

第六章第四節 輻射屏蔽評估

目錄

四. 輻射屏蔽評估	6.4.1-1
(一) 前言	6.4.1-1
(二) 設計基準	6.4.2-1
(三) 分析程式	6.4.3-1
(四) 輻射源種類與性質	6.4.4-1
(五) 屏蔽分析模式	6.4.5-1
(六) 驗證評估	6.4.6-1
(七) 屏蔽分析結果	6.4.7-1
(八) 工作人員劑量	6.4.8-1
(九) 結語	6.4.9-1
(十) 參考文獻	6.4.10-1
附錄 6.4.A 核一廠用過核子燃料乾式貯存設施新廠界輻射劑量率評估報告	6.4.A-1

附圖目錄

圖 6.4.4-1 設計基準燃料的軸向燃耗剖面.....	6.4.4-6
圖 6.4.4-2 BWR 燃料之軸向中子及光子射源率.....	6.4.4-6
圖 6.4.5-1 NAC UMS 系統之混凝土護箱模型（尚未增加外加屏蔽）（單位：cm）	6.4.5-6
圖 6.4.5-2 NAC UMS 系統之標準型傳送護箱模型（單位：cm）.....	6.4.5-7
圖 6.4.5-3 MCNP 含空氣進/出口的 UMS 混凝土護箱模型.....	6.4.5-8
圖 6.4.5-4 MCNP 的 UMS 混凝土護箱空氣進口（上）與空氣出口（下）模型	6.4.5-9
圖 6.4.7-1 核一廠貯存場 30 組混凝土護箱佈置圖.....	6.4.7-7
圖 6.4.7-2 核一廠貯存場與西南民家相對位置圖.....	6.4.7-8
圖 6.4.8-1 貯存護箱外加屏蔽後，空氣入口方向沿貯存護箱高度之劑量率分佈隨距 離的變化情形.....	6.4.8-9

附表目錄

表 6.4.4-1 輻射源項計算之 BWR 其他結構物特徵	6.4.4-7
表 6.4.4-2 14 kW/護箱其設計基準燃料之燃料加馬射源項	6.4.4-7
表 6.4.4-3 14 kW/護箱其設計基準燃料之其他結構物 (1 kg 不銹鋼) 區加馬射源項	6.4.4-8
表 6.4.4-4 14 kW/護箱其設計基準燃料之燃料中子射源項	6.4.4-9
表 6.4.4-5 射源率對燃耗之適當參數	6.4.4-10
表 6.4.4-6 BWR 燃料之軸向射源率	6.4.4-10
表 6.4.5-1 混凝土護箱與傳送護箱之屏蔽材質組成	6.4.5-10
表 6.4.5-2 混凝土護箱密封鋼筒內部各區域重新均質化後之材質組成	6.4.5-11
表 6.4.5-3 傳送護箱密封鋼筒內無水時之材質組成	6.4.5-12
表 6.4.5-4 傳送護箱密封鋼筒內有水時之材質組成	6.4.5-13
表 6.4.5-5 中子劑量轉換係數	6.4.5-14
表 6.4.5-6 光子劑量轉換係數	6.4.5-14
表 6.4.7-1 14 kW/護箱條件下 30 個外加屏蔽後之混凝土護箱對廠界的年劑量	6.4.7-9
表 6.4.7-2 裝載 14 kW/護箱熱負載條件燃料但未增加外加屏蔽之 INER-HPS 系統 混凝土護箱表面平均劑量率	6.4.7-10
表 6.4.7-3 裝載 14 kW/護箱熱負載條件燃料並增加外加屏蔽後之 INER-HPS 系統 混凝土護箱表面平均劑量率	6.4.7-10
表 6.4.7-4 14 kW/護箱之 INER-HPS 系統傳送護箱表面最大劑量率	6.4.7-11
表 6.4.7-5 14 kW/護箱之 INER-HPS 系統傳送護箱表面平均劑量率	6.4.7-12
表 6.4.8-1 傳送護箱的三種評估模式	6.4.8-10
表 6.4.8-2 各項作業對工作人員之需求與工時分析	6.4.8-11
表 6.4.8-3 傳送與混凝土護箱各項作業之現場狀況、工作人員位置、評估條件及 劑量率	6.4.8-16
表 6.4.8-4 工作人員裝填燃料之劑量	6.4.8-18
表 6.4.8-5 工作人員在傳送護箱除污區之劑量	6.4.8-19

表 6.4.8-6 工作人員銲接及檢查屏蔽上蓋之劑量	6.4.8-20
表 6.4.8-7 工作人員執行洩放、乾燥與回填密封鋼筒之劑量	6.4.8-21
表 6.4.8-8 工作人員執行銲接與檢查通氣口孔蓋之劑量	6.4.8-22
表 6.4.8-9 工作人員銲接及檢查結構上蓋之劑量	6.4.8-23
表 6.4.8-10 工作人員傳送密封鋼筒置入混凝土護箱之劑量	6.4.8-24
表 6.4.8-11 工作人員執行混凝土護箱作業之劑量.....	6.4.8-25
表 6.4.8-12 安裝與吊運各項作業與劑量	6.4.8-26
表 6.4.8-13 評估貯存期間工作人員劑量所採用之各種劑量率	6.4.8-27
表 6.4.8-14 例行運轉 30 個混凝土護箱之年集體劑量	6.4.8-27
表 6.4.9-1 本節評估結果 (14 kW/護箱熱負載) 與設計準則要求之符合情形	6.4.9-3

四. 輻射屏蔽評估

(一) 前言

本屏蔽分析係以核一廠用過核子燃料貯存場放置 30 組 INER-HPS 系統之貯存護箱為目標，並以最近廠界(西南民家)處的個人年有效劑量 0.05 mSv 為限值標準。分析以可涵蓋本計畫的設計基準用過核子燃料(最大燃耗度 36,000 MWD/MTU，最少冷卻時間 10 年，²³⁵U 初始平均濃縮度 1.9 ~ 3.25 wt%)之規格條件進行，此條件之每護箱熱負載低於 13.19 kW (本計畫以 14 kW/護箱熱負載為公稱值)。

本計畫準備採用之 INER-HPS 為符合核一廠廠界年劑量限值要求，混凝土護箱屏蔽設計採對 NAC UMS[1]混凝土護箱外加屏蔽方式進行。本節的屏蔽分析結果，證實本公司所採用的系統，可確保未來 30 組貯存護箱放置後，其對最近廠界之年劑量符合設計要求。

(二) 設計基準

INER-HPS 系統在傳送與貯存期間，工作人員及民眾所接受的輻射劑量，皆須符合國內法規要求[2-3]，並符合 10 CFR Part 20[4]及 72[5]的準則；另 INER-HPS 系統在所有正常或異常狀況，需滿足 10 CFR 72.104(a)的輻射劑量規定。由 INER-HPS 系統至最近距離廠界處的個人年有效劑量，須低於 0.05 mSv(核子反應器設施之廠界劑量限值係依據「核能電廠環境輻射劑量設計規範」不得超過 0.5 mSv/y，而 0.05 mSv/y 為本公司為落實輻射防護最適化的 ALARA 輻射劑量原則，於民國 84 年之環評承諾值)。INER-HPS 系統操作運轉階段，核一廠所有設施對廠界的個人年有效劑量，須低於 0.5 mSv，以不違反「核子反應器設施管制法施行細則」第十條第六款為原則。若發生設計基準意外事故，廠界上的個人有效劑量，不可超過 50 mSv。當 INER-HPS 系統裝載符合 14 kW/護箱熱負載限值的設計基準燃料後，其平均劑量率不可超過下列限值：

1. 密封鋼筒(包含結構及屏蔽上蓋)頂部之平均表面劑量率 $< 3.0 \text{ mSv/h}$
2. 傳送護箱側壁之平均劑量率 $< 4.0 \text{ mSv/h}$
3. 混凝土護箱側壁之平均劑量率 $< 0.5 \text{ mSv/h}$
4. 混凝土護箱空氣進/出口表面之平均劑量率 $< 1 \text{ mSv/h}$
5. 混凝土護箱頂蓋表面之平均劑量率 $< 0.5 \text{ mSv/h}$

(三) 分析程式

INER-HPS 系統屏蔽分析之輻射源項評估，採用和 NAC UMS FSAR[1]相同的 SAS2H/ORIGEN-S 程式[6-7]，但為更新的 SCALE 4.4a 版本[8]。SCALE 程式集是由美國橡樹嶺國家實驗室 (Oak Ridge National Laboratory, ORNL) 所發展，SAS2H/ORIGEN-S 包括 XSDRNPM 的燃料束中子模型，以及 ORIGEN-S 的燃料消耗及輻射源項計算。SAS2H/ORIGEN-S 程式為 NUREG-1536[9]及 NUREG-1567[10]所建議的 ISFSI 系統輻射源項評估程式。

INER-HPS 系統之整體屏蔽分析，則採用 NUREG-1536 及 NUREG-1567 所建議的 MCNP (Monte Carlo Neutral-Particle Transport Code System) 程式 [11-13]，MCNP 為三維蒙地卡羅計算機程式，由美國洛斯阿拉摩士國家實驗室 (Los Alamos National Laboratory, LANL) 所發展。MCNP 使用由美國布魯克海文國家實驗室 (Brookhaven National Laboratory, BNL)、勞倫斯立佛摩爾國家實驗室 (Lawrence Livermore National Laboratory, LLNL)，以及洛斯阿拉摩士國家實驗室所建立的連續能譜截面資料庫 (continuous- energy cross section)，作為粒子遷移運算時的取樣資料。其運跑方式為利用蒙地卡羅方法追蹤每一個粒子的遷移路徑，以及其與介質的作用，以統計方法記錄所有模擬粒子的平均行為，並獲得所要的結果。MCNP 程式可以模擬單一中子、光子及電子在三維空間中的遷移，也可同時模擬含有上述三種粒子行為。本報告在屏蔽分析時所採用的為其最新版本的 MCNP5 程式。

(四) 輻射源種類與性質

INER-HPS 系統屏蔽分析所選擇的密封鋼筒源自 NAC UMS 系統，可裝載 56 組 BWR 用過核子燃料束，並以符合設計基準 14 kW/護箱熱負載限值條件，進行屏蔽設計與分析。對滿足 14 kW/護箱的設計基準燃料，本節採用本計畫待貯存之用過核子燃料(最大燃耗度 36,000 MWD/MTU，最少冷卻時間 10 年， ^{235}U 初始平均濃縮度 1.9~3.25 wt%)最保守之燃料條件作為輻射源項。

由於燃耗度相同時，擁有較大 MTU 之燃料束可得到較大的射源；燃耗度相同時，擁有較低 ^{235}U 初始平均濃縮度的燃料束，可得到較保守的中子射源；而燃耗度相同時，擁有較大功率輸出的燃料束可得到較保守的射源。因此，在執行輻射源項評估時，對每一種 BWR 燃料，當其燃耗度相同時，選擇最低初始平均濃縮度條件來決定中子輻射源項數據。同時，SAS2H/ORIGEN-S 計算時，將燃料束的功率密度提升 10%以容納反應器爐心的功率尖峰，分析時之 BWR 燃料束功率，和 NAC UMS FSAR 相同，採用 4.95 MW/燃料束。

INER-HPS 系統準備裝載的四種 BWR 燃料如表 3.1.1-2 所示。對滿足 14 kW/護箱熱負載限制條件，本分析選擇表 3.1.1-2 所列燃料於最保守條件下產生之假想射源組合，做為設計基準燃料[14]：對燃料加馬射源，其條件為燃料平均燃耗度 36,000 MWD/MTU、 ^{235}U 初始平均濃縮度 3.25 wt%、燃料冷卻時間 10 年；以 GE8×8-1 燃料(每燃料束 186.271 kg 為四種燃料中最重者)依上述條件經 SAS2H/ORIGEN-S 程式計算，56 束燃料均採相同條件，可得到最保守的燃料加馬射源。對燃料中子射源及其他結構物 (hardware) 加馬射源，其條件則為燃料平均燃耗度 36,000 MWD/MTU、 ^{235}U 初始平均濃縮度 1.9 wt%、燃料冷卻時間 10 年；同樣以 GE8×8-1 燃料依上述條件計算，56 束燃料之條件亦皆相同，則可得到最保守的燃料中子射源、其他結構物加馬射源及每護箱熱負載，此時每護箱熱負載為 13.19 kW (本計畫以 14 kW/護箱熱負載之名詞表示)。由上述兩種燃料條件計算所得之射源項結果，組合成本報告屏蔽分析所需之總射源，可保守涵蓋 14 kW/護箱熱負載時，本計畫所列所有準備裝載燃料的最大衰變熱、最大中子射源強度，以及最大加馬射源強度。

BWR 燃料束其他結構物活化，計算採用 SAS2H/ORIGEN-S 中子模型所產生的中子能譜，其他結構物假設為 SS304 不銹鋼，其 ^{59}Co 的雜質含量 1.2 g/kg，係參考美國 NRC 接受之公開文獻[15-16]。INER-HPS 系統可能裝載燃料的其他結構物數據，則如表 6.4.4-1 所示。

BWR 燃料輻射源項的計算結果包括：燃料所產生的熱負載、燃料所產生的中子射源、燃料所產生的加馬射源，以及其他結構物被活化後所產生的加馬射源。

1. 有效燃料區及其他結構物區的射源強度

有效燃料區及其他結構物區的加馬能譜，以 SCALE 的 18 能群加馬數據結構表示，分別包括有效燃料區所產生的分裂產物、錒系元素及其子核，以及由輕材質（其他結構物區）所產生的加馬射線能譜。有效燃料區的中子射線能譜，則來自錒系元素的自發分裂及來自 (α, n) 反應，並以 SCALE 的 27 能群中子數據結構表示。

燃料的加馬射源主要來自分裂產物及錒系元素的貢獻，其能譜和 SCALE 4.4a 27N-18 γ COUPLE 核截面數據的 18 能群結構能譜一致。其他結構物的加馬能譜主要為 ^{60}Co ，來自 SS304 不銹鋼材質內所含的 1.2 g/kg ^{59}Co 雜質。其他結構物的加馬能譜是由 SAS2H/ORIGEN-S 程式計算 1kg 不銹鋼的中子照射所決定。

燃料束其他結構物的活化射源強度，則由 1 kg 不銹鋼的加馬射源強度分別乘充氣區(plenum region)、上端板區(upper end-fitting region)、有效燃料區之格架(grid region)及下端板區(lower end-fitting region)的不銹鋼總重量，再乘上上述各區的區域通量比例所得到。區域通量比例記錄了其他結構物活化的強度變化，此比例取自 NAC UMS FASR 所採用的保守經驗數據[16]，即：充氣區其他結構物的通量比例為 0.2；上端板區其他結構物的通量比例為 0.1；格架區其他結構物的通量比例為 1.0；下端板區其他結構物的通量比例為 0.15。

依據前述燃料條件，14 kW/護箱的有效燃料區加馬射源強度 ($\gamma/\text{s/assembly}$) 如表 6.4.4-2 所示（燃料平均燃料燃耗度 36,000 MWD/MTU、 ^{235}U 初始平均濃縮度 3.25 wt%、燃料冷卻時間 10 年），護箱內有效燃料區 56 束燃料的加馬射源強度即為表 6.4.4-2 射源強度的 56 倍。

表 6.4.4-3 為 14 kW/護箱燃料條件時的其他結構物（1 kg 不銹鋼）區活化加馬射源強度 ($\gamma/\text{s/kg}$)，其他結構物區的上端板、下端板、氣室，以及格架的不銹鋼重量，則選擇表 6.4.4-1 的數值較大者，以得到保守的結果。

BWR 用過核子燃料的中子射源來自鈾系元素的自發分裂和(α , n)反應，主要為 ^{242}Cm 及 ^{244}Cm ，其次則為 ^{238}Pu 。所有中子能譜都包含在 SCALE4.4a 程式集的 ORIGEN-S 核數據資料庫中，此能譜以 SCALE 27-GROUP 的型式表示。表 6.4.4-4 為 14 kW/護箱燃料條件（燃料平均燃料燃耗度 36,000 MWD/MTU、 ^{235}U 初始平均濃縮度 1.9 wt%、燃料冷卻時間 10 年）時的有效燃料區燃料中子射源強度（n/s/assembly）。

2. 軸向燃耗剖面

由於 NAC UMS FSAR 所採用的 BWR 燃料軸向燃耗剖面，可涵蓋 INER-HPS 系統之設計基準燃料，因此本分析參考 NAC UMS FSAR 並採用其數據，對燃耗度超過 30 GWD/MTU 的 BWR 燃料，計算時軸向燃耗剖面以 1.22 為最大尖峰比例。歸一化的燃耗軸向剖面如圖 6.4.4-1 所示，尖峰係數 1.22 及 1.18 分別包含 15% ~ 55% 及 55% ~ 80% 的爐心高度。高於和低於此高度的燃耗剖面，在有效燃料區的頂部和底部，線性衰減至 0.043。

3. 軸向射源剖面

軸向射源剖面同樣取自 NAC UMS FSAR。依據 NAC UMS FSAR，三維分析時，軸向射源剖面和軸向燃耗剖面有關，並假設軸向射源隨軸向燃耗之變化如下式所示：

$$S = aB^b$$

其中”S”為特定輻射型態之射源率，”B”為燃料的軸向燃耗，”a”為歸一化係數，”b”為每種輻射型態之指數，其值如表 6.4.4-5。指數”b”則是由 SAS2H/ORIGEN-S 程式計算不同 BWR 燃料之射源率對燃耗關係所推得。

由於中子射源和燃耗間的關係為非線性，因此，軸向射源積分和平均燃耗的射源並不相同。所以，對中子射源，若採用平均燃耗時的射源，則所算得的中子射源強度必須乘上一係數”r”，此係數”r”為總射源率和平均燃耗射源率（由 SAS2H/ORIGEN-S 程式算得）的比值：

$$r = \frac{\bar{S}}{S(B)} = \frac{\frac{a}{H} \int B^b dZ}{a\bar{B}^b}$$

其中”H”為有效燃料區的高度，當燃耗剖面歸一化為 1 時，上式表為：

$$r = \frac{1}{H} \int B^b dZ$$

將上式積分，對 BWR 燃料之中子射源而言， $r = 1.582$ ；但加馬射源則 $r = 1$ ，因為加馬射源和燃耗間之關係為線性。本分析所採用的 BWR 燃料軸向中子及加馬射源率，則如表 6.4.4-6 及圖 6.4.4-2 所示。

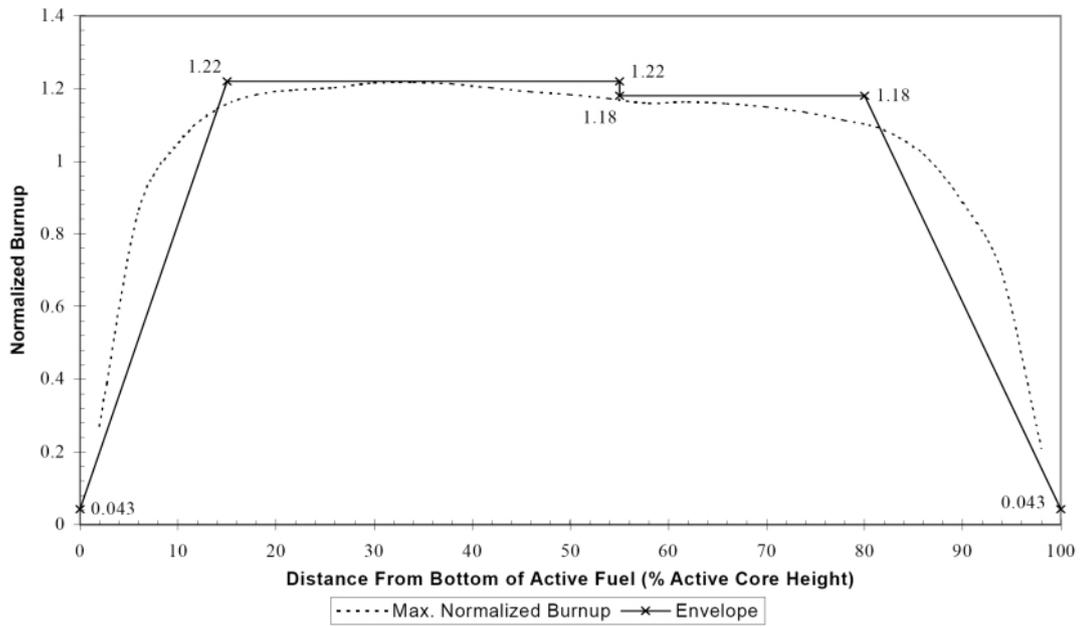


圖 6.4.4-1 設計基準燃料的軸向燃耗剖面

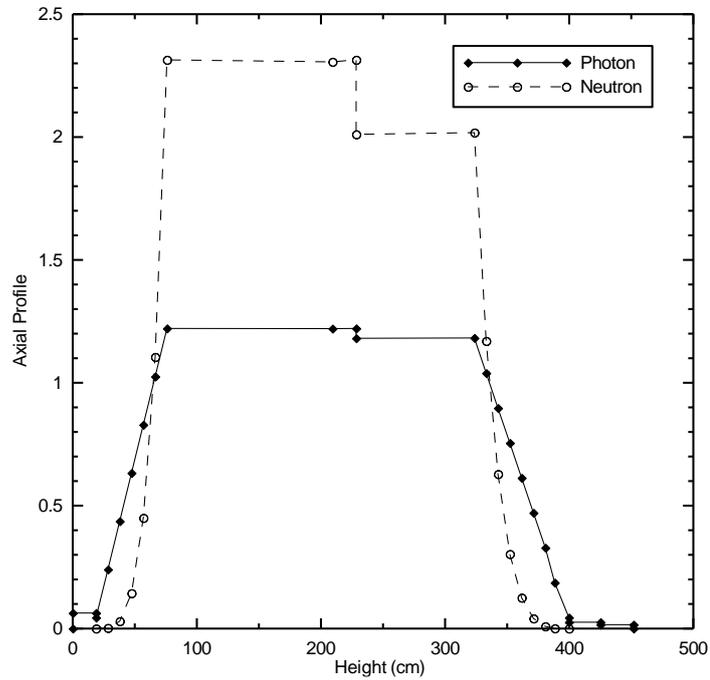


圖 6.4.4-2 BWR 燃料之軸向中子及光子射源率

表 6.4.4-1 輻射源項計算之 BWR 其他結構物特徵

Fuel Type	End-Fitting Mass (kg)		Plenum	Incore Grid	Channel
	Upper	Lower	Mass (kg)	Mass (kg)	Mass (kg)
GE 8×8-1	2.0	4.83	2.0	Z 1.93 Inc 0.33	35
GE 8×8-2	2.1	4.83	2.0	Z 2.20 Inc 0.29	35
GE 8×8-4L (GE9B 8×8)	2.56	4.75	1.3	Z 2.20 Inc 0.29	35

