

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
1. 有效燃料區及其他結構物區的射源強度	6.4.4-2
2. 軸向燃耗剖面	6.4.4-3
3. 軸向射源剖面	6.4.4-4
(五) 屏蔽分析模式	6.4.5-1
1. 模式詳述	6.4.5-1
2. 計算模式	6.4.5-3
(六) 驗證評估	6.4.6-1
(七) 屏蔽分析結果	6.4.7-1
1. 廠界輻射劑量率評估結果	6.4.7-1
2. 混凝土護箱表面輻射劑量率評估結果	6.4.7-3
3. 混凝土護箱空氣進/出口輻射劑量率評估結果	6.4.7-3
4. 傳送護箱表面輻射劑量率評估結果	6.4.7-4
5. 意外事故之輻射劑量率評估結果	6.4.7-5
(八) 工作人員劑量	6.4.8-1
1. 吊卸裝載、運搬與傳送階段之劑量	6.4.8-1
2. 接收及貯存階段之劑量	6.4.8-5
(九) 結語	6.4.9-1
(十) 參考文獻	6.4.10-1

附圖目錄

圖 6.4.4-1 BWR 設計基準燃料剖面.....	6.4.4-5
圖 6.4.4-2 BWR 燃料之軸向中子及加馬射源率.....	6.4.4-5
圖 6.4.5-1 核二乾式貯存系統密封鋼筒內部提籃結構幾何模型俯視示意圖（BWR，單位：inch）.....	6.4.5-7
圖 6.4.5-2 核二乾式貯存系統之混凝土護箱幾何模型縱切面示意圖（單位：inch/mm）.....	6.4.5-8
圖 6.4.5-3 核二乾式貯存系統之混凝土護箱模型底部空氣進口幾何模型示意圖（單位：inch/mm）.....	6.4.5-9
圖 6.4.5-4 核二乾式貯存系統之混凝土護箱模型頂蓋幾何模型示意圖（單位：inch/mm）.....	6.4.5-10
圖 6.4.5-5 核二乾式貯存系統之傳送護箱幾何模型縱切面示意圖（單位：mm）.....	6.4.5-11
圖 6.4.5-6 貯存護箱偵測點位置示意圖.....	6.4.5-12
圖 6.4.5-7 核二乾貯計畫貯存場混凝土護箱配置示意圖.....	6.4.5-13
圖 6.4.5-8 2×10 貯存護箱配置使用黑體假設與否對廠界輻射劑量率計算結果的影響（護箱陣列短邊方向）.....	6.4.5-14
圖 6.4.5-9 2×10 貯存護箱配置使用黑體假設與否對廠界輻射劑量率計算結果的影響（護箱陣列長邊方向）.....	6.4.5-14
圖 6.4.5-10 廠界、圍籬及最近工作處之偵測點座標（單位：m）.....	6.4.5-15
圖 6.4.7-1 核二廠貯存場佈置圖.....	6.4.7-8
圖 6.4.7-2 混凝土護箱側邊表面輻射劑量率分佈情形（燃料條件組合：平均燃耗 34,000 MWD/MTU、 ²³⁵ U 平均初始鈾濃縮度 2.84 wt%、冷卻時間 20 年）.....	6.4.7-9
圖 6.4.7-3 混凝土護箱頂端表面輻射劑量率分佈情形（燃料條件組合：平均燃耗 34,000 MWD/MTU、 ²³⁵ U 平均初始鈾濃縮度 2.84 wt%、冷卻時間 20 年）.....	6.4.7-10
圖 6.4.7-4 設置銲接用屏蔽板，密封鋼筒內部無水時傳送護箱側邊表面輻射劑量率分佈情形（燃料條件組合：平均燃耗 34,000 MWD/MTU、 ²³⁵ U 平均初始鈾濃縮度 2.84 wt%、冷卻時間 20 年）.....	6.4.7-11
圖 6.4.7-5 密封鋼筒內部無水時，有無設置銲接用屏蔽板傳送護箱頂端表面輻射劑量率分佈的比較（燃料條件組合：平均燃耗 34,000 MWD/MTU、 ²³⁵ U 平均初始鈾濃縮度 2.84 wt%、冷卻時間 20 年）.....	6.4.7-12

附表目錄

表 6.4.4-1 BWR 設計基準燃料束與核二廠待運貯之用過核子燃料束參數之比較.....	6.4.4-6
表 6.4.4-2 核二乾式貯存待運貯之用過核子燃料束， ²³⁵ U 平均初始鈾濃縮度及其最大燃料平均燃耗度.....	6.4.4-7
表 6.4.4-3 核二廠 BWR 用過核子燃料束燃料條件組合參數及其射源項.....	6.4.4-8
表 6.4.4-4 燃料中子射源能譜.....	6.4.4-9
表 6.4.4-5 燃料加馬射源能譜.....	6.4.4-10
表 6.4.4-6 其他結構物加馬射源能譜.....	6.4.4-11
表 6.4.4-7 射源率對燃耗之適當參數.....	6.4.4-12
表 6.4.4-8 BWR 燃料之軸向射源率.....	6.4.4-13
表 6.4.5-1 混凝土護箱與傳送護箱之屏蔽材質組成.....	6.4.5-16
表 6.4.5-2 密封鋼筒內部用過核子燃料束各區域均質化之材質組成.....	6.4.5-17
表 6.4.5-3 中子劑量轉換係數.....	6.4.5-18
表 6.4.5-4 光子劑量轉換係數.....	6.4.5-19
表 6.4.5-5 廠界、圍籬及最近工作處之劑量偵測點座標.....	6.4.5-20
表 6.4.7-1 貯存設施對廠界、圍籬及最近工作處之偵測點輻射劑量率（平均燃耗 35,000 MWD/MTU）.....	6.4.7-13
表 6.4.7-2 貯存設施對廠界、圍籬及最近工作處之偵測點輻射劑量率（平均燃耗 34,000 MWD/MTU）.....	6.4.7-14
表 6.4.7-3 貯存設施對廠界、圍籬及最近工作處之偵測點輻射劑量率（平均燃耗 29,000 MWD/MTU）.....	6.4.7-15
表 6.4.7-4 傳送護箱對 100 m 處之輻射劑量率（密封鋼筒無水、未設置銲接用屏蔽板）.....	6.4.7-16
表 6.4.7-5 裝載 14.6 kW/護箱熱負載條件 BWR 用過核子燃料之核二乾式貯存系統混凝土護箱表面最大輻射劑量率.....	6.4.7-16
表 6.4.7-6 裝載 14.6 kW/護箱熱負載條件 BWR 用過核子燃料之核二乾式貯存系統混凝土護箱空氣進/出口處平均表面輻射劑量率.....	6.4.7-17
表 6.4.7-7 不同距離之空氣進/出口處平均表面輻射劑量率.....	6.4.7-17
表 6.4.7-8 裝載 14.6 kW/護箱熱負載條件 BWR 用過核子燃料之核二乾式貯存系統，密封鋼筒內部無水、使用銲接用屏蔽板時傳送護箱表面最大輻射劑量率.....	6.4.7-18
表 6.4.7-9 裝載 14.6 kW/護箱熱負載條件 BWR 用過核子燃料之核二乾式貯存系統，密封鋼筒內部無水、未使用銲接用屏蔽板時傳送護箱表面最大輻射劑量率.....	6.4.7-20

表 6.4.7-10 裝載 14.6 kW/護箱熱負載條件 BWR 用過核子燃料之核二乾式貯存系統，密封鋼筒內部有水、未使用銲接用屏蔽板時傳送護箱表面最大輻射劑量率	6.4.7-22
表 6.4.8-1 傳送護箱的四種評估模式	6.4.8-6
表 6.4.8-2 各項作業對工作人員之需求與工時分析	6.4.8-7
表 6.4.8-3 傳送護箱與混凝土護箱各項作業之現場狀況、工作人員位置、評估條件及輻射劑量率	6.4.8-10
表 6.4.8-4 裝填燃料及安裝密封上蓋作業工作人員劑量評估	6.4.8-13
表 6.4.8-5 傳送護箱移出燃料池作業工作人員劑量	6.4.8-13
表 6.4.8-6 銲接密封上蓋作業工作人員劑量評估	6.4.8-14
表 6.4.8-7 排水、乾燥及充填氦氣作業工作人員劑量評估	6.4.8-14
表 6.4.8-8 銲接排水與排氣接頭封口蓋及氦氣測漏作業工作人員劑量評估	6.4.8-15
表 6.4.8-9 傳送護箱運至貯存場作業工作人員劑量評估	6.4.8-15
表 6.4.8-10 護箱傳送作業工作人員劑量評估	6.4.8-16
表 6.4.8-11 吊卸裝載、運搬與傳送階段各項作業與劑量	6.4.8-17
表 6.4.8-12 評估貯存期間工作人員劑量所採用之各種輻射劑量率 (mSv/h)	6.4.8-17
表 6.4.8-13 例行運轉 27 組混凝土護箱之年集體有效劑量	6.4.8-17
表 6.4.9-1 本節評估結果 (熱負載 14.6 kW/護箱) 與設計基準要求之符合情形	6.4.9-3

四、輻射屏蔽評估

(一) 前言

本屏蔽分析係以核二廠用過核子燃料貯存場放置 27 組核二乾式貯存系統 [1] 之貯存護箱為目標，並以最近廠界（舊基金公路）處的個人年有效劑量 0.05 mSv、貯存場圍籬處的輻射劑量率 5 μ Sv/h 以及最近工作場所處的輻射劑量率 2.5 μ Sv/h 為輻射劑量限值標準。分析基準可涵蓋核二廠待貯存之用過核子燃料（最大燃耗度 35,000 MWD/MTU、最少冷卻時間 20 年、 ^{235}U 最大初始鈾濃縮度 3.25 wt%）之規格條件，於此條件下之每護箱熱負載低於 14.6 kW。

本節詳述核二廠用過核子燃料貯存場之輻射屏蔽評估，包含作為設計基準之輻射劑量限值、評估所使用之分析程式與其驗證、輻射源項計算、屏蔽分析之幾何模型與計算模式、輻射劑量計算結果、工作人員輻射劑量之評估、相關參考文獻等，並就評估結果與設計基準限值符合情形做一說明。

經本節屏蔽分析的結果，證實本計畫所採用之核二乾式貯存系統，可確保未來 27 組貯存護箱放置後，其對於最近廠界、貯存場圍籬處以及最近工作場所處的輻射劑量率皆符合限值。

(二) 設計基準

核二乾式貯存系統的屏蔽設計需遵循合理抑低的原則。用過核子燃料在傳送與貯存期間，工作人員及民眾所接受的輻射劑量，均需符合國內法規要求[2-3]，並符合 10 CFR 20[4]與 10 CFR 72[5]的準則。核二乾式貯存系統在所有正常與設計基準意外狀況下，亦需滿足 10 CFR 72.104 與 10 CFR 72.106 的輻射劑量規定。由核二乾式貯存系統貯存場至最近廠界（舊基金公路）處的個人年有效劑量，須低於 0.05 mSv（廠界年劑量之法規限值為 0.25 mSv，0.05 mSv 為本公司環評之承諾值）。核二廠乾式貯存設施在貯存期間，核二廠內所有設施（含乾式貯存設施）對廠界的個人年有效劑量，須低於 0.5 mSv。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。另外，貯存場圍籬處的輻射劑量率，須低於 5 μ Sv/h，而距離貯存場最近工作處之輻射劑量率，須低於 2.5 μ Sv/h。

(三) 分析程式

核二乾式貯存系統屏蔽分析之輻射源項評估，採用 SCALE 程式集[6]中的 SAS2H/ORIGEN-S 程式[7-8]計算，其程式版本為 4.4。SCALE 程式及是由美國橡樹嶺國家實驗室（Oak Ridge National Laboratory, ORNL）所發展，使用 ENDF/B-V 核截面資料庫[9]。SAS2H/ORIGEN-S 包含 XSDRNPM[10]的燃料束中子模型，以及 ORIGEN-S 的燃料燃耗與輻射源項計算。SAS2H/ORIGEN-S 程式為 NUREG-1536[11]與 NUREG-1567[12]所建議的 ISFSI 系統輻射源項評估程式。

本系統之屏蔽分析，採用 NUREG-1536 及 NUREG-1567 所建議的 MCNP（Monte Carlo Neutral-Particle Transport Code System）程式[13-15]。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。本報告之屏蔽分析採用 MCNP5 版本的程式。

核二乾式貯存系統之廠界輻射劑量率評估，採用 NAC-CASC 程式計算。NAC-CASC 程式為 SKYSHINE-III[16]程式的修改版本，主要是針對該程式在輸入及輸出格式上的限制作部分修改。SKYSHINE-III 為 NUREG-1536 與 NUREG-1567 所建議的程式，由美國橡樹嶺國家實驗室所發展，為一蒙地卡羅計算機程式，主要用於計算建築物內的點輻射源經由空氣散射對環境造成之中子及光子劑量。NAC-CASC 程式因應核二乾式貯存系統廠界劑量的評估需求，於 SKYSHINE-III 程式中增加了粒子角流量、以及圓柱殼與圓盤面幾何的輸入方式；在輸出方面，NAC-CASC 程式增加了偵測點的數目，亦對輸出

格式做一修正。此外，NAC-CASC 程式在計算貯存場對廠界處造成之劑量時，亦增加貯存護箱之間自我屏蔽效應的考量。依據輸入的射源幾何、能譜和偵測點位置，NAC-CASC 程式即可利用程式內的穿透與反射因數數據庫以及蒙地卡羅取樣與積分方法計算出輻射源對偵測點造成的劑量值。

(四) 輻射源種類與性質

核二乾式貯存系統為 NAC/CTCIM 因應核二廠用過核子燃料貯存之特殊需求，變更 MAGNASTOR 系統之設計而得，其密封鋼筒可裝載 87 束核二廠 BWR 用過核子燃料束，最大熱負載為 14.6 kW/護箱。本次核二廠待運貯之用過核子燃料包含 GE 8×8-2 與 ANF 8×8-2 兩種。由於屏蔽分析所使用的輻射源項，影響其射源強度的主要關鍵因素包含燃料束型態、燃料束鈾重以及其他結構物的重量，因此本分析以一可保守涵蓋核二廠待運貯之兩種用過核子燃料束的 BWR 假想設計基準燃料束作為射源項的分析基準，以獲得較保守之射源。該設計基準燃料束之各項參數與 GE 8×8-2、ANF 8×8-2 燃料束參數之比較如表 6.4.4-1 所示。核二廠用過核子燃料束軸向天然鈾包覆 (axial blanket) 之高度符合美國核管會之要求 (低於 6 吋)，本分析以不含天然鈾包覆之設計基準燃料計算射源項[17]。

本次核二乾式貯存待運貯之用過核子燃料束，依其 ^{235}U 平均初始濃縮可歸納為五種類，如表 6.4.4-2 所示。各類 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度之燃料束其最大燃料平均燃耗度亦列於表中。相對於建立一具特定燃料平均燃耗度、冷卻時間、 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度等參數之設計基準燃料束進行射源項計算，本屏蔽分析依據表 6.4.4-2 所示之 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度建立五種用過核子燃料之燃料條件組合進行輻射源項之評估，並選取各組合中最保守之劑量計算值作為屏蔽分析結果。表 6.4.4-3 即列出各燃料條件組合之參數。對於一固定之 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度，燃料平均燃耗度越高，用過核子燃料束之射源強度亦相對越強。針對本次核二乾式貯存帶運貯之用過核子燃料束的五種 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度，各燃料條件組合選取高於表 6.4.4-2 所列之最大燃料平均燃耗度之值建立該燃料條件組合參數，以涵蓋本計畫待運貯之用過核子燃料束並獲得較保守之射源項。經 SAS2H/ORIGEN-S 程式計算可得每束燃料最大衰變熱為 0.168 kW，如表 6.4.4-3 所示。故每組貯存護箱熱負載符合核二乾式貯存系統熱負載限值 14.6 kW/護箱。各燃料條件組合之燃料冷卻時間均為 20 年。表 6.4.4-3 詳列出本次核二乾式貯存系統裝載 BWR 用過核子燃料束，用以計算射源項之燃料平均燃耗度、 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度、及燃料冷卻時間

等燃料條件組合參數，以及依據該組合參數所計算出之衰變熱與射源強度，表中之參數可涵蓋本次核二廠待運貯之用過核子燃料束。由於燃耗相同時，較低的 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度可獲得較硬的能譜與較高的射源強度，因此燃料條件組合 1 之 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度 3.15 wt%，可較規格條件之 3.25 wt% 獲得更保守的射源項進行屏蔽計算，滿足四、（一）所列規格條件（最大燃耗度 35,000 MWD/MTU、最少冷卻時間 20 年、 ^{235}U 最大初始鈾濃縮度 3.25 wt%）之要求。

屏蔽分析之輻射源項，採用 SCALE 程式集中的 SAS2H/ORIGEN-S 程式計算，計算時使用 44 能群的 ENDF/B-V 截面資料庫。BWR 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，以及其他結構物經活化後所產生的加馬射源。為考慮 ^{60}Co 的加馬射源能量，SAS2H/ORIGEN-S 程式輸出之燃料及其他結構物加馬射線能譜並非使用預設的 18 能群，而是採用 MCBEND 程式[18]的 22 能量分群，中子能譜亦配合加馬能譜而同樣採用 MCBEND 程式的能量分群。表 6.4.4-4 與表 6.4.4-5 即列出本屏蔽分析所使用的中子與加馬射源能量分群。

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 的雜質含量保守採用 1.2 g/kg。

1. 有效燃料區及其他結構物區的射源強度

用過核子燃料束產生之加馬射線能譜，包含有效燃料區所產生的分裂產物、鈾系元素與其子核，以及輕材質（其他結構物區）所產生之加馬射線能譜。用過核子燃料束產生之中子射源能譜，主要來自於鈾系元素的自發分裂與 (α, n) 反應。加馬射源能譜在 ORIGEN-S 程式計算至反應器停機時仍為程式預設之 18 能群，之後再經由衰變計算並重新分群成為 22 能群。燃料的加馬射源主要來自分裂產物與鈾系元素的貢獻，其他結構物的加馬射源則主要為 ^{60}Co （來自於 SS304 不銹鋼材質內所含的 1.2 g/kg ^{59}Co 雜質經中子活化產生），其加馬射源能譜是由 SAS2H/ORIGEN-S 程式計算 1 kg 的 SS304 不銹鋼受中子照射所決定。

燃料束其他結構物區的活化射源強度，是由 1 kg 不銹鋼產生之射源強度，分別乘以下端板區(lower end fitting region)、有效燃料區的格架(grid region)、充氣區(plenum region)與上端板區(upper end fitting region)之不銹鋼總重量以及各區域之區域通量比例(regional flux ratio)而得。核二廠用過核子燃料各區域不銹鋼重量如表 6.4.4-1 所列。區域通量比例記錄了其他結構物活化的強度變化，為一保守的經驗數據：下端板區其他結構物的通量比例為 0.15；格架區其他結構物的通量比例為 1.0；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[19]。

BWR 用過核子燃料產生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 SCALE 4.4 程式集的 ORIGEN-S 核數據資料庫中。與加馬射線相同，中子射源能譜亦經由 ORIGEN-S 程式經衰變計算並重新分群為 MCBEND 程式的能群。

本屏蔽分析使用 MCNP 程式進行劑量計算（詳見四、（五）屏蔽分析模式）。依據前述燃料平均燃耗度、 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度、燃料冷卻時間等燃料條件組合參數之設計基準燃料群所產生之中子與加馬射源項，除燃料平均燃耗度 19,000 MWD/MTU、 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度 1.8 wt%、燃料冷卻時間 20 年以及燃料平均燃耗度 5,000 MWD/MTU、 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度 0.7 wt%、燃料冷卻時間 20 年此兩類燃料條件組合因其計算所得之射源項強度遠小於其他燃料條件組合，可為其他燃料條件組合所涵蓋故未納入屏蔽分析之外，其餘燃料條件組合所產生之中子與加馬射源項，均進行屏蔽分析與護箱劑量評估。表 6.4.4-4 至表 6.4.4-6 即列出各燃料條件組合經計算所得之燃料中子、燃料加馬、以及其他結構物加馬射源項強度與能譜。

2. 軸向燃耗剖面

本屏蔽分析所採用的 BWR 燃料軸向燃耗剖面，來自 Washington Public Power BWR/4-6 的燃耗資料庫，經驗證該軸向燃耗剖面可代表典型的 BWR 運轉資料，並可作為申照基準[1,20]。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

三維分析時，中子與加馬軸向射源剖面和軸向燃耗剖面有關，該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 6.4.4-7。指數“ b ”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，因此其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：

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

其中“ H ”為有效燃料區的高度，當燃耗剖面歸一化為 1 時，上式可簡化表示為：

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

將上式積分，對 BWR 燃料之中子射源而言， $r = 1.58459$ ；但對加馬射源則 $r=1$ ，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 6.4.4-8 及圖 6.4.4-2 所示。

