種護箱(若發生傾倒事故時)底部劑量率有如此大之差異，主因為兩者護箱屏蔽設計不同所致。特別注意，因本研究採用之 CASTOR 屏蔽模型非為實際護箱幾何結構，此處之劑量率結果為本研究使用之模型所得到的結果，並不能直接導引至 CASTOR 護箱設計對於護箱傾倒事故優於 NAC-UMS 護箱設計之證明。此處分析重點在於，考慮發生護箱傾倒事故時，對其底部劑量率分布影響最劇烈的原因為護箱屏蔽設計，故在安全分析報告內，意外情節的假設必須與護箱特性一併考量。

圖 141 為護箱傾倒底部劑量率隨距離變化，左為 NAC-UMS，右為 CASTOR，兩者皆呈現劑量率隨距離衰減之情形，約距護箱底部 100 公尺處時會衰減三個量級，且兩護箱皆以加馬劑量率為主要貢獻，此分析結果亦有利於評估(萬一事故發生後)工作人員進行必要處置的保健物理規劃。

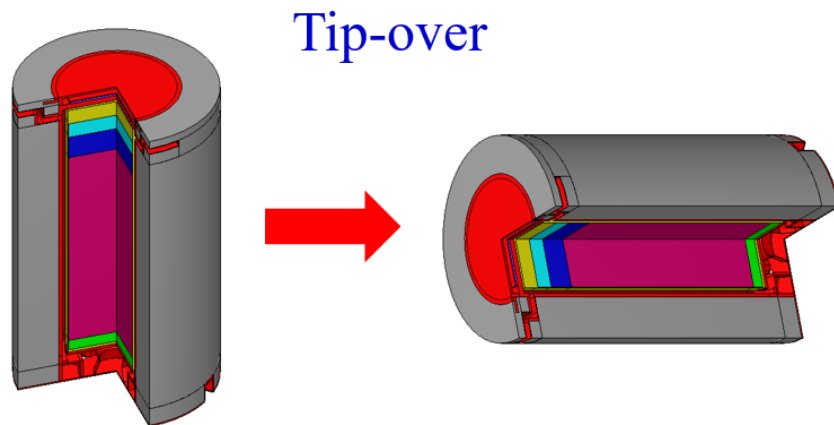


圖 139、護箱傾倒事故案例示意圖

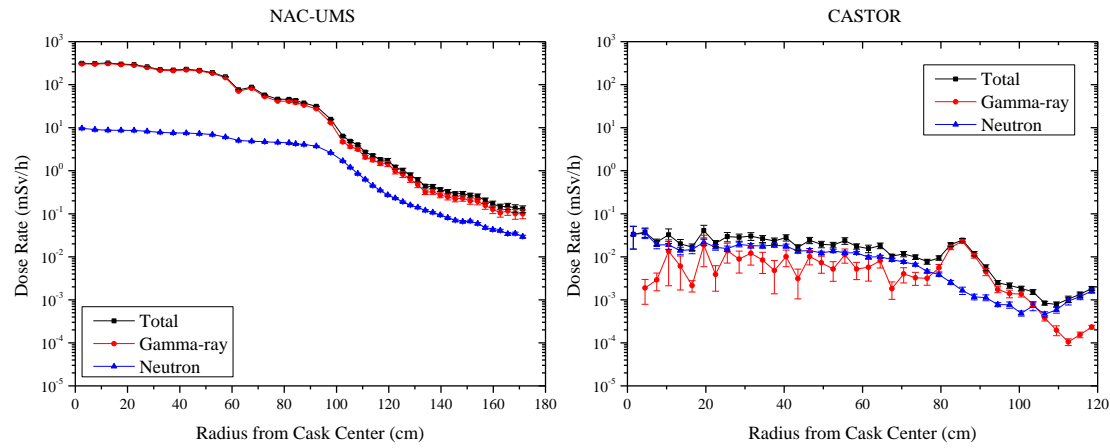


圖 140、護箱傾倒底部表面劑量率分布，左為 NAC-UMS，右為 CASTOR

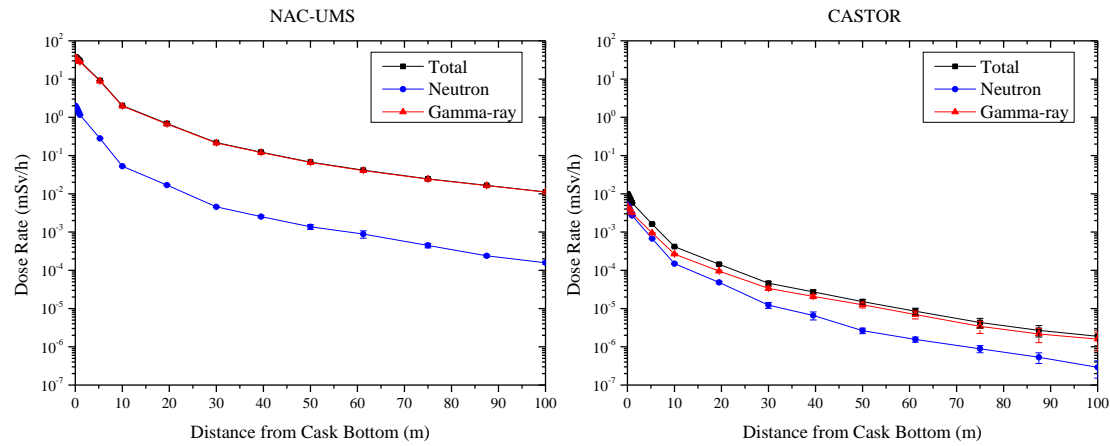


圖 141、護箱傾倒底部劑量率隨距離變化，左為 NAC-UMS，右為 CASTOR

6. 結論