Z : Zircalloy

Inc : Inconel

表 6.4.4-2 14 kW/護箱其設計基準燃料之燃料加馬射源項

Group	E _{low} (MeV)	E _{high} (MeV)	Gamma Spectrum	
			γ/s/assembly	γ/s/cask
1	8.00E+00	1.00E+01	2.7941E+04	1.5647E+06
2	6.50E+00	8.00E+00	1.3161E+05	7.3702E+06
3	5.00E+00	6.50E+00	6.7101E+05	3.7577E+07
4	4.00E+00	5.00E+00	1.6723E+06	9.3649E+07
5	3.00E+00	4.00E+00	1.0731E+08	6.0094E+09
6	2.50E+00	3.00E+00	9.2433E+08	5.1762E+10
7	2.00E+00	2.50E+00	1.4440E+10	8.0864E+11
8	1.66E+00	2.00E+00	3.9262E+10	2.1987E+12
9	1.33E+00	1.66E+00	1.7029E+12	9.5362E+13
10	1.00E+00	1.33E+00	1.1845E+13	6.6332E+14
11	8.00E-01	1.00E+00	2.2487E+13	1.2593E+15
12	6.00E-01	8.00E-01	5.5445E+14	3.1049E+16
13	4.00E-01	6.00E-01	4.4649E+13	2.5003E+15
14	3.00E-01	4.00E-01	1.1975E+13	6.7060E+14
15	2.00E-01	3.00E-01	1.7990E+13	1.0074E+15
16	1.00E-01	2.00E-01	6.0351E+13	3.3797E+15
17	5.00E-02	1.00E-01	8.4974E+13	4.7585E+15
18	1.00E-02	5.00E-02	3.0248E+14	1.6939E+16
Total			1.1130E+15	6.2326E+16

表 6.4.4-3 14 kW/護箱其設計基準燃料之其他結構物（1 kg 不銹鋼）區加馬射源項

Group	E_{low}	E_{high}	Hardware Spectrum
	(MeV)	(MeV)	($\gamma/s/kg$)
1	8.00E+00	1.00E+01	0.0000E+00
2	6.50E+00	8.00E+00	0.0000E+00
3	5.00E+00	6.50E+00	0.0000E+00
4	4.00E+00	5.00E+00	0.0000E+00
5	3.00E+00	4.00E+00	1.7841E-15
6	2.50E+00	3.00E+00	3.8274E+04
7	2.00E+00	2.50E+00	2.4684E+07
8	1.66E+00	2.00E+00	5.5630E-06
9	1.33E+00	1.66E+00	1.0401E+12
10	1.00E+00	1.33E+00	3.6831E+12
11	8.00E-01	1.00E+00	8.2214E+08
12	6.00E-01	8.00E-01	4.3517E+06
13	4.00E-01	6.00E-01	1.2531E+07
14	3.00E-01	4.00E-01	1.9826E+08
15	2.00E-01	3.00E-01	1.5111E+08
16	1.00E-01	2.00E-01	3.0433E+09
17	5.00E-02	1.00E-01	1.2615E+10
18	1.00E-02	5.00E-02	6.3799E+10
Total			4.8039E+12

表 6.4.4-4 14 kW/護箱其設計基準燃料之燃料中子射源項

Group	E _{low} (MeV)	E _{high} (MeV)	Neutron Spectrum	
			n/s/assembly	n/s/cask
1	6.43E+00	2.00E+01	2.353E+06	1.318E+08
2	3.00E+00	6.43E+00	2.662E+07	1.491E+09
3	1.85E+00	3.00E+00	2.930E+07	1.641E+09
4	1.40E+00	1.85E+00	1.660E+07	9.296E+08
5	9.00E-01	1.40E+00	2.253E+07	1.262E+09
6	4.00E-01	9.00E-01	2.461E+07	1.378E+09
7	1.00E-01	4.00E-01	4.817E+06	2.698E+08
8	1.70E-02	1.00E-01	0.000E+00	0.000E+00
9	3.00E-03	1.70E-02	0.000E+00	0.000E+00
10	5.50E-04	3.00E-03	0.000E+00	0.000E+00
11	1.00E-04	5.50E-04	0.000E+00	0.000E+00
12	3.00E-05	1.00E-04	0.000E+00	0.000E+00
13	1.00E-05	3.00E-05	0.000E+00	0.000E+00
14	3.05E-06	1.00E-05	0.000E+00	0.000E+00
15	1.77E-06	3.05E-06	0.000E+00	0.000E+00
16	1.30E-06	1.77E-06	0.000E+00	0.000E+00
17	1.13E-06	1.30E-06	0.000E+00	0.000E+00
18	1.00E-06	1.13E-06	0.000E+00	0.000E+00
19	8.00E-07	1.00E-06	0.000E+00	0.000E+00
20	4.00E-07	8.00E-07	0.000E+00	0.000E+00
21	3.25E-07	4.00E-07	0.000E+00	0.000E+00
22	2.25E-07	3.25E-07	0.000E+00	0.000E+00
23	1.00E-07	2.25E-07	0.000E+00	0.000E+00
24	5.00E-08	1.00E-07	0.000E+00	0.000E+00
25	3.00E-08	5.00E-08	0.000E+00	0.000E+00
26	1.00E-08	3.00E-08	0.000E+00	0.000E+00
27	1.00E-11	1.00E-08	0.000E+00	0.000E+00
Total			1.268E+08	7.102E+09

表 6.4.4-5 射源率對燃耗之適當參數

Radiation Type	Exponent, <i>b</i>
Neutron	4.22
Photon	1.00

表 6.4.4-6 BWR 燃料之軸向射源率

% Core Height	Burnup Profile	Photon Source	Neutron Source
0.00%	0.0430	0.0430	1.711E-06
2.50%	0.2392	0.2392	2.388E-03
5.00%	0.4353	0.4353	2.991E-02
7.50%	0.6315	0.6315	1.437E-01
10.00%	0.8277	0.8277	4.501E-01
12.50%	1.0238	1.0238	1.105E+00
15.00%	1.2200	1.2200	2.314E+00
50.00%	1.2190	1.2190	2.306E+00
55.00%	1.2200	1.2200	2.314E+00
55.01%	1.1800	1.1800	2.011E+00
80.00%	1.1810	1.1810	2.018E+00
82.50%	1.0379	1.0379	1.170E+00
85.00%	0.8958	0.8958	6.284E-01
87.50%	0.7536	0.7536	3.031E-01
90.00%	0.6115	0.6115	1.255E-01
92.50%	0.4694	0.4694	4.110E-02
95.00%	0.3272	0.3272	8.970E-03
97.50%	0.1851	0.1851	8.104E-04
100.00%	0.0430	0.0430	1.711E-06

(五) 屏蔽分析模式

INER-HPS 系統的混凝土護箱、傳送護箱屏蔽分析，以及貯存場的廠界劑量分析，皆是採用 MCNP 程式。

1. 模式詳述

本節說明 INER-HPS 系統混凝土護箱及傳送護箱之幾何模型與材質組成建立。

(1) 混凝土護箱的幾何模型

INER-HPS 系統之混凝土護箱模型主要分為兩大部分：不銹鋼材質的密封鋼筒，以及混凝土護箱之碳鋼內襯、材質為混凝土的混凝土護箱外殼。密封鋼筒為一頂端有上蓋之不銹鋼直立圓柱筒，用過核子燃料束於燃料池中裝填至鋼筒內部，待除污、乾燥後即抽成真空狀態填充氬氣並完全銲接密封。混凝土護箱主要為一混凝土材質之直立圓柱筒，內側以碳鋼做內襯，頂端則附有混凝土屏蔽與碳鋼上蓋。密封鋼筒與混凝土護箱間的空間為空氣通道。混凝土護箱下方與側上方，分別設計有空氣進口與空氣出口，以便利用空氣之自然對流帶走用過核子燃料所產生的熱能，降低混凝土護箱的溫度。密封鋼筒內部所填裝的用過核子燃料束，依其特性可分為四個區域：上端板區、充氣區、有效燃料區(含用過核子燃料及格架)及下端板區。本分析參考 NUREG-1536 之建議，將密封鋼筒內部四個區域皆均質化，每一區域均由均質化材質所組成，其密度即為該區物質總質量與該區體積之比。圖 6.4.5-1 為密封鋼筒置入混凝土護箱後的縱切面幾何模型示意圖（取自 NAC UMS FSAR，混凝土護箱尚未增加外加屏蔽）。其中混凝土護箱側面徑向屏蔽由密封鋼筒殼（1.6 cm）、內襯（6.4 cm）及混凝土外殼（71.9 cm）所組成；軸向混凝土護箱頂部屏蔽則由密封鋼筒蓋（25.4 cm）、鋼屏蔽塞（10.5 cm）、屏蔽材料（混凝土）（3.8 cm），以及混凝土護箱鋼蓋（3.8 cm）所組成。為求屏蔽計算結果之保守性，混凝土護箱幾何模型之屏蔽尺寸稍小於上述實際設計值。而為符合核一廠廠界年劑量限值要求，INER-HPS 系統混凝土護箱屏蔽設計採取對 NAC

UMS 混凝土護箱外加屏蔽方式進行。本計畫採用的混凝土護箱外加屏蔽厚度，係以滿足 14 kW/護箱分析條件的屏蔽設計需求為準。外加屏蔽係在原 UMS 混凝土護箱側面增加 35 cm 厚的一般混凝土屏蔽，以及在原 UMS 混凝土護箱頂部增加 30 cm 厚的一般混凝土屏蔽。

(2) 混凝土護箱的材質設定

密封鋼筒、混凝土護箱所使用的不銹鋼、混凝土、碳鋼等材質組成，主要是沿用 NAC UMS FSAR 設定之材質。參考自 NAC UMS FSAR 之 INER-HPS 系統混凝土護箱屏蔽材質組成，則如表 6.4.5-1 所示。NAC UMS FSAR 與本計畫混凝土護箱屏蔽分析，在進行密封鋼筒均質化時，所使用的方式稍有不同；本分析使用 NAC UMS FSAR 所提供的密封鋼筒內部零組件，如承載圓盤、導熱圓盤及支撐支架等的位置、尺寸資料，將密封鋼筒內部的材質組成重新進行均質化，表 6.4.5-2 即為密封鋼筒內部經過重新均質化後，密封鋼筒上端板區、充氣區、有效燃料區與下端板區的材質組成。

(3) 傳送護箱的幾何模型

INER-HPS 系統之傳送護箱參考自 NAC UMS 系統，UMS 標準型傳送護箱的詳細尺寸如圖 6.4.5-2 所示（取自 NAC UMS FSAR），UMS 標準型傳送護箱的徑向加馬屏蔽由鋼製密封鋼筒殼（1.6 cm）、傳送護箱內層與外層鋼殼（5.1 cm），以及傳送護箱內的厚鉛殼（10.2 cm）所組成；徑向中子屏蔽由中子屏蔽材料（NS-4-FR）（7.0 cm）所供應；底部屏蔽由厚鋼門（22.8 cm）所提供；頂部屏蔽則由厚鋼材所提供（25.4 cm）。由於 UMS 標準型傳送護箱的設計不符合核一廠廠房吊車載重 90 MT 之限制，因此本計畫採用 UMS 標準型傳送護箱之修正型式，將原 UMS 標準型傳送護箱之側面鉛屏蔽厚度減少 2.2 cm，並將底部屏蔽門之厚度減少 3.0 cm。

(4) 傳送護箱的材質設定

本計畫 MCNP 之 UMS 標準型傳送護箱模擬，考慮密封鋼筒內有水及無水兩種狀況，傳送護箱之材質組成沿用 NAC UMS FSAR 之材質設定，傳送護箱之碳鋼、鉛、中子屏蔽等材質，其材質組成見表 6.4.5-1；密封鋼筒內無水時之材質組成見表 6.4.5-3；密封鋼筒內有水時之材質組成則如表 6.4.5-4 所示。

2. 計算模式

本報告使用 MCNP 進行混凝土護箱及傳送護箱周圍的劑量率評估，並進行核一廠廠界劑量分析。其中輻射源項除採用本章四、(四).1 節之中子與光子射源設定，並採用本章四、(四).3 節的燃料軸向射源剖面。本節即說明 MCNP 程式之護箱及核一廠廠界劑量評估模式。

MCNP 使用蒙地卡羅方法模擬粒子遷移，具有統計上的誤差；因此，在計算上常需要耗費大量的電腦資源，才能夠得到較為準確的結果。由於護箱計算，屬於深穿透類型的屏蔽分析，需要耗費大量的計算資源才能得到收斂的結果。因此，在計算過程中，為增進計算效率，降低因大量運跑所需花費的時間，採用將護箱內部空間分隔成數塊區域，令粒子遷移時進行幾何分裂 (geometry splitting) 的方法，來降低計算結果的相對誤差 (relative error)。此外，並使用邊界穿越法 (boundary crossing method) 來記錄一次光子、中子與二次光子之通量 (fluence)，再以劑量轉換係數與射源強度將計算所得之通量轉換成劑量率。護箱頂端，是以平行於護箱頂端的圓盤面紀錄通量；而護箱側面，則是以一環繞護箱之圓環面進行通量計算。為進行後續的遠端廠界劑量計算，MCNP 程式利用上述之紀錄面，記錄通過混凝土護箱頂端與側面的粒子資訊，並將該資訊儲存於檔案中，作為計算廠界劑量時的射源項。屏蔽計算所採用的中子與光子劑量轉換係數，係依據 NUREG-1536 報告建議，取自 ANS/6.1.1-1977 號報告[17]，中子劑量轉換係數如表 6.4.5-5，光子劑量轉換係數則如表 6.4.5-6 所示，使用該報告之劑量轉換係數可得到保守的劑量率計算結果。

本計畫對混凝土護箱的空氣進氣與出氣口亦詳細模擬，因此洩流貫穿混凝土護箱對護箱表面所造成的劑量率也由 MCNP 加以評估，MCNP 含空氣進/出口的 UMS 混凝土護箱模型如圖 6.4.5-3，而 MCNP 的 UMS 混凝土護箱空氣進/出口模型則如圖 6.4.5-4 所示。由圖 6.4.5-3 顯示，UMS 混凝土護箱在空氣進氣道有 4 支實心鋼棒作為輔助屏蔽，以降低空氣出口表面的劑量。混凝土護箱在設計時，會消除所有其他可能的洩流部分，所以 MCNP 計算模式不需增加其他的洩流影響評估。

核一廠之廠界劑量分析也使用 MCNP，因 MCNP 為三維程式，可以正確模擬混凝土護箱位在無限平版範圍內，並被 700 m 高空氣所環繞的幾何結構，這個空氣高度足夠容納天空散射效應。以 MCNP 模擬混凝土護箱、環繞的空氣，可去除由一程式輸出轉至另一程式輸入時，在連結上可能發生的問題（如使用 MCNP 計算近距離劑量率，再連結 SKYSHINE 做遠距離劑量率計算）。使用 MCNP，可同時考慮混凝土護箱表面之加馬與中子射源，經由直接及天空散射對廠界所造成的輻射劑量率。

混凝土護箱對廠界所造成的劑量率可分為三部分：

- (1) 單一混凝土護箱側面對不同距離廠界所產生的劑量率。
- (2) 單一混凝土護箱頂部對不同距離廠界所產生的劑量率。
- (3) 混凝土護箱位在另一混凝土護箱後面，由後面護箱側面對不同距離廠界所產生的劑量率。

當混凝土護箱排列不只一排時，後排混凝土護箱側面對廠界所產生的劑量率無法直接獲得，因為這些由後排混凝土護箱側面所產生的輻射可能會被前面的護箱所阻擋。解決此問題並不容易，因為由護箱側面所產生的輻射為角分佈；因此，一些從較大角度所釋放的輻射可能並不會和前面的護箱發生碰撞，而是直接從前面護箱上面的空氣中逃逸出去，並可能再經過散射而到達廠界的偵測位置。

為對此複雜的廠界劑量進行評估，輻射源項的能量分佈將詳細使用在 MCNP 模式，先計算混凝土護箱內燃料中子、燃料加馬，以及 ^{60}Co 等輻射源，紀錄其通過混凝土護箱頂端與側面的中子、一次光子及二次光子的粒子資訊，再以這些護箱表面的粒子資訊為射源，依據核一廠貯存場混

凝土護箱的實際排列方式，使用 MCNP 模式，分別評估各不同位置凝土護箱對最近處廠界(西南民家)所造成的個人年有效劑量(一天以 24 h 計算)，再將本計畫所有凝土護箱對廠界(西南民家)所造成的劑量加總，得出廠界(西南民家)之個人年有效劑量。

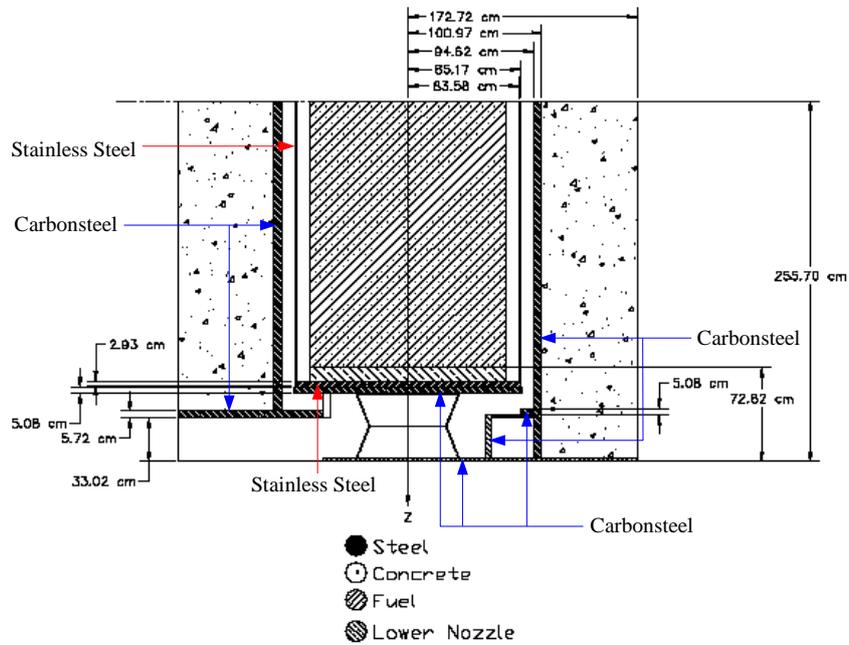
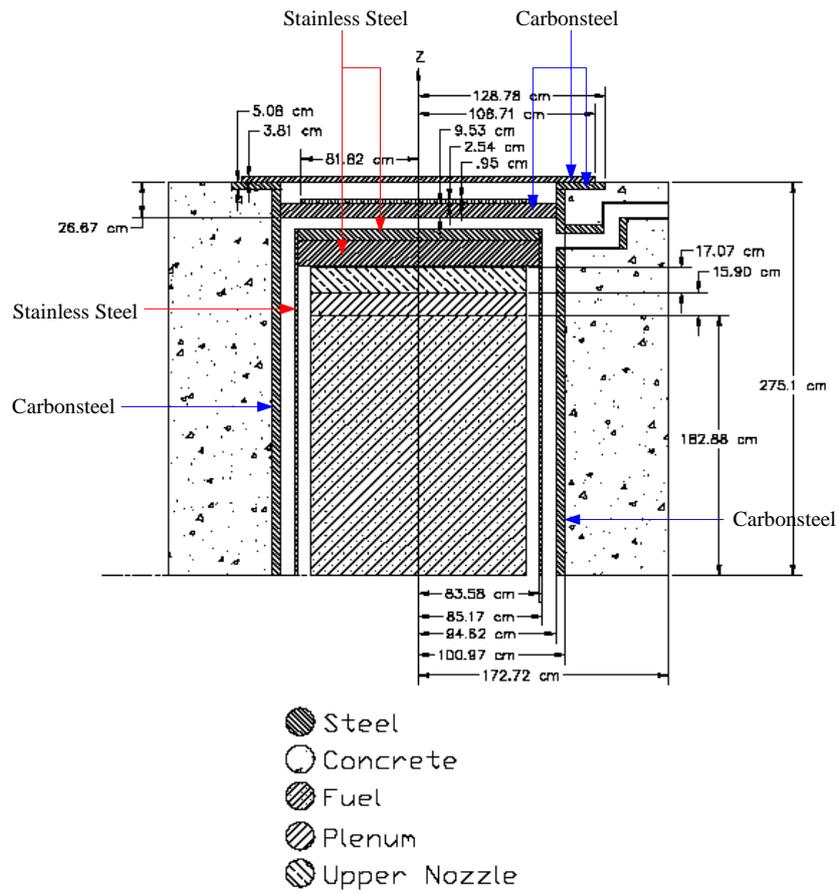


圖 6.4.5-1 NAC UMS 系統之混凝土護箱模型 (尚未增加外加屏蔽) (單位: cm)

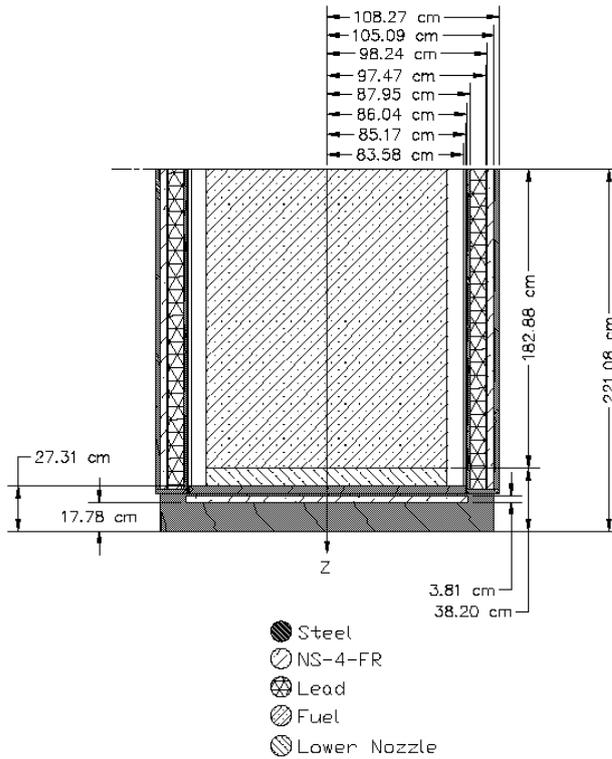
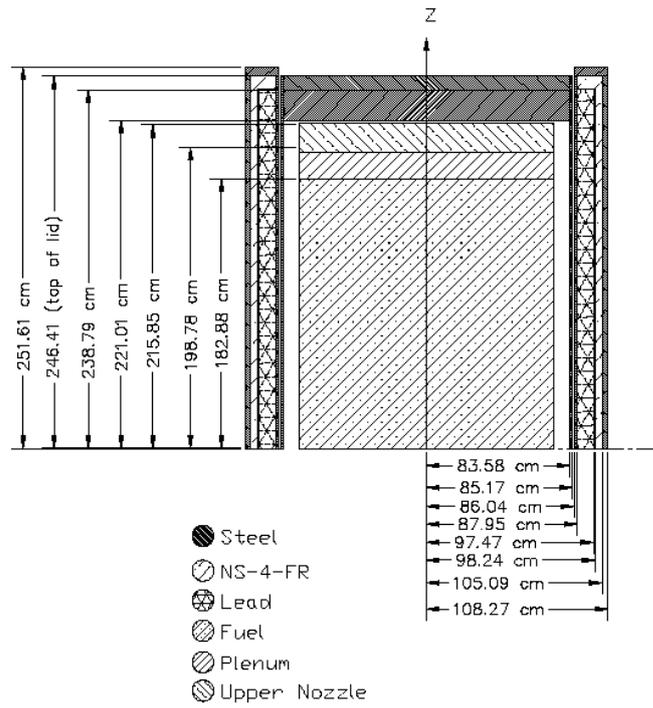