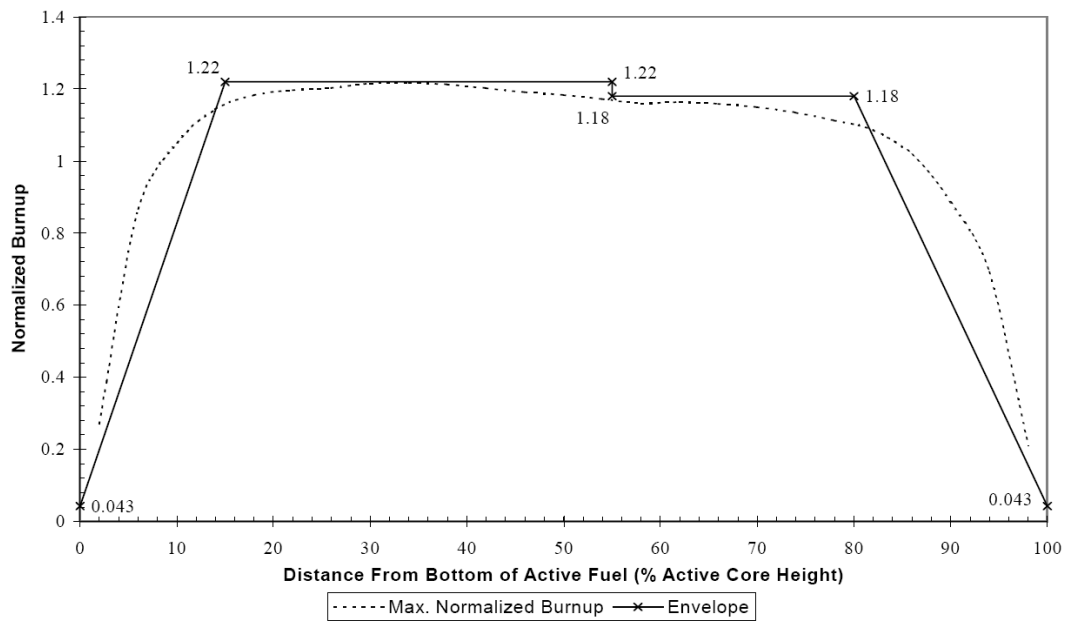


圖 6.4.4-1 BWR 設計基準燃料剖面

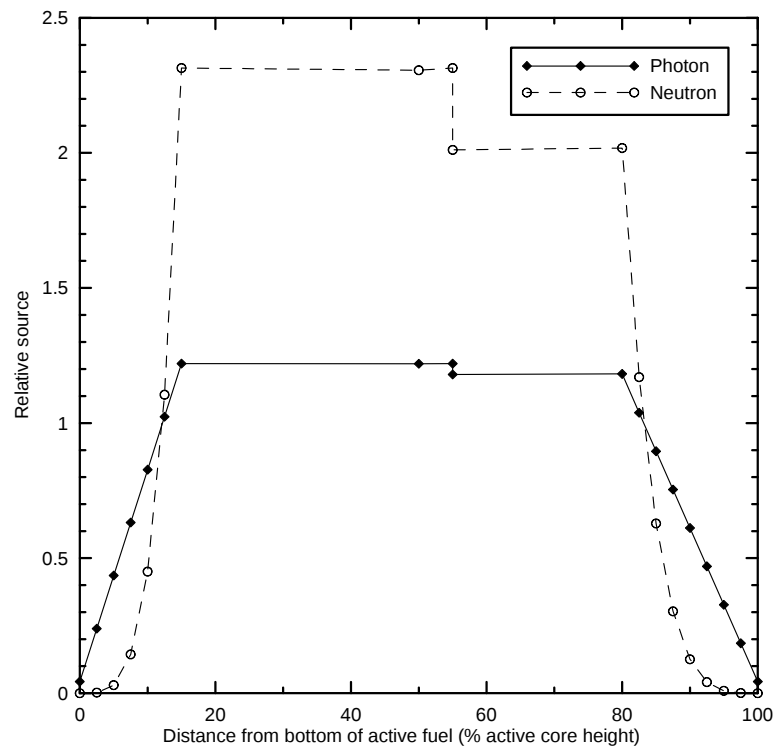


圖 6.4.4-2 BWR 燃料之軸向中子及加馬射源率

表 6.4.4-1 BWR 設計基準燃料束與核二廠待運貯之用過核子燃料束參數之比較

燃料束	核二乾貯 設計基準燃料	GE 8×8-2	ANF 8×8-2
最大鈾重 (MTU)	0.1830	0.1830	0.1758
燃料棒數目	62	62	62
水棒數目	2	2	2
下端板區 不銹鋼重量 (kg)	4.700	4.670	4.023
有效燃料區 不銹鋼重量 (kg)	0.330	0.330	0.224
充氣區 不銹鋼重量 (kg)	2.200	N/A	2.170
上端板區 不銹鋼重量 (kg)	2.100	2.098	1.488

表 6.4.4-2 核二乾式貯存待運貯之用過核子燃料束， ^{235}U 平均初始鈾濃縮度及其最大燃料平均燃耗度

用過核子燃料束	^{235}U 平均初始鈾濃縮度 (wt%)	最大燃料平均燃耗度 (MWD/MTU)
GE 8×8-2	0.71	4.9052
GE 8×8-2	1.76	15.1732
GE 8×8-2	2.19	28.1502
GE 8×8-2	2.84	32.9005
ANF 8×8-2	3.15	34.6712

表 6.4.4-3 核二廠 BWR 用過核子燃料束燃料條件組合參數及其射源項

燃料條件組合	1	2	3	4	5
燃料平均燃耗度 (MWD/MTU)	35,000	34,000	29,000	19,000	5,000
²³⁵ U 平均初始鈾 濃縮度 (wt%)	3.15	2.84	2.19	1.76	0.71
燃料冷卻時間 (年)	20	20	20	20	20
衰變熱 (kW/assy)	0.1680	0.1631	0.1336	0.0884	0.0231
燃料中子射源 (n/s/assy)	3.20E+07	3.49E+07	2.84E+07	7.01E+06	3.21E+05
燃料加馬射源 (γ/s/assy)	7.84E+14	7.56E+14	6.39E+14	4.28E+14	1.14E+14
其他結構物加馬 射源 (γ/s/assy)	9.35E+11	9.81E+11	1.01E+12	7.75E+11	3.96E+11

表 6.4.4-4 燃料中子射源能譜

燃料平均燃耗度 (MWD/MTU)			35,000	34,000	29,000	19,000	5,000
燃料冷卻時間 (年)			20	20	20	20	20
²³⁵ U 平均初始鈾濃縮度 (wt%)			3.15	2.84	2.19	1.8	0.71
能群	能量 E _{lower} (MeV)	能量 E _{upper} (MeV)	n/s/assy	n/s/assy	n/s/assy	n/s/assy	n/s/assy
1	1.360E+01	1.460E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
2	1.250E+01	1.360E+01	2.08E+03	2.27E+03	1.84E+03	4.37E+02	1.38E+01
3	1.125E+01	1.250E+01	8.65E+03	9.44E+03	7.68E+03	1.82E+03	5.76E+01
4	1.000E+01	1.125E+01	2.87E+04	3.14E+04	2.55E+04	6.05E+03	1.91E+02
5	8.250E+00	1.000E+01	9.01E+04	9.84E+04	8.00E+04	1.90E+04	6.00E+02
6	7.000E+00	8.250E+00	2.42E+05	2.64E+05	2.15E+05	5.10E+04	1.61E+03
7	6.070E+00	7.000E+00	4.18E+05	4.56E+05	3.71E+05	8.80E+04	2.78E+03
8	4.720E+00	6.070E+00	1.40E+06	1.53E+06	1.24E+06	2.94E+05	9.31E+03
9	3.680E+00	4.720E+00	2.40E+06	2.61E+06	2.13E+06	5.15E+05	1.98E+04
10	2.870E+00	3.680E+00	3.34E+06	3.62E+06	2.95E+06	7.61E+05	4.52E+04
11	1.740E+00	2.870E+00	7.94E+06	8.62E+06	7.02E+06	1.81E+06	1.10E+05
12	6.400E-01	1.740E+00	1.20E+07	1.31E+07	1.07E+07	2.58E+06	1.02E+05
13	3.900E-01	6.400E-01	3.10E+06	3.39E+06	2.76E+06	6.56E+05	2.15E+04
14	1.100E-01	3.900E-01	1.08E+06	1.18E+06	9.56E+05	2.28E+05	7.54E+03
15	6.740E-02	1.100E-01	6.47E+01	6.49E+01	5.42E+01	2.97E+01	7.15E+00
16	2.480E-02	6.740E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
17	9.120E-03	2.480E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
18	2.950E-03	9.120E-03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
19	9.610E-04	2.950E-03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
20	3.540E-04	9.610E-04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
21	1.660E-04	3.540E-04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
22	4.810E-05	1.660E-04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
23	1.600E-05	4.810E-05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
24	4.000E-06	1.600E-05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
25	1.500E-06	4.000E-06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
26	5.500E-07	1.500E-06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
27	7.090E-08	5.500E-07	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
28	1.000E-11	7.090E-08	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Total			3.20E+07	3.49E+07	2.84E+07	7.01E+06	3.21E+05

表 6.4.4-5 燃料加馬射源能譜

燃料平均燃耗度 (MWD/MTU)			35,000	34,000	29,000	19,000	5,000
燃料冷卻時間 (年)			20	20	20	20	20
²³⁵ U 平均初始鈾濃縮度 (wt%)			3.15	2.84	2.19	1.8	0.71
能群	能量 E _{lower} (MeV)	能量 E _{upper} (MeV)	γ/s/assy	γ/s/assy	γ/s/assy	γ/s/assy	γ/s/assy
1	1.200E+01	1.400E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
2	1.000E+01	1.200E+01	9.40E+02	1.03E+03	8.36E+02	2.01E+02	7.49E+00
3	8.000E+00	1.000E+01	1.82E+04	1.99E+04	1.62E+04	3.88E+03	1.45E+02
4	6.500E+00	8.000E+00	8.57E+04	9.35E+04	7.61E+04	1.83E+04	6.88E+02
5	5.000E+00	6.500E+00	4.37E+05	4.77E+05	3.88E+05	9.34E+04	3.53E+03
6	4.000E+00	5.000E+00	1.09E+06	1.19E+06	9.68E+05	2.33E+05	8.86E+03
7	3.000E+00	4.000E+00	3.33E+06	3.63E+06	2.98E+06	7.75E+05	5.75E+04
8	2.500E+00	3.000E+00	3.33E+07	3.21E+07	2.32E+07	8.58E+06	6.50E+05
9	2.000E+00	2.500E+00	1.15E+09	1.09E+09	8.97E+08	6.18E+08	1.67E+08
10	1.660E+00	2.000E+00	2.25E+10	2.13E+10	1.76E+10	1.21E+10	3.24E+09
11	1.440E+00	1.660E+00	2.40E+11	2.32E+11	1.89E+11	1.07E+11	1.77E+10
12	1.220E+00	1.440E+00	2.79E+12	2.70E+12	2.20E+12	1.17E+12	1.53E+11
13	1.000E+00	1.220E+00	1.59E+12	1.53E+12	1.25E+12	7.30E+11	1.33E+11
14	8.000E-01	1.000E+00	3.76E+12	3.63E+12	2.98E+12	1.70E+12	2.91E+11
15	6.000E-01	8.000E-01	3.93E+14	3.83E+14	3.29E+14	2.18E+14	5.79E+13
16	4.000E-01	6.000E-01	7.62E+12	7.28E+12	6.04E+12	3.95E+12	9.62E+11
17	3.000E-01	4.000E-01	8.77E+12	8.32E+12	6.86E+12	4.73E+12	1.27E+12
18	2.000E-01	3.000E-01	1.29E+13	1.22E+13	1.01E+13	6.86E+12	1.81E+12
19	1.000E-01	2.000E-01	4.17E+13	3.97E+13	3.28E+13	2.22E+13	5.81E+12
20	5.000E-02	1.000E-01	6.38E+13	6.08E+13	5.07E+13	3.51E+13	9.40E+12
21	2.000E-02	5.000E-02	1.42E+14	1.36E+14	1.13E+14	7.69E+13	2.05E+13
22	1.000E-02	2.000E-02	1.06E+14	1.01E+14	8.41E+13	5.72E+13	1.53E+13
Total			7.84E+14	7.56E+14	6.39E+14	4.28E+14	1.14E+14

表 6.4.4-6 其他結構物加馬射源能譜

燃料平均燃耗度 (MWD/MTU)			35,000	34,000	29,000	19,000	5,000
燃料冷卻時間 (年)			20	20	20	20	20
²³⁵ U 平均初始鈾濃縮度 (wt%)			3.15	2.84	2.19	1.8	0.71
能群	能量 E _{lower} (MeV)	能量 E _{upper} (MeV)	γ/s/assy	γ/s/assy	γ/s/assy	γ/s/assy	γ/s/assy
1	1.200E+01	1.400E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
2	1.000E+01	1.200E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
3	8.000E+00	1.000E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
4	6.500E+00	8.000E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
5	5.000E+00	6.500E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
6	4.000E+00	5.000E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
7	3.000E+00	4.000E+00	5.46E-16	5.93E-16	4.99E-16	1.46E-16	7.42E-18
8	2.500E+00	3.000E+00	7.31E+03	7.66E+03	7.91E+03	6.06E+03	3.09E+03
9	2.000E+00	2.500E+00	4.71E+06	4.94E+06	5.10E+06	3.91E+06	1.99E+06
10	1.660E+00	2.000E+00	1.10E-13	1.20E-13	1.01E-13	2.95E-14	1.50E-15
11	1.440E+00	1.660E+00	1.25E+00	1.31E+00	1.36E+00	1.04E+00	5.30E-01
12	1.220E+00	1.440E+00	4.46E+11	4.68E+11	4.83E+11	3.70E+11	1.89E+11
13	1.000E+00	1.220E+00	4.70E+11	4.94E+11	5.09E+11	3.90E+11	1.99E+11
14	8.000E-01	1.000E+00	3.15E+07	3.30E+07	3.41E+07	2.61E+07	1.33E+07
15	6.000E-01	8.000E-01	8.31E+05	8.71E+05	8.99E+05	6.88E+05	3.52E+05
16	4.000E-01	6.000E-01	2.39E+06	2.51E+06	2.59E+06	1.98E+06	1.01E+06
17	3.000E-01	4.000E-01	3.78E+07	3.97E+07	4.10E+07	3.14E+07	1.60E+07
18	2.000E-01	3.000E-01	2.88E+07	3.03E+07	3.12E+07	2.39E+07	1.22E+07
19	1.000E-01	2.000E-01	5.81E+08	6.09E+08	6.29E+08	4.81E+08	2.46E+08
20	5.000E-02	1.000E-01	2.41E+09	2.53E+09	2.61E+09	2.00E+09	1.02E+09
21	2.000E-02	5.000E-02	6.98E+09	7.32E+09	7.55E+09	5.78E+09	2.95E+09
22	1.000E-02	2.000E-02	8.55E+09	8.97E+09	9.25E+09	7.07E+09	3.60E+09
Total			9.35E+11	9.81E+11	1.01E+12	7.75E+11	3.96E+11

表 6.4.4-7 射源率對燃耗之適當參數

輻射型態	指數 b
中子	4.22
加馬	1.00

表 6.4.4-8 BWR 燃料之軸向射源率

%爐心高度	燃耗剖面	加馬射源剖面	中子射源剖面
0.00%	4.30E-02	4.30E-02	1.71E-06
2.50%	2.39E-01	2.39E-01	2.39E-03
5.00%	4.35E-01	4.35E-01	2.99E-02
7.50%	6.32E-01	6.32E-01	1.44E-01
10.00%	8.28E-01	8.28E-01	4.50E-01
12.50%	1.02E+00	1.02E+00	1.10E+00
15.00%	1.22E+00	1.22E+00	2.31E+00
55.00%	1.22E+00	1.22E+00	2.31E+00
55.00%	1.18E+00	1.18E+00	2.02E+00
80.00%	1.18E+00	1.18E+00	2.02E+00
82.50%	1.04E+00	1.04E+00	1.17E+00
85.00%	8.96E-01	8.96E-01	6.28E-01
87.50%	7.54E-01	7.54E-01	3.03E-01
90.00%	6.11E-01	6.11E-01	1.25E-01
92.50%	4.69E-01	4.69E-01	4.11E-02
95.00%	3.27E-01	3.27E-01	8.97E-03
97.50%	1.85E-01	1.85E-01	8.10E-04
100.00%	4.30E-02	4.30E-02	1.71E-06

(五) 屏蔽分析模式

核二乾式貯存系統的混凝土護箱與傳送護箱之屏蔽分析，皆是採用 MCNP 程式計算。核二廠用過核子燃料貯存場的廠界劑量分析，則採用 NAC-CASC 程式計算。

1. 模式詳述

本節說明核二乾式貯存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

核二乾式貯存系統之混凝土護箱由 NAC/CTCIM 之 MAGNASTOR 護箱因應核二廠之需求變更設計而得，主要的變更項目為增加護箱之屏蔽厚度以降低輻射劑量率。混凝土護箱主要由兩個部分組成：不銹鋼材質的密封鋼筒，以及碳鋼內襯、材質為混凝土的護箱外殼。密封鋼筒為一頂端有密封上蓋之不銹鋼直立圓柱筒，可裝填 87 束 BWR 用過核子燃料束。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。MAGNASTOR 系統之密封鋼筒上蓋設計有兩種選擇：一為上蓋完全由不銹鋼材質構成、另一則為由碳鋼與不銹鋼兩層材質組合，兩選擇總厚度相同。核二乾式貯存系統採用完全由不銹鋼材質構成之密封鋼筒上蓋設計，但屏蔽分析時仍以碳鋼與不銹鋼兩層材質組成之上蓋幾何模型計算。由於碳鋼密度較低，使用兩層材質進行計算可獲得較保守的結果。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頂蓋。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，分別設計有四個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。每一區域均由均質化材質所組成，該均質化區域範圍即為燃料束的寬度。除均質化用過核子燃料束外，其餘密封鋼筒內部

散熱板、燃料管、中子吸收板等組件均依實際配置建構幾何模型。圖 6.4.5-1 即為進行屏蔽分析計算時，密封鋼筒內部裝載 87 根 BWR 用過核子燃料束燃料格架橫切面幾何模型示意圖。圖 6.4.5-2 至圖 6.4.5-4 則為 MCNP 程式模擬密封鋼筒置入混凝土護箱後的縱切面幾何模型、底部空氣進口幾何模型、以及護箱頂蓋幾何模型之示意圖。其中混凝土護箱側面徑向屏蔽由密封鋼筒殼（1.3 cm）、內襯（10.0 cm）及混凝土外殼（101.5 cm）所組成；軸向混凝土護箱頂部屏蔽則由密封鋼筒上蓋（22.9 cm）、頂蓋鋼屏蔽（5.6 cm），以及頂蓋混凝土屏蔽（66.4 cm）所組成。屏蔽分析時少部分護箱幾何模型之尺寸與工程設計圖略有些微差異，但其差異均為保守變更（如屏蔽厚度略減）或對屏蔽計算結果並無影響。

(2) 混凝土護箱的材質設定

進行屏蔽分析時，混凝土護箱及密封鋼筒所使用的材質，如不銹鋼、碳鋼、混凝土等，其密度與元素組成如表 6.4.5-1 所示。密封鋼筒內部的提籃結構，均依照實際配置模擬，其密度與元素組成亦列於表 6.4.5-1。如上節所述，用過核子燃料束依其特性分為上端板區、充氣區、有效燃料區與下端板區，每一區域皆以均質化處理，核二廠用過核子燃料各區域之密度與元素組成則列於表 6.4.5-2。本計畫使用新燃料之材質組成取代用過核子燃料的材質組成。一方面是經驗證計算後，採用新燃料的材質組成並不會影響屏蔽分析的計算結果[17]。另一方面是由於用過核子燃料的材質組成會因為反應爐中的燃燒條件不同而變化，為有效掌握計算分析上的準確度，因此表 6.4.5-2 中所列之有效燃料區組成為新燃料的材質組成。

(3) 傳送護箱的幾何模型

核二乾式貯存系統傳送護箱的詳細尺寸如圖 6.4.5-5 所示。傳送護箱的徑向加馬屏蔽由不銹鋼製密封鋼筒殼（1.3 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（8.2 cm）所組成；徑向中子屏蔽由中子屏蔽材料（NS-4-FR）（5.7 cm）所供應；底部屏蔽由密封鋼筒底板（7.0 cm）與傳送護箱厚鋼門（12.7 cm）所提供；頂部屏蔽則由密封鋼筒上蓋之厚鋼材所提供（22.9 cm）。密封鋼筒進行排水與銲接作業