依據先前各章就國際資訊、導則與審查規範之研析，並透過法規、設計與安全分析專家組成的同儕審查團隊完成的修訂建議案。研究發現我國既有之導則於整體架構上，已足以涵蓋各國管制單位對於室內外乾貯設施需管制事項，因此建議在維持原有 11 章之架構下透過細部管制項目或是審查範圍之調整來涵蓋未來可能出現的各式護箱與廠房組合情況。各項導則與審查規範之細部修訂除已透過分別提出 6 項導則與 21 項審查規範修訂建議案加以修訂外，更有部分修訂建議於審查會後持續提出，將逐步於後續工作中進行檢核。更值得一提的是，本團隊藉由整合同儕專家與技術團隊的機制，更在審查會中獲得同儕審查委員所回饋之屏蔽分析接受基準修訂任務，以期能將第六章第四節屏蔽分析之接受基準與導則要求事項予以一致化。此一案例足見本研究所擬定之計畫執行架構確實可以提供法規審查與技術回饋之功能，更希望未來能透過此一機制持續為管制單位回饋必要的技術佐證以協助進行導則或審查規範修訂。

除此之外，本研究所整合之技術團隊依約完成了各式臨界、屏蔽、熱流與結構分析模式之建立與邊界條件、假設影響評估，並透過上述四項分析技術之整合，建立了意外事故與天然災害事故模擬之分析能力，以探討各類事故可能造成的意外事故。相關技術能力的建立與進行分析所獲得的發現，除了可以作為未來管制單位進行審查之參考依據之外，更可為導則與審查規範之修訂建議案提出必要的技術佐證，同時開始建立了平行驗證技術的先期準備。經由以上之描述，本研究確已於此工作期程內依原訂合約完成各項工作目標。