圖 6.4.5-2 NAC UMS 系統之標準型傳送護箱模型 (單位: cm)

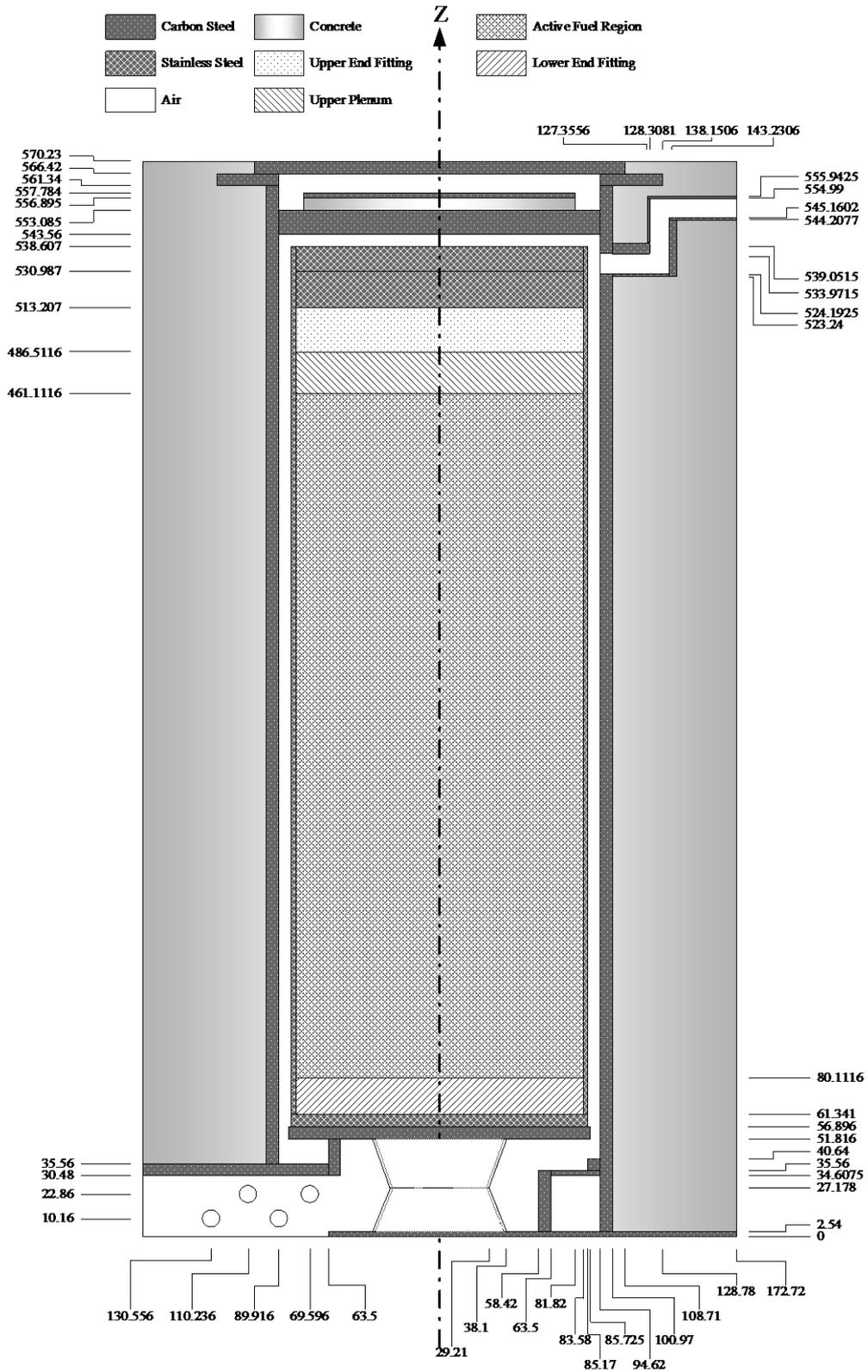


圖 6.4.5-3 MCNP 含空氣進/出口的 UMS 混凝土護箱模型

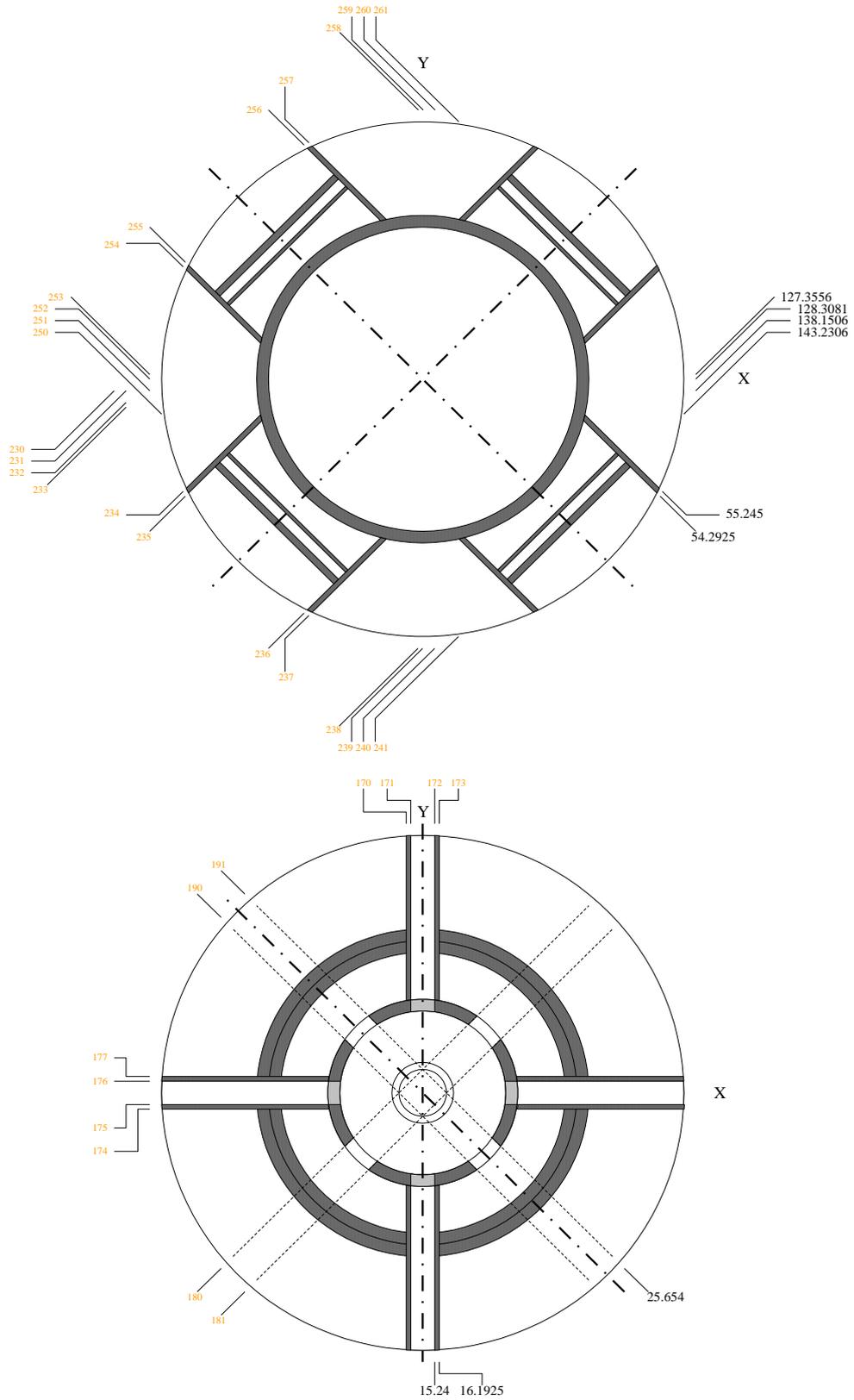


圖 6.4.5-4 MCNP 的 UMS 混凝土護箱空氣進口（上）與空氣出口（下）模型

表 6.4.5-1 混凝土護箱與傳送護箱之屏蔽材質組成

材質名稱	組成元素	重量百分比 (w%)	密度 (g/cm ³)
混凝土	H	0.999887	2.2426
	O	53.2129	
	Na	2.89923	
	Al	3.39904	
	Si	33.6908	
	Ca	4.39857	
	Fe	1.39962	
不銹鋼 (SS-304)	Cr	18.9995	7.9200
	Mn	1.99990	
	Fe	69.5003	
	Ni	9.50029	
碳鋼	C	1.00088	7.8212
	Fe	98.9991	
鉛	Pb	100.00	11.344
中子屏蔽 (NS-4-FR)	H	6.00890	1.63
	¹⁰ B	0.0872125	
	¹¹ B	0.383659	
	C	27.6920	
	N	1.98790	
	O	42.5097	
	Al	21.3306	
空氣	C	0.00012	0.001225
	N	0.75527	
	O	0.23178	
	Ar	0.01283	

表 6.4.5-2 混凝土護箱密封鋼筒內部各區域重新均質化後之材質組成

材質名稱	組成元素	重量百分比 (w%)	密度 (g/cm ³)
有效燃料區	¹⁰ B	0.0230321	2.1902
	¹¹ B	0.101936	
	C	0.181328	
	O	6.27948	
	Al	4.60500	
	Cr	1.81521	
	Mn	0.191069	
	Fe	20.8695	
	Ni	0.907675	
	Zr	18.3188	
	²³⁴ U	0.00252663	
	²³⁵ U	0.332106	
	²³⁸ U	46.3746	
下端板區	Cr	18.9995	1.4670
	Mn	1.99990	
	Fe	69.5003	
	Ni	9.50029	
充氣區	C	0.0323943	1.2916
	Cr	7.13914	
	Mn	0.751450	
	Fe	58.1557	
	Ni	3.56973	
	Zr	30.0600	
上端板區	Cr	18.9995	0.7722
	Mn	1.99990	
	Fe	69.5003	
	Ni	9.50029	

表 6.4.5-3 傳送護箱密封鋼筒內無水時之材質組成

材質名稱	材質組成	密度* [g/cm ³]	組成元素	原子密度 [a/barn-cm]
有效燃料區	二氧化鈾	1.9583	BORON-10	5.1195E-05
	鈳合金	0.6769	BORON-11	2.0607E-04
	不銹鋼	0.2228	CARBON-12	1.6127E-04
	碳鋼	0.1932	OXYGEN-16	8.7353E-03
	鋁	0.0874	ALUMINUM	1.9507E-03
	碳化硼	0.0059	CHROMIUM(SS304)	4.9029E-04
			MANGANESE	4.8845E-05
			IRON	2.0626E-03
			IRON(SS304)	1.6698E-03
			NICKEL(SS304)	2.1719E-04
		ZIRC.ALLOY	4.4688E-03	
		URANIUM-234	2.4022E-07	
		URANIUM-235	3.1447E-05	
		URANIUM-238	4.3360E-03	
充氣區	鈳合金	0.6551	CARBON-12	7.4574E-05
	不銹鋼	0.2198	CHROMIUM(SS304)	4.8369E-04
	碳鋼	0.1486	MANGANESE	4.8188E-05
			IRON	1.5864E-03
			IRON(SS304)	1.6473E-03
			NICKEL(SS304)	2.1427E-04
		ZIRC. ALLOY	4.3248E-03	
上端板區	不銹鋼	0.5708	CHROMIUM(SS304)	1.2561E-03
			MANGANESE	1.2514E-04
			IRON(SS304)	4.2780E-03
			NICKEL(SS304)	5.5644E-04
下端板區	不銹鋼	1.4132	CHROMIUM(SS304)	3.1099E-03
			MANGANESE	3.0982E-04
			IRON(SS304)	1.0592E-02
			NICKEL(SS304)	1.3776E-03

*:均質化之密度

表 6.4.5-4 傳送護箱密封鋼筒內有水時之材質組成

材質名稱	材質組成	密度* [g/cm ³]	組成元素	原子密度 [a/barn-cm]
有效燃料區	二氧化鈾	1.9583	HYDROGEN	4.0869E-02
	鋳合金	0.6769	BORON-10	5.1195E-05
	不銹鋼	0.2228	BORON-11	2.0607E-04
	碳鋼	0.1932	CARBON-12	1.6127E-04
	鋁	0.0874	OXYGEN-16	2.9170E-02
	碳化硼	0.0059	ALUMINUM	1.9507E-03
	水	0.6121	CHROMIUM(SS304)	4.9029E-04
			MANGANESE	4.8845E-05
			IRON	2.0626E-03
			IRON(SS304)	1.6698E-03
			NICKEL(SS304)	2.1719E-04
		ZIRC.ALLOY	4.4688E-03	
		URANIUM-234	2.4022E-07	
		URANIUM-235	3.1447E-05	
		URANIUM-238	4.3360E-03	
充氣區	鋳合金	0.6551	HYDROGEN	4.3814E-02
	不銹鋼	0.2198	CARBON-12	7.4574E-05
	碳鋼 L	0.1486	OXYGEN-16	2.1907E-02
	水	0.6562	CHROMIUM(SS304)	4.8369E-04
			MANGANESE	4.8188E-05
			IRON	1.5864E-03
			IRON(SS304)	1.6473E-03
			NICKEL(SS304)	2.1427E-04
		ZIRC. ALLOY	4.3248E-03	
上端板區	不銹鋼	0.5708	CHROMIUM(SS304)	1.2561E-03
			MANGANESE	1.2514E-04
			IRON(SS304)	4.2780E-03
			NICKEL(SS304)	5.5644E-04
下端板區	不銹鋼 水	1.4132 0.8216	HYDROGEN	5.4858E-02
			OXYGEN-16	2.7429E-02
			CHROMIUM(SS304)	3.1099E-03
			MANGANESE	3.0982E-04
			IRON(SS304)	1.0592E-02
			NICKEL(SS304)	1.3776E-03

*:均質化之密度

表 6.4.5-5 中子劑量轉換係數

中子能量 (MeV)	劑量轉換係數 (rem/h)/(n/cm ² -s)
2.5E-08	3.67E-06
1.0E-07	3.67E-06
1.0E-06	4.46E-06
1.0E-05	4.54E-06
1.0E-04	4.18E-06
1.0E-03	3.76E-06
1.0E-02	3.56E-06
1.0E-01	2.17E-05
5.0E-01	9.26E-05
1.0E+00	1.32E-04
2.5E+00	1.25E-04
5.0E+00	1.56E-04
7.0E+00	1.47E-04
1.0E+01	1.47E-04
1.4E+01	2.08E-04
2.0E+01	2.27E-04

表 6.4.5-6 光子劑量轉換係數

光子能量 (MeV)	劑量轉換係數 (rem/h)/(γ /cm ² -s)	光子能量 (MeV)	劑量轉換係數 (rem/h)/(γ /cm ² -s)
0.01	3.96E-06	1.40	2.51E-06
0.03	5.82E-07	1.80	2.99E-06
0.05	2.90E-07	2.20	3.42E-06
0.07	2.58E-07	2.60	3.82E-06
0.10	2.83E-07	2.80	4.01E-06
0.15	3.79E-07	3.25	4.41E-06
0.20	5.01E-07	3.75	4.83E-06
0.25	6.31E-07	4.25	5.23E-06
0.30	7.59E-07	4.75	5.60E-06
0.35	8.78E-07	5.00	5.80E-06
0.40	9.85E-07	5.25	6.01E-06
0.45	1.08E-06	5.75	6.37E-06
0.50	1.17E-06	6.25	6.74E-06
0.55	1.27E-06	6.75	7.11E-06
0.60	1.36E-06	7.50	7.66E-06
0.65	1.44E-06	9.00	8.77E-06
0.70	1.52E-06	11.0	1.03E-05
0.80	1.68E-06	13.0	1.18E-05
1.00	1.98E-06	15.0	1.33E-05

(六) 驗證評估

INER-HPS 系統劑量評估所使用的程式包括：(1)輻射源項評估之 SAS2H/ORIGEN-S 程式，(2)屏蔽分析之 MCNP 程式；此二程式皆為 NUREG-1536 及 NUREG-1567 所建議，並經美國 NRC 同意使用在用過核子燃料乾式貯存屏蔽分析之程式。在進行 INER-HPS 系統劑量評估前，SAS2H/ORIGEN-S 及 MCNP 程式皆完成安裝及案例測試[18-19]，以確認本評估所使用程式版本的完整與正確性。除安裝及案例測試外，在進行核一廠 ISFSI 屏蔽分析前，並先以 NAC UMS FSAR 為參考，執行輻射源項評估及屏蔽分析，以驗證本報告所採用評估模式與方法的正確性。

NAC UMS FSAR 屏蔽分析所使用的程式為：(1)輻射源項分析-SAS2H/ORIGEN-S[20-21]，(2)混凝土護箱表面劑量評估 - SCALE 程式集之 SAS4[22]，(3)混凝土護箱進氣及出氣口表面劑量評估 - MCBEND[23]，(4)傳送護箱劑量評估 - SAS4，(5)廠界劑量評估 - NAC 公司自行修改的 SKYSHINE-III 程式[24]。

本報告和 NAC UMS FSAR 的比較評估項目包括：(1)BWR 燃料之輻射源項[18]，(2)UMS 混凝土護箱表面之劑量率[19]，(3)混凝土護箱空氣進/出口表面之劑量率[25]，(4)UMS 標準型傳送護箱表面之劑量率[26]，(5)單一 UMS 混凝土護箱對不同距離處廠界之劑量[27]。由比較評估結果，除建立一套適用本分析之方法及模式外，亦確認本報告所使用 SAS2H/ORIGEN-S 及 MCNP 計算模式的適當保守性。

(七) 屏蔽分析結果

本節依據本章四、(四)節之輻射源項及本章四、(五)節之屏蔽分析模式，詳細進行 INER-HPS 系統之屏蔽分析，屏蔽分析以 14 kW/護箱熱負載為限值條件進行劑量評估。14 kW/護箱可涵蓋本計畫範圍內的所有核一廠 GE8×8-1、GE8×8-2、SPC8×8 及 GE9B 用過核子燃料(最大燃耗度 36,000 MWD/MTU，最少冷卻時間 10 年，²³⁵U 最大初始平均濃縮度 3.25 wt%)。本計畫採用的混凝土護箱外加屏蔽厚度，係以滿足 14 kW/護箱分析條件的屏蔽設計需求為準。

1. 14 kW/護箱條件之廠界劑量率評估結果[28]

本章四、(五)節已詳述 MCNP 程式建立混凝土護箱表面劑量率評估方法的計算模式，本章四、(六)節已驗證本計畫混凝土護箱表面劑量率及單一混凝土護箱廠界劑量率 MCNP 評估結果的保守性。本節即評估 30 個 14 kW/護箱安置在核一廠貯存場並在 UMS 混凝土護箱外圍增加屏蔽後，其對最近距離廠界(西南民家)所造成的廠界劑量率。

為符合核一廠廠界年劑量限值要求，本計畫之混凝土護箱屏蔽設計採對 NAC UMS 混凝土護箱外加屏蔽方式進行。NAC UMS 混凝土護箱在完成燃料裝載並被運送至核一廠貯存場後，將在混凝土護箱外圍增設外加屏蔽，本節屏蔽分析以 14 kW/護箱為熱負載限值條件。原 NAC UMS 混凝土護箱周圍及頂部在增加適當混凝土屏蔽厚度後，可使核一廠用過核子燃料貯存場 30 組混凝土護箱對最近距離廠界(西南民家)之劑量率，符合廠界年劑量低於 0.05 mSv 的限值要求。

核一廠貯存場佈置如圖 6.4.7-1 所示。圖 6.4.7-1 中，貯存場共放置 30 組混凝土護箱。每個混凝土護箱內裝載 56 組 BWR 用過核子燃料束，每個混凝土護箱的熱負載為 14 kW/護箱。對 14 kW/護箱條件，本計畫經反覆測試計算後所選擇的 UMS 混凝土護箱外加屏蔽方式為：UMS 混凝土護箱側面增加外加屏蔽(一般混凝土)厚度 35 cm，頂部外加屏蔽(一般混凝土)厚度則為 30 cm。

混凝土護箱外加屏蔽後，與廠界（西南民家）最近距離混凝土護箱之底座中心點座標設為(0,0,0)，護箱與護箱之間距為 1.6 m，其他各貯存護箱底座中心點之座標則如圖 6.4.7-1 所示。西南民家與核一廠貯存場之相對位置如圖 6.4.7-2，檢視圖 6.4.7-2 並實際量測靠近西南民家之核一廠廠界圍籬與貯存場距離，選擇與混凝土護箱最近距離之廠界為偵測點，其座標為(-2.06,-118.53,9.00)（單位：m）。由於西南民家所在位置較核一廠貯存場址高出約 8 m，因此將偵測點高度訂在高 9 m 處；在此位置之居住佔用時間則設為 8,760 h/y。廠界劑量評估時，在西南民家與核一廠貯存場間假設無任何屏蔽。

依據上述核一廠貯存場佈置圖及燃料射源裝載條件（熱負載限值 14 kW/護箱），先用 MCNP 程式計算混凝土護箱內燃料中子、燃料加馬，以及 ^{60}Co 等輻射源，紀錄其通過混凝土護箱頂端與側面的中子、一次光子及二次光子的粒子資訊，再分別以這些護箱表面的粒子資訊為射源，依據圖 6.4.7-1 的混凝土護箱實際排列方式，使用 MCNP 模式分別評估各混凝土護箱，其分別由護箱側表面及護箱頂部表面射源，對廠界（西南民家）所造成的個人年劑量，再將 30 個混凝土護箱對廠界(西南民家)所造成的所有劑量相加，得出核一廠貯存場對廠界（西南民家）所造成的個人年有效劑量。為使廠界（西南民家）劑量符合劑量限值要求（ <0.05 mSv/y），計算時多次調整混凝土護箱側面及頂部外加混凝土屏蔽之厚度，MCNP 之評估結果顯示，在 UMS 混凝土護箱側面增加 35 cm 屏蔽（一般混凝土），以及在 UMS 混凝土護箱頂部增加 30 cm 屏蔽（一般混凝土）後，可使 30 個混凝土護箱對廠界（西南民家）所造成的年有效劑量降至 4.84×10^{-2} mSv/y（4.84 mrem/y），符合核一廠貯存場之廠界劑量限值要求；各混凝土護箱其分別對廠界（西南民家）所造成的個人年劑量如表 6.4.7-1 所示。