時，傳送護箱頂部設置有銲接用屏蔽板，該銲接用屏蔽板由三層不銹鋼圓盤相疊組成，總厚度約為 15.2 cm。進行傳送作業時則移除該銲接用屏蔽板。密封鋼筒內部的幾何模型與混凝土護箱屏蔽分析時相同，除用過核子燃料束劃分為均質化的四區域之外，其餘提籃結構均依照實際配置建立計算幾何模型。此外，為獲得保守的輻射劑量率計算結果，本分析不考慮傳送護箱外部設置之防撞緩衝器的屏蔽效果。

(4) 傳送護箱的材質設定

核二乾式貯存系統之傳送護箱進行用過核子燃料束裝載作業時，密封鋼筒內部可分為有水與無水兩種狀態。由於傳送護箱中的水可提供額外的輻射屏蔽，且因水而增加之次臨界中子劑量率其效應遠低於水的屏蔽效應[17]，因此本計畫進行傳送護箱屏蔽分析時，主要考慮較保守的密封鋼筒內無水之作業狀況計算輻射劑量率。傳送護箱之碳鋼、鉛、中子屏蔽（NS-4-FR），以及提籃結構之材質等，其材質組成見表 6.4.5-1；密封鋼筒內無水時之用過核子燃料均質化材質組成見表 6.4.5-2。

2. 計算模式

本報告使用 MCNP 程式進行混凝土護箱及傳送護箱周圍的輻射劑量率評估，使用 NAC-CASC 程式進行核二廠廠界輻射劑量率分析。其中輻射源項採用本章四、（四）.1 節之中子與加馬射源設定，並採用本章四、（四）.3 節的燃料軸向射源剖面。護箱幾何模型與材質則如本章四、（五）.1 所述。本節即說明護箱屏蔽分析以及核二廠廠界劑量評估模式。

(1) 護箱屏蔽分析

核二乾式貯存系統混凝土護箱與傳送護箱的表面輻射劑量率評估，採用 MCNP 程式計算。混凝土護箱裝載 87 束 BWR 用過核子燃料束，用過核子燃料束所產生之射源項如本章四、（四）節所述，分為：燃料加馬、燃料中子、以及其他結構物區產生之活化加馬等射源。各射源項能譜與強度如表 6.4.4-4 至表 6.4.4-6 所示。

進行混凝土護箱與傳送護箱的表面輻射劑量率評估時，混凝土護箱

與傳送護箱之三維幾何模型如前節所述，混凝土護箱空氣通道的湍流效應以及空氣進出口之設計均於計算模型中詳細模擬。護箱表面各偵測點由不同距離（表面、30 cm、1 m、2 m、4 m）、不同分格的圓環面與圓盤面組成，方位角分格則主要用作混凝土護箱空氣進出口及傳送護箱排水及排氣孔的輻射劑量率計算。圖 6.4.5-6 即為混凝土護箱偵測點位置與分割示意圖。除傳送護箱與混凝土護箱表面輻射劑量率之外，混凝土護箱空氣進口與空氣出口處的輻射劑量率亦包含於屏蔽分析計算之內。此外，次臨界中子之產生與遷移計算亦於本屏蔽分析中加以考慮。MCNP 程式進行遷移計算時將記錄中子與加馬之通量（fluence），再以劑量轉換係數將計算所得之通量轉換成輻射劑量率。屏蔽計算所採用的中子與光子劑量轉換係數，取自 ANS/6.1.1-1977 號報告[21]。其中中子劑量轉換係數如表 6.4.5-3、光子劑量轉換係數則如表 6.4.5-4 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。

傳送護箱表面劑量率計算依密封鋼筒內部有水與無水的情況，並配合銲接用屏蔽板的設置與否，本分析計算以下四種狀態：

- A.密封鋼筒內部無水、設置銲接用屏蔽板的狀態；
- B.密封鋼筒內部無水、未設置銲接用屏蔽板的狀態；
- C.密封鋼筒內部有水、未設置銲接用屏蔽板的狀態；
- D.密封鋼筒內部有水但部分水已抽出、設置銲接用屏蔽板的狀態。

其中 A、C、D 三種狀態中，密封鋼筒與傳送護箱間之環狀間隙因作業時環狀間隙充水系統與循環水冷系統之使用，分析時以間隙內注水之狀態進行計算。狀態 B 即為傳送護箱完成用過核子燃料裝載、密封、除污等過程後，於廠內運送至混凝土護箱貯存之狀態。狀態 D 為密封鋼筒內部抽出 0.260 m^3 的水，作為保守模擬銲接作業時的狀態，此時水位距密封鋼筒上蓋底部 12 cm。

由於 MCNP 程式使用蒙地卡羅方法模擬粒子遷移，具有統計上的誤差，故在計算上常需要耗費大量的電腦資源，才能夠得到較為收斂的結果。此外，護箱屏蔽分析屬於深穿透類型的計算，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，本分析採用 weight window 變異數降低方法，來降低計算結果的相對誤差（relative error）。

配合前述輸入參數、幾何模型與計算模式，MCNP 程式在進行射源項的能量、位置取樣之後即可進行粒子遷移模擬，計算出混凝土護箱與傳送護箱表面輻射劑量率。除表面輻射劑量率外，MCNP 程式亦將混凝土護箱頂端與側邊表面之中子與加馬粒子資訊（如能量、位置、方向等）加以記錄，作為廠界輻射劑量率分析時的射源項之用。

(2) 廠界輻射劑量率分析

核二乾貯計畫用過核子燃料貯存場的配置為 2×13 之陣列，另於陣列短側邊單獨設置一混凝土護箱，共計 27 組混凝土護箱。護箱中心軸之間的距離為 5.25 m。圖 6.4.5-7 即為貯存場混凝土護箱的配置示意圖。核二廠之廠界劑量分析使用 NAC-CASC 程式。NAC-CASC 程式為 SKYSHINE-III 程式的改良版本，可直接針對貯存場的護箱配置進行輻射劑量率分析計算。NAC-CASC 程式的射源項取自前述燃料條件組合之護箱屏蔽分析結果。在該燃料條件組合下，MCNP 程式進行三維混凝土護箱屏蔽分析時亦同時紀錄混凝土護箱表面之輻射資料，包含輻射型態、能譜、位置分佈與角度分佈等，作為 NAC-CASC 程式的輸入資訊。

當混凝土護箱配置不只一排時，後排混凝土護箱對廠界所造成的輻射劑量率應考慮前排護箱的自屏蔽效應。NAC-CASC 程式完全模擬核二乾貯貯存場的混凝土護箱配置，並將護箱之間的自屏蔽效應加以考慮。為增進計算效率，NAC-CASC 程式針對貯存場中的單一護箱進行廠界輻射劑量率計算時，會將其他護箱視為黑體（black body）。由於廠界輻射劑量率最主要的貢獻均來自於前排未受自屏蔽的混凝土護箱，且後排護箱產生之輻射經前排護箱散射至偵測點的機率極微，因此將護箱視為黑體而非實體護箱的模型設定對廠界輻射劑量率計算結果的影響實可忽略[17]。圖 6.4.5-8 與圖 6.4.5-9 即顯示以 2×10 護箱陣列配置驗證 NAC-CASC 程式針對護箱配置整體計算時，黑體假設對廠界劑量的影響。由圖中可知使用黑體模型設定對廠界劑量計算的影響極低。

貯存設施的幾何模型除混凝土護箱之外，尚包含護箱基座（pad）、基座周圍的土地、以及空氣。貯存設施基座長 77.5 m，寬 13.5 m，本報告空氣密度採 0.001225 g/cm^3 ，該密度為海平面 20°C 時之空氣密度。最近廠界（舊基金公路）距離貯存設施中心約 150 m，本報告以較保守之 107.25 m 進行輻射劑量率評估。廠界偵測點高度為 0.9 m，考慮貯存設施與最近廠界之高度差，部分位於北方之廠界偵測點高度設為 5.5 m。最近工作處距離貯存設施中心 59.56 m，內外圍籬則分別距離基座邊緣約 4.25 m 與 10.25 m，偵測點高度均為 0.9 m。各偵測點詳細座標如圖 6.4.5-10 與表 6.4.5-5 所示。計算廠界輻射劑量率時除中子外，燃料加馬、其他結構物產生之活化加馬以及護箱屏蔽分析時產生之二次加馬射源皆合併為單一加馬射源項。本報告以 NAC-CASC 程式評估 27 組混凝土護箱配置對最近廠界、最近工作處與圍籬處所造成的輻射劑量率（一年以 8760 小時計算），並確保最近廠界處之最大個人年有效劑量低於 0.05 mSv。

除貯存設施外，單一傳送護箱於用過核子燃料運送期間造成之廠界輻射劑量率亦需加以考慮。廠界輻射劑量率之計算模式與混凝土護箱相同，使用 NAC-CASC 程式計算。分析時射源項即為 MCNP 程式記錄之傳送護箱頂端與側邊表面輻射資料，並針對表 6.4.4-3 所列之燃料組合條件 1 至 3 分別進行廠界輻射劑量率評估。為符合傳送作業時之情況，傳送護箱採用密封鋼筒內部無水、未設置銲接用屏蔽板之狀態，偵測點與傳送護箱中心軸之距離保守設為 100 m，高度為 0.9 m。由於傳送護箱於傳送作業期間其抬高時間短暫，底部造成之廠界輻射劑量率可忽略不計，故分析時僅考慮傳送護箱頂端及側邊對廠界劑量造成之影響。