7. 參考文獻

- 1 行政院原子能委員會，“申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則，”中華民國94年10月28日，會物字第0940034854號令實施。
- 2 行政院原子能委員會，“用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查規範草案，”中華民國107年1月19日。
- 3 HOLTEC INC, FSAR “GENERAL DESCRIPTION OF HI-STORM 100 System,” REPORT HI-2002444, Rev. 3.I.
- 4GNS, “CASTOR CASK DESIGN SPEC.,” <http://www.gns.de/language=en/23336/constor>.
- 5GNS, “CASTOR CASK DESIGN SPEC.,” <http://www.gns.de/language=en/24429/castor>.
- 6 American Concrete Institute, “Code Requirement for Nuclear Safety Related Concrete Structures and Commentary,” ACI 349-13, 2013.
- 7 ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Subsection NB & NG, 2010.
- 8 U.S.NRC, "Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems and Facilities," NUREG-1536, 2010.
- 9 U.S.NRC, "Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems and Facilities," NUREG-1567, 2000.
- 10 U.S.NRC, "Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems and Facilities," NUREG-2215, 2018.
- 11 U.S.NRC, "Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants," NUREG-0800, 2017.
- 12 U.S.NRC, “SFST ISG-21, Rev. 3,” USE OF COMPUTATIONAL MODELING SOFTWARE," Division of Spent Fuel Storage and Transportation Interim Staff Guidance No. 21, 2006.
- 13 U.S.NRC, "Computational Fluid Dynamics Best Practice Guidelines for Dry Cask Applications," NUREG-2152, 2013.
- 14 IAEA, “Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material,” Specific Safety Requirements SSR-6, 2012.
- 15 F. Nitsche et.al., “German Regulatory Concept of Transport Package design Approval for Dual-Purpose Casks During Interim Storage,” Packagin, Transport , Storage & security of Radioactive Material, 2014.
- 16 BfS, “Recommendation of the Nuclear Waste Management Commission (ESK),” German, 2013 .
- 17 BfS, “RECOMMENDATION OF THE REACTOR SAFETY COMMISSION (RSK),” German, 2001 .
- 18 William McGuire, Richard H. Gallagher and Ronald D. Ziemian, Matrix Structural

- Analysis, 2nd ed., 2014.
- 19 U.S.NRC, “HOLTEC INTERNATIONAL HI-STORM 100CASK SYSTEM SAFETY EVALUATION PREORT,” ML003711779.
 - 20 S. P. Timoshenko and J. N. Goodier, Theory of Elasticity, McGraw-Hill, 1970.
 - 21 原子力安全委員会, “核燃料施設安全審査基本指針,” 原子力安全委員会, Feb 7, 1980.
 - 22 原子力安全委員会, “原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵,” 原子力安全委員会, Mar, 2001.
 - 23 原子力安全委員会, “使用済燃料中間貯蔵施設の安全審査における「自然環境」の考え方について,” 原子力安全委員会, Oct 22, 2008.
 - 24 原子力規制委員会, “発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針について,” 原子力規制委員会, Jul 20, 1981.
 - 25 原子力規制委員会, “使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則,” 原子力規制委員会, Dec 18, 2013.
 - 26 原子力規制委員会, “使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則,” 原子力規制委員会, Aug, 2015.
 - 27 原子力規格委員会, “新規制基準の検討に係る基本方針,” 原子力規格委員会, Apr 15, 2013.
 - 28 原子力規格委員会, “使用済燃料貯蔵施設に関する追加説明資料,” 原子力規格委員会, Jun 3, 2013.
 - 29 中部電力株式會社, “使用済燃料貯蔵施設に関する追加説明資料,” H4-NP-082-R00.
 - 30 American National Standards Institute, “Design criteria for an independent spent fuel storage installation (dry type),” ANSI/ANS 57.9, 1992.
 - 31 U.S. Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC), “Regulatory Guides 1.59,” U.S. Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC), Aug, 1977.
 - 32 U.S. Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC), “Regulatory Guides 1.102,” U.S. Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC), Sep, 1976.
 - 33 National Fire Protection Association (NFPA), “Guide on Electrical Inspections,” National Fire Protection Association (NFPA), NFPA 78, 1976.
 - 34 A. N. Society, “Design Criteria for an Independent Spent Fuel Storage Installation (Dry Type),” American Nuclear Society, ANSI/ANS 57.9, 1992.
 - 35 U.S. Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC), “Risk-Informed Decisionmaking for Nuclear Material and Waste Application” Revision 1, Office of Nuclear Regulatory Research, Office of Nuclear Material Safety and Safeguard, February 2008.