另鄰近乾式貯存場周邊廠界最近 5 年(108~112)之熱發光劑量計(TLD)環境輻射量測值為 3.90×10^{-5} mSv/h ~ 7.10×10^{-5} mSv/h[29]，其值均在核一廠周圍環境背景輻射變動範圍內[30]。而鄰近乾式貯存場周邊廠界最近 5 年(108~112)之放射性液體及氣體排放最大劑量率評估結果[31]分別為 2.87×10^{-4} mSv/y 與 0 mSv/y。本公司依「核能設施環測結果民眾劑量評估

導則」之評估方法，利用各類環境式樣分析結果，及不同方位 TLD 的偵測值，扣除自然背景輻射後，估算最近 5 年(108~112)核一廠廠界造成廠外民眾的最大個人劑量值為 3.58×10^{-4} mSv/y。因此，在 INER-HPS 系統操作運轉階段，核一廠所有設施(含未來加上本設施)對廠界的個人年有效劑量，低於設計準則所要求的 0.5 mSv/y。原廠界西南民家經本公司收購後，乾式貯設場之最近廠界由西南民家變更為無名橋，其廠界距離由原本之 118 m 延長至約 235 m。本公司於 103 年提出「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施新廠界輻射劑量率評估報告」，並經核安會審查核備。該報告於相同貯存場配置條件下，以 MCNP 程式保守評估 30 組混凝土護箱對無名橋處之廠界輻射劑量率為 0.0266 mSv/y (相對誤差 0.85%)。此一保守評估結果仍可符合乾式貯存場廠界設計基準 0.05 mSv/y 之要求，詳細報告內容則收錄於附錄 6.4.A 供參。

2. 14 kW/護箱條件之混凝土護箱表面劑量率評估結果[28]

混凝土護箱裝載符合 14 kW/護箱熱負載條件之核一廠設計基準燃料，在混凝土護箱未增加外加屏蔽時，由 MCNP 計算所得之混凝土護箱頂端及側面 1 cm 與 1 m 處之中子與光子平均劑量率如表 6.4.7-2 所示，由表 6.4.7-2 結果顯示，此時混凝土護箱頂部表面的平均劑量率為 1.92×10^{-1} mSv/h，混凝土護箱側邊表面的平均劑量率為 1.13×10^{-1} mSv/h，均低於設計準則所要求的 0.5 mSv/h。

當混凝土護箱側面與頂部分別增加 35 cm 與 30 cm 厚的一般混凝土屏蔽後，由 MCNP 計算所得之混凝土護箱頂端及側面 1 cm 與 1 m 處之中子與光子平均劑量率則如表 6.4.7-3，由表 6.4.7-3 結果顯示，此時 INER-HPS 系統的混凝土護箱表面的平均劑量率更可降至 6.58×10^{-3} mSv/h。

另評估混凝土護箱未增加外加屏蔽時，下通風口之表面平均劑量率約 7.98×10^{-1} mSv/h。混凝土護箱抬高 61 cm 後，下緣之最大劑量率約 17.6 mSv/h，離下緣 1, 2 及 5 m 之最大劑量率，分別為 2.41, 0.75 及 0.20 mSv/h。實際運送時，由於多軸油壓板車之鋼性上、下底板(drop deck)厚度各約為 2 cm，考慮此屏蔽效應，則混凝土護箱裝載在多軸油壓板車上運送時，離

護箱下緣 1m、2m 及 5m 之最大劑量率，約至少可減為上述劑量率的 1/4，而分別約為 0.6, 0.19 及 0.05 mSv/h。

混凝土護箱傾倒後之正下方最大劑量率約 676 mSv/h，離正下方 1 m 之最大劑量率約 188 mSv/h。

3. 14 kW/護箱之混凝土護箱空氣進/出口表面劑量率評估結果[32]

混凝土護箱裝載符合 14 kW/護箱熱負載條件之燃料，在混凝土護箱未增加外加屏蔽時，由 MCNP 計算所得之混凝土護箱空氣進口表面（加輔助屏蔽）平均劑量率為 7.98×10^{-1} mSv/h（相對誤差 0.29 %），空氣出口表面平均劑量率為 5.92×10^{-1} mSv/h（相對誤差 0.32 %），混凝土護箱空氣進/出口表面之平均劑量率為 6.95×10^{-1} mSv/h。

當混凝土護箱側面與頂部分別增加 35 cm 與 30 cm 厚的一般混凝土外加屏蔽後，由 MCNP 計算所得之混凝土護箱空氣進口表面（加輔助屏蔽）平均劑量率為 3.81×10^{-1} mSv/h（相對誤差 0.41 %），空氣出口表面平均劑量率為 1.51×10^{-1} mSv/h（相對誤差 0.51 %），混凝土護箱空氣進/出口表面之平均劑量率為 2.66×10^{-1} mSv/h。

上述劑量率均遠低於本計畫混凝土護箱空氣進/出口表面平均劑量率，需小於 1 mSv/h 設計準則的要求。

4. 14 kW/護箱之傳送護箱表面劑量率評估結果[33]

傳送護箱表面劑量率評估採用本章四、（五）.1.(3)節及四、（六）節所述的分析模式與方法[26]。由於 UMS 標準型傳送護箱的設計不符合核一廠廠房吊車載重 90 MT 之限制，因此，本計畫採用 UMS 標準型傳送護箱之修正型式，將原 UMS 標準型傳送護箱之側面鉛屏蔽厚度減少 2.2 cm，並將底部屏蔽門之厚度減少 3.0 cm。當 INER-HPS 系統傳送護箱裝載 14 kW/護箱之燃料後，採用保守性 MCNP 計算方法，由 MCNP 計算所得之傳送護箱表面及離傳送護箱表面 1、2、3、4 m 處的最大劑量率如表 6.4.7-4，平均劑量率則如表 6.4.7-5 所示。由表 6.4.7-4 及表 6.4.7-5 的計算結果顯示：在密封鋼筒內無水情況，傳送護箱側面、頂端及底部表面的最

大劑量率，分別為 6.95 mSv/h、3.17 mSv/h 及 18.8 mSv/h，而傳送護箱側面、頂端及底部表面的平均劑量率，分別為 3.24 mSv/h、2.054 mSv/h 及 8.97 mSv/h；在密封鋼筒內有水情況，傳送護箱側面、頂端及底部表面的最大劑量率，分別為 5.43 mSv/h、13.7 mSv/h 及 13.3 mSv/h，而傳送護箱側面、頂端及底部表面的平均劑量率，則分別為 1.287 mSv/h、3.63 mSv/h 及 6.266 mSv/h。

由上述計算結果顯示：(1)密封鋼筒(包含結構及屏蔽蓋)頂部在加上屏蔽上蓋後之表面平均劑量率為 2.054 mSv/h，低於本計畫設計準則 3.0 mSv/h 的要求，(2)傳送護箱(密封鋼筒內不含水)側壁之平均劑量率為 3.240 mSv/h，亦低於本計畫設計準則 4.0 mSv/h 的要求。

5. 意外事故之劑量率評估結果

本計畫的可能意外事故情節皆不會改變 INER-HPS 系統混凝土護箱頂部或其空氣進/出口的屏蔽結構。即使如地震、颱風、或混凝土護箱墜落事件，也只會局部損壞混凝土屏蔽，且這些事件所造成的混凝土屏蔽損害，並不會導致混凝土護箱表面的劑量率超過本計畫的意外事故屏蔽設計基準。

本計畫所設計之護箱依評估不會發生傾倒。萬一傾倒，並以此作為輻射防護設計基準意外事故，此時，混凝土護箱底部將裸露，經計算護箱傾倒後之正下方中心點離 1 m 之最大劑量率為 188 mSv/h。其應變作業分成前處理及後處理兩階段，對工作人員及廠界民眾所受的輻射劑量，分別概述如下：

(1) 工作人員

工作人員所受的輻射劑量，主要為前處理設置圍籬、輻射標誌及臨時屏蔽(如 1 m 立方之混凝土塊)時，接近護箱底部所可能接受之劑量，估計需 3 人作業 30 min，其所在位置約離開底部 5 m 處，在此近距離，保守假設劑量與距離為反比關係，因此，劑量率約為 $188/5=38$ mSv/h；三人共可能接受 $38 \times 3 \times 0.5 = 57$ man-mSv，個人則有 19 mSv 劑量。至於後處理程序則為將傾倒的護箱扶正，工作人員同樣儘量避免面對護箱底部，估計

需 10 人次作業每次 30 min，其所在位置約離開底部 5 m 處，集體劑量約為 190 man-mSv，個人則有 19 mSv 劑量，低於年劑量限值 50 mSv。

(2) 廠界民眾

對於廠界民眾的輻射影響，主要為前處理將臨時屏蔽放置所需時間，估計約需 1 天，則對於 100 m(保守假設最近之距離)外民眾之劑量率約為 $188/(100)^2=0.0188$ mSv/h(射源距偵測點遠，可視為點射源，因此，假設劑量與距離為平方反比關係)，則將造成 $0.0188 \times 24 \times 1 = 0.45$ mSv 之劑量；符合若發生設計基準意外事故，廠界上的個人全身輻射劑量，不可超過 50 mSv 之規定。

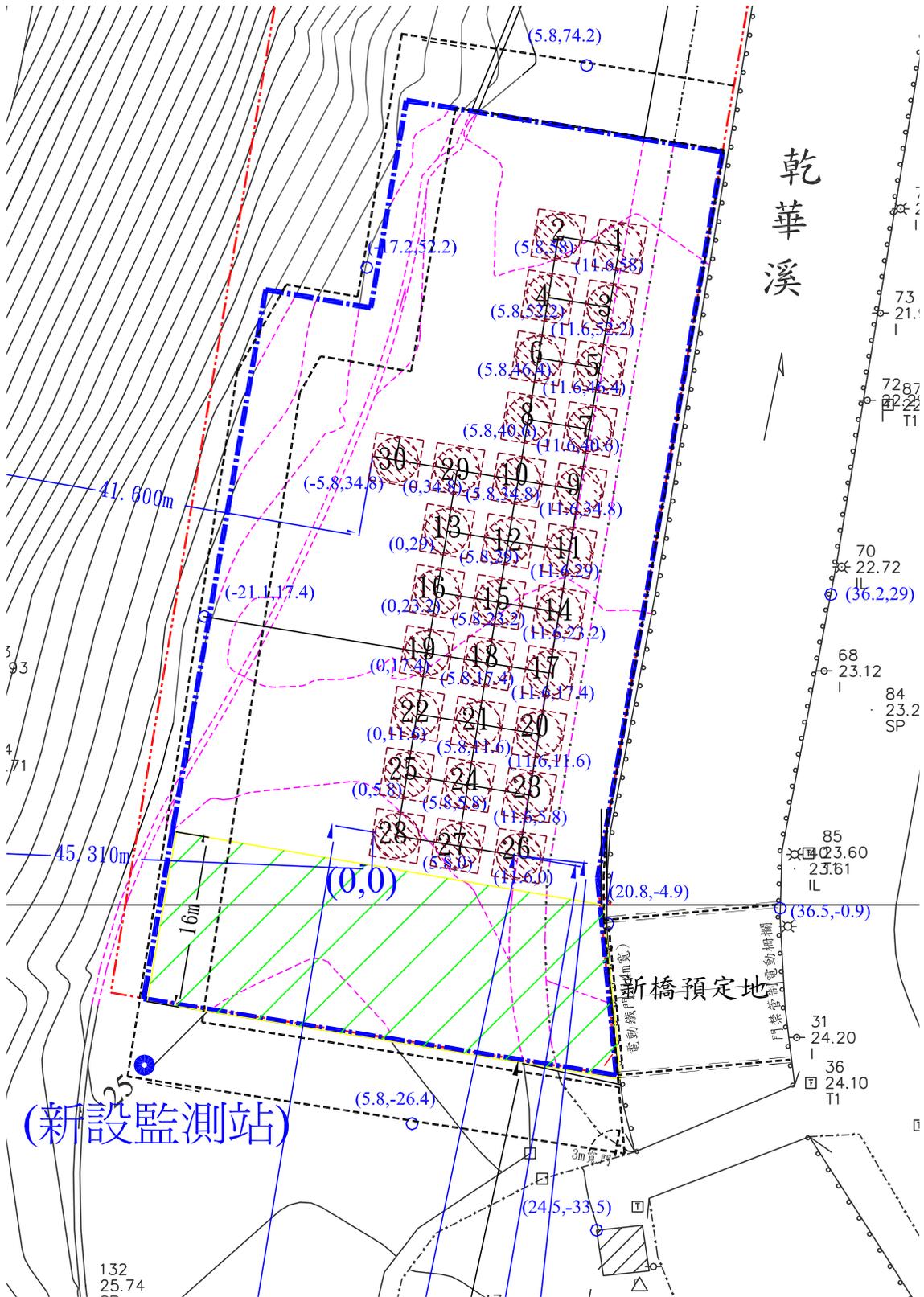


圖 6.4.7-1 核一廠貯存場 30 組混凝土護箱佈置圖

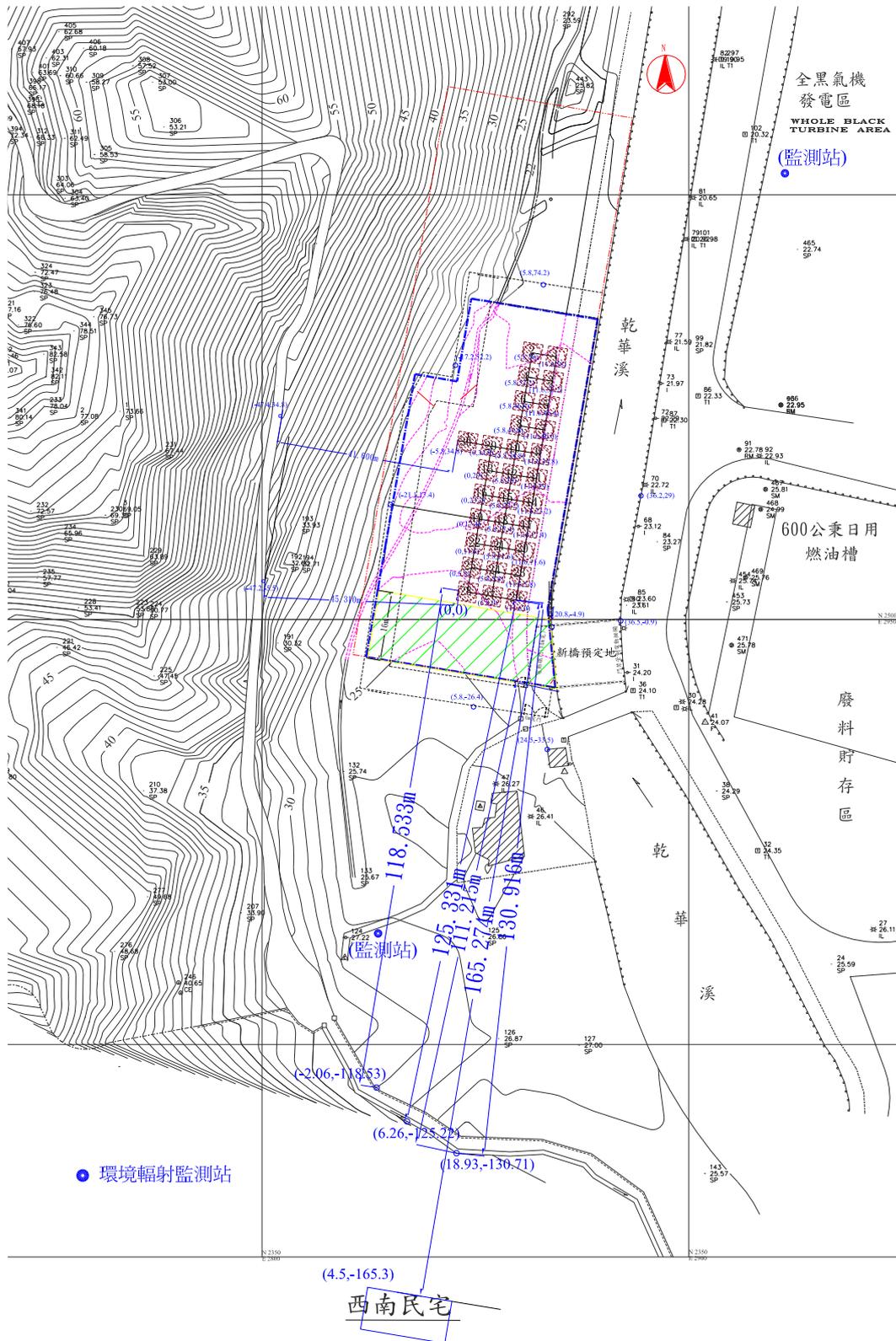


圖 6.4.7-2 核一廠貯存場與西南民家相對位置圖

表 6.4.7-1 14 kW/護箱條件下 30 個外加屏蔽後之混凝土護箱對廠界的年劑量

護箱 編號	護箱側面造成之 廠界劑量率		護箱頂部造成之 廠界劑量率		護箱造成之 廠界劑量率	
	(mSv/y)	相對誤差 (%)	(mSv/y)	相對誤差 (%)	(mSv/y)	相對誤差 (%)
1	3.27×10^{-4}	2.21	2.10×10^{-4}	5.93	5.37×10^{-4}	2.68
2	3.58×10^{-4}	2.43	2.11×10^{-4}	5.72	5.69×10^{-4}	2.62
3	3.34×10^{-4}	2.35	2.27×10^{-4}	3.85	5.61×10^{-4}	2.09
4	3.48×10^{-4}	2.56	2.28×10^{-4}	3.86	5.76×10^{-4}	2.17
5	3.78×10^{-4}	2.27	2.47×10^{-4}	3.50	6.25×10^{-4}	1.95
6	3.06×10^{-4}	2.12	2.49×10^{-4}	3.46	5.54×10^{-4}	1.94
7	4.09×10^{-4}	3.81	2.71×10^{-4}	4.39	6.80×10^{-4}	2.88
8	3.07×10^{-4}	2.25	2.73×10^{-4}	4.54	5.79×10^{-4}	2.45
9	4.26×10^{-4}	2.70	2.93×10^{-4}	3.14	7.19×10^{-4}	2.05
10	2.94×10^{-4}	2.08	2.94×10^{-4}	3.06	5.89×10^{-4}	1.85
11	4.57×10^{-4}	2.56	3.16×10^{-4}	3.05	7.73×10^{-4}	1.96
12	2.74×10^{-4}	2.98	3.18×10^{-4}	2.97	5.92×10^{-4}	2.11
13	5.82×10^{-4}	3.15	3.19×10^{-4}	2.93	9.01×10^{-4}	2.28
14	5.38×10^{-4}	3.44	3.51×10^{-4}	2.56	8.88×10^{-4}	2.31
15	3.64×10^{-4}	2.17	3.53×10^{-4}	2.59	7.17×10^{-4}	1.69
16	6.29×10^{-4}	2.95	3.55×10^{-4}	2.61	9.84×10^{-4}	2.11
17	6.01×10^{-4}	2.11	3.90×10^{-4}	2.69	9.91×10^{-4}	1.66
18	3.82×10^{-4}	2.49	3.93×10^{-4}	2.64	7.76×10^{-4}	1.81
19	7.02×10^{-4}	3.87	3.95×10^{-4}	2.61	1.10×10^{-3}	2.65
20	7.19×10^{-4}	2.56	4.34×10^{-4}	2.72	1.15×10^{-3}	1.89
21	4.40×10^{-4}	1.76	4.38×10^{-4}	2.79	8.78×10^{-4}	1.65
22	8.00×10^{-4}	3.18	4.40×10^{-4}	2.83	1.24×10^{-3}	2.28
23	9.93×10^{-4}	2.35	4.88×10^{-4}	2.52	1.48×10^{-3}	1.78
24	7.22×10^{-4}	3.37	4.93×10^{-4}	2.49	1.21×10^{-3}	2.24
25	1.02×10^{-3}	3.00	4.95×10^{-4}	2.48	1.52×10^{-3}	2.18
26	6.91×10^{-3}	2.46	5.49×10^{-4}	2.86	7.46×10^{-3}	2.29
27	7.05×10^{-3}	2.43	5.55×10^{-4}	2.96	7.61×10^{-3}	2.27
28	7.09×10^{-3}	2.25	5.57×10^{-4}	3.01	7.65×10^{-3}	2.10
29	4.67×10^{-4}	2.08	2.95×10^{-4}	3.03	7.62×10^{-4}	1.73
30	3.42×10^{-3}	2.41	2.95×10^{-4}	3.03	3.72×10^{-3}	2.24
總計	3.77×10^{-2}	0.83	1.07×10^{-2}	0.57	4.84×10^{-2}	0.66

表 6.4.7-2 裝載 14 kW/護箱熱負載條件燃料但未增加外加屏蔽之 INER-HPS 系統混
凝土護箱表面平均劑量率

距離		劑量率 (mSv/h)	相對誤差 (%)
離護箱頂端 1 cm	中子	1.59×10^{-1}	0.51
	光子	3.33×10^{-2}	1.09
	中子+光子	1.92×10^{-1}	0.46
離護箱頂端 1 m	中子	6.73×10^{-2}	0.56
	光子	4.05×10^{-2}	1.00
	中子+光子	1.08×10^{-1}	0.51
離護箱側邊 1 cm	中子	6.28×10^{-3}	0.20
	光子	1.07×10^{-1}	0.35
	中子+光子	1.13×10^{-1}	0.33
離護箱側邊 1 m	中子	2.83×10^{-3}	0.20
	光子	5.61×10^{-2}	0.34
	中子+光子	5.89×10^{-2}	0.32

表 6.4.7-3 裝載 14 kW/護箱熱負載條件燃料並增加外加屏蔽後之 INER-HPS 系統混
凝土護箱表面平均劑量率

距離		劑量率 (mSv/h)	相對誤差 (%)
離護箱頂端 1 cm	中子	2.51×10^{-3}	1.48
	光子	4.07×10^{-3}	1.07
	中子+光子	6.58×10^{-3}	0.87
離護箱頂端 1 m	中子	9.69×10^{-4}	1.63
	光子	1.92×10^{-3}	0.92
	中子+光子	2.89×10^{-3}	0.82
離護箱側邊 1 cm	中子	2.06×10^{-4}	0.95
	光子	2.24×10^{-3}	0.19
	中子+光子	2.45×10^{-3}	0.19
離護箱側邊 1 m	中子	1.05×10^{-4}	0.94
	光子	1.28×10^{-3}	0.19
	中子+光子	1.39×10^{-3}	0.19