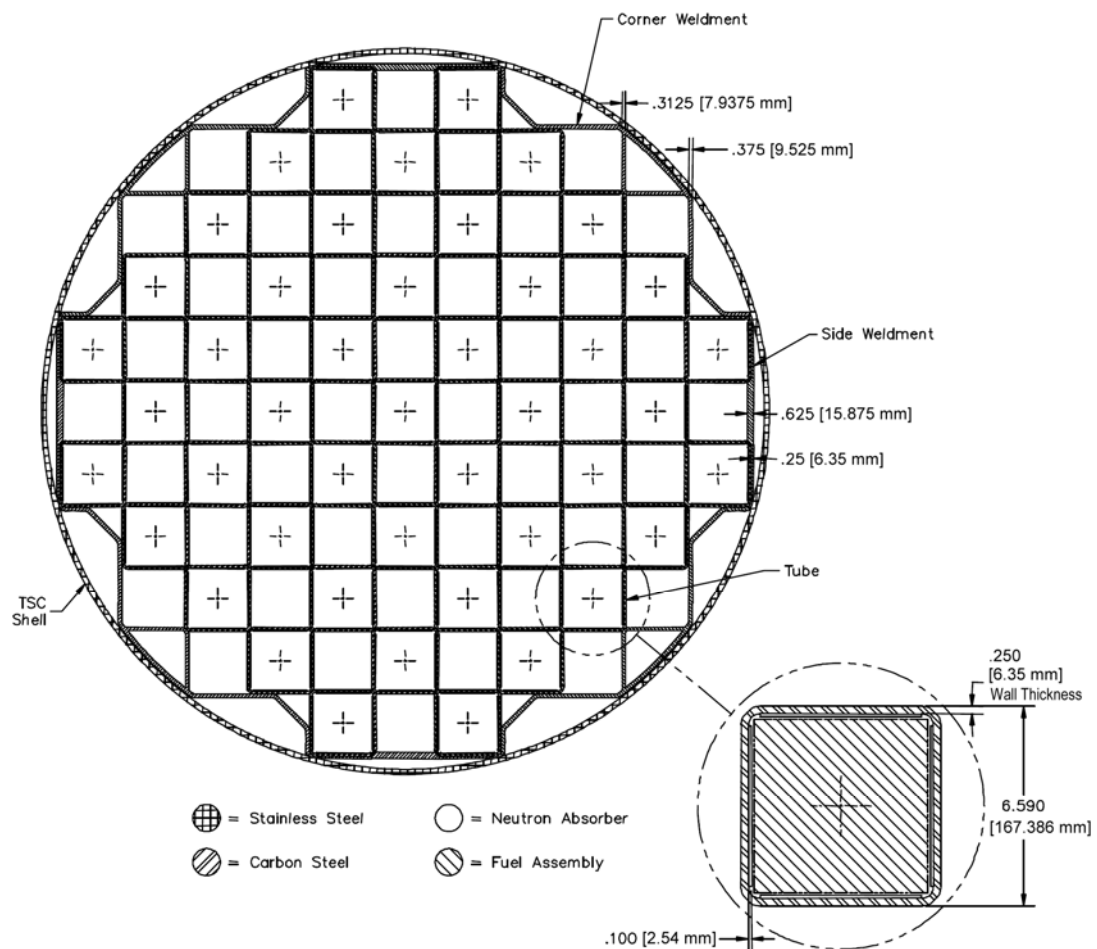


圖 6.4.5-1 核二乾式貯存系統密封鋼筒內部提籃結構幾何模型俯視示意圖（BWR，
單位：inch/mm）

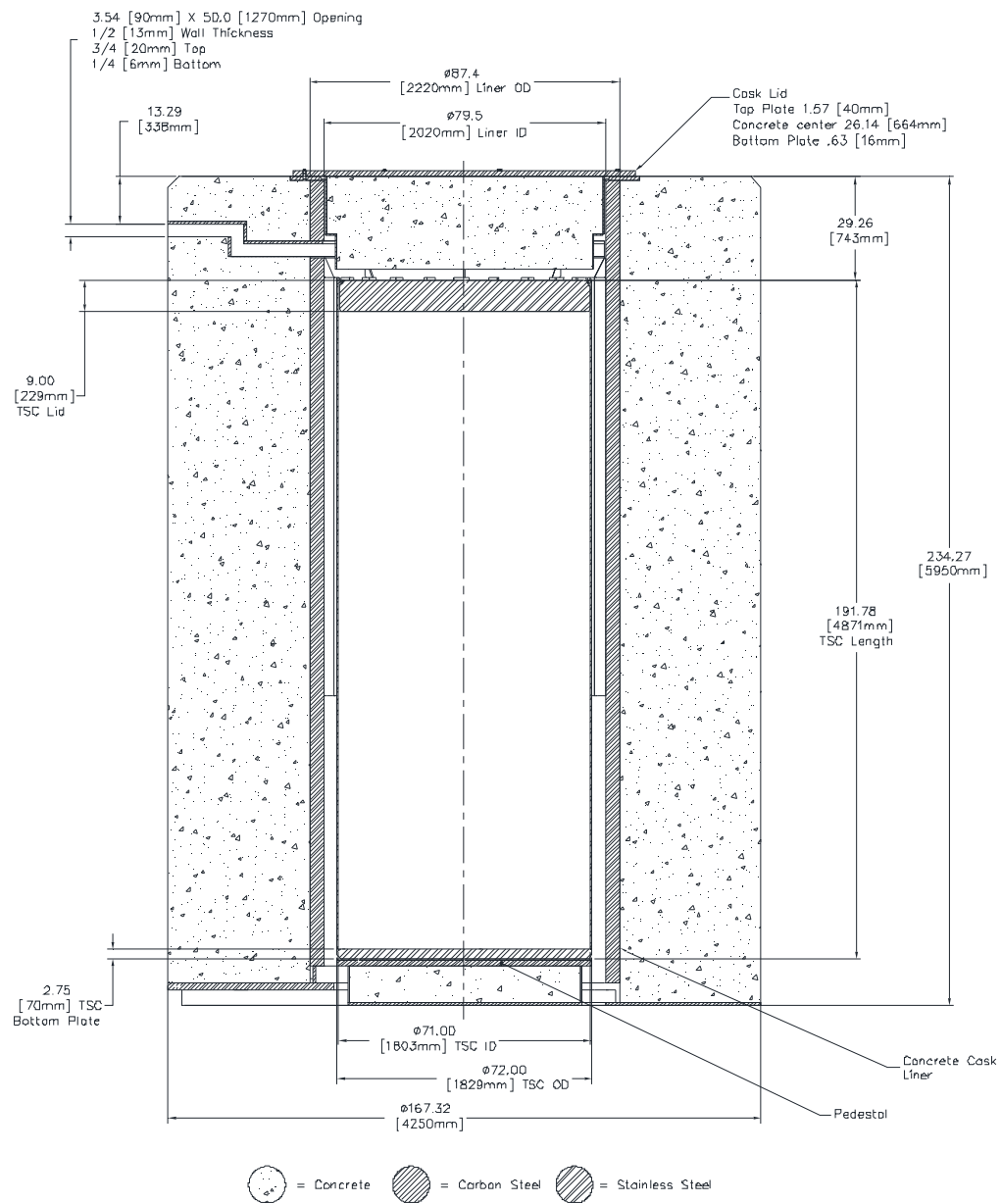


圖 6.4.5-2 核二乾式貯存系統之混凝土護箱幾何模型縱切面示意圖（單位：
 inch/mm）

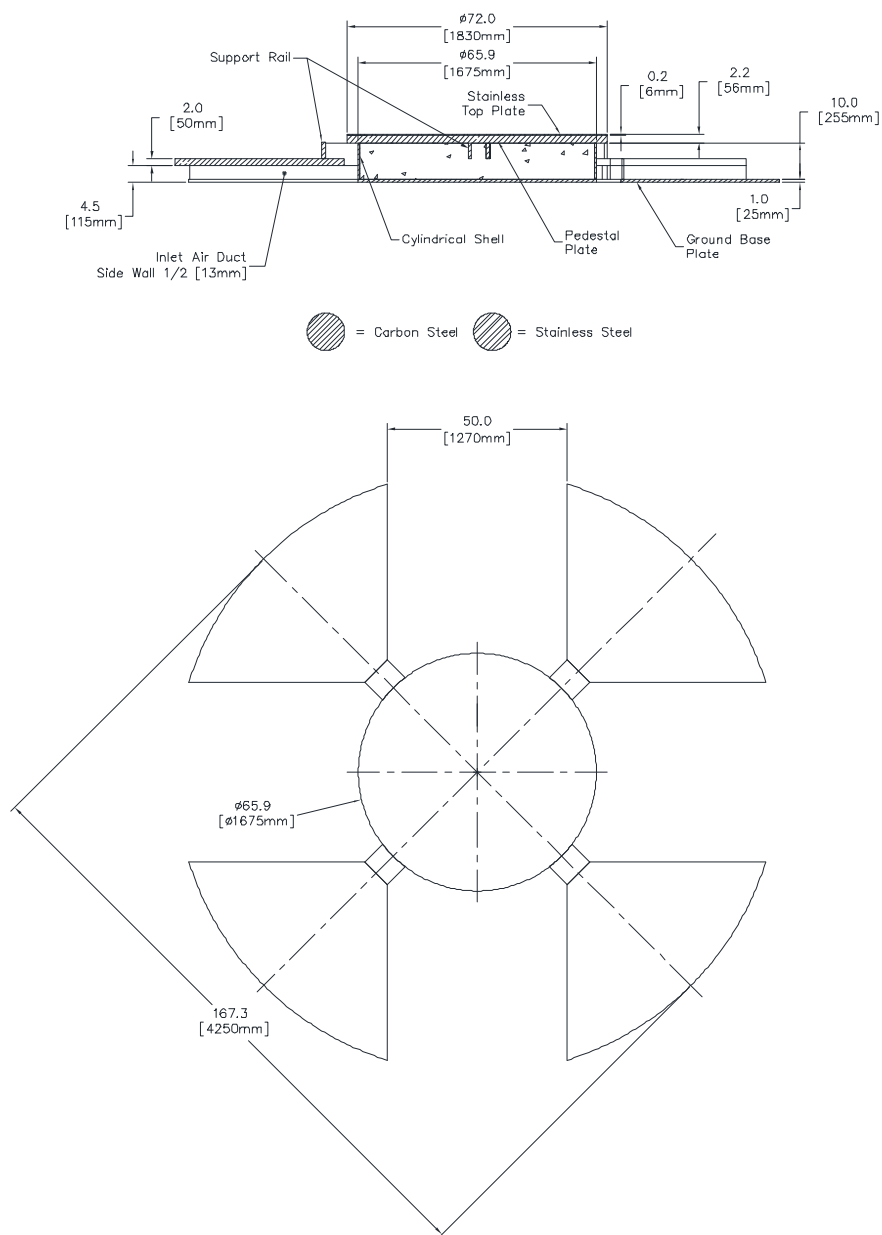


圖 6.4.5-3 核二乾式貯存系統之混凝土護箱模型底部空氣進口幾何模型示意圖（單位：inch/mm）

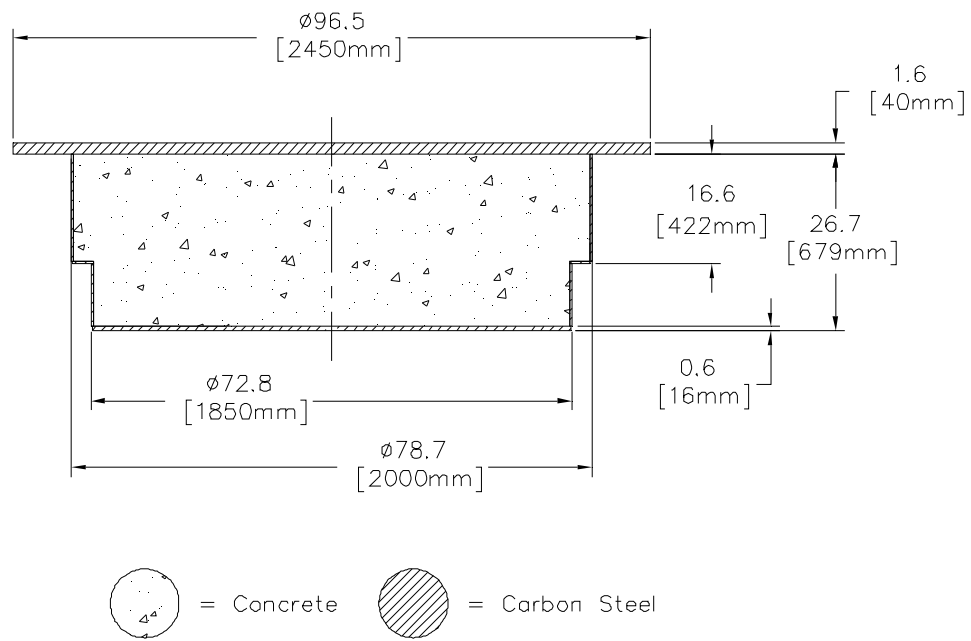


圖 6.4.5-4 核二乾式貯存系統之混凝土護箱模型頂蓋幾何模型示意圖（單位：
inch/mm）

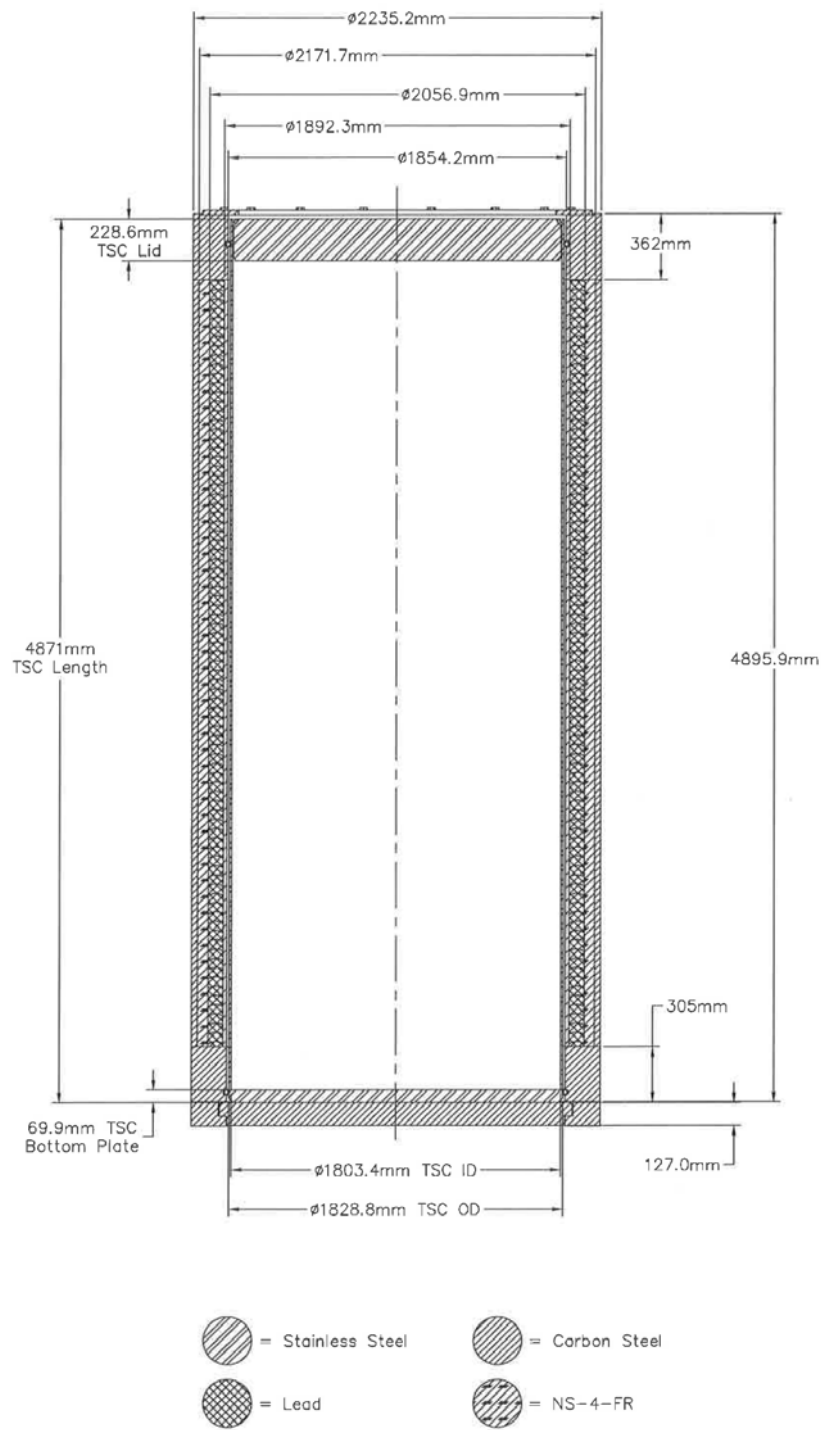


圖 6.4.5-5 核二乾式貯存系統之傳送護箱幾何模型縱切面示意圖（單位：mm）

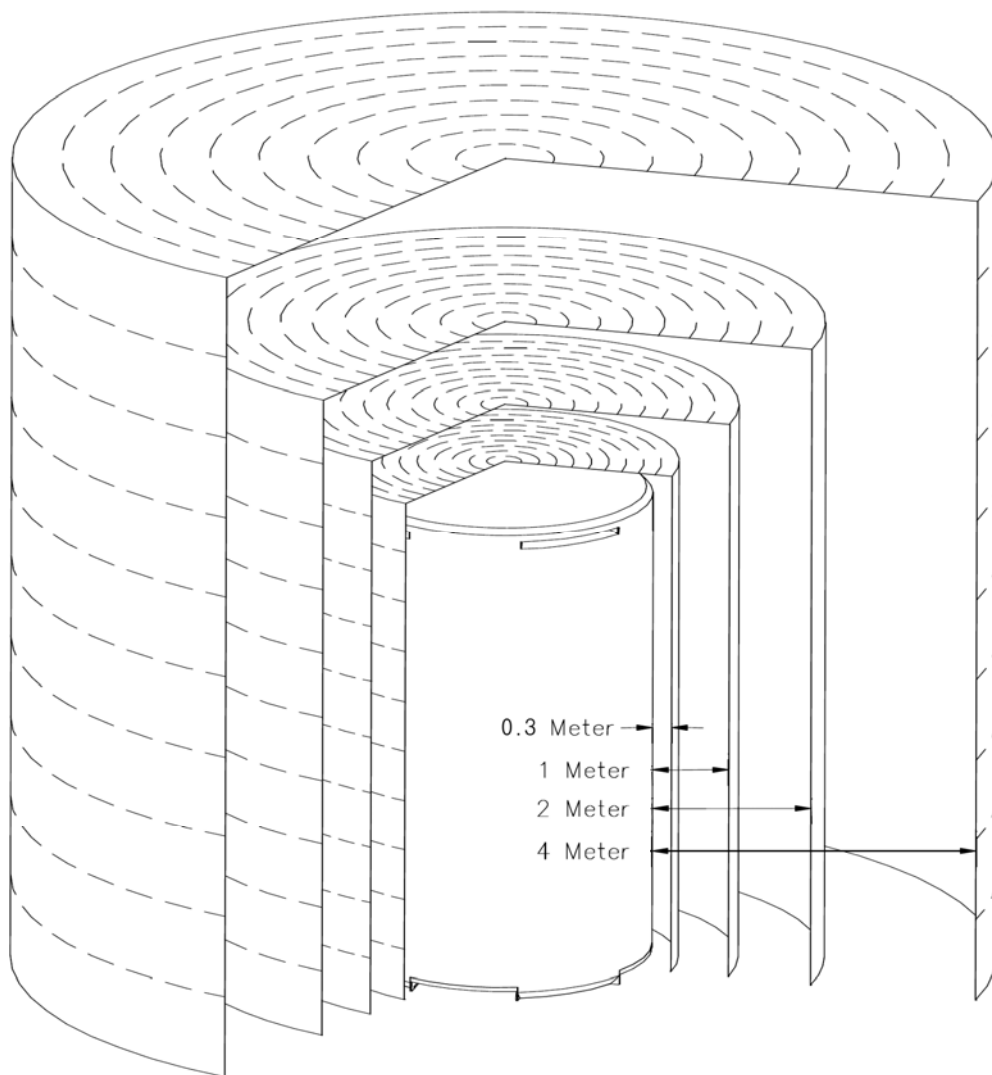


圖 6.4.5-6 貯存護箱偵測點位置示意圖

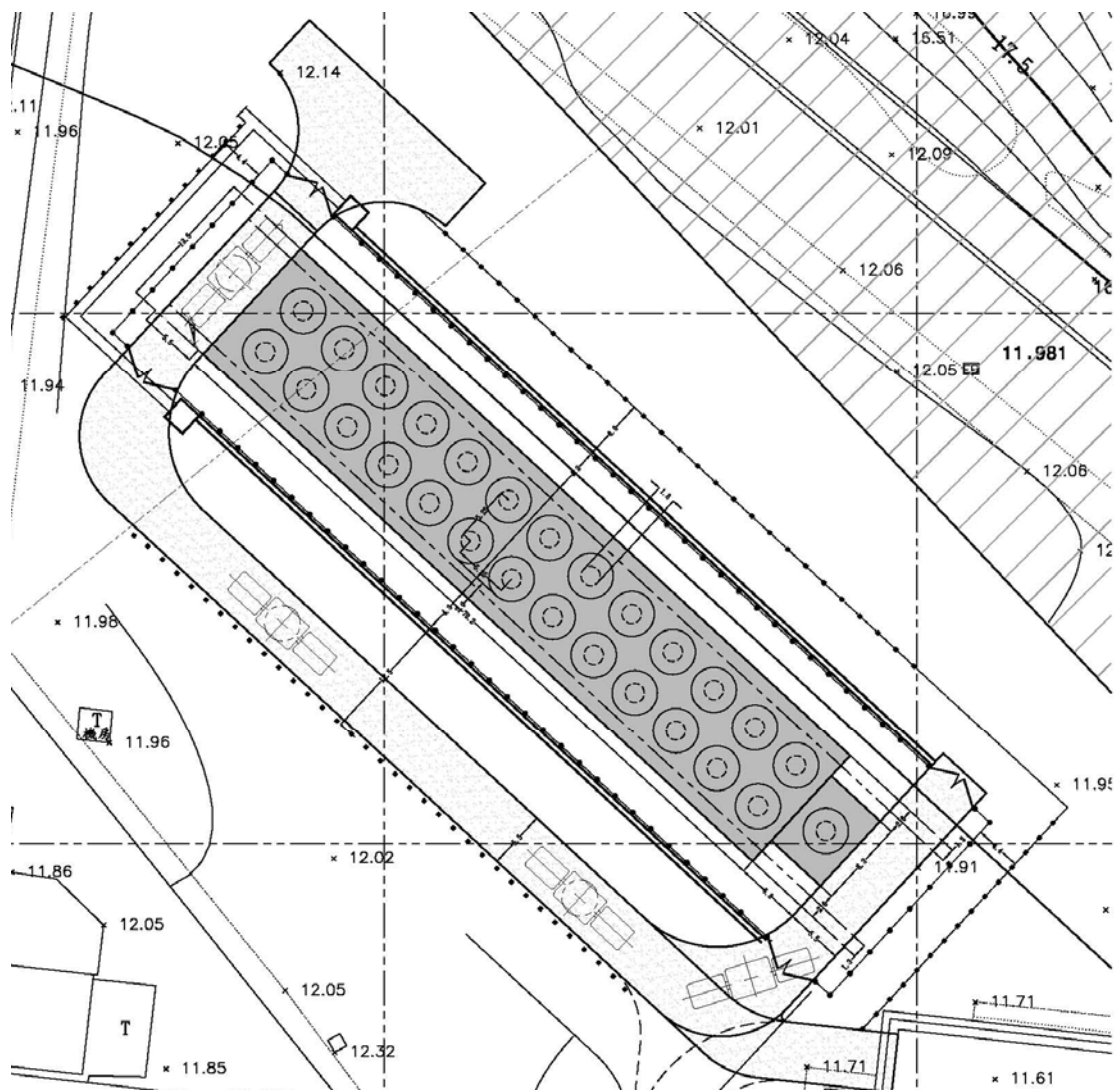


圖 6.4.5-7 核二乾貯計畫貯存場混凝土護箱配置示意圖

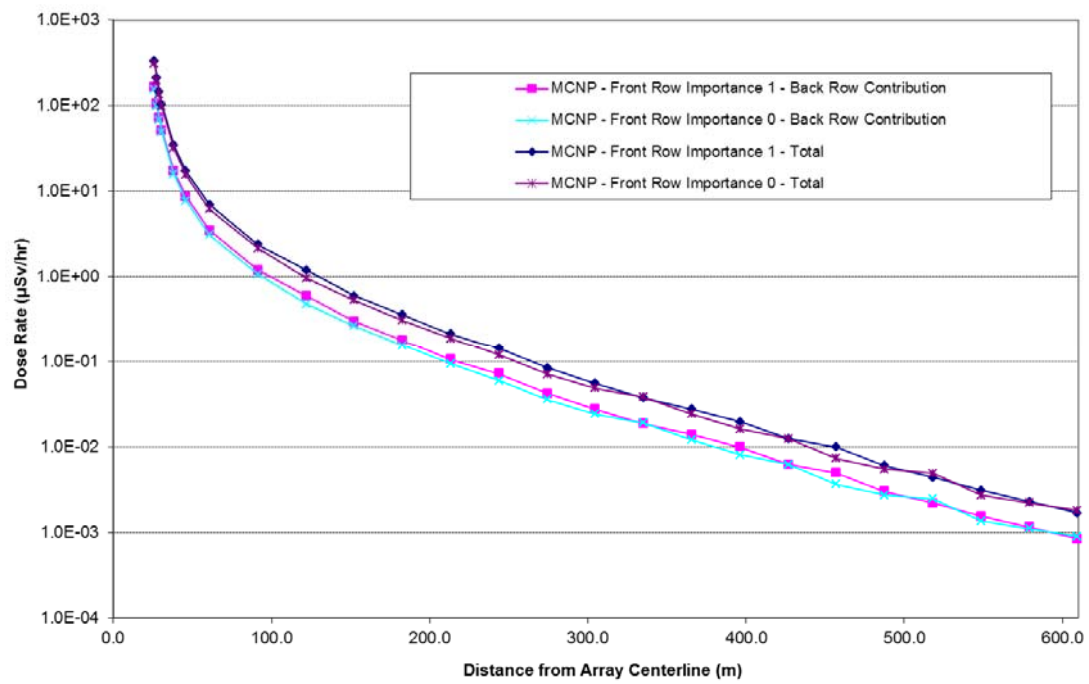


圖 6.4.5-8 2×10 貯存護箱配置使用黑體假設與否對廠界輻射劑量率計算結果的影響（護箱陣列短邊方向）

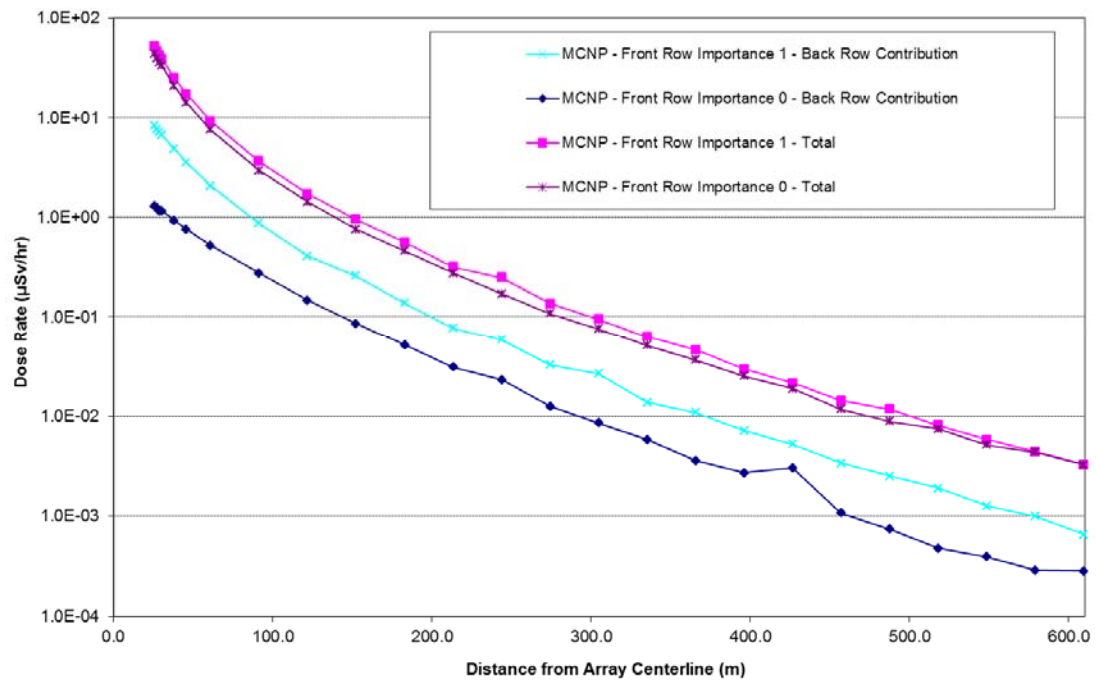


圖 6.4.5-9 2×10 貯存護箱配置使用黑體假設與否對廠界輻射劑量率計算結果的影響

響（護箱陣列長邊方向）

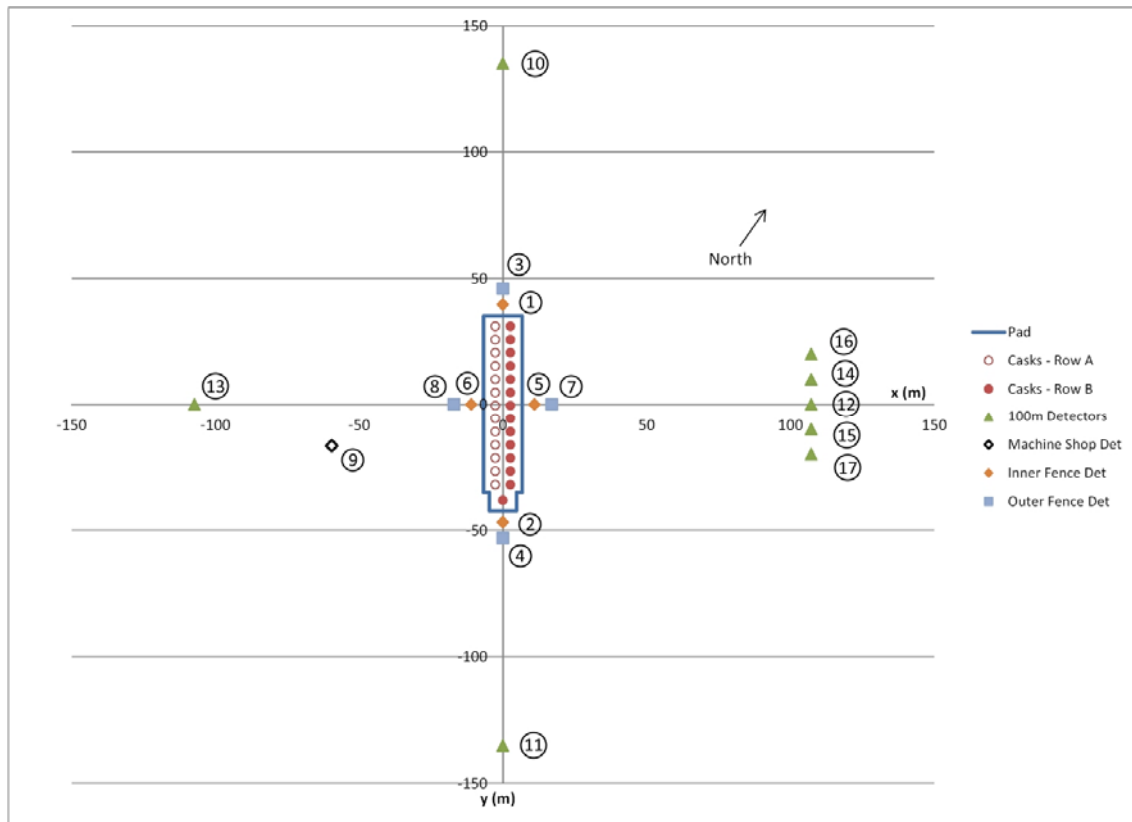


圖 6.4.5-10 廠界、圍籬及最近工作處之偵測點座標（單位：m）

表 6.4.5-1 混凝土護箱與傳送護箱之屏蔽材質組成

材質	密度 (g/cm ³)	組成元素	組成密度 (atom/barn-cm)
碳鋼	7.8212	C Fe	3.9250E-03 8.3494E-02
不銹鋼	7.9400	Cr Mn Fe Ni	1.7472E-02 1.7407E-03 5.9505E-02 7.7392E-03
鉛	11.344	Pb	3.2967E-02
NS-4-FR	1.6316	H ¹⁰ B ¹¹ B C N O Al	5.8508E-02 9.1385E-05 3.3665E-04 2.2600E-02 1.3904E-03 2.6107E-02 7.8003E-03
混凝土	2.3234 (頂蓋為 2.243)	H O Na Al Si Ca Fe	1.3883E-02 4.6537E-02 1.7649E-03 1.7631E-03 1.6789E-02 1.5361E-03 3.5075E-04
中子吸收板	2.6379	Al ¹⁰ B ¹¹ B C	3.8891E-02 7.5842E-03 3.1444E-02 9.7573E-03
水	0.9982	H O	6.6752E-02 3.3376E-02