- 36 U.S. Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC), “Building a Risk Framework for Spent Fuel Dry Storage System”, DSFM REG CON, Donald Chung, Ph. D, November 18-19, 2015.
- 37 EDF ENERGY, “Independent Nuclear Assurance Internal Regulator Report-SIZEWELL B DRY FUEL STORE. ASSESSMENT PROGRAMME SCOPE,” SRD/REP/SUR/SWB/018 Rev. 005,04.March, 2016..
- 38 NRC, “, HOLTEC INTERNATIONAL HI-STORM 100CASK SYSTEM SAFETY EVALUATION REPORT,” ML003711779.
- 39 Dr. R. Diersch, Dr. G. Dreier, H. Stelzer, “CASTOR V THE PACKAGE SYSTEM FOR TRANSPORT AND STORAGE OF SPENT FUEL ASSEMBLIES,” <http://www.ewmsym.org/archives/1997/05/18/05.htm>.
- 40 台灣電力公司, “核一廠用過燃料式貯存設施安全分析報告,” 民國97年1月。
- 41 The American Society of Mechanical Engineers, “Standard for Verification and Validation in Computational Fluid Dynamics and Heat Transfer”, ASME V&V 20-2009, November 2009.
- 42 EMF-2577(P) Revision 0, Chinshan ATRIUMTM-10 Mechanical Design Evaluation Report and Chinshan Unit 2 Reload CS2-R18 ATRIUMTM-10 Mechanical and Thermal-Hydraulic Report, Framatome ANP Richland Inc., May 2001.
- 43 台灣電力公司, “核二廠用過燃料式貯存設施安全分析報告,” 民國101年3月。
- 44 U.S. Nuclear Regulatory Commission, “STANDARDS FOR PROTECTION AGAINST RADIATION,” 10 CFR Part 20, Nov 2016.
- 45 U.S. Nuclear Regulatory Commission, “PACKAGING AND TRANSPORTATION OF RADIOACTIVE MATERIAL,” 10 CFR Part 71, U.S., July 2015.
- 46 U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Criteria for radioactive materials in effluents and direct radiation from an ISFSI or MRS,” 10 CFR Part 72.104, Sep 2003.
- 47 ONR, “PROJECT ASSESSMENT REPORT,” Report ONR-OPF-PAR-16-016, TRIM Ref: 2016/399380.
- 48 內政部, “消防法施行細則,” 台內消字第1060823682號 令, 民國 106 年 10 月 12 日。
- 49 IAEA, Evaluated Nuclear Data File (ENDF), <https://www-nds.iaea.org/exfor/endl.htm>
- 50 施純寬、錢景常、曾永信, “除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存安全管制技術,” 子計劃三:除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之熱傳管制技術研析 期末報告, 中華民國106年12月。
- 51 施純寬、曾永信, “假設複合式災害情節對乾式貯存設施營運影響分析,” 期末報告, 中華民國101年12月, 101FCMA005。
- 52 Y. F. Chen, Y. F. Chiou, S. J. Chang, S. H. Jiang and R. J. Sheu, “Effects of Source