表 6.4.7-4 14 kW/護箱之 INER-HPS 系統傳送護箱表面最大劑量率

		傳送護箱表面 (mSv/h 含相對誤差)					
狀態 ¹	射源	側面		頂端		底部	
正常有水 (MCNP)	中子	<0.001	11%	<0.001	4.8%	<0.001	3.3%
	光子	5.430	<1%	13.700	<1%	13.300	<1%
	全部	5.430	<1%	13.700	<1%	13.300	<1%
正常無水 (MCNP)	中子	0.043	3.0%	0.090	1.9%	0.384	1.1%
	光子	6.907	<1%	3.080	2.2%	18.417	<1%
	全部	6.950	<1%	3.170	2.1%	18.800	<1%
離傳送護箱表面 1 m (mSv/h 含相對誤差)							
狀態 ¹	射源	側面		頂端		底部	
正常有水 (MCNP)	中子	0.006	<1%	<0.001	8.4%	<0.001	3.6%
	光子	0.828	<1%	2.880	1.6%	6.320	<1%
	全部	0.834	<1%	2.880	1.6%	6.320	<1%
正常無水 (MCNP)	中子	0.134	<1%	0.061	1.2%	0.104	2.3%
	光子	1.316	<1%	1.529	2.4%	8.746	<1%
	全部	1.450	<1%	1.590	2.3%	8.850	<1%
離傳送護箱表面 2 m (mSv/h 含相對誤差)							
狀態 ¹	射源	側面		頂端		底部	
正常有水 (MCNP)	中子	0.007	<1%	<0.001	4.9%	<0.001	3.6%
	光子	0.361	<1%	1.320	1.9%	2.700	<1%
	全部	0.368	<1%	1.320	1.9%	2.700	<1%
正常無水 (MCNP)	中子	0.129	<1%	0.032	1.4%	0.041	2.5%
	光子	0.619	<1%	0.772	2.9%	3.729	<1%
	全部	0.748	<1%	0.804	2.7%	3.770	<1%
離傳送護箱表面 3 m (mSv/h 含相對誤差)							
狀態 ¹	射源	側面		頂端		底部	
正常有水 (MCNP)	中子	0.006	<1%	<0.001	8.7%	<0.001	3.7%
	光子	0.215	<1%	0.832	2.2%	1.410	<1%
	全部	0.221	<1%	0.832	2.2%	1.410	<1%
正常無水 (MCNP)	中子	0.126	<1%	0.017	1.4%	0.021	2.6%
	光子	0.365	<1%	0.512	3.1%	1.959	<1%
	全部	0.491	<1%	0.529	3.0%	1.980	<1%
離傳送護箱表面 4 m (mSv/h 含相對誤差)							
狀態 ¹	射源	側面		頂端		底部	
正常有水 (MCNP)	中子	0.005	<1%	<0.001	3.1%	<0.001	3.8%
	光子	0.146	<1%	0.549	2.2%	0.853	<1%
	全部	0.151	<1%	0.549	2.2%	0.853	<1%
正常無水 (MCNP)	中子	0.088	<1%	0.011	1.8%	0.012	2.7%
	光子	0.259	<1%	0.339	3.6%	1.178	<1%
	全部	0.347	<1%	0.350	3.5%	1.190	<1%

¹ 正常無水狀態 - 密封鋼筒內不含水，頂端包含結構上蓋 (3 in) 及屏蔽上蓋 (7 in)，且屏蔽上蓋的開孔有用孔蓋蓋住。正常有水狀態 - 密封鋼筒內含水，頂端包含屏蔽上蓋 (7 in) 及銲接(臨時)屏蔽 (5 in)，但屏蔽上蓋的開孔並未用孔蓋蓋住。正常有水狀態下傳送護箱頂端表面最大劑量率大於正常無水狀態下傳送護箱頂端表面最大劑量率的原因為；銲接(臨時)屏蔽並未完全覆蓋屏蔽上蓋，沒有銲接屏蔽覆蓋的地方，由於屏蔽減少，因此，在此位置會造成最大劑量率。

表 6.4.7-5 14 kW/護箱之 INER-HPS 系統傳送護箱表面平均劑量率

		傳送護箱表面 (mSv/h 含相對誤差)					
狀態 ¹	射源	側面		頂端		底部	
正常 有水 (MCNP)	中子	0.057	<1%	<0.001	2.6%	<0.001	1.4%
	光子	1.230	<1%	3.630	<1%	6.266	<1%
	全部	1.287	<1%	3.630	<1%	6.266	<1%
正常 無水 (MCNP)	中子	0.876	<1%	0.192	<1%	0.211	<1%
	光子	2.364	<1%	1.862	<1%	8.759	<1%
	全部	3.240	<1%	2.054	<1%	8.970	<1%
離傳送護箱表面 1 m (mSv/h 含相對誤差)							
狀態 ¹	射源	側面		頂端		底部	
正常 有水 (MCNP)	中子	0.016	<1%	<0.001	<1%	<0.001	<1%
	光子	0.366	<1%	0.945	<1%	1.456	<1%
	全部	0.382	<1%	0.945	<1%	1.456	<1%
正常 無水 (MCNP)	中子	0.241	<1%	0.041	<1%	0.049	<1%
	光子	0.686	<1%	0.462	<1%	2.057	<1%
	全部	0.927	<1%	0.503	<1%	2.106	<1%
離傳送護箱表面 2 m (mSv/h 含相對誤差)							
狀態 ¹	射源	側面		頂端		底部	
正常 有水 (MCNP)	中子	0.008	<1%	<0.001	<1%	<0.001	<1%
	光子	0.181	<1%	0.427	<1%	0.628	<1%
	全部	0.189	<1%	0.427	<1%	0.628	<1%
正常 無水 (MCNP)	中子	0.121	<1%	0.021	<1%	0.026	<1%
	光子	0.329	<1%	0.208	<1%	0.889	<1%
	全部	0.450	<1%	0.229	<1%	0.915	<1%
離傳送護箱表面 3 m (mSv/h 含相對誤差)							
狀態 ¹	射源	側面		頂端		底部	
正常 有水 (MCNP)	中子	0.005	<1%	<0.001	<1%	<0.001	<1%
	光子	0.108	<1%	0.242	<1%	0.347	<1%
	全部	0.113	<1%	0.242	<1%	0.347	<1%
正常 無水 (MCNP)	中子	0.072	<1%	0.014	<1%	0.017	<1%
	光子	0.195	<1%	0.119	<1%	0.491	<1%
	全部	0.267	<1%	0.133	<1%	0.508	<1%
離傳送護箱表面 4 m (mSv/h 含相對誤差)							
狀態 ¹	射源	側面		頂端		底部	
正常 有水 (MCNP)	中子	0.003	<1%	<0.001	<1%	<0.001	<1%
	光子	0.082	<1%	0.156	<1%	0.220	<1%
	全部	0.085	<1%	0.156	<1%	0.220	<1%
正常 無水 (MCNP)	中子	0.048	<1%	0.010	<1%	0.012	<1%
	光子	0.129	<1%	0.077	<1%	0.310	<1%
	全部	0.177	<1%	0.087	<1%	0.322	<1%

¹ 正常無水狀態 - 密封鋼筒內不含水，頂端包含結構上蓋 (3 in) 及屏蔽上蓋 (7 in)，且屏蔽上蓋的開孔有用孔蓋蓋住。正常有水狀態 - 密封鋼筒內含水，頂端包含屏蔽上蓋 (7 in) 及銲接 (臨時) 屏蔽 (5 in)，但屏蔽上蓋的開孔並未用孔蓋蓋住。

(八) 工作人員劑量

本報告第五章第一節已簡要的敘述乾式貯存全程作業之程序。本節將評估工作人員在反應器廠房內裝載、封銲、傳送，以及廠內運送與貯存場置放、貯存等階段所接受之集體劑量。分析之假設前提係參照 NAC 經驗提供的人員數目與工時進行評估，再按實際乾貯運貯作業調整。試運轉工作人員輻射劑量結果，已於申請運轉執照時詳細記載於試運轉報告。

1. 裝載、密封、傳送與運送階段之劑量

劑量評估與射源、工作人員位置、工時及臨時屏蔽有關，本計畫之裝載、封銲及測試之主要作業都在傳送護箱頂部執行，人員劑量主要來自傳送護箱頂部之輻射。為方便計算，將分為共 8 個工作項目進行估算，包括有(1)裝載用過核子燃料束；(2)除污；(3)封銲屏蔽上蓋；(4)洩水、乾燥與回填；(5)封銲與檢查孔蓋；(6)封銲結構上蓋；(7)密封鋼筒傳送至混凝土護箱，以及(8)運送至貯存場。

考慮傳送護箱在操作程序中，有注水、洩水、抽真空及灌氬氣等過程，在這些不同的作業階段，內部裝載用過核子燃料束/密封鋼筒之傳送護箱，其內部有無水的時候，也有充水的時候，其頂部也有不同的結構(如屏蔽上蓋、結構上蓋、臨時屏蔽、孔蓋)設置，為了反應傳送護箱內部這些不同的組合情形，遂將傳送護箱分類為 Wnc、Wcv 及 Stl 等三種模式，針對其造成外部空間各偵測點之劑量率加以計算。表 6.4.8-1 為三種模式之不同組合狀態，其中 Wnc 屬傳送護箱內部有水，其水位大致在燃料束充氣區和上端板區交界處；反應的是裝載用過核子燃料束完成後，傳送護箱吊起，以及開始進行屏蔽上蓋銲接前之傳送護箱外表面除污與輻射偵測等作業；Wnc 為密封鋼筒頂部有屏蔽上蓋及銲接屏蔽，屏蔽上蓋開孔沒有用孔蓋蓋住，反應的是屏蔽上蓋封銲、銲道檢驗等工作。Wcv 及 Stl 則為傳送護箱內部無水狀況，Wcv 又為密封鋼筒頂部有屏蔽上蓋及臨時屏蔽，且屏蔽上蓋開孔有用孔蓋蓋住；反應的是進行洩水、乾燥、抽真空等工作。而 Stl 為密封鋼筒頂部有屏蔽上蓋及結構上蓋，且屏蔽上蓋開孔有用孔蓋蓋住；反應的是進行結構上蓋封銲、銲道檢驗等工作。

整個傳送護箱之劑量評估，利用這三種模式，分析傳送護箱的底部、側邊和頂部的表面、離表面 1 m 處，以及離表面 4 m 處的各偵測點劑量率，再考量各項作業之參與人數及工時，如表 6.4.8-2，估算各項作業之人員劑量，彙整三種傳送護箱模式之空間輻射劑量率分佈[33]。

本節將逐項分析前述 8 項作業之劑量評估方式。各項作業之傳送護箱模式與工作人員位置之組合，如表 6.4.8-3，至於詳細計算與偵測點等資料，如表 6.4.8-4 至 6.4.8-11。在執行這 8 項作業時，全程需有本公司勞工安全衛生及品保代表等兩員，以及外包廠商領班、工安(輻防人員)及品保等三人，全程協同執行所負工作。惟基於合理抑低的原則，全程協同工作的領班、工安、品保等人員，應位於低輻射的位置；參照作業場所的歷史輻射偵測資料，安裝與吊運階段，其所在位置(反應器廠房五樓周邊地區)之劑量率，採用保守的 0.007 mSv/h，以執行協同作業人員之劑量評估。至於位於貯存場及反應器廠房一樓之混凝土護箱作業期間，則採用 0.005 mSv/h 執行協同作業人員之劑量評估。

(1)裝填燃料作業

此一期間，裝載用過核子燃料束的密封鋼筒充滿池水，輻射劑量率採用 Wnc 模式。

A.進行裝填燃料、安裝屏蔽上蓋、安裝洩放管路時，需要運轉主管、吊車操作員、吊車指揮，以及機械工各一人在燃料池區上方 2 m 處的吊車上工作。此時這工作人員接受的輻射劑量率 0.04 mSv/h(表 6.4.8-3 偵測點 1)；每組護箱燃料裝載工作時間共 10.3 h，工時分析如表 6.4.8-2，人員接受的集體劑量為 1.65 mSv。其評估方式為： $4 \text{ man} \times 10.3 \text{ h} \times 0.04 \text{ mSv/h} = 1.65 \text{ man-mSv}$ 。

B.當裝載用過核子燃料束的傳送護箱移出燃料池時，需要吊車操作員、吊車指揮、去污工及輻射防護員各一人，工時分析如表 6.4.8-2，人員接受的集體劑量為 0.22 mSv。其中輻射防護員所接受的劑量為： $1 \text{ man} \times 0.1 \text{ h} \times 0.382 \text{ mSv/h} = 0.04 \text{ man-mSv}$ 。吊車操作員、吊車指揮接受的劑量為： $2 \text{ man} \times 0.2 \text{ h} \times 0.128 \text{ mSv/h} =$

0.05 man-mSv。去污工所接受的劑量為： $1 \text{ man} \times 0.5 \text{ h} \times 0.256 \text{ mSv/h} = 0.13 \text{ man-mSv}$ 。此一期間，輻射防護員執行輻射偵測時位在傳送護箱旁 1 m 處，採用表 6.4.8-3 偵測點 2 的劑量率 0.382 mSv/h 評估其劑量。吊車操作員、吊車指揮位在傳送護箱頂端 2 m 遠處，劑量率採用表 6.4.8-3 偵測點 3 的 0.128 mSv/h。至於去污工因位在傳送護箱頂端 1 m 處，劑量率採用表 6.4.8-3 偵測點 4 的 0.256 mSv/h。

C. 此一階段，協同工作的領班、工安、品保等人員，其所在位置之劑量率採用 0.007 mSv/h。接受的集體劑量為： $5 \text{ man} \times 11.1 \text{ h} \times 0.007 \text{ mSv/h} = 0.39 \text{ man-mSv}$ 。

D. 彙整劑量分析資料，如表 6.4.8-4。

(2) 去污作業

A. 去污站的位置，位在燃料池與反應器廠房五樓電梯中間。此一階段，需要去污工及輻射防護員各一人，在傳送護箱頂端平台或傳送護箱四周 1 m 處工作。此時，裝載用過核子燃料的密封鋼筒仍充滿池水，採用 Wnc 模式計算人員劑量。去污工執行傳送護箱側面去污工作時，採用表 6.4.8-3 偵測點 2 的劑量率 0.382 mSv/h 評估其劑量；執行傳送護箱頂部去污工作時，則採用偵測點 6 的劑量率 2.39 mSv/h 評估其劑量。至於輻射防護員，因係於傳送護箱上方執行污染偵測與取樣，也採用偵測點 6 的劑量率評估其劑量。

B. 此一階段，協同工作的領班、工安、品保等人員，位於低輻射的位置，其所在位置之劑量率採用表 6.4.8-3 偵測點 5 的 0.007 mSv/h。其所接受的集體劑量為： $5 \text{ man} \times 2.56 \text{ h} \times 0.007 \text{ mSv/h} = 0.09 \text{ man-mSv}$ 。

C. 彙整去污階段之劑量分析資料，如表 6.4.8-5。

(3) 屏蔽上蓋自動封鐸與檢查作業

A. 屏蔽上蓋封鐸作業可區分為預備作業、封鐸與檢查等三階段。共計需吊車操作員、吊車指揮、機械工、鐸工主管、輻射防護員與

非破壞檢測員各一人及鉸工兩人，在傳送護箱頂端 1 m 處平台工作。此時，裝載用過核子燃料的密封鋼筒仍充滿池水，屬 Wnc 模式，並採用表 6.4.8-3 偵測點 7 的劑量率 2.39 mSv/h，評估其人員劑量。

B. 此一階段，因採用自動鉸接設備，鉸接時工作人員可在低輻射區遙控操作。因此工作人員可避免接受輻射曝露。人員在現場接受曝露的時間共計 2.97 h。此一階段，協同工作的領班、工安、品保等人員，其所在位置之劑量率採用表 6.4.8-3 偵測點 5 的 0.007 mSv/h。其所接受的集體劑量為：

$$5 \text{ man} \times 2.97 \text{ h} \times 0.007 \text{ mSv/h} = 0.10 \text{ man-mSv}。$$

C. 彙整屏蔽上蓋自動封鉸與檢查階段之劑量分析資料，如表 6.4.8-6。

(4) 洩放、乾燥與回填作業

A. 洩放、乾燥與回填作業可區分為前後等兩階段；前階段其作業為壓力測試與洩放的準備，後階段作業為偵測傳送護箱於洩水後其表面劑量率的變化。此作業共計需要機械工及輻射防護員各一人，在傳送護箱頂端 1 m 處工作。於壓力測試與洩放的準備作業時，裝載用過核子燃料的密封鋼筒仍充滿池水，採 Wnc 模式，並以表 6.4.8-3 偵測點 7 的劑量率 2.39 mSv/h 評估其劑量。於後期作業時，裝載用過核子燃料的密封鋼筒已不含水，採 Wcv 模式，並採用測點 8 的劑量率 0.889 mSv/h 評估其劑量。機械工及輻射防護員從事此一作業所接受的集體劑量為： $4.78 \text{ man-mSv} + 0.19 \text{ man-mSv} + 0.07 \text{ man-mSv} + 0.04 \text{ man-mSv} = 5.08 \text{ man-mSv}$

B. 此一階段，人員在現場接受曝露的時間共計 2.21 h。此一階段，協同工作的領班、工安、品保等人員，其所在位置之劑量率採用表 6.4.8-3 偵測點 5 的 0.007 mSv/h；其所接受的集體劑量為： $5 \text{ man} \times 2.21 \text{ h} \times 0.007 \text{ mSv/h} = 0.08 \text{ man-mSv}。$

C. 彙整洩放、乾燥與回填作業階段之劑量分析資料，如表 6.4.8-7。

(5) 封鐸通氣口孔蓋

- A. 本項作業的位置，位在傳送護箱頂端的平台。此一階段，需要吊車操作員、吊車指揮、機械工、鐸工主管、輻射防護員與非破壞檢測員各一人及鐸工兩人，在傳送護箱頂端平台工作。此時，裝載用過核子燃料的密封鋼筒已洩水，採 Wcv 模式。並以表 6.4.8-3 偵測點 8 的劑量率 0.889 mSv/h 評估所有工作人員之劑量。
- B. 此一階段，協同工作的領班、工安、品保等人員，位於低輻射的位置，所在位置之劑量率採用表 6.4.8-3 偵測點 5 的 0.007 mSv/h。其所接受的集體劑量為： $5 \text{ man} \times 1.95 \text{ h} \times 0.007 \text{ mSv/h} = 0.07 \text{ man-mSv}$ 。
- C. 彙整封鐸洩放口孔蓋作業階段之劑量分析資料，如表 6.4.8-8。

(6) 封鐸結構上蓋作業

- A. 結構上蓋封鐸作業可區分為預備作業、封鐸與檢查等三階段。共計需要吊車操作員、吊車指揮、機械工、鐸工主管、輻射防護員與非破壞檢測員各一人及鐸工兩人。此時，裝載用過核子燃料的密封鋼筒已不含水，採 Stl 模式，並分別以表 6.4.8-3 偵測點 9 或偵測點 5 的劑量率評估其劑量。這兩種情節為工作人員站立於傳送護箱頂端的平台，與傳送護箱頂端保持 1 或 4 m 之距離，劑量率則分別為：0.557 或 0.007 mSv/h。
- B. 此一階段，因採用自動鐸接設備，鐸接時工作人員可在低輻射區遙控操作。因此鐸接期間工作人員可避免接受過多輻射曝露。人員在現場的時間共計 7.32 h。此一階段，協同工作的領班、工安、品保等人員，所在位置之劑量率採用表 6.4.8-3 偵測點 5 的 0.007 mSv/h。其所接受的集體劑量為： $5 \text{ man} \times 2.18 \text{ h} \times 0.007 \text{ mSv/h} = 0.08 \text{ man-mSv}$ 。
- C. 彙整結構上蓋自動封鐸與檢查階段之劑量分析資料，如表 6.4.8-9。

(7) 將密封鋼筒降至混凝土護箱

- A. 本節上述的作業，都是在反應器廠房五樓執行。本項作業，係將傳送護箱自反應器廠房五樓，經由天井吊送至反應器廠房一樓的混凝土護箱上。其中影響人員劑量之作業程序，包括安裝吊卸裝置、吊卸傳送護箱、傳送護箱置混凝土護箱上、對正、移除傳送護箱吊軌、安裝密封鋼筒索具、提起密封鋼筒、開啟傳送護箱底部屏蔽門、在反應器廠房五樓用吊車慢速降下密封鋼筒並傳送入混凝土護箱、拆除密封鋼筒吊索、分離傳送護箱與混凝土護箱、移除銜接器、安裝屏蔽塞與混凝土護箱蓋板、安裝密封圈及輻射偵測等項。
- B. 此時，裝載用過核子燃料的密封鋼筒已不含水，採 Stl 模式，並以表 6.4.8-3 偵測點 10、11 或 12 的劑量率評估其劑量。前者為工作人員位於傳送護箱頂端處，與傳送護箱頂端保持 1 m 之距離，劑量率為: 0.503 mSv/h。後二點為工作人員站立於傳送護箱側邊 1 m 或 4 m 距離，劑量率分別為: 0.927 或 0.177mSv/h。此一階段，雖然工作項目繁多，但因人員處輻射劑量率僅介於 0.177~0.927 mSv/h，此一作業工作人員集體劑量約為 2.30 man-mSv。
- C. 此一階段，協同工作的領班、工安、品保等人員，其所在位置(一樓)之劑量率採用表 6.4.8-3 偵測點 13 的 0.005 mSv/h。其所接受的集體劑量為: $5 \text{ man} \times 2.8 \text{ h} \times 0.005 \text{ mSv/h} = 0.07 \text{ man-mSv}$ 。
- D. 各分項作業之劑量分析，詳如表 6.4.8-10。

(8) 運送貯存護箱至貯存場並安裝溫度監測系統

- A. 此運送作業期間，劑量來自混凝土護箱內的用過核子燃料，工作人員計駕駛、輻射防護員、電工各一人、機械工兩人及警衛五人。
- B. 保守的假設工作人員與混凝土護箱保持 2 m 之距離。此一階段，因人員處輻射劑量率(駕駛、輻射防護員及機械工處為 0.195 mSv/h → 表 6.4.8-3 偵測點 16、電工處則為 0.005 mSv/h → 表 6.4.8-3 偵測點 14)甚低，活動空間寬敞且工作時間短暫，此一作業之集體劑量

為 1.21 man-mSv。其估算方式為： $1.17 \text{ man-mSv} + 0.04 \text{ man-mSv} = 1.21 \text{ man-mSv}$ 。

C.此一階段，協同作業的領班、工安、品保及沿線交通管制警衛五人等共十人，保守的假設領班、工安、品保等人員處劑量率為 0.005 mSv/h(表 6.4.8-3 偵測點 13)；工時計 4.98 h。其所接受的集體劑量為： $5 \text{ man} \times 4.98 \text{ h} \times 0.005 \text{ mSv/h} = 0.13 \text{ man-mSv}$ 。警衛等五人之劑量率則為 0.02 mSv/h(表 6.4.8-3 偵測點 15)；曝露時間計 0.2 h；所接受的集體劑量為： $5 \text{ man} \times 0.2 \text{ h} \times 0.02 \text{ mSv/h} = 0.02 \text{ man-mSv}$ 。