表 6.4.5-2 密封鋼筒內部用過核子燃料束各區域均質化之材質組成

材質	密度 (g/cm ³)	組成元素	組成密度 (atom/barn-cm)
下端板區	1.3934	Cr Mn Fe Ni	3.0662E-03 3.0548E-04 1.0443E-02 1.8307E-03
有效燃料區	3.4275	²³⁵ U ²³⁸ U Zr Cr Sn N O Fe	1.9913E-04 6.0453E-03 4.0746E-03 7.2780E-06 4.7817E-05 1.3512E-05 1.4110E-02 8.8542E-06
充氣區	0.4664	Cr Sn Mn Fe N Ni Zr	8.6151E-04 5.7299E-06 8.5740E-05 2.9320E-03 1.6191E-06 3.8121E-04 1.3610E-03
上端板區	0.5612	Cr Mn Fe Ni	1.2349E-03 4.0305E-04 1.3778E-02 1.7920E-03

表 6.4.5-3 中子劑量轉換係數

能量 (MeV)	劑量轉換係數 ((rem/hr)/(n/cm ² -s))
2.50E-08	3.67E-06
1.00E-07	3.67E-06
1.00E-06	4.46E-06
1.00E-05	4.54E-06
1.00E-04	4.18E-06
1.00E-03	3.76E-06
1.00E-02	3.56E-06
1.00E-01	2.17E-05
5.00E-01	9.26E-05
1.00E+00	1.32E-04
2.50E+00	1.25E-04
5.00E+00	1.56E-04
7.00E+00	1.47E-04
1.00E+01	1.47E-04
1.40E+01	2.08E-04
2.00E+01	2.27E-04

表 6.4.5-4 光子劑量轉換係數

能量 (MeV)	劑量轉換係數 ((rem/hr)/(n/cm ² -s))	能量 (MeV)	劑量轉換係數 ((rem/hr)/(n/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

表 6.4.5-5 廠界、圍籬及最近工作處之劑量偵測點座標

偵測點編號	X 座標 (m)	Y 座標 (m)	Z 座標 (m)
1	0.00	39.63	0.9
2	0.00	-46.88	0.9
3	0.00	45.93	0.9
4	0.00	-53.18	0.9
5	11.00	0.00	0.9
6	-11.00	0.00	0.9
7	17.00	0.00	0.9
8	-17.00	0.00	0.9
9	-59.56	-16.61	0.9
10	0.00	135.13	0.9
11	0.00	-135.13	0.9
12	107.25	0.00	5.5
13	-107.25	0.00	0.9
14	107.25	10.00	5.5
15	107.25	-10.00	5.5
16	107.25	20.00	5.5
17	107.25	-20.00	5.5

(六) 驗證評估

核二乾式貯存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)護箱屏蔽分析之 MCNP 程式，(3)廠界劑量評估之 NAC-CASC 程式；其中 NAC-CASC 程式為 NAC/CTCIM 公司修改 SKYSHINE-III 程式以適用於貯存設施計算[1]。SAS2H/ORIGEN-S、MCNP、以及 SKYSHINE-III 三程式皆為 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[22]，亦為標準工業上廣泛用於護箱計算之工具。在進行核二乾式貯存系統劑量評估前，SAS2H/ORIGEN-S 程式及 MCNP 程式皆已分別完成計算平台與程式的驗證計算，並經一連串深穿透計算案例測試評估，以及不同程式間的相互比較驗證[23-30]，以確認本評估所使用程式版本的完整與正確性。SAS2H/ORIGEN-S 程式與 MCNP 程式亦已於核一乾貯計畫執行時經過安裝測試與案例驗證計算[31,32]。

NAC-CASC 程式由 SKYSHINE-III 程式針對乾式貯存場對廠界輻射劑量率計算的特殊需求修改而成，除使程式的輸入與輸出更具彈性之外，亦可直接計算貯存設施護箱陣列對廠界造成之輻射劑量率。此外，NAC-CASC 程式也能在計算廠界輻射劑量率時將護箱與護箱之間的自我屏蔽效應加以考慮。NAC-CASC 程式於修改過程中，均會對每一個修改步驟進行驗證計算以確認程式的正確性[1]。NAC-CASC 程式亦已完成計算平台與程式的驗證計算[33]。

(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，詳細進行核二乾式貯存系統之屏蔽分析，屏蔽分析以 14.6 kW/護箱熱負載為限值條件進行劑量評估。核二乾式貯存系統護箱可裝載之用過核子燃料束已涵蓋本計畫範圍內的所有核二廠待運貯之 GE 8×8-2 與 ANF 8×8-2 BWR 用過核子燃料（最大燃耗度 35,000 MWD/MTU，最少冷卻時間 20 年，²³⁵U 最大初始平均濃縮度 3.25 wt%）。以下分別針對各類劑量評估結果加以說明。

1. 廠界輻射劑量率評估結果

本章四、(五)節已詳述以 MCNP 程式建立混凝土護箱表面輻射劑量率評估的計算模式，以及以 NAC-CASC 程式建立廠界輻射劑量率評估的計算模式。本節即評估 27 組核二乾式貯存系統混凝土護箱配置於核二廠貯存場後，對最近廠界所造成的廠界輻射劑量率。在完成密封鋼筒之傳送與裝載作業之後，核二廠用過核子燃料貯存場 27 組核二乾式貯存系統混凝土護箱對最近距離廠界（舊基金公路）的輻射劑量率，可符合廠界年劑量率低於 0.05 mSv 的限值要求。

核二廠貯存場佈置如圖 6.4.7-1 所示。圖 6.4.7-1 中，貯存場共放置 27 組混凝土護箱，採 2×13 之陣列配置混凝土護箱，並於陣列短側邊另設置單一混凝土護箱。貯存場以 14 組護箱側面對舊基金公路。每個混凝土護箱內裝載 87 組 BWR 用過核子燃料束，其熱負載為 14.6 kW/護箱。混凝土護箱中心軸之間距為 5.25 m，貯存設施中心點與廠界（舊基金公路）最近距離約 150 m。舊基金公路與核二廠貯存場之相對位置如圖 6.4.7-1 所示。此外，舊基金公路與核二廠貯存場址間之高度差亦於評估過程中加以考量。在此位置之居住佔用時間保守設為 8,760 h/y。核二廠貯存場與舊基金公路之間有一山丘，但實際進行廠界劑量評估時，為保守起見舊基金公路與核二廠貯存場間假設無任何地形屏蔽。

依據上述核二廠貯存場佈置圖及燃料射源裝載條件(熱負載限值 14.6

kW/護箱)，先以 MCNP 程式計算不同燃料條件組合之混凝土護箱內燃料中子、燃料加馬，以及其他結構物區活化加馬等輻射源，記錄其通過混凝土護箱頂端與側邊表面的中子、一次加馬及二次加馬的粒子資訊，再分別以該護箱表面的粒子資訊為射源，依據混凝土護箱實際排列方式及圖 6.4.5-10 的偵測點位置，使用 NAC-CASC 程式評估 27 組混凝土護箱配置完成後，對最近工作處、圍籬以及最近廠界（此處以較保守之距離 107.25 m 計算）所造成的輻射劑量率。表 6.4.4-1 中平均燃耗度 35,000 MWD/MTU、34,000 MWD/MTU、及 29,000 MWD/MTU 三種燃料條件組合為射源項之廠界、圍籬及最近工作處各偵測點輻射劑量率計算結果分別如表 6.4.7-1 至表 6.4.7-3 所示，中子與加馬射源於頂端與側邊對各偵測點輻射劑量率的貢獻亦分別於表中列出。NAC-CASC 程式之評估結果顯示，核二廠用過核子燃料貯存場 27 組混凝土護箱對 108.7 m 處之廠界年有效劑量最高為平均燃耗度 34,000 MWD/MTU 之燃料條件組合所造成，為 4.16×10^{-2} mSv/y，符合核二廠貯存場之廠界劑量限值要求。

針對三種燃料條件組合之射源項，在密封鋼筒無水、未設置銲接用屏蔽板的狀態時，單一傳送護箱對 100 m 處廠界輻射劑量率之分析結果如表 6.4.7-4 所示。由表中可知，傳送護箱最大廠界輻射劑量率由平均燃耗度 34,000 MWD/MTU、 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度 2.84 wt%、冷卻時間 20 年之燃料條件組合產生之射源項所造成，為 0.399 $\mu\text{Sv/h}$ 。而傳送護箱自反應廠房運出至密封鋼筒傳入混凝土護箱止，依表 6.4.8-9 與表 6.4.8-10 共計需 13 小時。另保守假設一年內完成 27 組護箱裝載，則此期間對 100 m 廠界個人有效劑量值為 $0.399 \times 13 \times 27 = 140 \mu\text{Sv}$ (0.14 mSv)，低於設計準則所要求之 0.5 mSv。

密封鋼筒表面 β - γ 粒子與 α 粒子的殘留污染限值雖分別為 370 Bq/100 cm^2 與 37 Bq/100 cm^2 ，但由於傳送護箱環狀間隙充水系統與循環水冷系統之隔離作用，密封鋼筒表面污染遠低於限值，因此其污染外釋對廠界劑量的影響極微。

另鄰近乾式貯存場周邊廠界最近 5 年(95~99)之熱發光劑量計(TLD)

環境輻射量測值為 3.5×10^{-5} mSv/h $\sim$ 8.3×10^{-5} mSv/h，其值均在核二廠周圍環境背景輻射變動範圍內[34]。而鄰近乾式貯存場周邊廠界最近 5 年(95~99)之放射性液體及氣體排放最大輻射劑量率評估結果分別為 1.9×10^{-4} mSv/y 與 1.21×10^{-3} mSv/y[35]。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（95~99）核能二廠運轉造成廠外民眾的最大個人劑量值為 3.85×10^{-3} mSv/y[35]。因此，在核二乾式貯存系統操作運轉階段，核二廠所有設施(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。

2. 混凝土護箱表面輻射劑量率評估結果

核二乾式貯存系統混凝土護箱裝載符合 14.6 kW/護箱熱負載條件之 BWR 用過核子燃料，由 MCNP 程式計算所得之混凝土護箱頂端及側面表面、距表面 30 cm 與距表面 1 m 處之中子與加馬最大輻射劑量率如表 6.4.7-5 所示。護箱表面最大輻射劑量率由平均燃耗度 34,000 MWD/MTU、 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度 2.84 wt%、冷卻時間 20 年之燃料條件組合產生之射源項所造成。由表 6.4.7-5 結果顯示，此時混凝土護箱頂部表面的最大輻射劑量率為 0.00922 mSv/h，混凝土護箱側邊表面的最大輻射劑量率為 0.00160 mSv/h。圖 6.4.7-2 與圖 6.4.7-3 分別為混凝土護箱側邊與頂端表面輻射劑量率分佈情形。由圖中可知，混凝土護箱側邊表面輻射劑量率發生最大值的位置發生於空氣進口之高度。頂端表面輻射劑量率最大值則位於約半徑 140 cm 處，應為空氣出口潺流效應的影響。

另外，經評估後，貯存場周邊內圍籬處之輻射劑量率為 0.224 $\mu\text{Sv/h}$ ，外圍籬處則為 0.133 $\mu\text{Sv/h}$ ，均低於設計基準之 5 $\mu\text{Sv/h}$ 。而距離貯存場最近工作處之輻射劑量率為 0.0159 $\mu\text{Sv/h}$ ，亦符合設計基準低於 2.5 $\mu\text{Sv/h}$ 之要求。

3. 混凝土護箱空氣進/出口輻射劑量率評估結果

核二乾式貯存系統混凝土護箱裝載符合 14.6 kW/護箱熱負載條件之

BWR 用過核子燃料，由 MCNP 程式計算所得之混凝土護箱空氣進口表面平均輻射劑量率為 0.01727 mSv/h (相對誤差 2.0 %)，空氣出口表面平均輻射劑量率為 0.000597 mSv/h (相對誤差 0.6 %)，混凝土護箱空氣進/出口表面之平均輻射劑量率為 0.00893 mSv/h。由於空氣進/出口的二次加馬劑量率因潺流效應，中子於空氣中碰撞機率較低而遠小於其他射源項所造成之輻射劑量率，因此進行空氣進/出口處輻射劑量率評估時，該處之二次加馬劑量率採用混凝土護箱表面最大二次加馬劑量率之值替代，以獲得保守的結果。表 6.4.7-6 分別列出由平均燃耗度 34,000 MWD/MTU、²³⁵U 平均初始鈾濃縮度 2.84 wt%、冷卻時間 20 年之燃料條件組合造成空氣進/出口表面輻射劑量率的詳細計算結果。由計算結果可知，其他結構物區的加馬射源僅對鄰近該區之空氣進/出口之表面輻射劑量率造成貢獻（如下端板區之於空氣進口），對於較遠處之空氣進/出口之影響極微，因此有效燃料區造成之空氣進/出口處輻射劑量率僅考慮鄰近該進/出口之有效燃料區的劑量貢獻。表 6.4.7-7 則列出空氣進/出口不同距離處之輻射劑量率。

4. 傳送護箱表面輻射劑量率評估結果

核二乾式貯存系統傳送護箱表面輻射劑量率評估採用本章四、（五）.1.(3)節，四、（五）.1.(4)節，以及四、（五）.2.(1)節所述的模型與分析模式。當核二乾式貯存系統傳送護箱裝載 14.6 kW/護箱之用過核子燃料後，採用 MCNP 程式計算所得之四種狀態傳送護箱表面及距表面 30 cm、1 m、2 m、4 m 處的最大輻射劑量率如表 6.4.7-8 至表 6.4.7-11 所示。傳送護箱側邊最大輻射劑量率主要由平均燃耗度 34,000 MWD/MTU、²³⁵U 平均初始鈾濃縮度 2.84 wt%、冷卻時間 20 年之燃料條件組合產生之射源項所造成，僅於密封鋼筒有水、未設置鉸接用屏蔽板之狀態時，側邊距表面 30 cm 以上之最大輻射劑量率由 35,000 MWD/MTU、²³⁵U 平均初始鈾濃縮度 3.15 wt%、冷卻時間 20 年之燃料條件組合產生之射源項造成。而傳送護箱頂端及底端最大輻射劑量率則依狀態不同而由平均燃耗度 29,000 MWD/MTU、²³⁵U 平均初始鈾濃縮度 2.19 wt%、冷卻時間 20 年之燃料條件組合產生之射源項或平均燃耗度 34,000 MWD/MTU、²³⁵U 平均

初始鈾濃縮度 2.84 wt%、冷卻時間 20 年之燃料條件組合產生之射源項所造成。表 6.4.7-8 與表 6.4.7-9 為密封鋼筒內部無水情況的傳送護箱輻射劑量率計算結果；密封鋼筒內部有水情況的傳送護箱輻射劑量率計算結果則列於表 6.4.7-10 與表 6.4.7-11。由表 6.4.7-8 的計算結果顯示：在密封鋼筒內部無水、護箱頂端設置鉚接用屏蔽板的情況，傳送護箱側面、頂端及底部表面的最大輻射劑量率，分別為 1.492 mSv/h、1.583 mSv/h 及 7.870 mSv/h。表 6.4.7-9 則顯示在密封鋼筒內部無水、未設置鉚接用屏蔽板的情況，傳送護箱側面、頂端及底部表面的最大輻射劑量率，分別為 1.856 mSv/h、2.646 mSv/h 及 8.135 mSv/h。由於水屏蔽的效應遠大於用過核子燃料於水中產生次臨界中子的效應，使得密封鋼筒內部無水情況之輻射劑量率較有水情況之輻射劑量率高。尤其水對中子的屏蔽效果特別明顯。在密封鋼筒內部有水的狀況，傳送護箱頂端與底部之中子與二次光子劑量率均遠低於光子劑量率數個數量級（中子約為 10^{-8} μ Sv/h、二次光子約為 10^{-5} μ Sv/h）。表 6.4.7-10 即顯示出密封鋼筒內部有水、未設置鉚接用屏蔽板的情況，傳送護箱側面、頂端及底部表面的最大輻射劑量率分別為 0.683 mSv/h、0.567 mSv/h 與 4.979 mSv/h。而密封鋼筒內部有水但已抽出 0.26 m³ 的水、設置鉚接用屏蔽板的情況，傳送護箱頂端表面的最大輻射劑量率為 0.625 mSv/h。圖 6.4.7-4 為密封鋼筒內部無水、設置鉚接用屏蔽板時，傳送護箱側邊表面輻射劑量率的分佈。由圖中可知，除燃料產生的射源項外，其他結構物產生之活化射源亦造成明顯的劑量尖峰。圖 6.4.7-5 則為密封鋼筒內部無水時，傳送護箱在有無使用鉚接用屏蔽板的情況下，護箱頂端表面輻射劑量率分佈的比較。頂端最大輻射劑量率發生於約半徑 100 公分的位置，主要由密封鋼筒與傳送護箱之間的潺流效應所造成。由圖 6.4.7-5 可看出鉚接用屏蔽板可有效降低護箱頂端之輻射劑量率。此外，設置鉚接用屏蔽板時因密封鋼筒與傳送護箱間隙設有充水系統注水之故，由圖中亦可看出注水對劑量尖峰的影響。

5. 意外事故之輻射劑量率評估結果

一般設計基準事故不會改變混凝土護箱頂部屏蔽結構，亦不會導致混

凝土護箱底部暴露於外。以最嚴重的拋射物直接衝擊混凝土護箱的假設情況，亦僅局部損壞核二乾式貯存系統貯存護箱側邊屏蔽。以最保守的護箱側邊完全減少 22.9 cm (9 inch) 厚度的混凝土的情況，平均燃耗度 34,000 MWD/MTU、 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度 2.84 wt%、冷卻時間 20 年之燃料條件組合產生之射源項對護箱側邊與頂端 1 m 處之最大輻射劑量率為分別為 0.00194 mSv/h 與 0.00239 mSv/h。假設該意外事故處理至回復之時間為一週，對於 100 m (保守假設最近之距離) 外民眾之輻射劑量率約為 $(0.00194+0.00239) \times 24 \times 7 / (100)^2 = 7.27 \times 10^{-5}$ mSv (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)。因此，混凝土護箱的輻射劑量率不會超過本計畫的意外事故屏蔽設計基準。

本計畫所設計之傳送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，傳送護箱底部將裸露，其正下方中心點離 1 m 之最大輻射劑量率為 3.909 mSv/h。其應變處理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 1 m 處，三人共可能接受 $3.909 \times 3 \times 0.5 = 5.864$ man-mSv，個人劑量則約為 1.955 mSv。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，估計以需 10 人次作業每次 30 min，其所在位置約離開底部 1 m 處，集體有效劑量約為 $3.909 \times 10 \times 0.5 = 19.545$ man-mSv，個人劑量則約為 1.955 mSv，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，假設由處理至回復期間為 10 天，推估 100 m (保守假設最近之距離) 外民眾之輻射劑量率約為 $3.909 / (100)^2 = 0.0003909$ 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 $0.0003909 \times 24 \times 10 = 0.09382$ 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。