- and Geometry Modeling on the Shielding Calculations for a Spent Nuclear Fuel Dry Storage Cask” Nuclear Technology VOL.182, p.224-234, 2013.
- 53 TPC, “計算流體力學分析方法論/乾式貯存與大修機組冷卻之熱流分析應用,” TITRAM2 CSKS-CFD-MHD-01, 2010.
- 54 AREVA, “Proprietary Document E-42038 (REDACTED) TN-32B HBU Demonstration Cask Design/Licensing Basis Document,” Serial No. 15-369.
- 55 Dr. Astrid Petersen, “Current Situation of Spent Nuclear Fuel Dry Storage in Germany,” TÜV NORD EnSys and SysTec.
- 56 Holtec, “THE HI-STORM FW MPC STORAGE SYSTEM,” Revision 5, June 20, 2017.
- 57 P. L. Winston, “GNS Castor V/21 Headspace Gas Sampling 2014,” INL, INL/EXT-16-37762.
- 58 原子力規制庁“原子力発電所敷地内輸送・貯蔵兼用キャスク貯蔵の基準の見直しについて,”平成29年4月26日。
- 59 原子力規制庁“使用済燃料貯蔵施設の設計及び工事の方法の技術基準-附件L,”。
- 60 <https://www.matbase.com/material-categories/metals/ferrous-metals/cast-iron/material-properties-of-ggg-40-din-1693-1-2-cast-iron-grade.html#general>
- 61 U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Cladding Considerations for Transportation and Storage of Spent Fuel,” ISG-11, Rev. 3.
- 62 Johnson, A.B., and Gilbert, E.R., “Technical Basis for Storage of Zirconiumbased alloy-Clad Fuel in Inert Gases,” PNL-4835, 1985.
- 63 “Standard Specification from BORAL Composite Sheet”, AAR Advanced Structures, 1994
- 64 Japan Atomic Power Company, “NS-4-FR Fire Resistant Neutron and/or Gamma Shielding Material” - Product Technical Data, Tokyo, Japan.
- 65 ASME, “ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section II, Part D- Properties,” New York, NY, 2001 Edition with 2003 Addenda.
- 66 建築技術規則建築構造編，105年6月。
- 67 Specifications for Structural Steel Building AISC 360, 2005.
- 68 SAP2000 V20, Computers and Structures, Inc.
- 69 Building code requirements for concrete structures (ACI 318-08) and commentary, 2008.
- 70 Regulatory Guide 1.61, Damping Values for Seismic Design of Nuclear Power Plants, U.S. Nuclear Regulatory Commission, R1, March 2007.
- 71 ARMCO, Inc., “17-4PH, Precipitation Hardening Stainless Steel,” ARMCO Product Data Bulletin No. S-22, 1988.

- 72 ASME, “Use of SA-537, Class A Plate for Spent-Fuel Containment Internals in Non-pressure Retaining Applications Above 700°F (370°C)”, “ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Case N-707, Section III, Division 3.
- 73 American Society for Testing and Materials, “Annual Books for ASTM Standards,” Section 1, Volume 01.04, West Conshohocken, PA.
- 74 M.J. Wang and A. Haghghat “A Novel Response Formulation for RAPID” PHYSOR 2018, Cancun, Mexico, April 22-26, 2018.
- 75 K. Banerjee, K. R. Robb, G. Radulescu, J. M. Scaglione, J. C. Wagner, J. B. Clarity, R. A. LeFebvre, and J. L. Peterson, “Estimation of Inherent Safety Margins in Loaded Commercial Spent Nuclear Fuel Casks”, NUCLEAR TECHNOLOGY , 195, P.124-142, 2016.
- 76 原子力規制委員会, “新規制基準適合性審査の進捗状況について,” 原子力規制委員会, Jul, 2017.
- 77 原子力規制委員会, “使用済燃料貯蔵施設の新規制基準,” 原子力規制委員会, Jul, 2017.
- 78 European Committee for Standardization, “Kritikalitätssicherheit bei der Verarbeitung und Handhabung von Kernbrennstoffen,” European Committee for Standardization, DIN 25403, Jun, 2007.
- 79 European Committee for Standardization, “Einsatz von Berechnungssystemen beim Nachweis der Kritikalitätssicherheit,” European Committee for Standardization, DIN 25478, Sep, 2012.
- 80 European Committee for Standardization, “Kritikalitätssicherheit unter Anrechnung des Brennstoffabbrands bei Transport und Lagerung bestrahlter Leichtwasserreaktor-Brennelemente in Behältern,” European Committee for Standardization, DIN 25712, Jul, 2007
- 81 Holtec International , “Multi-Purpose Canisters for Long-Term Interim Storage,” Holtec International, Jun, 2015
- 82 European Committee for Standardization, “Kritikalitätssicherheit unter Anrechnung des Brennstoffabbrands bei Transport und Lagerung bestrahlter Leichtwasserreaktor-Brennelemente in Behältern,” European Committee for Standardization, DIN 25712, Jul, 2007.
- 83 U.S. Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC), “Criteria for nuclear criticality safety.,” U.S. Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC), 10CFR72.124, Jun, 1999.
- 84 American Welding Society, “Structural Welding Code - Steel,” AWS D1.1, 2015.
- 85 American National Standard Institute, “Special Lifting Devices for Shipping Containers Weighing 10,000 Pounds (4,500 kg) or More,” ANSI N14.6, 1993.