D.各分項作業之劑量分析，詳如表 6.4.8-11。

綜合上述估算結果，彙整傳送護箱各項作業與劑量評估結果，如表 6.4.8-12。每執行一次傳送護箱之裝載、封銲、傳送與混凝土護箱之運送作業，工作人員之集體劑量約為 25.12 man-mSv。[34]

至於現場工作人員輻射劑量管制，以洩放、乾燥與回填密封鋼筒作業之壓力測試人員所接受的 4.78 man-mSv/cask，以及銲接屏蔽上蓋之非破壞測試人員所接受的 3.20 man-mSv/cask 為例，所有輻射工作人員將依據人員劑量紀錄及輻射工作許可(RWP)之規定執行輻射管制，以符合游離輻射防護安全標準第六條規定的輻射工作人員職業曝露之劑量限度(每連續五年週期之有效劑量不得超過 100 mSv、且任何單一年內之有效劑量不得超過 50 mSv)。

2. 例行運轉階段之年劑量[35]

貯存場存放 30 個混凝土護箱，內含用過核子燃料。例行運轉階段之主要工作為檢查、監測與維修；為評估 INER-HPS 系統作業之工作人員劑量，以 MCNP 程式計算 14 kW/護箱熱負載條件下，INER-HPS 混凝土護箱之通風口表面劑量，詳如「核一廠用過核子燃料混凝土護箱通風口表面劑量計算(14 kW/護箱)」計算書[32]；摘錄其計算結果如圖 6.4.8-1，此結果用在混凝土護箱在貯存場貯存期間，代表工作人員執行各項作業之劑量空間劑量分佈。

為評估工作人員在執行各項作業時工作位置之劑量率，得採用混凝土護箱進氣口 1 m 高度劑量率之 4 倍數值代表工作位置之劑量率[36]。但依保守之估計，當工作人員在乾式貯存場東側執行例行作業時，可能接受 11 個混凝土護箱進氣口之輻射曝露，遂改採混凝土護箱進氣口 1 m 高度劑量率之 11 倍數值代表工作位置之劑量率。彙整各工作位置之劑量率如表 6.4.8-13。

表 6.4.8-14 評估各種具代表性檢查與監測工作之組合；其中季輻射偵測係度量各護箱之表面劑量率並修訂輻射標示；年度檢查係檢查貯存護箱之外表；至於維修保養，係指維修溫度監測裝置及護箱。評估結果，一年之例行運轉期間，工作人員之集體劑量約為 0.175 man-mSv (本節評估之劑量不含處理異常或事故之劑量)。

因此，例行運轉期間，工作人員在正常操作情況下接受之劑量可符合游離輻射防護安全標準第六條規定的輻射工作人員職業曝露之劑量限度(每連續五年週期之有效劑量不得超過 100 mSv，且任何單一年內之有效劑量不得超過 50 mSv)。

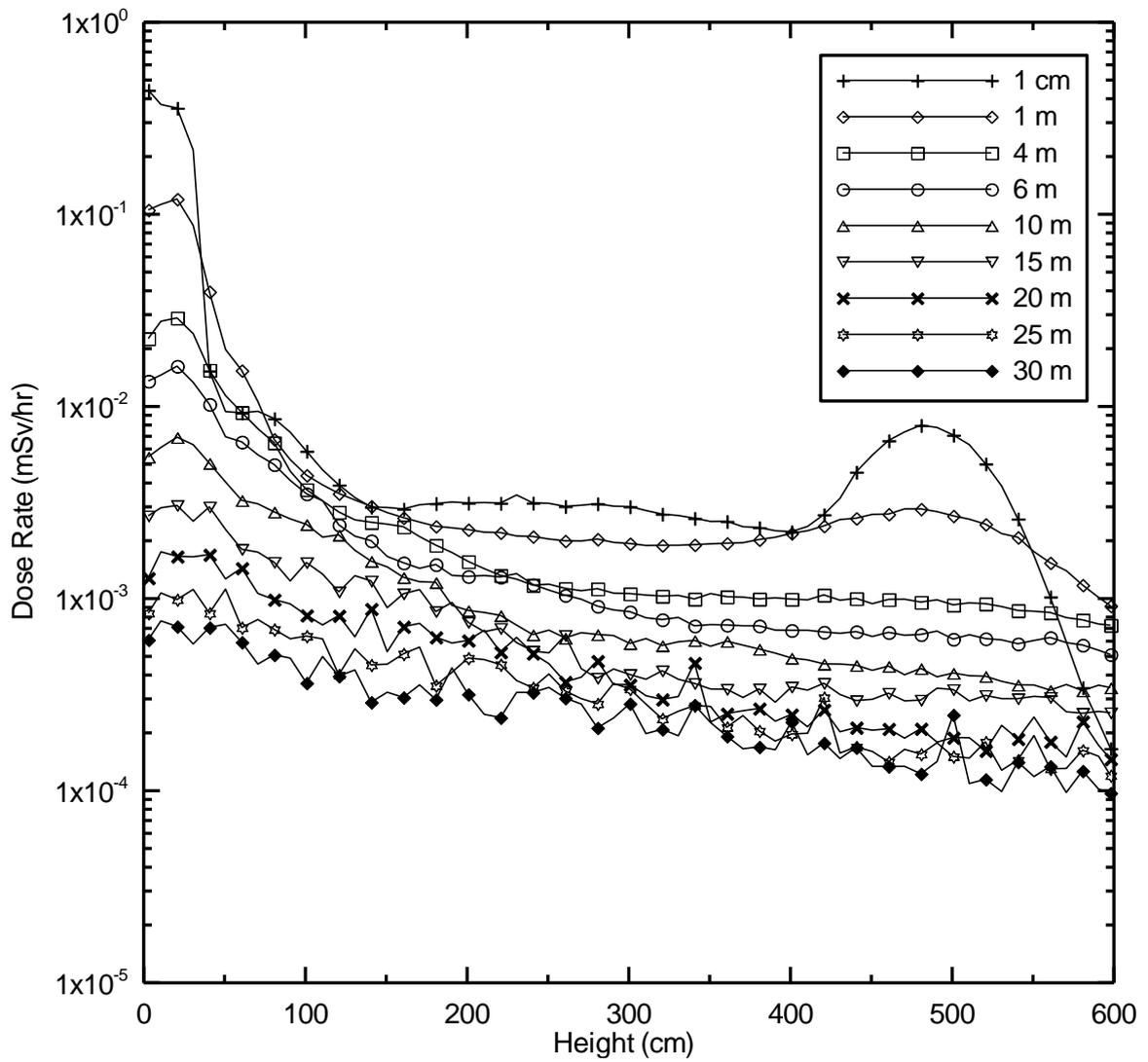


圖 6.4.8-1 貯存護箱外加屏蔽後，空氣入口方向沿貯存護箱高度之劑量率分佈隨距離的變化情形

表 6.4.8-1 傳送護箱的三種評估模式

傳送護箱		密封鋼筒內不含水		密封鋼筒內含水（水面在燃料束氣室和上端板交界處）
頂部結構	代號	Stl	Wcv	Wnc
	屏蔽上蓋	有		有
	屏蔽上蓋開孔是否有用孔蓋蓋住	是		否
	結構上蓋	有	無	無
	銲接用臨時屏蔽	無	有	有

表 6.4.8-2 各項作業對工作人員之需求與工時分析

	電工	吊車 操作 員	運轉 主管	吊車 指揮	機 械 工	輻射 防護 員	非破 壞檢 測	去污 工	鉚工	鉚工 主管	駕駛	警衛	合計 (人)	工時		
														h	合計 (h)	
裝填燃料																
裝填燃料		1	1	1	1								4	10.3		
輻射偵測						1							1	0.1		
吊起傳送護箱 (TFR)		1		1									2	0.2		
傳送護箱高壓沖水								1					1	0.5	11.1	
除污																
污染偵測						1							1	0.15		
除污傳送護箱側面								1					1	2		
除污 TFR 屏蔽上蓋 與頂部								1					1	0.33		
污染偵測						1							1	0.08	2.56	

	電工	吊車 操作 員	運轉 主管	吊車 指揮	機 械 工	輻射 防護 員	非破 壞檢 測	去污 工	銲工	銲工 主管	駕駛	警衛	合計 (人)	工時		
														h	合計 (h)	
銲接屏蔽上蓋																
準備銲接屏蔽上蓋																
連接洩放系統					1								1	0.5		
清除 TFR 頂部積水					1								1	0.5		
輻射偵測						1							1	0.08		
移除洩放系統					1								1	0.05		
安置自動銲接機		1			1				1				3	0.17		
銲接屏蔽上蓋									1				1	0.33		
非破壞測試(NDE)							1						1	1.34	2.97	
洩放、乾燥與回填																
壓力測試					1								1	2		
連接系統					1								1	0.08		
輻射偵測						1							1	0.08		
移除系統/安裝孔蓋					1								1	0.05	2.21	

	電工	吊車 操作 員	運轉 主管	吊車 指揮	機械 工	輻射 防護 員	非破 壞檢 測	去污 工	鉚工	鉚工 主管	駕駛	警衛	合計 (人)	工時		
														h	合計 (h)	
鉚接通氣口孔蓋																
鉚接通氣口孔蓋									2	1			3	0.17		
非破壞測試							1						1	0.4		
連接抽氣系統					1								1	0.08		
氮氣洩漏測試					1								1	0.2		
移除洩放口連接物					1								1	0.1		
安裝洩放口孔蓋									2	1			3	0.15		
鉚接洩放口									2	1			3	0.17		
非破壞測試							1						1	0.4		
移除自動鉚接機		1	1						1				3	0.2		
輻射偵測						1							1	0.08	1.95	
鉚接結構上蓋																
準備作業																
安裝結構上蓋		1	1										2	0.2		
輻射偵測						1							1	0.08		
安置自動鉚接機		1	1						1				3	0.03		
鉚接結構上蓋									2	1			3	0.33		
非破壞測試							1						1	1.34		
移除自動鉚接機		1	1						1				3	0.2	2.18	

	電工	吊車 操作 員	運轉 主管	吊車 指揮	機械 工	輻射 防護 員	非破 壞檢 測	去污 工	銲工	銲工 主管	駕駛	警衛	合計 (人)	工時		
														h	合計 (h)	
傳送密封鋼筒																
吊卸傳送護箱		1	1		1								3	0.28		
傳送護箱置入 VCC		1	1		1								3	0.08		
對正					1								1	0.08		
移除傳送護箱吊軌					2								2	0.08		
安裝密封鋼筒索具					1								1	0.08		
提起密封鋼筒		1	1		1								3	0.15		
打開傳送護箱屏蔽門					1								1	0.08		
傳送密封鋼筒入 VCC		1	1		1								3	0.5		
輻射偵測						1							1	0.08		
拆除密封鋼筒索具					1								1	0.2		
吊起 TFR		1	1										2	0.25		
輻射偵測						1							1	0.08		
移除銜接器					2								2	0.15		
安裝屏蔽塞					2								2	0.28		
輻射偵測						1							1	0.08		
安裝混凝土護箱上蓋		1	1		2								4	0.28		
輻射偵測						1							1	0.15	2.8	

	電工	吊車 操作 員	運轉 主管	吊車 指揮	機 械 工	輻射 防 護 員	非破 壞 檢 測	去污 工	鋁工	鋁工 主管	駕駛	警衛	合 計 (人)	工 時		
														h	合計 (h)	
混凝土護箱作業																
安裝氣墊					2								2	0.24		
置混凝土護箱至定位					1					1			2	0.15		
安裝千斤頂					2								2	0.08		
移除氣墊					2								2	0.08		
移除千斤頂					2								2	0.08		
輻射偵測						1							1	0.15		
運送					1	1					1		3	2		
安裝溫度監測系統	2				1	1						5	5	0.2		
													4	2	4.98	

表 6.4.8-3 傳送與混凝土護箱各項作業之現場狀況、工作人員位置、評估條件及劑量率

偵測點	說 明	劑量率(mSv/h)
1	(1) 工作人員在反應器廠房五樓燃料池上方之吊車工作； (2) 偵測點取燃料池上方吊車之最高劑量率。	0.04
2	(1) 傳送護箱內部充水，為 Wnc 模式； (2) 偵測點距離傳送護箱(徑向)側表面外 1m 處； (3) 取距離傳送護箱(徑向)側表面外 1m 處劑量率之平均值。	0.382
3	(1) 傳送護箱內部充水，為 Wnc 模式； (2) 偵測點距離傳送護箱頂部 2 m 高、中心線 2.85 m； (3) 取距離傳送護箱頂部 2 m 高、中心線 2.85 m 處之劑量率。	0.128
4	(1) 傳送護箱內部充水，為 Wnc 模式； (2) 偵測點距離傳送護箱頂部 1 m 高、中心線 1.85 m； (3) 取距離傳送護箱頂部 1 m 高、中心線 1.85 m 處之劑量率。	0.256
5	(1) 工作人員在反應器廠房五樓邊緣督導工作； (2) 偵測點取反應器廠房五樓邊緣之平均劑量率。	0.007
6	(1) 除污及輻射偵測作業，為 Wnc 模式； (2) 偵測點距離傳送護箱頂部 1 m 高、中心線 1.15m 處。	2.39
7	(1) 傳送護箱為 Wnc 模式； (2) 工作人員在距離傳送護箱頂部 1m 高、距離中心線 1.15m； (3) 偵測點取距離傳送護箱頂部 1m 高、距離中心線 1.15m 處劑量率。	2.39
8	(1) 傳送護箱為 Wcv 模式； (2) 工作人員在距離傳送護箱頂部 1m 高、距離中心線 1.15m； (3) 偵測點取距離傳送護箱頂部 1m 高、距離中心線 1.15m 處劑量率。	0.899

表 6.4.8-3 傳送與混凝土護箱各項作業之現場狀況、工作人員位置、評估條件及劑量率(續)

偵測點	說 明	劑量率(mSv/h)
9	(1) 傳送護箱為 Stl 模式； (2) 工作人員在距離傳送護箱頂部 1 m 高；距離中心線 1.15 m 處； (3) 偵測點取距離傳送護箱頂部 1 m 高、距離中心線 1.15 m 處劑量率。	0.557
10	(1) 傳送護箱為 Stl 模式； (2) 偵測點位在距離傳送護箱頂部 1 m 高； (3) 取距離傳送護箱頂部 1 m 高之平均劑量率。	0.503
11	(1) 傳送護箱為 Stl 模式； (2) 偵測點位於傳送護箱 (徑向)側表面外 4 m 處； (3) 取距離傳送護箱 (徑向)側表面外 4 m 處之平均劑量率。	0.177
12	(1) 傳送護箱為 Stl 模式； (2) 偵測點位於傳送護箱 (徑向)側表面外 1 m 處； (3) 取距離傳送護箱 (徑向)側表面外 1 m 處之平均劑量率。	0.927
13	(1) 工作人員在反應器廠房一樓之位置，或反應器廠房與貯存場間之道路； (2) 偵測點取反應器廠房五樓之平均空間劑量率。	0.005
14	(1) 偵測點位於混凝土護箱進氣口外 1 m 處； (2) 取距離混凝土護箱進氣口外 1 m 高處之平均劑量率。	0.005
15	混凝土護箱自反應器廠房運送至貯存場間之道路兩側(離 5 m)，警衛位置。	0.02
16	(1) 工作人員在反應器廠房與貯存場間之道路； (2) 偵測點位於混凝土護箱進氣口外 2 m 距離處； (3) 取距離混凝土護箱進氣口外 1 m 高處之平均劑量率及混凝土護箱抬高 61 cm 散射劑量率之和。	0.195
偵測點劑量率之出處： (1) 94 年 6 月 20 日核一廠反應器廠房五樓之劑量偵測紀錄。 (2) 核一廠 ISFSI 傳送護箱表面劑量率計算 (3) 核一廠 ISFSI 混凝土護箱通風口表面劑量率計算		

表 6.4.8-4 工作人員裝填燃料之劑量

裝填燃料	現場狀況		時間 (h)	工作 人員數	劑量率 (mSv/h)	集體劑量 (man-mSv)
	評估條件	偵測點				
裝填燃料	Above Fuel Pool	1	10.3	4	0.04	1.65
輻射偵測	Wnc/TFR Radial/1/Wet ¹	2	0.1	1	0.382	0.04
吊起傳送護箱	Wnc/Shld Lid/2/Wet ²	3	0.2	2	0.128	0.05
傳送護箱高壓沖水	Wnc/Shld Lid/1/Wet	4	0.5	1	0.256	0.13
工安、品保、輻防等協同作業	R/X 5F Space Dose Rate	5	11.1	5	0.007	0.39
小計						2.26

備註:

1. Wnc/TFR Radial/1/Wet: 傳送護箱為 Wnc 模式，有屏蔽上蓋，偵測點在距離傳送護箱側邊 1 m 處，傳送護箱內充水。
2. Wnc/Shld Lid/2/Wet: 傳送護箱為 Wnc 模式，有屏蔽上蓋，偵測點在距離傳送護箱側邊 2 m 處，傳送護箱內充水。

表 6.4.8-5 工作人員在傳送護箱除污區之劑量

移至除污區	現場狀況		時間 (h)	工作 人員數	劑量率 (mSv/h)	集體劑量 (man-mSv)
	評估條件	偵測點				
污染偵測	Wnc/Shld Lid/1/Wet	6	0.15	1	2.39	0.36
除污傳送護箱側面	Wnc/TFR Radial/1/Wet	2	2	1	0.382	0.76
除污傳送護箱屏蔽上蓋與頂部	Wnc/Shld Lid/1/Wet	6	0.33	1	2.39	0.79
污染偵測	Wnc/Shld Lid/1/Wet	6	0.08	1	2.39	0.19
工安、品保、輻防等協同作業	R/X 5F Space Dose Rate	5	2.56	5	0.007	0.09
小計						2.19

表 6.4.8-6 工作人員銲接及檢查屏蔽上蓋之劑量

準備銲接屏蔽上蓋	現場狀況		時間 (h)	工作 人員數	劑量率 (mSv/h)	集體劑量 (man-mSv)
	評估條件	偵測點				
連接洩放及乾燥系統	Wnc/Shld Lid/Tmp/1/Wet1	7	0.5	1	2.39	1.20
清除傳送護箱頂部積水	Wnc/Shld Lid/Tmp/1/Wet	7	0.5	1	2.39	1.20
輻射偵測	Wnc/Shld Lid/Tmp/1/Wet	7	0.08	1	2.39	0.19
移除洩放及乾燥系統	Wnc/Shld Lid/Tmp/1/Wet	7	0.05	1	2.39	0.12
安置自動銲接裝置	Wnc/Shld Lid/Tmp/1/Wet	7	0.17	3	2.39	1.20
銲接屏蔽上蓋	Space Exposure Rate	5	0.33	1	0.007	0.00
非破壞檢測試	Wnc/Shld Lid/Tmp/1/Wet	7	1.34	1	2.39	3.20
工安、品保、輻防等協同作業	R/X 5F Space Dose Rate	5	2.97	5	0.007	0.10
小計						7.21

備註:1.Wnc/Shld Lid/Tmp/1/Wet: 傳送護箱為 Wnc 模式, 有屏蔽上蓋及臨時銲接屏蔽, 偵測點位在距離傳送護箱頂部 1 m 處, 傳送護箱內充水。

表 6.4.8-7 工作人員執行洩放、乾燥與回填密封鋼筒之劑量

密封鋼筒之洩放、乾燥與回填	現場狀況		時間 (h)	工作 人員數	劑量率 (mSv/h)	集體劑量 (man-mSv)
	評估條件	偵測點				
壓力測試	Wnc/Shld Lid/Tmp/1/Wet	7	2	1	2.39	4.78
連接系統	Wnc/Shld Lid/Tmp/1/Wet	7	0.08	1	2.39	0.19
輻射偵測	Wcv/Shld Lid/Tmp/1/Dry ¹	8	0.08	1	0.899	0.07
移除系統/安裝通氣孔蓋	Wcv/Shld Lid/Tmp/1/Dry	8	0.05	1	0.899	0.04
工安、品保、輻防等協同作業	R/X 5F Space Dose Rate	5	2.21	5	0.007	0.08
小計						5.16

備註:1.Wcv/Shld Lid/Tmp/1/Dry：傳送護箱為 Wcv 模式，有屏蔽上蓋及臨時鉚接屏蔽，偵測點在距離傳送護箱頂部 1 m 處，傳送護箱內不含水。

表 6.4.8-8 工作人員執行銲接與檢查通氣口孔蓋之劑量

銲接與檢查上蓋	現場狀況		時間 (h)	工 作 人 員 數	劑量率 (mSv/h)	集體劑量 (man-mSv)
	評估條件	偵測點				
銲接通氣口孔蓋	Wcv/Shld Lid/Tmp/1/Dry	8	0.17	3	0.899	0.46
非破壞測試	Wcv/Shld Lid/Tmp/1/Dry	8	0.4	1	0.899	0.36
連接抽氣系統	Wcv/Shld Lid/Tmp/1/Dry	8	0.08	1	0.899	0.07
氬氣洩漏測試	Wcv/Shld Lid/Tmp/1/Dry	8	0.2	1	0.899	0.18
移除洩放口連接物	Wcv/Shld Lid/Tmp/1/Dry	8	0.1	1	0.899	0.09
安裝洩放口孔蓋	Wcv/Shld Lid/Tmp/1/Dry	8	0.15	3	0.899	0.4
銲接洩放口孔蓋	Wcv/Shld Lid/Tmp/1/Dry	8	0.17	3	0.899	0.46
非破壞測試	Wcv/Shld Lid/Tmp/1/Dry	8	0.4	1	0.899	0.36
移除自動銲接裝置	Wcv/Shld Lid/Tmp/1/Dry	8	0.2	3	0.899	0.54
輻射偵測	Wcv/Shld Lid/Tmp/1/Dry	8	0.08	1	0.899	0.07
工安、品保、輻防等協同作業	R/X 5F Space Dose Rate	5	1.95	5	0.007	0.07
小計						3.06

表 6.4.8-9 工作人員銲接及檢查結構上蓋之劑量

銲接結構上蓋	現場狀況		時間 (h)	工 作 人 員 數	劑量率 (mSv/h)	集體劑量 (man-mSv)
	評估條件	偵測點				
安裝結構上蓋	Stl/Structural Lid/1/Dry ¹	9	0.2	2	0.557	0.22
輻射偵測	Stl/Structural Lid/1/Dry	9	0.08	1	0.557	0.04
安置自動銲接裝置	Stl/Structural Lid/1/Dry	9	0.03	3	0.557	0.05
銲接結構上蓋	Stl/Structural Lid/4/Dry	5	0.33	3	0.007	0.01
非破壞測試	Stl/Structural Lid/1/Dry	9	1.34	1	0.557	0.75
移除自動銲接裝置	Stl/Structural Lid/1/Dry	9	0.20	3	0.557	0.33
工安、品保、輻防等協同作業	R/X 5F Space Dose Rate	5	2.18	5	0.007	0.08
小計						1.48