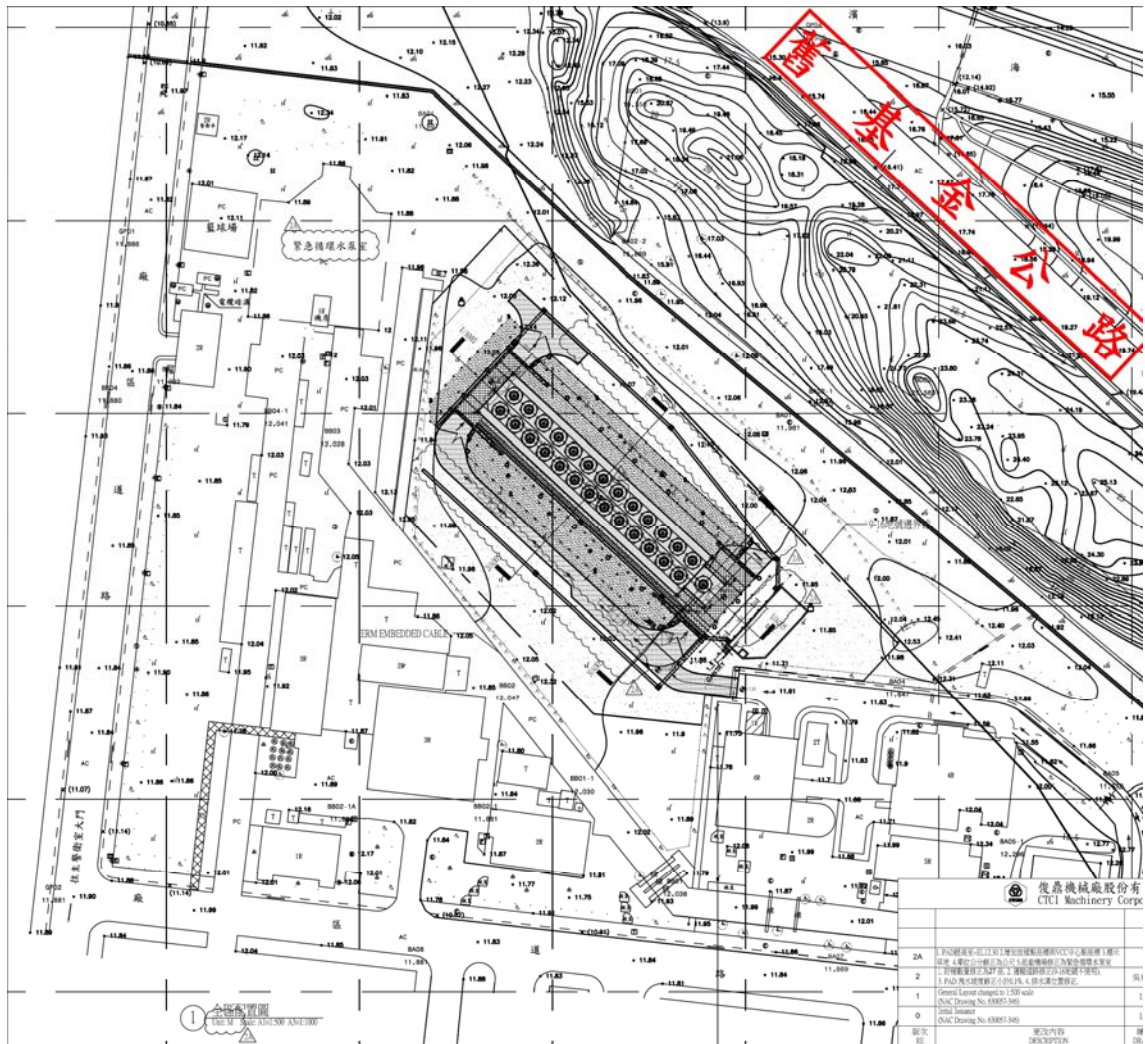


圖 6.4.7-1 核二廠貯存場佈置圖

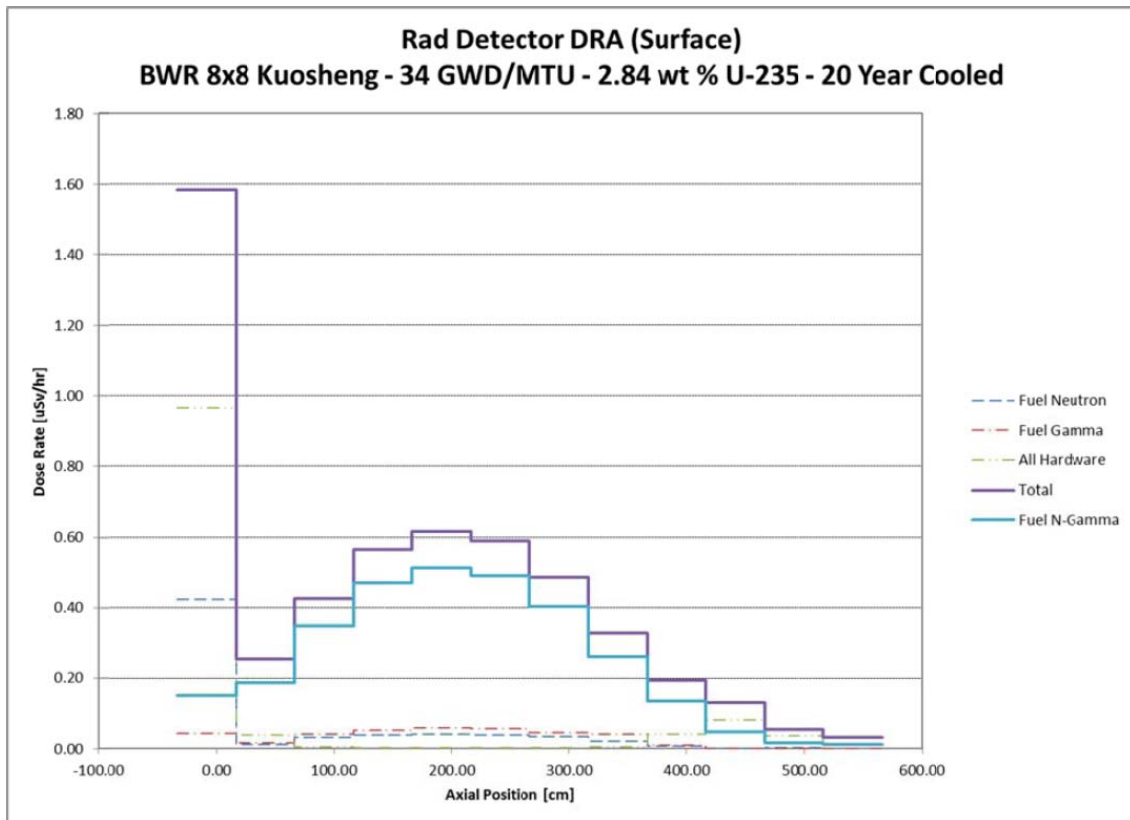


圖 6.4.7-2 混凝土護箱側邊表面輻射劑量率分佈情形（燃料條件組合：平均燃耗 34,000 MWD/MTU、 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度 2.84 wt%、冷卻時間 20 年）

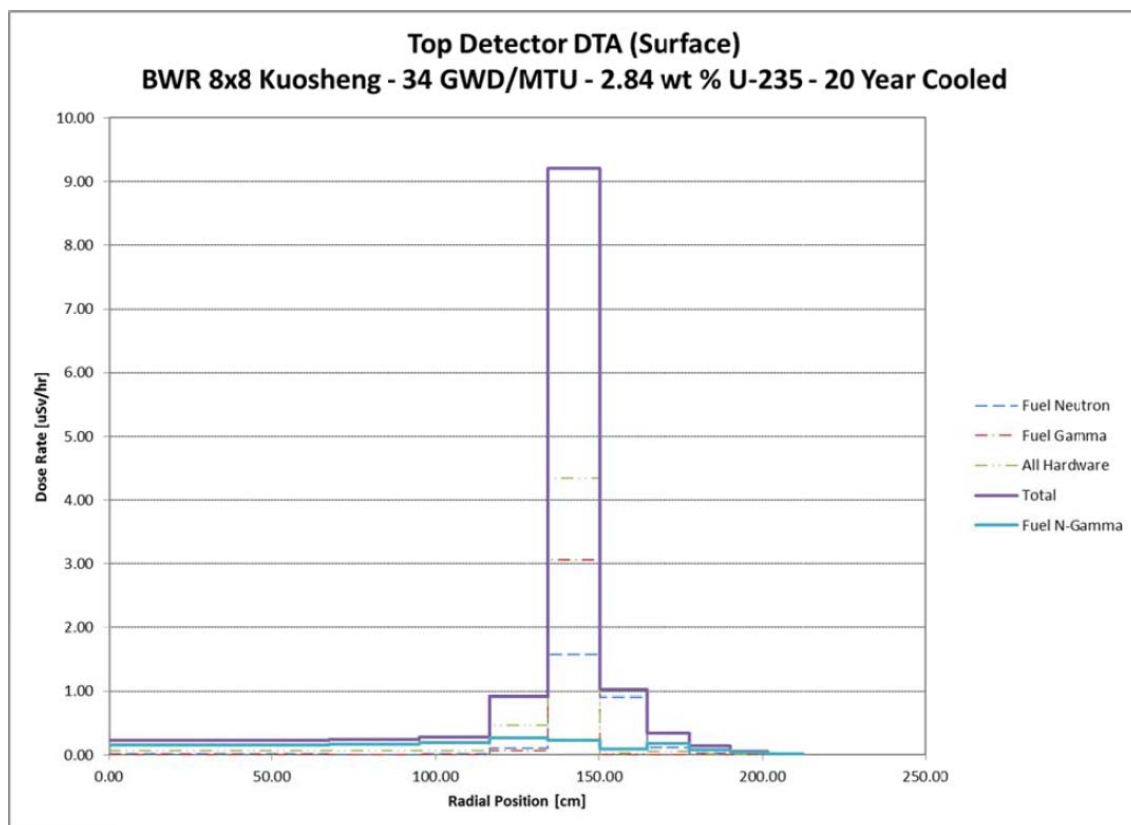


圖 6.4.7-3 混凝土護箱頂端表面輻射劑量率分佈情形（燃料條件組合：平均燃耗 34,000 MWD/MTU、 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度 2.84 wt%、冷卻時間 20 年）

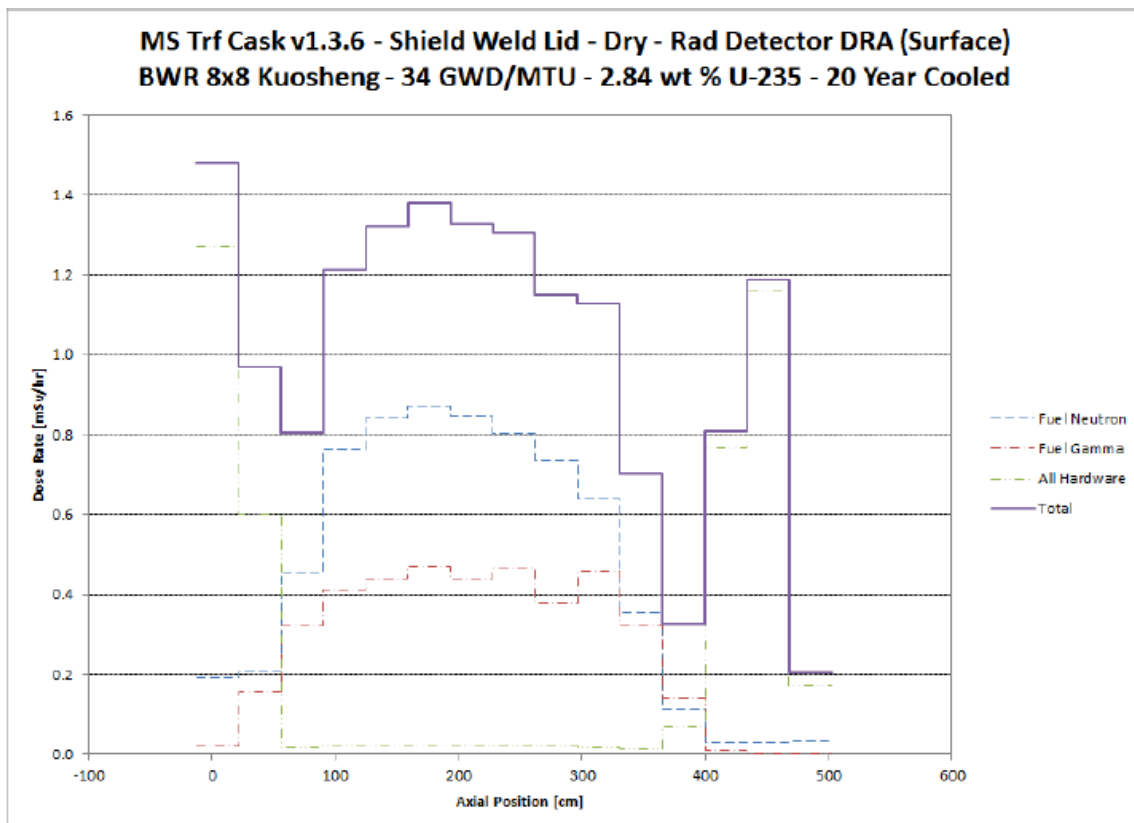


圖 6.4.7-4 設置鉚接用屏蔽板，密封鋼筒內部無水時傳送護箱側邊表面輻射劑量率分佈情形（燃料條件組合：平均燃耗 34,000 MWD/MTU、 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度 2.84 wt%、冷卻時間 20 年）

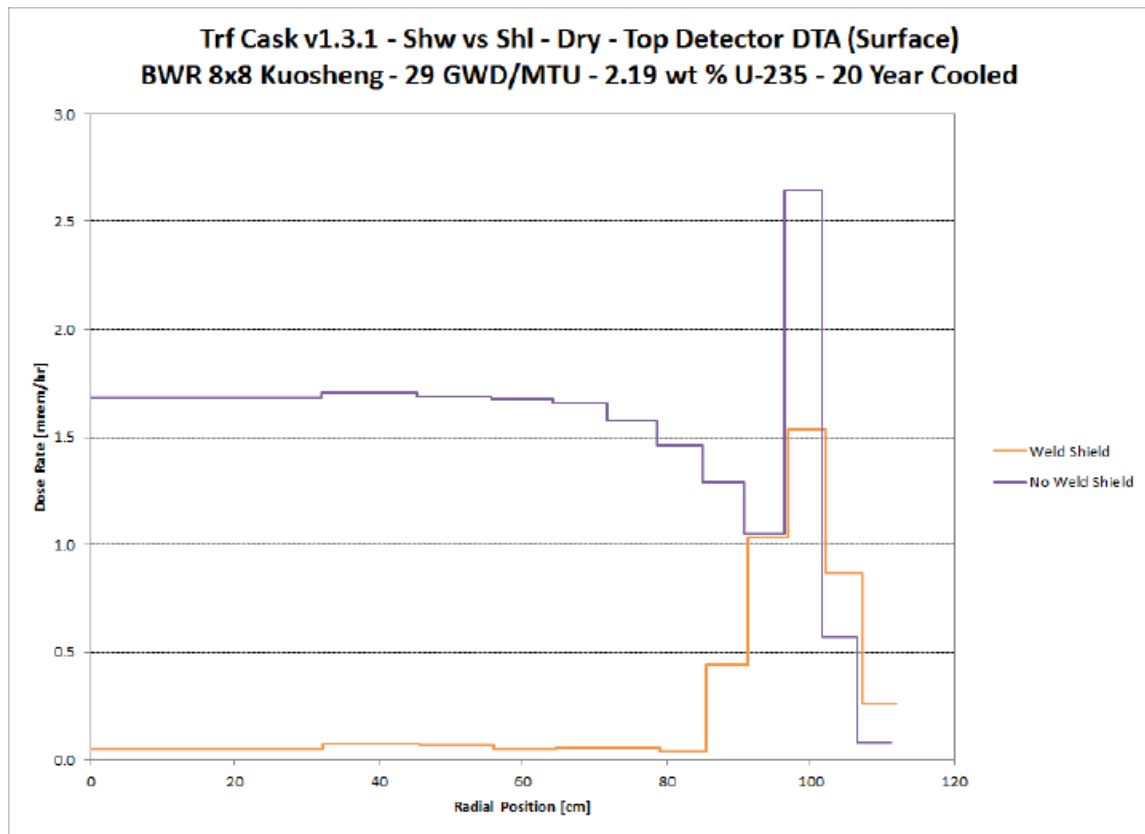


圖 6.4.7-5 密封鋼筒內部無水時，有無設置銲接用屏蔽板傳送護箱頂端表面輻射劑量率分佈的比較（燃料條件組合：平均燃耗 29,000 MWD/MTU、 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度 2.19 wt%、冷卻時間 20 年）

表 6.4.7-1 貯存設施對廠界、圍籬及最近工作處之偵測點輻射劑量率（平均燃耗
35,000 MWD/MTU）

偵測點	輻射劑量率 (mSv/y)						
	側邊			頂端			總劑量率
	中子	加馬	二次加馬	中子	加馬	二次加馬	
1	7.87E-02	6.98E-01	2.73E-04	1.73E-02	1.49E-02	2.74E-06	8.10E-01
2	5.00E-02	3.87E-01	2.52E-04	1.57E-02	1.33E-02	2.70E-06	4.66E-01
3	3.57E-02	2.83E-01	1.02E-04	1.43E-02	1.21E-02	2.68E-06	3.46E-01
4	2.67E-02	1.91E-01	9.41E-05	1.31E-02	1.10E-02	2.65E-06	2.42E-01
5	1.72E-01	1.58E+00	5.29E-04	2.64E-02	2.27E-02	2.92E-06	1.80E+00
6	1.78E-01	1.58E+00	5.25E-04	2.63E-02	2.27E-02	2.88E-06	1.80E+00
7	1.04E-01	9.38E-01	2.24E-04	2.27E-02	1.92E-02	2.84E-06	1.08E+00
8	1.06E-01	9.33E-01	2.29E-04	2.27E-02	1.92E-02	2.79E-06	1.08E+00
9	1.35E-02	1.00E-01	2.68E-05	8.23E-03	6.92E-03	2.55E-06	1.29E-01
10	1.66E-03	6.01E-03	4.73E-06	2.24E-03	1.97E-03	2.62E-06	1.19E-02
11	1.81E-03	6.80E-03	4.64E-06	2.40E-03	2.09E-03	2.61E-06	1.31E-02
12	4.15E-03	2.77E-02	9.61E-06	3.51E-03	3.11E-03	2.60E-06	3.85E-02
13	4.12E-03	2.77E-02	8.62E-06	3.41E-03	2.94E-03	2.61E-06	3.81E-02
14	4.10E-03	2.76E-02	9.31E-06	3.48E-03	3.09E-03	2.60E-06	3.83E-02
15	4.15E-03	2.78E-02	9.62E-06	3.50E-03	3.10E-03	2.60E-06	3.85E-02
16	4.00E-03	2.71E-02	9.06E-06	3.39E-03	3.01E-03	2.60E-06	3.75E-02
17	4.08E-03	2.76E-02	9.46E-06	3.43E-03	3.04E-03	2.60E-06	3.82E-02

註：偵測點 12、14~17 為廠界處之輻射劑量率

表 6.4.7-2 貯存設施對廠界、圍籬及最近工作處之偵測點輻射劑量率（平均燃耗
34,000 MWD/MTU）

偵測點	輻射劑量率 (mSv/y)						
	側邊			頂端			總劑量率
	中子	加馬	二次加馬	中子	加馬	二次加馬	
1	8.87E-02	7.41E-01	2.86E-04	2.00E-02	1.64E-02	3.19E-06	8.67E-01
2	5.47E-02	4.27E-01	2.56E-04	1.81E-02	1.47E-02	3.15E-06	5.14E-01
3	3.89E-02	2.99E-01	1.03E-04	1.65E-02	1.34E-02	3.11E-06	3.68E-01
4	2.89E-02	2.11E-01	9.38E-05	1.50E-02	1.21E-02	3.10E-06	2.67E-01
5	1.86E-01	1.73E+00	5.04E-04	3.04E-02	2.50E-02	3.37E-06	1.96E+00
6	1.89E-01	1.70E+00	5.44E-04	3.02E-02	2.48E-02	3.39E-06	1.94E+00
7	1.12E-01	1.01E+00	2.33E-04	2.61E-02	2.12E-02	3.27E-06	1.17E+00
8	1.13E-01	1.00E+00	2.35E-04	2.61E-02	2.11E-02	3.31E-06	1.16E+00
9	1.46E-02	1.08E-01	2.79E-05	9.48E-03	7.57E-03	3.00E-06	1.39E-01
10	1.83E-03	6.34E-03	4.95E-06	2.58E-03	2.17E-03	3.04E-06	1.29E-02
11	1.98E-03	7.29E-03	4.69E-06	2.75E-03	2.30E-03	3.04E-06	1.43E-02
12	4.51E-03	2.94E-02	9.37E-06	4.04E-03	3.43E-03	3.01E-06	4.14E-02
13	4.48E-03	2.96E-02	8.76E-06	3.91E-03	3.23E-03	3.03E-06	4.11E-02
14	4.47E-03	2.93E-02	9.29E-06	4.00E-03	3.39E-03	3.01E-06	4.12E-02
15	4.49E-03	2.97E-02	9.66E-06	4.02E-03	3.42E-03	3.01E-06	4.16E-02
16	4.34E-03	2.88E-02	9.05E-06	3.90E-03	3.31E-03	3.02E-06	4.04E-02
17	4.42E-03	2.94E-02	9.39E-06	3.94E-03	3.36E-03	3.02E-06	4.11E-02