備註:1. Stl/Structural Lid/1/Dry: 傳送護箱為 Stl 模式, 有結構上蓋, 偵測點在距離傳送護箱頂部 1 m 高處, 傳送護箱內不含水。

表 6.4.8-10 工作人員傳送密封鋼筒置入混凝土護箱之劑量

傳送密封鋼筒	現場狀況		時間 (h)	工作 人員數	劑量率 (mSv/h)	集體劑量 (man-mSv)
	評估條件	偵測點				
安裝吊卸裝置	Stl/Structural Lid/1/Dry	10	0.2	3	0.503	0.30
吊卸傳送護箱	Stl/TFR Radial/4/Dry ¹	11	0.08	3	0.177	0.04
傳送護箱置入混凝土護箱	Stl/TFR Radial/4/Dry	11	0.08	3	0.177	0.04
對正	Stl/TFR Radial/1/Dry	12	0.08	1	0.927	0.07
移除傳送護箱吊軌	Stl/TFR Radial/1/Dry	12	0.08	2	0.927	0.15
安裝密封鋼筒索具	Stl/Structural Lid/1/Dry	10	0.08	1	0.503	0.04
提起密封鋼筒	Stl/TFR Radial/4/Dry	11	0.15	3	0.177	0.08
打開傳送護箱底部屏蔽門	Stl/TFR Radial/4/Dry	11	0.08	1	0.177	0.01
傳送密封鋼筒入混凝土護箱	Stl/TFR Radial/4/Dry	11	0.50	3	0.177	0.27
輻射偵測	Stl/Structural Lid/1/Dry	10	0.08	1	0.503	0.04
拆除密封鋼筒索具	Stl/Structural Lid/1/Dry	10	0.2	1	0.503	0.1
吊起傳送護箱(與混凝土護箱分離)	Stl/TFR Radial/4/Dry	11	0.25	2	0.177	0.09
輻射偵測	Stl/Structural Lid/1/Dry	10	0.08	1	0.503	0.04
移除銜接器	Stl/Structural Lid/1/Dry	10	0.15	2	0.503	0.15
安裝屏蔽塞	Stl/Structural Lid/1/Dry	10	0.2	2	0.503	0.2
輻射偵測	Stl/Structural Lid/1/Dry	10	0.08	1	0.503	0.04
安裝混凝土護箱蓋板	Stl/Structural Lid/1/Dry	10	0.28	4	0.503	0.56
輻射偵測	Stl/Structural Lid/1/Dry	10	0.15	1	0.503	0.08
工安、品保、輻防等協同作業	R/X 1F Space Dose Rate	13	2.8	5	0.005	0.07
小計						2.37

備註:1. Stl/TFR Radial/4/Dry: 傳送護箱為 Stl 模式，偵測點在距離傳送護箱側面 4 m 處，傳送護箱內不含水。

表 6.4.8-11 工作人員執行混凝土護箱作業之劑量

混凝土護箱作業	現場狀況		時間 (h)	工作 人員數	劑量率 (mSv/h)	集體劑量 (man-mSv)
	評估條件	偵測點				
安裝氣墊	VCC/1/Ave ¹	14	0.24	2	0.005	0
安置混凝土護箱	VCC/1/Ave	14	0.15	2	0.005	0
安裝千斤頂	VCC/1/Ave	14	0.08	2	0.005	0
移除氣墊	VCC/1/Ave	14	0.08	2	0.005	0
移除千斤頂	VCC/1/Ave	14	0.08	2	0.005	0
輻射偵測	VCC/1/Ave	14	0.15	1	0.005	0
運送						
工作人員	VCC/2/Ave	16	2	3	0.195	1.17
警衛	Space Exposure Rate	15	0.2	5	0.02	0.02
安裝外加屏蔽、溫度監測系統	VCC/1/Ave	13	2	4	0.005	0.04
工安、品保、輻防等協同作業	Space Dose Rate of R/X 1F and Supervised Area	13	4.98	5	0.005	0.13
小計						1.39

備註:1.VCC/1/Ave: 偵測點在混凝土護箱進氣口外 1 m 處

表 6.4.8-12 安裝與吊運各項作業與劑量

輻射作業	工 時 (h)	集體劑量 (man-mSv)
裝載用過燃料	11.1	2.26
除污	2.56	2.19
封銲屏蔽上蓋	2.97	7.21
洩放、乾燥與回填	2.21	5.16
封銲通氣口上蓋	1.95	3.06
封銲結構上蓋	2.18	1.48
密封鋼筒傳送至混凝土護箱	2.8	2.37
運送至貯存場	4.98	1.39
總計	30.75	25.12

表 6.4.8-13 評估貯存期間工作人員劑量所採用之各種劑量率(mSv/h)

位置	距離		
	0.3 m	1 m	4 m
單一混凝土護箱 進氣口 1 公尺高處	1×10^{-3}	8×10^{-4}	6×10^{-4}
貯存期間工作位置	1.1×10^{-2}	8.8×10^{-3}	6.6×10^{-3}

表 6.4.8-14 例行運轉 30 個混凝土護箱之年集體劑量

輻射作業	工作人員數	距離 (m)	劑量率 (mSv/h)	時間 (min)	頻次 (1/y)	集體劑量 (man-mSv)
季輻射偵測	輻射防護員:1	4	6.6×10^{-3}	90	4	0.040
年度檢查						
(1)年度檢查	操作員:1	1	8.8×10^{-3}	15	30	0.066
(2)輻射偵測	輻射防護員:1	1	8.8×10^{-3}	3	30	0.013
維修保養						
(1)維修保養	機械工:2	0.3	1.1×10^{-2}	30	8	0.044
(2)輻射偵測	輻射防護員:1	1	8.8×10^{-3}	10	8	0.012
合計						0.175

(九) 結語

本節的屏蔽分析結果，證實本公司所採用的 INER-HPS 系統，當系統裝載符合 14 kW/護箱熱負載限值的設計基準燃料後，INER-HPS 系統的屏蔽設計，可符合設計準則要求。INER-HPS 系統屏蔽設計與設計準則的符合情形如表 6.4.9-1，說明如后：

本節的屏蔽分析結果，證實 INER-HPS 系統增加適當外加屏蔽厚度，對 14 kW/護箱熱負載設計基準燃料條件，原 UMS 混凝土護箱在側面增加 35 cm 屏蔽（一般混凝土），以及在頂部增加 30 cm 屏蔽（一般混凝土）後，可使 30 個貯存護箱對最近廠界（西南民家）所造成的年有效劑量降至 4.84×10^{-2} mSv/y，低於 5.0×10^{-2} mSv/y 的設計準則要求。

由於核一廠歷年(108-112 年)環測資料皆顯示目前之廠界劑量為環境背景值，因此，在 INER-HPS 系統操作運轉階段，核一廠所有設施對廠界的個人年有效劑量，低於設計準則所要求的 < 0.5 mSv/y。

對 14 kW/護箱熱負載設計基準燃料條件，混凝土護箱在未增加外加屏蔽時，護箱頂部表面的平均劑量率為 1.92×10^{-1} mSv/h，護箱側邊表面的平均劑量率為 1.13×10^{-1} mSv/h，皆低於設計準則所要求的 0.5 mSv/h。此時混凝土護箱空氣進/出口表面的平均劑量率為 6.95×10^{-1} mSv/h，亦低於設計準則所要求的 < 1 mSv/h。

本節的屏蔽分析結果亦證實，當 INER-HPS 系統的傳送護箱，對 14 kW/護箱熱負載設計基準燃料條件，(1)密封鋼筒（包含結構及屏蔽上蓋）頂部之表面平均劑量率為 2.054 mSv/h，低於設計準則所要求的 3.0 mSv/h；(2)傳送護箱(密封鋼筒內不含水)側壁之平均劑量率為 3.240 mSv/h，低於設計準則所要求的 4.0 mSv/h。INER-HPS 系統傳送護箱在執行燃料裝載操作時，會適度增設臨時屏蔽設備，以使工作人員所受到的輻射劑量儘量降低，並滿足 ALARA 之要求。

本計畫的各種可能意外事故，皆不會改變 INER-HPS 系統混凝土護箱頂部或其空氣進/出口的屏蔽結構。即使如地震、颱風、或混凝土護箱墜落事件，也只會局部損壞混凝土屏蔽，且這些事件所造成的混凝土屏蔽損害，並不會

導致混凝土護箱表面的劑量率超過本計畫的意外事故屏蔽設計基準。本計畫所設計之護箱依評估不會發生傾倒，萬一傾倒，並以此作為設計基準意外事故；對於前往處理之工作人員個人會有 19 mSv 劑量，低於年劑量限值 50 mSv。對於廠界民眾造成之劑量為 0.45 mSv，符合若發生設計基準意外事故，廠界上的個人全身輻射劑量，不可超過 50 mSv 之規定。

每執行一次傳送護箱之裝載、封銲、傳送與混凝土護箱之運送作業，工作人員之集體劑量約為 25.12 man-mSv。至於現場工作人員輻射劑量管制，以洩放、乾燥與回填密封鋼筒作業之壓力測試人員所接受的 4.78 man-mSv/canister，以及銲接屏蔽上蓋之非破壞測試人員所接受的 3.20 man-mSv/canister 為例，所有輻射工作人員將依據人員劑量紀錄及輻射工作許可(RWP)之規定執行輻射管制，以符合游離輻射防護安全標準第六條規定的輻射工作人員職業曝露之劑量限度(每連續五年週期之有效劑量不得超過 100 mSv、且任何單一年內之有效劑量不得超過 50 mSv)。

一年之例行運轉期間，工作人員之集體劑量約為 0.175 man-mSv。故例行運轉期間，亦可符合游離輻射防護安全標準第六條規定的輻射工作人員職業曝露之劑量限度(每連續五年週期之有效劑量不得超過 100 mSv、且任何單一年內之有效劑量不得超過 50 mSv)。

表 6.4.9-1 本節評估結果 (14 kW/護箱熱負載) 與設計準則要求之符合情形

	設計準則要求	本節評估結果 (14 kW/護箱熱負載)
30 個貯存護箱對最近廠界 (西南民家) 所造成的年有效劑量	$< 5.0 \times 10^{-2}$ mSv/y	4.84×10^{-2} mSv/y
核一廠所有設施 (含 INER-HPS 系統) 對廠界的個人年有效劑量	$< 5.0 \times 10^{-1}$ mSv/y	4.84×10^{-2} mSv/y (INER-HPS 系統計算值)+最近 5 年(108~112) 核能一廠運轉造成廠外民眾的最大個人劑量值 3.58×10^{-4} mSv/y = 4.88×10^{-2} mSv/y
未增加外加屏蔽時, 貯存護箱頂部表面的平均劑量率	$< 5.0 \times 10^{-1}$ mSv/h	1.92×10^{-1} mSv/h
未增加外加屏蔽時, 貯存護箱側邊表面的平均劑量率	$< 5.0 \times 10^{-1}$ mSv/h	1.13×10^{-1} mSv/h
未增加外加屏蔽時, 貯存護箱空氣進/出口表面的平均劑量	< 1.0 mSv/h	6.95×10^{-1} mSv/h
密封鋼筒(包含結構及屏蔽上蓋)頂部之表面平均劑量率	< 3.0 mSv/h	2.054 mSv/h
傳送護箱(密封鋼筒內不含水)側壁之平均劑量	< 4.0 mSv/h	3.240 mSv/h
發生設計基準意外事故, 廠界上的個人全身輻射劑量	< 50 mSv	0.45 mSv
正常操作/例行運轉的人員職業曝露	每連續五年週期之有效劑量不得超過 100 mSv。且	依據人員劑量紀錄及輻射工作許可(RWP)之規

	任何單一年內之有效劑量 不得超過 50 mSv。	定，管制現場工作人員輻 射劑量。
--	-----------------------------	---------------------

(十) 參考文獻

1. NAC International, Inc., "Final Safety Analysis Report for the UMS Universal Storage System," Docket No. 72-1015, Revision 3, March, 2004.
2. 核能安全委員會, "游離輻射防護法", 中華民國 91 年 1 月 30 日華總一義字第 09100019000 號總統令制定公布全文 57 條 中華民國 91 年 12 月 23 日行政院臺科字第 0910064739 號令發佈自 92 年 2 月 1 日施行。
3. 核能安全委員會, "放射性物料管理法", 中華民國 91 年 12 月 25 日華總一義字第 09100248760 號令公布。
4. U.S. Code of Federal Regulations, Part 20, "Standards for Protection Against Radiation," Title 10, "Energy."
5. U.S. Code of Federal Regulations, "Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel and High-level Radioactive Waste," Part 72, Title 10, "Energy."
6. O. W. Hermann and C. V. Parks, "SAS2H: A Coupled One-Dimensional Depletion and Shielding Analysis Module," ORNL/NUREG/CSD-2/V2/R6, Volume 1, Section 2, March, 2000.
7. O. W. Hermann and R. M. Westfall, "ORIGEN-S: SCALE System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Source Terms," ORNL/NUREG/CSD-2/V2/R6, Volume 2, Section F7, March, 2000.
8. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, NUREG/CR-0200, Rev. 6 (ORNL/NUREG/CSD-2/V2/R6), Vols. 1-3, March, 2000.
9. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems," NUREG – 1536, January, 1997.
10. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities," NUREG – 1567, March, 2000.
11. X-5 Monte Carlo Team, "MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Volume I: Overview and Theory" LA-UR-03-1987, Los Alamos National Laboratory, April, 2003.

12. X-5 Monte Carlo Team, "MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Volume II: User's Guide" LA-CP-03-0245, Los Alamos National Laboratory, April, 2003.
13. X-5 Monte Carlo Team, "MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Volume III: Developer's Guide" LA-CP-03-0284, Los Alamos National Laboratory, April, 2003.
14. "符合台電招標規範需求之核一廠 ISFSI 輻射源項計算," ISFSI-04-CAL-01-06008 最新版, May, 2006.
15. A.G. Groff, M.A. Bjerke, G.W. Morrison, L.M. Petrie, "Revised Uranium-Plutonium Cycle PWR and BWR Models for the ORIGEN Computer Code," ORNL/TM-6051, Oak Ridge National Laboratory, September 1978.
16. PNL-6906, Volume 1, "Spent Fuel Hardware Characterization and 10 CFR 61 Classification for Waste Disposal," June, 1989.
17. American Nuclear Society, "American National Standard Neutron and Gamma-Ray Flux-to-Dose-Rate Factors," American Nuclear Society, ANSI/ANS-6.1.1-1977 (1977).
18. "BWR 用過核燃料之輻射源項驗證計算," ISFSI-04-CAL-01-06001 原版。
19. "NAC-UMS 貯存護箱之劑量驗證計算," ISFSI-04-CAL-01-06003 原版。
20. O. W. Hermann, "SAS2H: A Coupled One-Dimensional Depletion and Shielding Analysis Module," ORNL/NUREG/CSD-2/V1/R5, Volume 1, Section S2, September, 1995.
21. O. W. Hermann and R. M. Westfall, "ORIGEN-S: SCALE System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Source Terms," ORNL/NUREG/CSD-2/V2/R5, Volume 2, Section F7, September, 1995.
22. J.S. Tang, "SAS4: A Monte Carlo Cask Shielding Analysis Module Using an Automatic Biasing Procedure," ORNL/NUREG/CSD-2/V1/R5, Volume 1, Section S4, September, 1995.
23. SERCO Assurance, "MCBEND, A Monte Carlo Program for General Radiation Transport Solutions," User Guide for Version 9, ANSWERS/MCBEND (94) 15, June, 2000.

24. SKYSHINE-III, "Calculation of the Effects of Structure Design on Neutron, Primary Gamma-Ray and Secondary Gamma-Ray Dose Rates in Air," RISC Code Package CCC-289, NAC International, Version 4.0.1, February, 1997.
25. "核一廠用過核子燃料混凝土護箱通風口表面劑量計算(7 kW/護箱)," ISFSI-04-CAL-01-06007 最新版。
26. "核一廠用過核子燃料傳送護箱表面劑量計算(7 kW/護箱)," ISFSI-04-CAL-01-06005 最新版。
27. "核一廠用過核子燃料之廠界劑量計算(23 kW/護箱)," ISFSI-04-CAL-01-06004 最新版。
28. "核一廠用過核子燃料之廠界劑量計算(14 kW/護箱)," ISFSI-04-CAL-01-06009 最新版。
29. 核能安全委員會輻射偵測中心, "台灣地區核能設施環境輻射監測報告", 108~112年。https://www.nusc.gov.tw/輻射防護/輻防業務/核子設施輻安管制報告/環境輻射監測--4_28_118_298.html
30. 核一廠環境輻射監測年度報告摘要, 108~112年。
31. 核一廠放射性物質排放年報摘要, 108~112年。
32. "核一廠用過核子燃料混凝土護箱通風口表面劑量計算(14 kW/護箱)," ISFSI-04-CAL-01-06011 最新版。
33. "核一廠用過核子燃料傳送護箱表面劑量計算(14 kW/護箱)," ISFSI-04-CAL-01-06010 最新版。
34. "用過核子燃料傳送作業人員劑量計算書," ISFSI-04-CAL-05-06002 最新版。
35. "Occupational Dose Calculation – Storage," ISFSI-04-CAL-05-06003 最新版。
36. NAC International, Inc., "Occupational Dose Calculation – Storage", WRR#EA790-4308, Rev.2

附錄 6.4.A 核一廠用過核子燃料乾式貯存設施新廠界輻射劑量率評估報告

核一廠第 1 期用過核子燃料乾式貯存設施新廠界輻射劑量率評估

(定稿版)

王正寧 邱一夫
李國威 張淑君

核能研究所 保健物理組
中華民國一〇四年一月

目錄

一、前言.....	1
二、計算模式.....	3
2.1 程式介紹.....	3
2.2 計算模型.....	3
2.3 評估模式.....	5
三、計算結果.....	9
四、結論.....	12
參考文獻.....	13
附錄 A、核一廠乾式貯存設施對無名橋廠界劑量推估.....	14
方式一.....	14
方式二.....	14

圖目錄

圖 1-1 乾貯設施與無名橋相對位置圖(藍色實線框：乾貯設施、紅色折線框：無名橋、綠色虛線框：西南民家).....	2
圖 2-1 無名橋與乾貯設施混凝土護箱配置示意圖	7

表目錄

表 2-1 核一乾貯設計基準燃料之射源強度	8
表 3-1 編號 23 之混凝土護箱對無名橋處之廠界輻射劑量率	10
表 3-2 編號 26 之混凝土護箱對無名橋處之廠界輻射劑量率	10
表 3-3 乾貯設施對西南民家與無名橋之廠界輻射劑量率	11

一、前言

核一廠第 1 期用過核子燃料乾式貯存設施（以下簡稱為乾貯設施）規劃設置 30 組混凝土護箱，每一混凝土護箱可裝載 56 束用過核子燃料束。依據核一乾貯安全分析報告[1]之評估說明，貯存設施裝載之用過核子燃料束，可涵蓋最大燃耗度 36,000 MWD/MTU，最少冷卻時間 10 年，²³⁵U 最大初始平均鈾濃縮度 3.25 %之規格條件。混凝土護箱於裝載 56 束上述規格條件之保守用過核子燃料束後，其最大熱負載為 14 kW/護箱。此外，安全分析報告中，亦針對乾貯設施廠界輻射劑量率之設計基準有所規範：對最近廠界造成之輻射年劑量，須低於台電公司之承諾值 0.05 mSv。乾貯設施於屏蔽設計時，核一廠最近廠界為距離約 118 m 之西南民家。經屏蔽分析程式保守評估後，30 組熱負載為 14 kW/護箱之混凝土護箱對西南民家造成之年輻射劑量為 $0.0484 \pm 0.66\%$ ，符合低於 0.05 mSv 之要求。

台電公司收購西南民家後，乾貯設施之最近廠界由西南民家變更為無名橋，該處為一交通便橋，並非居民宅。相對於西南民家，無名橋除方位由正對乾貯設施變為斜對之外，距離亦由原本之 118 m 延長至約 235 m。西南民家、無名橋與乾貯設施間相對位置如圖 1-1 所示。廠界變更後若依距離反平方關係推導，推估無名橋處之廠界輻射劑量率約為 0.0313 mSv~0.0316 mSv（如附錄 A）。為更詳細瞭解廠界改變後新廠界處之輻射劑量率，本報告以 MCNP 程式[2-4]針對無名橋位置進行核一乾貯設施對新廠界處之廠界輻射劑量評估，以說明核一廠廠界變更後，乾貯設施對最近廠界之年輻射劑量仍符合台電公司之承諾。

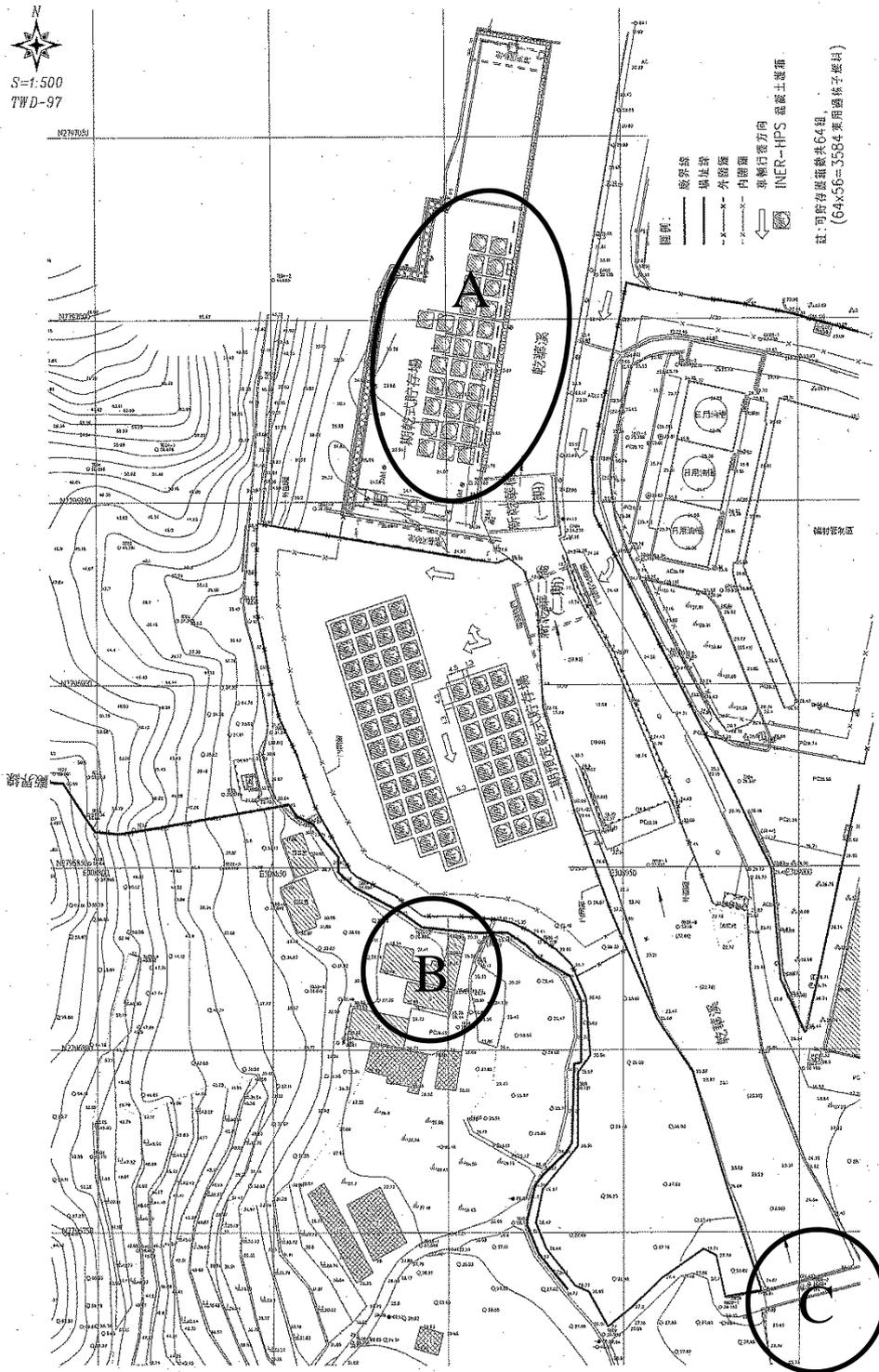


圖 3-27 INER-HPS 磁鐵土選擇佈置圖 (A 方案—西南廠區)

圖 1-1 乾貯設施與無名橋相對位置圖(A：乾貯設施、B：西南民家、C：無名橋)

二、計算模式

2.1 程式介紹

本報告與核一乾貯安全分析報告屏蔽分析所使用之計算機程式相同，以 MCNP (Monte Carlo N-Particle Transport Code) 程式進行乾貯設施廠界輻射劑量分析計算。本報告係採用 MCNPX 程式進行評估，MCNPX 程式為 MCNP 系列所開發之分支程式之一，其發展之主要目的為能廣泛模擬各種粒子之遷移。MCNPX 程式中，中子、光子與電子的運算機制以及核截面數據資料庫均仍與核一乾貯安全分析報告所使用之 MCNP5 程式相同。由於本報告針對中子與光子遷移進行模擬計算，因此本報告使用 MCNPX 程式對計算結果並無影響。

MCNP 程式為 NUREG-1536[5]及 NUREG-1567[6]所建議使用於屏蔽分析之計算機程式，常作為同類程式之驗證標準，程式計算結果亦廣泛為學術界所接受。MCNP 為三維蒙地卡羅計算機程式，由美國洛斯阿拉摩士國家實驗室 (Los Alamos National Laboratory, LANL) 所發展。MCNP 主要採用美國布魯克海文國家實驗室 (Brookhaven National Laboratory, BNL)、勞倫斯立佛摩爾國家實驗室 (Lawrence Livermore National Laboratory, LLNL)，以及洛斯阿拉摩士國家實驗室所建立的連續能譜截面資料庫 (continuous-energy cross section) ENDF/B，作為粒子遷移運算時的取樣資料。其運算方式為利用蒙地卡羅方法追蹤每一個粒子的遷移路徑，以及其與介質的作用，以統計方法記錄該粒子的平均行為，並將統計誤差控制在可接受的信賴區間內，以獲得準確的劑量結果。其統計誤差以一個標準差範圍表示 (即 68 % 可靠度)。MCNP 程式可以模擬單一粒子在三維空間中的遷移，也可同時模擬複數種類的粒子行為。由於欲獲得可接受之計算結果，需要模擬大量的粒子遷移，因此 MCNP 程式相對於傳統的分格座標法計算機程式，需要耗費較多的計算資源與時間。在許多深穿透的案例分析中，MCNP 程式亦需要以變異數降低之方法作為提高計算效率、達成收斂計算結果之輔助。

2.2 計算模型

為符合核一乾貯計畫之各項評估條件，無名橋處之廠界輻射劑量計算模型沿用核一乾貯計畫安全分析報告中所描述之各項參數與設定，包含下列各項資

訊：

- A. 每一護箱均裝載 56 束用過核子燃料束，其射源項採用熱負載 14 kW/護箱之射源強度、能量與空間分佈；
- B. 混凝土護箱幾何模型為 INER-HPS 系統。頂端外加厚度 30 cm 之混凝土屏蔽、側邊外加厚度 35 cm 之混凝土屏蔽；
- C. 30 組混凝土護箱配置與排列方式與核一乾貯計畫之配置相同；
- D. 評估廠界輻射劑量率時考慮護箱間之自屏蔽效應；
- E. 不考慮地形屏蔽效應。

A 項之射源項設定，其來源為安全分析報告第六章第四節之第（四）小節輻射源種類與性質。其待貯燃料以最大燃耗度 36,000 MWD/MTU，最少冷卻時間 10 年，²³⁵U 初始平均濃縮度 1.9~3.25 wt% 中最保守之燃料條件計算其設計基準燃料束射源項。計算時之燃料條件及所得之射源項強度如表 2-1 所列。詳細之射源項能量與軸向空間分佈則可參照安全分析報告中之表 6.4.4-2 至表 6.4.4-4，以及表 6.4.4-6。

B 項之混凝土護箱幾何設定，其來源為安全分析報告第六章第四節之第（五）小節屏蔽分析模式。混凝土護箱為一圓柱形結構體，未加上外加屏蔽時，直徑約為 3.45 m，高約為 5.7 m。密封鋼筒內部所填裝的用過核子燃料束，依其特性可分為上端板區、充氣區、有效燃料區(含用過核子燃料及格架)及下端板區等四個均質化區域。混凝土護箱詳細之幾何模型尺寸可參照安全分析報告中之圖 6.4.5-3。其材質組成則如安全分析報告中之表 6.4.5-1 與 6.4.5-2 所示。

C 項、D 項與 E 項之混凝土護箱配置與廠界輻射劑量率計算條件，其來源亦為安全分析報告第六章第四節之第（五）小節屏蔽分析模式。乾貯設施 30 組混凝土護箱之配置與無名橋相對方向如圖 2-1 所示，各護箱之編號亦標註於圖中。核一乾貯安全分析報告中之廠界輻射劑量率計算方式為先針對混凝土護箱表面劑量率進行屏蔽分析，再接續混凝土護箱表面劑量率之輸出結果進行廠界輻射劑量率評估。由於本次無名橋廠界輻射劑量率評估模式及各項參數設定均與核一乾貯計畫安全分析報告相同，僅廠界之位置改變。因此，為增進計算

效率，本報告將直接沿用核一乾貯計畫中，混凝土護箱表面劑量率計算所輸出之穿透出混凝土護箱的粒子資訊，作為本次廠界輻射劑量率評估時之射源項，再以 MCNP 程式針對廠界輻射劑量率評估的部分進行計算。

2.3 評估模式

單一混凝土護箱對廠界造成之輻射劑量率貢獻，可分為來自護箱頂端之向天輻射與來自護箱側邊之直接輻射兩類。而依照射源項之種類區分，可再細分為有效燃料區產生之中子（以下簡稱燃料中子）、有效燃料區產生之光子（以下簡稱燃料光子）、以及用過核子燃料束其他結構物受中子活化後產生之活化光子（以下簡稱活化光子）造成之貢獻等三種類。因此 MCNP 程式在進行單一混凝土護箱對廠界輻射劑量率之遷移計算時，是分別計算六種類射源項（來自護箱頂端的燃料中子、燃料光子、活化光子，以及來自護箱側邊的燃料中子、燃料光子、活化光子）對廠界造成之貢獻，再加總為該混凝土護箱對廠界造成之輻射劑量率。

由於蒙地卡羅計算機程式之特性，欲獲得較準確且收斂之計算結果，需要針對數量龐大之粒子歷程進行遷移模擬計算，故在程式運跑上相當耗時且需要大量的計算資源。尤其本計畫評估廠界輻射劑量率時，輻射粒子遷移距離較一般屏蔽分析案例長，因此計算結果之收斂相對困難。若粒子遷移距離增加，則欲獲得收斂結果的程式運跑時間亦會大幅增加。此外，為增加程式運跑效率，提高收斂速度，MCNP 程式運跑時需要配合適當的變異數降低方法。依據核一乾貯所建立計算模型之適性，本計畫進程式運跑時，使用幾何分裂（geometry splitting）以及強制碰撞（forced collision）兩種方式進行變異數降低。前者主要用於調整護箱外加屏蔽之權重，增加穿出混凝土護箱外加屏蔽之粒子數量，後者配合 MCNP 程式偵測點（point detector）之記錄方式，增加粒子於空氣中散射之比例。兩變異數降低方法可大幅增加計算結果之收斂速度。

使用變異數降低方法需要針對各項輸入參數進行設定，以獲得較適且較佳之收斂效率。是以 MCNP 程式在獲得最終評估結果前，需反覆進行運跑測試以調整適當之變異數降低參數，以利 MCNP 程式之執行。

相對於乾貯設施中編號 26 之混凝土護箱，無名橋與其距離約為 235 m，偵

測點高度約為 4.7 m (以護箱底部為基準面)。其距離約為乾貯設施與原廠界西南民家距離 (118 m) 之 2 倍。如前段之程式特性說明，因距離增加，MCNP 程式獲得收斂之計算結果亦相對較困難，進行一次計算以獲得收斂的計算結果所需之運跑時間亦增加。以編號 26 之混凝土護箱為例，僅計算來自護箱側邊之燃料中子對廠界輻射劑量率貢獻之情況時，其程式一次運跑時間約需 4 天。同時為調整變異數降低方法之參數，每一射源種類之運跑案例需經多次測試運跑方能讓程式計算結果順利收斂。故就上例而言，實際獲得來自護箱側邊之燃料中子對廠界輻射劑量率計算結果所需之時間，將為一次運跑時間之數倍。此外，當計算至較後排之混凝土護箱造成之廠界輻射劑量率貢獻時，由於與無名橋間的距離較前排護箱增加，且護箱間自屏蔽之效應會大幅降低粒子遷移至偵測點之機率，預期 MCNP 程式收斂及變異數降低方法之參數調整的困難度將大幅上升，且變異數降低方法所能提供之效率增進效果亦會降低。

因此在需要同時符合廠界輻射劑量率評估之合理性與保守性，以及考量 MCNP 程式計算效率的情況下，本報告選用乾貯設施配置中編號 26 與編號 23 之混凝土護箱，進行廠界輻射劑量率評估之計算。就無名橋之位置而言，編號 26 之混凝土護箱距離無名橋最近，可保守代表乾貯設施配置中位於前排 (編號 26、27 與 28) 之 3 組混凝土護箱，編號 23 之混凝土護箱則為所有後排護箱中距離無名橋最近者，且所受自屏蔽效果亦最低，故可保守代表其後 (編號 1 至 25 及編號 29、30) 之 27 組混凝土護箱。由兩者之計算結果，即可獲得乾貯設施對無名橋處之廠界輻射劑量率，並同時兼具保守性 (編號 23 之混凝土護箱對廠界輻射劑量率之貢獻為後排護箱中最高) 與合理性 (若僅以編號 26 代表全部 30 組混凝土護箱之貢獻將導致計算結果過度保守) 之考量。

與核一乾貯安全分析報告相同，MCNP 程式計算所得之中子與光子通量，以 ANS/6.1.1-1977 號報告[7]之中子與光子劑量轉換係數轉換為輻射劑量，使用該報告之劑量轉換係數可獲得較為保守之評估結果。

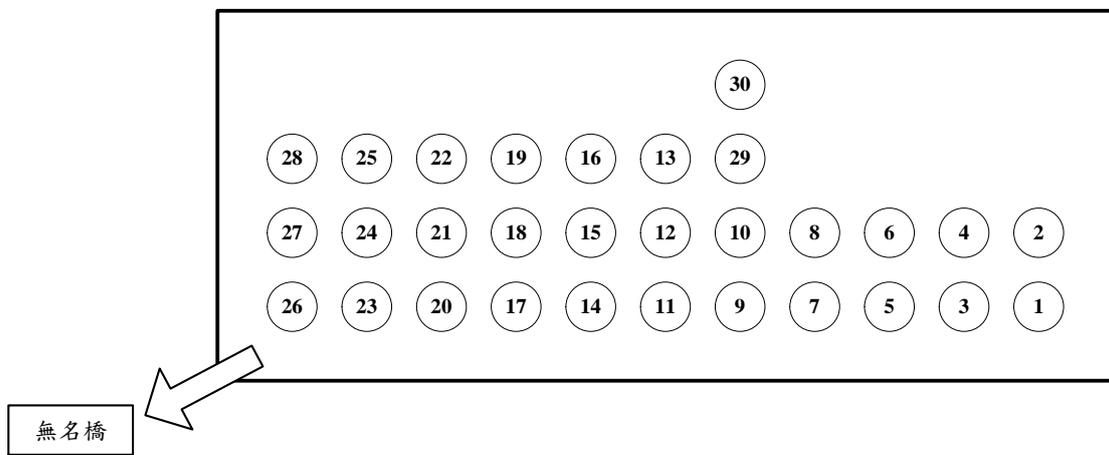


圖 2-1 無名橋與乾貯設施混凝土護箱配置示意圖

表 2-1 核一乾貯設計基準燃料之射源強度

射源項	燃料條件	射源強度
燃料中子	燃耗平均燃耗度 36,000 MDW/MTU ²³⁵ U 初始平均濃縮度 1.9 wt% 燃料冷卻時間 10 年	1.268E+08 n/sec/assembly
燃料加馬	燃耗平均燃耗度 36,000 MDW/MTU ²³⁵ U 初始平均濃縮度 3.25 wt% 燃料冷卻時間 10 年	1.1130E+15 γ/sec/assembly
其他結構物區加馬	燃耗平均燃耗度 36,000 MDW/MTU ²³⁵ U 初始平均濃縮度 1.9 wt% 燃料冷卻時間 10 年	4.8039E+12 γ/sec/kg

三、計算結果

裝載熱負載為 14 kW/護箱之用過核子燃料束後，編號 23 與編號 26 混凝土護箱對無名橋處之廠界輻射劑量率計算結果，如表 3-1 與表 3-2 所示。由表中可知，編號 23 號與編號 26 號對無名橋處之廠界輻射劑量率，分別為 8.56×10^{-4} mSv/y 與 1.17×10^{-3} mSv/y。由於編號 23 號之混凝土護箱距離無名橋較遠，且受到自屏蔽效應之影響，故其廠界輻射劑量率較編號 26 號之混凝土護箱低。

如 2.2 節所述，以編號 26 之混凝土護箱代表乾貯設施前排 3 組混凝土護箱，以編號 23 號之混凝土護箱代表乾貯設施其餘 26 組混凝土護箱，則 30 組混凝土護箱對無名橋處之廠界輻射劑量率為： $1.17 \times 10^{-3} \times 3 + 8.56 \times 10^{-4} \times 27 = 0.0266 \pm 0.85\%$ mSv/y。此一保守評估值仍符合低於台電承諾值 0.05 mSv/y 之要求。表 3-3 列出編號 23 與編號 26 之混凝土護箱及乾貯設施整體，分別對西南民家及無名橋處造成之廠界輻射劑量率。由表中可知，廠界由西南民家變更至無名橋後，30 組混凝土護箱對廠界輻射劑量率由 0.0484 mSv/y 降至 0.0266 mSv/y，降幅約 45%。編號 26 之混凝土護箱，於廠界延長為 235 m 後，該護箱對廠界劑量率之降幅約 84%。其降幅主要來自於輻射粒子遷移距離增加，以及因遷移距離增加使得粒子與介質作用機率增加而導致之能譜軟化等兩項因素的影響。編號 23 之混凝土護箱，於廠界延長為 235 m 後，該護箱對廠界劑量之降幅約為 42%。由於西南民家、無名橋分別與乾貯設施間之相對位置有所差異，因此，相較於西南民家第二排後之混凝土護箱可受到較完整自屏蔽效應的情況，編號 23 之混凝土護箱對無名橋處僅受到部分自屏蔽效應；其輻射劑量率降低的因素除距離增加與能譜軟化外，尚有自屏蔽效應降低之影響，故其廠界輻射劑量率降幅不及編號 26 之混凝土護箱多。

核一乾貯安全分析報告中針對 30 組混凝土護箱逐一計算其對廠界劑量率之影響。而在程式計算效率及收斂情況的考量下，本報告以編號 23 與編號 26 之混凝土護箱作為乾貯設施之代表進行合理且保守的評估。由於貯存設施後排護箱實際所受到之自屏蔽效應應較編號 23 之混凝土護箱為多，因此，核一乾貯設施實際上對無名橋處之廠界輻射劑量率，應低於 $0.0266 \pm 0.85\%$ mSv/y。

表 3-1 編號 23 之混凝土護箱對無名橋處之廠界輻射劑量率

位置		劑量率 (mSv/y)	標準差 (%)
頂端	中子	2.27×10^{-5}	8.90
	光子	3.74×10^{-5}	1.13
	加總	6.01×10^{-5}	3.43
側邊	中子	6.09×10^{-5}	7.94
	光子	7.35×10^{-4}	0.87
	加總	7.96×10^{-4}	1.01

表 3-2 編號 26 之混凝土護箱對無名橋處之廠界輻射劑量率

位置		劑量率 (mSv/y)	標準差 (%)
頂端	中子	2.42×10^{-5}	7.96
	光子	4.07×10^{-5}	1.73
	加總	6.49×10^{-5}	3.16
側邊	中子	8.96×10^{-5}	6.03
	光子	1.02×10^{-3}	0.95
	加總	1.11×10^{-3}	1.00

表 3-3 乾貯設施對西南民家與無名橋之廠界輻射劑量率

護箱	位置	劑量率 (mSv/y)	
		西南民家	無名橋
編號 23	頂端	4.88×10^{-4}	6.01×10^{-5}
	側邊	9.93×10^{-4}	7.96×10^{-4}
	加總	1.48×10^{-3}	8.56×10^{-4}
編號 26	頂端	5.49×10^{-4}	6.49×10^{-5}
	側邊	6.91×10^{-3}	1.11×10^{-3}
	加總	7.46×10^{-3}	1.17×10^{-3}
乾貯設施	頂端	1.07×10^{-2}	1.82×10^{-3}
	側邊	3.77×10^{-2}	2.48×10^{-2}
	加總	4.84×10^{-2}	2.66×10^{-2}

四、結論

台電公司收購西南民家後，核一乾貯設施最近廠界由原西南民家之 118 m 延長至無名橋處之 235 m。為瞭解廠界變更後廠界輻射劑量率之變化，本報告以 MCNP 程式及核一乾貯計畫安全分析報告中之參數設定，評估無名橋處之廠界輻射劑量率。經 MCNP 程式分析計算後，30 組裝載熱負載 14 kW/護箱之混凝土護箱對無名橋處之廠界輻射劑量率保守評估為 $0.0266 \pm 0.85\%$ mSv/y。距離反平方關係之推估值亦與程式計算結果相當。該處廠界輻射劑量率仍符合台電公司承諾核一乾貯廠界輻射劑量率需低於 0.05 mSv/y 之要求。

參考文獻

1. 台電公司，核一廠用過核子燃料第 1 期乾式貯存設施安全分析報告，中華民國 97 年 2 月。
2. X-5 Monte Carlo Team, “MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Volume I: Overview and Theory” LA-UR-03-1987, Los Alamos National Laboratory, April, 2003.
3. X-5 Monte Carlo Team, “MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Volume II: User’s Guide” LA-CP-03-0245, Los Alamos National Laboratory, April, 2003.
4. X-5 Monte Carlo Team, “MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Volume III: Developer’s Guide” LA-CP-03-0284, Los Alamos National Laboratory, April, 2003.
5. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems,” NUREG – 1536, January, 1997.
6. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities,” NUREG – 1567, March, 2000.
7. American Nuclear Society, “American National Standard Neutron and Gamma-Ray Flux-to-Dose-Rate Factors,” American Nuclear Society, ANSI/ANS-6.1.1-1977 (1977).

附錄 A、核一廠乾式貯存設施對無名橋廠界劑量推估

依劑量衰減理論推估無名橋處廠界輻射劑量率之方式有二，如下所述：

方式一

核一乾貯設全分析報告中對西南民家造成之廠界輻射劑量率為 0.0484 mSv/y (30 組護箱，每組護箱裝填 56 束燃料，熱負載為 14 kW/護箱)。西南民家收購後，最近廠界距離由 118 m 延伸至 235 m，且方位稍有變更。依核一乾貯 30 組護箱之配置，原僅 3 組混凝土護箱直接面對西南民家。就新廠界而言，約有 13 組護箱幾近直接面對無名橋 (參見圖 1-1 與圖 2-1)。由核一乾貯安全分析報告中之結果可知，前排 3 組混凝土護箱對西南民家造成之廠界輻射劑量率約佔所有 30 組混凝土護箱對廠界劑量率貢獻之 46.94 %。因此，若廠界輻射劑量率保守考慮由 3 組增為 13 組直接面對最近廠界之影響，以及廠界距離增加之影響兩項因素，無名橋處之廠界輻射劑量率可保守評估如下：

$$\left[\left(0.0484 \times 0.4694 \times \frac{13}{3} \right) + 0.0484 \times 0.5306 \right] \times \frac{118^2}{235^2} = 0.0313 \text{ mSv/y}$$

按中括弧內第一項保守假設 13 組混凝土護箱均如原 3 組混凝土護箱之貢獻，而括弧內第二項則仍保守假設剩餘之 17 組混凝土護箱仍貢獻原劑量之 53.06 %。

因此經此保守評估後，核一乾貯設施最近廠界延伸後之廠界輻射劑量率估計為 0.0313 mSv/y。

方式二

由核一乾貯安全分析報告中可知，乾貯設施 30 組混凝土護箱中，前排 3 組之單一混凝土護箱對西南民家造成之最大廠界輻射劑量率為 0.00765 mSv/y；第二排 3 組之單一混凝土護箱對西南民家造成之最大廠界輻射劑量率為 0.00152 mSv/y。就無名橋而言，第一排直接面對廠界之混凝土護箱增加為 13 組 (參見圖 1-1 與圖 2-1)，若該 13 組混凝土護箱均保守假設每組混凝土護箱等同前排單一混凝土護箱造成西南民家最大之廠界輻射劑量率，而後排 (第二排以後) 之混凝土護箱皆保守以前述之第二排單一混凝土護箱造成西南民家之最大廠界輻射劑量率進行評估。在考慮距離效應後，30 組混凝土護箱對無名橋處新廠界 (距

離 235 m) 造成之廠界輻射劑量率為：

$$(0.00765 \times 13 + 0.00152 \times 17) \times \frac{118^2}{235^2} = 0.0316 \text{ mSv/y}$$

因此，經此保守評估後，核一乾貯設施最近廠界延伸後之廠界輻射劑量率估計為 0.0316 mSv/y。

經上述保守評估，無論以方式一或方式二估算，所得之結果均符合台電公司之承諾限值 0.05 mSv/y。