註：偵測點 12、14~17 為廠界處之輻射劑量率

表 6.4.7-3 貯存設施對廠界、圍籬及最近工作處之偵測點輻射劑量率（平均燃耗
29,000 MWD/MTU）

偵測點	輻射劑量率 (mSv/y)						
	側邊			頂端			總劑量率
	中子	加馬	二次加馬	中子	加馬	二次加馬	
1	6.85E-02	6.42E-01	2.58E-04	1.48E-02	1.44E-02	2.15E-06	7.40E-01
2	4.48E-02	3.77E-01	2.17E-04	1.33E-02	1.30E-02	2.12E-06	4.48E-01
3	3.15E-02	2.62E-01	8.94E-05	1.22E-02	1.18E-02	2.11E-06	3.18E-01
4	2.40E-02	1.86E-01	9.35E-05	1.11E-02	1.07E-02	2.08E-06	2.32E-01
5	1.53E-01	1.51E+00	4.47E-04	2.23E-02	2.20E-02	2.28E-06	1.71E+00
6	1.51E-01	1.50E+00	4.46E-04	2.23E-02	2.20E-02	2.28E-06	1.69E+00
7	9.11E-02	8.83E-01	2.04E-04	1.92E-02	1.87E-02	2.21E-06	1.01E+00
8	9.28E-02	8.87E-01	2.03E-04	1.92E-02	1.87E-02	2.21E-06	1.02E+00
9	1.19E-02	9.44E-02	2.44E-05	7.01E-03	6.75E-03	2.02E-06	1.20E-01
10	1.49E-03	5.68E-03	4.17E-06	1.92E-03	1.92E-03	2.09E-06	1.10E-02
11	1.63E-03	6.48E-03	3.99E-06	2.06E-03	2.05E-03	2.09E-06	1.22E-02
12	3.67E-03	2.58E-02	8.26E-06	3.00E-03	3.05E-03	2.07E-06	3.56E-02
13	3.67E-03	2.58E-02	7.42E-06	2.92E-03	2.88E-03	2.08E-06	3.53E-02
14	3.63E-03	2.57E-02	8.06E-06	2.97E-03	3.02E-03	2.07E-06	3.54E-02
15	3.66E-03	2.59E-02	8.48E-06	2.99E-03	3.03E-03	2.07E-06	3.56E-02
16	3.53E-03	2.54E-02	7.81E-06	2.90E-03	2.95E-03	2.08E-06	3.47E-02
17	3.60E-03	2.57E-02	8.10E-06	2.93E-03	2.98E-03	2.07E-06	3.52E-02

註：偵測點 12、14~17 為廠界處之輻射劑量率

表 6.4.7-4 傳送護箱對 100 m 處之輻射劑量率（密封鋼筒無水、未設置鉚接用屏蔽板）

燃料條件組合	1	2	3
輻射劑量率 ($\mu\text{Sv/h}$)	0.377	0.399	0.347

表 6.4.7-5 裝載 14.6 kW/護箱熱負載條件 BWR 用過核子燃料之核二乾式貯存系統
混凝土護箱表面最大輻射劑量率

位置	距離		輻射劑量率 (mSv/h)	相對誤差 (%)
護箱頂端	表面	中子	0.00158	9.2
		加馬	0.00764	7.1
		總劑量率	0.00922	6.1
	30 cm	中子	0.00093	7.9
		加馬	0.00306	6.1
		總劑量率	0.00399	5.0
	1 m	中子	0.00044	9.5
		加馬	0.00195	8.0
		總劑量率	0.00239	6.8
護箱側邊	表面	中子	0.00043	4.1
		加馬	0.00117	4.6
		總劑量率	0.00160	3.5
	30 cm	中子	0.00025	4.7
		加馬	0.00083	5.0
		總劑量率	0.00108	4.0
	1 m	中子	0.00016	5.7
		加馬	0.00061	5.4
		總劑量率	0.00077	4.4

表 6.4.7-6 裝載 14.6 kW/護箱熱負載條件 BWR 用過核子燃料之核二乾式貯存系統

混凝土護箱空氣進/出口處平均表面輻射劑量率

射源項	空氣進口		空氣出口	
	輻射劑量率 (mSv/h)	相對誤差 (%)	輻射劑量率 (mSv/h)	相對誤差 (%)
燃料中子	0.00379	3.2	3.81E-5	2.2
燃料加馬	0.00651	4.6	7.75E-7	5.9
下端板區加馬	0.00643	2.0	-	-
有效燃料區加馬	0.00003	7.5	6.78E-12	71.0
充氣區加馬	-	-	1.89E-5	2.7
上端板區加馬	-	-	2.58E-5	2.7
二次加馬	0.00051	0.6	5.13E-4	0.6
總計	0.01727	2.0	5.97E-4	0.6

表 6.4.7-7 不同距離之空氣進/出口處平均表面輻射劑量率

距離	空氣進口		空氣出口	
	輻射劑量率 (mSv/h)	相對誤差 (%)	輻射劑量率 (mSv/h)	相對誤差 (%)
表面	0.01727	2.0	0.000597	0.6
30 cm	0.00757	2.4	0.000442	0.5
1 m	0.00254	2.8	0.000281	0.6

表 6.4.7-8 裝載 14.6 kW/護箱熱負載條件 BWR 用過核子燃料之核二乾式貯存系統，密封鋼筒內部無水、使用銲接用屏蔽板時傳送護箱表面最大輻射劑量率

位置	距離		輻射劑量率 (mSv/h)	相對誤差 (%)
護箱頂端	表面	中子	0.060	9.2
		加馬	1.478	2.2
		總劑量率	1.538	2.2
	30 cm	中子	0.031	9.9
		加馬	0.823	2.7
		總劑量率	0.854	2.6
	1 m	中子	0.015	9.7
		加馬	0.411	3.4
		總劑量率	0.426	3.3
	2 m	中子	0.008	10.4
		加馬	0.171	4.3
		總劑量率	0.179	4.1
	4 m	中子	0.003	11.3
		加馬	0.074	4.4
		總劑量率	0.077	4.3
護箱側邊	表面	中子	0.168	2.1
		加馬	1.324	0.7
		總劑量率	1.492	0.6
	30 cm	中子	0.530	0.7
		加馬	0.358	4.9
		總劑量率	0.888	2.0
	1 m	中子	0.278	0.7
		加馬	0.227	3.6
		總劑量率	0.505	1.7
	2 m	中子	0.138	0.7
		加馬	0.145	2.9
		總劑量率	0.283	1.5
	4 m	中子	0.053	0.7
		加馬	0.076	2.3
		總劑量率	0.129	1.4

表 6.4.7-8 裝載 14.6 kW/護箱熱負載條件 BWR 用過核子燃料之核二乾式貯存系統，密封鋼筒內部無水、使用銲接用屏蔽板時傳送護箱表面最大輻射劑量率（續）

位置	距離		輻射劑量率 (mSv/h)	相對誤差 (%)
護箱底端	表面	中子	0.933	2.6
		加馬	6.937	1.2
		總劑量率	7.870	1.1
	30 cm	中子	0.599	2.8
		加馬	6.088	1.0
		總劑量率	6.687	1.0
	1 m	中子	0.233	2.9
		加馬	3.680	0.8
		總劑量率	3.913	0.8
	2 m	中子	0.087	3.1
		加馬	1.646	0.8
		總劑量率	1.733	0.8
	4 m	中子	0.027	3.5
		加馬	0.530	0.9
		總劑量率	0.557	0.9

表 6.4.7-9 裝載 14.6 kW/護箱熱負載條件 BWR 用過核子燃料之核二乾式貯存系統，密封鋼筒內部無水、未使用銲接用屏蔽板時傳送護箱表面最大輻射劑量率

位置	距離		輻射劑量率 (mSv/h)	相對誤差 (%)
護箱頂端	表面	中子	0.140	1.8
		加馬	2.506	5.3
		總劑量率	2.646	5.0
	30 cm	中子	0.177	2.5
		加馬	1.300	1.1
		總劑量率	1.477	1.0
	1 m	中子	0.075	2.4
		加馬	0.793	0.9
		總劑量率	0.868	0.8
	2 m	中子	0.031	2.6
		加馬	0.406	8.8
		總劑量率	0.437	8.2
	4 m	中子	0.009	1.8
		加馬	0.147	7.2
		總劑量率	0.156	6.8
護箱側邊	表面	中子	1.294	1.0
		加馬	0.562	7.4
		總劑量率	1.856	2.3
	30 cm	中子	0.779	0.7
		加馬	0.399	5.8
		總劑量率	1.178	2.0
	1 m	中子	0.415	0.7
		加馬	0.242	4.1
		總劑量率	0.657	1.6
	2 m	中子	0.205	0.7
		加馬	0.164	3.3
		總劑量率	0.369	1.5
	4 m	中子	0.080	0.7
		加馬	0.083	2.4
		總劑量率	0.163	1.3

表 6.4.7-9 裝載 14.6 kW/護箱熱負載條件 BWR 用過核子燃料之核二乾式貯存系統，密封鋼筒內部無水、未使用銲接用屏蔽板時傳送護箱表面最大輻射劑量率（續）

位置	距離		輻射劑量率 (mSv/h)	相對誤差 (%)
護箱底端	表面	中子	1.210	2.7
		加馬	6.925	2.7
		總劑量率	8135	2.4
	30 cm	中子	0.832	1.8
		加馬	5.998	1.4
		總劑量率	6.830	1.2
	1 m	中子	0.336	1.7
		加馬	3.614	1.0
		總劑量率	3.950	1.0
	2 m	中子	0.136	1.8
		加馬	1.642	1.1
		總劑量率	1.778	1.0
	4 m	中子	0.040	2.0
		加馬	0.524	1.2
		總劑量率	0.564	1.1

表 6.4.7-10 裝載 14.6 kW/護箱熱負載條件 BWR 用過核子燃料之核二乾式貯存系統，密封鋼筒內部有水、未使用銲接用屏蔽板時傳送護箱表面最大輻射劑量率

位置	距離		輻射劑量率 (mSv/h)	相對誤差 (%)
護箱頂端	表面	中子	0.000	0.0
		加馬	0.567	3.2
		總劑量率	0.567	3.2
	30 cm	中子	0.000	0.0
		加馬	0.306	1.0
		總劑量率	0.306	1.0
	1 m	中子	0.000	0.0
		加馬	0.192	1.2
		總劑量率	0.192	1.2
	2 m	中子	0.000	0.0
		加馬	0.090	1.1
		總劑量率	0.090	1.1
	4 m	中子	0.000	0.0
		加馬	0.035	2.7
		總劑量率	0.035	2.7
護箱側邊	表面	中子	0.322	1.1
		加馬	0.361	19.4
		總劑量率	0.683	10.3
	30 cm	中子	0.174	0.8
		加馬	0.258	9.2
		總劑量率	0.432	5.5
	1 m	中子	0.095	0.8
		加馬	0.153	5.8
		總劑量率	0.248	3.6
	2 m	中子	0.048	0.8
		加馬	0.091	3.0
		總劑量率	0.139	2.0
	4 m	中子	0.018	0.8
		加馬	0.044	2.1
		總劑量率	0.062	1.5

表 6.4.7-10 裝載 14.6 kW/護箱熱負載條件 BWR 用過核子燃料之核二乾式貯存系統，密封鋼筒內部有水、未使用銲接用屏蔽板時傳送護箱表面最大輻射劑量率（續）

位置	距離		輻射劑量率 (mSv/h)	相對誤差 (%)
護箱底端	表面	中子	0.000	0.0
		加馬	4.979	3.8
		總劑量率	4.979	3.8
	30 cm	中子	0.000	0.0
		加馬	4.305	2.0
		總劑量率	4.305	2.0
	1 m	中子	0.000	0.0
		加馬	2.564	2.4
		總劑量率	2.564	2.4
	2 m	中子	0.000	0.0
		加馬	1.151	2.5
		總劑量率	1.151	2.5
	4 m	中子	0.000	0.0
		加馬	0.370	2.7
		總劑量率	0.370	2.7

表 6.4.7-11 裝載 14.6 kW/護箱熱負載條件 BWR 用過核子燃料之核二乾式貯存系統，密封鋼筒內部有水但部分水已抽出、使用銲接用屏蔽板時傳送護箱表面最大輻射劑量率

位置	距離		輻射劑量率 (mSv/h)	相對誤差 (%)
護箱頂端	表面	中子	0.000	0.0
		加馬	0.625	1.9
		總劑量率	0.625	1.9
	30 cm	中子	0.000	0.0
		加馬	0.350	3.7
		總劑量率	0.350	3.7
	1 m	中子	0.000	0.0
		加馬	0.169	4.4
		總劑量率	0.169	4.4
	2 m	中子	0.000	0.0
		加馬	0.073	8.7
		總劑量率	0.073	8.7
	4 m	中子	0.000	0.0
		加馬	0.033	9.8
		總劑量率	0.033	9.8

(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燃料廠房內用過核子燃料吊卸裝載、運搬，以及傳送、接收與貯存等階段所接受之集體有效劑量分析，集體有效劑量評估時，工作人員除了直接參與設備操作、除污、檢測、輻防、運送載具操作等人員外，另須將品保、工安、吊車操作員、警衛等協同人員納入。各階段人員數目與工作時間係依乾貯全程主要作業作保守性概估，由於未來用過核子燃料裝載時，預計熱負載較本評估報告為低，以及實際工作時間將可隨經驗累積有效縮短之情形下，實際工作人員劑量將較本報告之評估結果為低。本工作人員劑量評估係採較保守性概估，將於在運貯時，依試運轉之結果再修訂。

1. 吊卸裝載、運搬與傳送階段之劑量

劑量評估與射源、工作人員位置、工時及臨時屏蔽有關，本計畫之吊卸裝載、運搬與傳送之主要作業都在傳送護箱週邊執行，因此，人員劑量主要來自傳送護箱之輻射。為方便計算，將分為共 7 個工作項目進行估算，包括有(1)裝填燃料及安裝密封上蓋；(2)傳送護箱移出燃料池；(3)銲接密封上蓋；(4)排水、乾燥及充填氦氣；(5)銲接排水與排氣接頭封口蓋及氦氣測漏；(6)運搬至貯存場；(7)密封鋼筒傳入混凝土護箱。

考慮在操作程序中，密封鋼筒有注水、銲接、排水、抽真空、灌氦氣及運搬傳送等過程，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，另期間亦有使用銲接用臨時屏蔽等情形。為了反應傳送護箱內有這些不同的組合情形，本階段之劑量評估，以傳送護箱內之密封鋼筒為內部有水與內部無水，或有使用銲接用臨時屏蔽等四種模式，針對其造成傳送護箱外部空間各偵測點之輻射劑量率加以計算。表 6.4.8-1 為四種模式之不同組合狀態，其中 We 模式屬密封鋼筒內部有水，未有使用銲接用臨時屏蔽，反應的是進行「傳送護箱移出燃料池」作業；Ws 模式屬密封鋼筒內部有水，有使用銲接用臨時屏蔽，反應的是進行「銲接密封上蓋」作業；Es 模式屬密

封鋼筒內部無水，有使用銲接用臨時屏蔽，反應的是進行「排水、乾燥及充填氬氣」、「銲接排水與排氣接頭封口蓋及氬氣測漏」等作業；Ee 模式屬密封鋼筒內部無水，未使用銲接用臨時屏蔽，反應的是進行「運搬至貯存場」及「密封鋼筒傳入混凝土護箱」等作業。

整個傳送護箱（內含已裝載用過核子燃料之密封鋼筒）之劑量評估，利用這四種模式，以傳送護箱的側邊和頂部離表面 0.3 m 處、離表面 1 m 處、離表面 2 m 處，以及離表面 4 m 處等各偵測點輻射劑量率，再考量各項作業之參與人數及工時，如表 6.4.8-2，據以估算各項作業之人員劑量。

本節將逐項分析前述 7 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，至於詳細計算資料，如表 6.4.8-4 至 6.4.8-10。在執行這 7 項作業時，將有本公司勞工安全衛生或品保或吊車操作員或警衛，以及外包廠商運轉主管、工安及品保人員，提供協同執行所負工作。惟基於合理抑低的原則，協同工作之人員，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（燃料廠房周邊地區）之輻射劑量率，採用保守的 0.01 mSv/h，以執行協同作業人員之劑量評估。至於位於貯存場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。而裝填燃料及安裝密封上蓋時，工作人員在燃料池上方之吊車工作，偵測點採用燃料池上方吊車之最高輻射劑量率 0.05 mSv/h 評估。

(1) 裝填燃料及安裝密封上蓋作業

此一期間，裝載用過核子燃料束的密封鋼筒位於燃料池內。

- A. 進行建立環狀間繫冷卻系統作業時，需要機械工 2 人，位於燃料廠房低輻射的位置。
- B. 進行裝填燃料作業時，需要吊車操作員、吊車指揮各 1 人，在燃料池區上方約 2 m 處的吊車上工作，以及輻防人員 1 人配合相關輻射防護偵測工作。
- C. 進行安裝密封上蓋作業時，需要運轉主管、吊車操作員、吊車指揮各 1 人，機械工 1 人在燃料池區上方約 2 m 處的吊車上工作，以及輻防人

員 1 人配合相關輻射防護偵測工作。

- D. 此一階段，協同工作的運轉主管、工安、品保等人員，位於低輻射的位置。
- E. 本項作業各項工作所需時間、人數、評估條件與人員工作位置輻射劑量率，詳如表 6.4.8-2 與表 6.4.8-4，評估結果集體有效劑量為 3.91 man-mSv。

(2) 傳送護箱移出燃料池作業

- A. 本作業包括吊起傳送護箱、高壓沖水、清除頂部積水與除污、輻射偵測與工安、品保、輻防等協同作業。
- B. 此一作業期間，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 We 模式。
- C. 本項作業各項工作所需時間、人數、評估條件與人員工作位置輻射劑量率，詳如表 6.4.8-2 與表 6.4.8-5，評估結果集體有效劑量為 1.220 man-mSv。

(3) 銲接密封上蓋作業

- A. 本作業包括、安裝排水管與排氣管、架設自動銲機與臨時屏蔽、銲接密封上蓋、目視及液滲檢驗、輻射偵測與工安、品保、吊車操作員等協同作業。
- B. 此一作業期間，裝載用過核子燃料束的密封鋼筒充滿池水，以及使用銲接用臨時屏蔽，輻射劑量率採用 Ws 模式。
- C. 本項作業各項工作所需時間、人數、評估條件與人員工作位置輻射劑量率，詳如表 6.4.8-2 與表 6.4.8-6，評估結果集體有效劑量為 2.319 man-mSv。

(4) 排水、乾燥與充填氦氣作業

- A. 本作業包括安裝真空乾燥系統、加壓排水及抽真空與乾燥測試、充填氦氣、輻射偵測與工安、品保等協同作業。
- B. 此作業除安裝系統外均為遠端操作，因此，工作人員均位於低輻射的

位置。安裝系統時採 Ws 模式估算劑量。

- C. 本項作業各項工作所需時間、人數、評估條件與人員工作位置輻射劑量率，詳如表 6.4.8-2 與表 6.4.8-7，評估結果集體有效劑量為 0.928 man-mSv。

(5) 銲接排水與排氣接頭封口蓋及氦氣測漏作業

- A. 本作業包括安裝與銲接排水與排氣接頭孔蓋、目視檢查及液滲檢查、氦氣測漏、安裝外孔蓋與銲接、輻射偵測與工安、品保、等協同作業。
- B. 此一作業期間，裝載用過核子燃料束的密封鋼筒內部無水，以及使用銲接用臨時屏蔽，輻射劑量率採用 Es 模式。
- C. 本項作業各項工作所需時間、人數、評估條件與人員工作位置輻射劑量率，詳如表 6.4.8-2 與表 6.4.8-8，評估結果集體有效劑量為 3.037 man-mSv。

(6) 傳送護箱運至貯存場作業

- A. 本作業包括傳送護箱外表除污、吊軌結合傳送護箱吊耳軸、吊起傳送護箱至運送載具、安裝防撞緩衝器、傳送護箱移運至貯存場、輻射偵測與工安、品保、吊車操作員、警衛等協同作業。
- B. 此一作業期間，裝載用過核子燃料束的密封鋼筒內部無水，無使用銲接用臨時屏蔽，輻射劑量率採用 Ee 模式。
- C. 本項作業各項工作所需時間、人數、評估條件與人員工作位置輻射劑量率，詳如表 6.4.8-2 與表 6.4.8-9，評估結果集體有效劑量為 6.442 man-mSv。

(7) 密封鋼筒傳入混凝土護箱作業

- A. 本作業包括組裝銜接器(no fuel)、卸除防撞緩衝器、傳送護箱吊運至銜接器、密封鋼筒傳入混凝土護箱、傳送護箱吊至運送載具(no fuel)、卸下銜接器、安裝混凝土護箱上蓋、輻射偵測與工安、品保、吊車操作員等協同作業。
- B. 此一作業期間，裝載用過核子燃料束的密封鋼筒內部無水，無使用銲

接用臨時屏蔽，輻射劑量率採用 Ee 模式。

C. 本項作業各項工作所需時間、人數、評估條件與人員工作位置輻射劑量率，詳如表 6.4.8-2 與表 6.4.8-10，評估結果集體有效劑量為 4.038 man-mSv。

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 6.4.8-11。每執行 1 組乾式貯存用過核子燃料吊卸裝載、運搬與傳送作業，工作人員之集體有效劑量約為 21.894 man-mSv。

至於現場工作人員輻射劑量管制，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 法規劑量限值)。

2. 接收及貯存階段之劑量

貯存場存放 27 組混凝土護箱，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；為評估貯存系統作業之工作人員劑量。

為評估工作人員在執行各項作業時工作位置之輻射劑量率，得採用混凝土護箱空氣進口處平均輻射劑量率之 4 倍數值代表工作位置之輻射劑量率。彙整各工作位置之輻射劑量率如表 6.4.8-12。

表 6.4.8-13 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輻射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，工作人員之集體有效劑量約為 1.453 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)。

表 6.4.8-1 傳送護箱的四種評估模式

模式代號		Ws	We	Es	Ee
傳送護箱 內部狀態	密封鋼筒內部	含水	含水	無水	無水
	銲接用臨時屏蔽	有	無	有	無

表 6.4.8-2 各項作業對工作人員之需求與工時分析

	吊車 操作員	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	運送載 具操員	協同作 業人員	合 計 (人)	工 時	
												h	合計(h)
1.裝填燃料及安裝密封上蓋													32.5
建立環狀間隙冷卻系統			2								2	0.5	
裝填燃料	1	1									2	30	
密封上蓋吊運安放在傳送護箱內之密封鋼筒上	1	1	1								3	2	
輻射偵測				1							1	2	
工安、品保等協同作業										5	5	10	
2.傳送護箱移出燃料池													5.5
吊起傳送護箱			3								3	3	
高壓沖水			1								1	2	
清除頂部積水與除污						1					1	0.5	
輻射偵測				1							1	0.5	
工安、品保、廠房吊車操作員等協同作業										5	5	4	
3.銲接密封上蓋													17
安裝排水管與排氣管			1								1	0.5	
架設自動銲機與臨時屏蔽			2								2	0.5	
銲接密封上蓋							1	1			2	12	
目視及液滲檢驗					1						1	4	
輻射偵測				1							1	0.5	
工安、品保、廠房吊車操作員等協同作業										5	5	5	
4.排水、乾燥及充填氦氣													27
安裝真空乾燥系統			2								2	1	

	吊車 操作員	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	運送 載具 操作 員	協同作 業人員	合 計 (人)	工 時	
												h	合計(h)
排水、抽真空與乾燥測試			1								1	24	
充填氬氣			2								2	2	
輻射偵測				1							1	1	
工安、品保等協同作業										3	3	10	
5.鉚接排水與排氣接頭封口蓋及氬氣測漏													6
安裝與鉚接排水與排氣接頭內孔蓋			1								1	2	
目視檢查及液滲檢查					1						1	0.5	
氬氣測漏					1						1	1	
安裝外孔蓋與鉚接			1								1	2	
目視檢查及液滲檢查					1						1	0.5	
輻射偵測				1							1	0.5	
工安、品保等協同作業										3	3	7	
6.傳送護箱運至貯存場													10.5
傳送護箱外表除污						1					1	2	
吊軌結合傳送護箱吊耳軸			2								2	0.5	
安裝防撞緩衝器			2								2	2	
傳送護箱移運至貯存場			1						1		2	6	
輻射偵測				1							1	0.2	
工安、品保、廠房吊車操作員、警衛等協同作業										5	5	10	
7.密封鋼筒傳入混凝土護箱													9
組裝銜接器(no fuel)			3								3	4	
卸除防撞緩衝器			2								2	1	

	吊車 操作員	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	運 送 載 具 操 作 員	協 同 作 業 人 員	合 計 (人)	工 時	
												h	合計(h)
傳送護箱吊運至銜接器			2								2	1	
密封鋼筒傳入混凝土護箱			2								2	1	
傳送護箱吊至運送載具(no fuel)			2								2	1	
卸下銜接器			2								2	0.5	
安裝混凝土護箱上蓋			2								2	0.5	
輻射偵測				1							1	0.2	
工安、品保、戶外吊車操作員等協同作業										3	3	9	

備註：輻射偵測與協同作業因屬作業其間之配合或協同執行，非屬單項獨立工作，因此計算各項作業之工時時，並不將其時間併計納入。

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

偵測點	說 明	輻射劑量率(mSv/h)
1	(1) 工作人員在燃料廠房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輻射劑量率。	0.05
2	(1) 傳送護箱為 Es 模式； (2) 偵測點距離傳送護箱頂部 0.3 m 高； (3) 取距離傳送護箱頂部 0.3 m 處之最高輻射劑量率。	0.854
3	(1) 傳送護箱為 Es 模式； (2) 偵測點距離傳送護箱頂部 1 m 高； (3) 取距離傳送護箱頂部 1 m 處之最高輻射劑量率。	0.426
4	(1) 傳送護箱為 Es 模式； (2) 偵測點距離傳送護箱頂部 2 m 高； (3) 取距離傳送護箱頂部 2 m 處之最高輻射劑量率。	0.179
5	(1) 傳送護箱為 We 模式； (2) 偵測點距離傳送護箱頂部 0.3 m 高； (3) 取距離傳送護箱頂部 0.3 m 處之最高輻射劑量率。	0.306
6	(1) 傳送護箱為 We 模式； (2) 偵測點距離傳送護箱頂部 1 m 高； (3) 取距離傳送護箱頂部 1 m 處之最高輻射劑量率。	0.192

偵測點	說明	輻射劑量率(mSv/h)
7	(1) 傳送護箱為 Ee 模式； (2) 偵測點距離傳送護箱頂部 1 m 高； (3) 取距離傳送護箱頂部 1 m 處之最高輻射劑量率。	0.868
8	(1) 傳送護箱為 Ee 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 1m 處最高輻射劑量率。	0.657
9	(1) 傳送護箱為 Ee 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 處最高輻射劑量率。	0.163
10	(1) 傳送護箱為 We 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 處最高輻射劑量率。	0.062
11	(1) 傳送護箱為 We 模式； (2) 偵測點位於傳送護箱(徑向)側表面外 2 m 處 (3) 取距離傳送護箱(徑向)側表面外 2 m 處最高輻射劑量率。	0.139
12	(1) 傳送護箱為 Ws 模式； (2) 偵測點距離傳送護箱頂部 0.3 m 高； (3) 取距離傳送護箱頂部 0.3 m 處之最高輻射劑量率。	0.350
13	(1) 傳送護箱為 Ws 模式； (2) 偵測點距離傳送護箱頂部 1 m 高； (3) 取距離傳送護箱頂部 1 m 處之最高輻射劑量率。	0.169

偵測點	說 明	輻射劑量率(mSv/h)
14	(1) 工作人員在乾式貯存場工作或督導； (2) 偵測點取乾式貯存場輻射劑量率限值。	0.005
15	(1) 工作人員在燃料廠房工作或督導； (2) 偵測點取燃料廠房之平均輻射劑量率。	0.01

表 6.4.8-4 裝填燃料及安裝密封上蓋作業工作人員劑量評估

1.裝填燃料及安裝密封上蓋	偵測點	時間 (h)	工作 人員數	輻射劑量率 (mSv/h)	集體有效劑量 (man-mSv)
建立環狀間隙冷卻系統(裝填燃料前)	15	0.5	2	0.01	0.01
裝填燃料	1	30	2	0.05	3.00
密封上蓋吊運安放在傳送護箱內之密封鋼筒上	1	2	3	0.05	0.30
輻射偵測	1	2	1	0.05	0.10
工安、品保等協同作業	15	10	5	0.01	0.50
小計					3.91

表 6.4.8-5 傳送護箱移出燃料池作業工作人員劑量

2.傳送護箱移出燃料池	偵測點	時間 (h)	工作 人員數	輻射劑量率 (mSv/h)	集體有效劑量 (man-mSv)
吊起傳送護箱	10	3	3	0.062	0.558
高壓沖水	11	2	1	0.139	0.278
清除頂部積水與除污	5	0.5	1	0.306	0.153
輻射偵測	10	0.5	1	0.062	0.031
工安、品保、廠房吊車操作員等協同作業	15	4	5	0.010	0.200
小計					1.220

表 6.4.8-6 銲接密封上蓋作業工作人員劑量評估

3.銲接密封上蓋	偵測點	時間 (h)	工作 人員數	輻射劑量率 (mSv/h)	集體有效劑量 (man-mSv)
安裝排水管與排氣管	12	0.5	1	0.350	0.175
架設自動銲機與臨時屏蔽	13	0.5	2	0.169	0.169
銲接密封上蓋	15	12	2	0.010	0.240
目視及液滲檢驗	12	4	1	0.350	1.400
輻射偵測	13	0.5	1	0.169	0.085
工安、品保、廠房吊車操作員等協同作業	15	5	5	0.010	0.250
小計					2.319

表 6.4.8-7 排水、乾燥及充填氦氣作業工作人員劑量評估

4.排水、乾燥及充填氦氣	偵測點	時間 (h)	工作 人員數	輻射劑量率 (mSv/h)	集體有效劑量 (man-mSv)
安裝真空乾燥系統	13	1	2	0.169	0.338
加壓排水及抽真空與乾燥測試	15	24	1	0.01	0.240
充填氦氣	15	2	2	0.01	0.040
輻射偵測	15	1	1	0.01	0.010
工安、品保等協同作業	15	10	3	0.01	0.300
小計					0.928

表 6.4.8-8 銲接排水與排氣接頭封口蓋及氬氣測漏作業工作人員劑量評估

5.銲接排水與排氣接頭封口蓋及氬氣測漏	偵測點	時間 (h)	工作 人員數	輻射劑量率 (mSv/h)	集體有效劑量 (man-mSv)
安裝與銲接排水與排氣接頭孔蓋	3	2	1	0.426	0.852
目視檢查及液滲檢查	2	0.5	1	0.854	0.427
氬氣測漏	4	1	1	0.179	0.179
安裝外孔蓋與銲接	3	2	1	0.426	0.852
目視檢查及液滲檢查	2	0.5	1	0.854	0.427
輻射偵測	4	0.5	1	0.179	0.010
工安、品保等協同作業	15	7	3	0.010	0.210
小計					3.037

表 6.4.8-9 傳送護箱運至貯存場作業工作人員劑量評估

6.傳送護箱運至貯存場	偵測點	時間 (h)	工作 人員數	輻射劑量率 (mSv/h)	集體有效劑量 (man-mSv)
傳送護箱外表除污	8	2	1	0.657	1.314
吊軌結合傳送護箱吊耳軸	9	0.5	2	0.163	0.163
安裝防撞緩衝器	8	2	2	0.657	2.628
傳送護箱移運至貯存場	9	6	2	0.163	1.956
輻射偵測	8	0.2	1	0.657	0.131
工安、品保、廠房吊車操作員、警衛等協同作業	14	10	5	0.005	0.250
小計					6.442

表 6.4.8-10 護箱傳送作業工作人員劑量評估

7. 密封鋼筒傳入混凝土護箱	偵測點	時間 (h)	工作 人員數	輻射劑量率 (mSv/h)	集體有效劑量 (man-mSv)
組裝銜接器(no fuel)	14	4	3	0.005	0.060
卸除防撞緩衝器	8	1	2	0.657	1.314
傳送護箱吊運至銜接器	9	1	2	0.163	0.326
密封鋼筒傳入混凝土護箱	9	1	2	0.163	0.326
傳送護箱吊至運送載具(no fuel)	14	1	2	0.005	0.010
卸下銜接器	7	0.5	2	0.868	0.868
安裝混凝土護箱上蓋	7	0.5	2	0.868	0.868
輻射偵測	8	0.2	1	0.657	0.131
工安、品保、戶外吊車操作員等協同作業	14	9	3	0.005	0.135
小計					4.038

表 6.4.8-11 吊卸裝載、運搬與傳送階段各項作業與劑量

輻射作業	工 時 (h)	集體有效劑量 (man-mSv)
1.裝填燃料與安裝密封上蓋	32.5	3.910
2.傳送護箱移出燃料池	5.5	1.220
3.銲接密封上蓋	17.0	2.319
4.排水、乾燥及充填氬氣	27.0	0.928
5.銲接排水與排氣接頭封口蓋及氬氣測漏	6.0	3.037
6.傳送護箱運至貯存場	10.5	6.442
7.密封鋼筒傳入混凝土護箱	9.0	4.038
總計	107.5	21.894

表 6.4.8-12 評估貯存期間工作人員劑量所採用之各種輻射劑量率 (mSv/h)

位置	空氣進口處輻射劑量率	備註
單一混凝土護箱空氣進口處	0.0173 mSv/h	採用空氣進口處輻射劑量率
貯存期間工作位置	0.0692 mSv/h	保守假設以 4 倍數值代表(假設同時接受來自 4 組混凝土護箱之輻射)

表 6.4.8-13 例行運轉 27 組混凝土護箱之年集體有效劑量

輻射作業	工作人員數	工作位置輻射劑量率 (mSv/h)	時間 (min)	頻次 (1/y)	集體有效劑量 (man-mSv)
季輻射偵測	輻射防護員:1 人	0.0692	90	4	0.415
年度檢查					
(1)年度檢查	操作員:1 人	0.0692	15	27	0.467
(2)輻射偵測	輻射防護員:1 人	0.0692	5	27	0.156
維修保養					
(1)維修保養	機械工:2 人	0.0692	30	8	0.277
(2)輻射偵測	輻射防護員:1 人	0.0692	15	8	0.138
總計					1.453

(九) 結語

本節的屏蔽分析結果，證實本公司所採用的核二乾式貯存系統，當系統裝載符合 14.6 kW/護箱熱負載限值的 BWR 用過核子燃料束後，核二乾式貯存系統的屏蔽設計，可符合設計準則要求。核二乾式貯存系統屏蔽設計與設計準則的符合情形如表 6.4.9-1，說明如後：

本節的屏蔽分析結果，證實核二乾式貯存系統對 14.6 kW/護箱熱負載設計基準燃料條件，可使 27 組貯存護箱對最近廠界（舊基金公路）所造成的年有效劑量降至 4.16×10^{-2} mSv/y，低於 5.0×10^{-2} mSv/y 的設計準則要求。

由於核二廠歷年（95-99 年）環測資料皆顯示目前之廠界劑量為環境背景值，因此，在核二乾式貯存系統操作運轉階段，核二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。

另外，經評估後，核二乾式貯存系統裝載 14.6 kW/護箱熱負載設計基準燃料後，貯存場周邊內外圍籬處之輻射劑量率為分別為 0.224 μ Sv/h 與 0.133 μ Sv/h，低於設計基準之 5 μ Sv/h。而距離貯存場最近工作處之輻射劑量率為 0.0159 μ Sv/h，亦符合設計基準低於 2.5 μ Sv/h 之要求。對 14.6 kW/護箱熱負載設計基準燃料條件，混凝土護箱頂部表面的最大輻射劑量率為 0.00922 mSv/h，護箱側邊表面的最大輻射劑量率為 0.00160 mSv/h。此時混凝土護箱空氣進/出口表面的平均輻射劑量率為 0.00893 mSv/h。

本節的屏蔽分析結果亦證實，當核二乾式貯存系統的傳送護箱，對 14.6 kW/護箱熱負載設計基準燃料條件，密封鋼筒頂端之表面最大輻射劑量率為 2.646 mSv/h，側壁之表面最大輻射劑量率為 1.856 mSv/h，底端之表面最大輻射劑量率為 8.135 mSv/h。對距離 100 m 處之偵測點，傳送護箱造成之廠界輻射劑量率為 0.399 μ Sv/h。保守假設 27 組護箱在 1 年內完成裝載之情形下，其廠界個人有效劑量為 0.14 mSv，低於設計準則所要求的 <0.5 mSv/y。核二乾式貯存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，皆不會導致混凝土護箱底部暴露於外。即使以最嚴重的拋射物直接衝擊混凝土護箱的假設情況，也僅局部損壞核二乾

式貯存系統貯存護箱側邊屏蔽。並且該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輻射劑量率超過本計畫的意外事故屏蔽設計基準。本計畫所設計之傳送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劑量會有 1.955 mSv，低於年劑量限值 50 mSv。對於廠界民眾造成之劑量為 0.09382 mSv，符合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 之規定。

每執行 1 組乾式貯存用過核子燃料吊卸裝載、運搬與傳送作業，工作人員之集體有效劑量約為 21.894man-mSv。至於現場工作人員輻射劑量管制，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 法規劑量限值）。

一年之例行運轉期間，工作人員之集體有效劑量約為 1.453 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（熱負載 14.6 kW/護箱）與設計基準要求之符合情形

	設計基準要求	本節評估結果
27 組貯存護箱對最近廠界（舊基金公路）所造成的年有效劑量	$< 5.0 \times 10^{-2} \text{ mSv/y}$	$4.16 \times 10^{-2} \text{ mSv/y}$
核二廠所有設施(含核二乾式貯存系統)對廠界的個人年有效劑量	$< 5.0 \times 10^{-1} \text{ mSv/y}$	$4.545 \times 10^{-2} \text{ mSv/y}$
貯存場周邊圍籬處之輻射劑量率	$< 5 \text{ } \mu\text{Sv/y}$	內圍籬：0.224 $\mu\text{Sv/h}$ 外圍籬：0.133 $\mu\text{Sv/h}$
距離貯存場最近工作處之輻射劑量率	$< 2.5 \text{ } \mu\text{Sv/y}$	0.0159 $\mu\text{Sv/h}$
發生設計基準意外事故，廠界上的個人全身輻射劑量	$< 50 \text{ mSv}$	貯存護箱： $7.27 \times 10^{-5} \text{ mSv}$ 傳送護箱：0.09382 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。且任何單一年內之有效劑量不得超過 50 mSv。	依據人員劑量紀錄及輻射工作許可(RWP)之規定，管制現場工作人員輻射劑量。

(十) 參考文獻

1. NAC International, "MAGNASTOR Final Safety Analysis Report," Docket No. 72-1031, Revision 0, February, 2009.
2. 行政院原子能委員會, "游離輻射防護法", 中華民國 91 年 1 月 30 日華總一義字第 09100019000 號總統令制定公佈全文 57 條 中華民國 91 年 12 月 23 日行政院院臺科字第 0910064739 號令發佈自 92 年 2 月 1 日施行。
3. 行政院原子能委員會放射性物料管理局, "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 號令公佈。
4. U.S. Code of Federal Regulations, Part 20, "Standards for Protection Against Radiation," Title 10, "Energy.", US Government, Washington, DC.
5. U.S. Code of Federal Regulations, Part 72, "Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel and High-level Radioactive Waste," Title 10, "Energy.", US Government, Washington, DC.
6. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "SCALE 4.4 Modular Code System for Performing Standardized Computer Analysis for Licensing Evaluation for Workstations and Personal Computers," CCC-545-NUREG/CR-0200, Rev. 6, Washington, DC, September, 1998.
7. O. W. Hermann and C. V. Parks, "SAS2H: A Coupled One-Dimensional Depletion and Shielding Analysis Module," CCC-545-NUREG/CR-0200, Rev. 6, Volume 1, Section S2, U.S. Nuclear Regulatory Commission , Washington, DC, September, 1998.
8. 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," CCC-545-NUREG/CR-0200, Rev. 6, Volume 2, Section F7, U.S. Nuclear Regulatory Commission , Washington, DC, September, 1998.
9. W. C. Jordan and S. M. Bowman, "SCALE Cross Section Libraries," CCC-545-NUREG/CR-0200, Rev. 6, Volume 3, Section M4, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, September, 1998.
10. N. M. Greene and L. M. Petrie, "XSDRNPM: A One-Dimensional Discrete Ordinates Code for Transport Analysis," CCC-545-NUREG/CR-0200, Rev. 6,

- Volume 2, Section F3, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, September, 1998.
11. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems," NUREG-1536, January, 1997.
 12. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities," NUREG-1567, March, 2000.
 13. 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.
 14. 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.
 15. 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.
 16. SKYSHINE-III, "Calculation of the Effects of Structure Design on Neutron, Primary Gamma-Ray and Secondary Gamma-Ray Dose Rates in Air," RSICC Code Package CCC-289, Radiation Safety Information Computational Center, Oak Ridge, TN, February, 1997.
 17. NAC International, "Shielding Evaluations for MAGNASTOR RAIs," 71160-5012, Rev. 1, 2009.
 18. MCBEND, "MCBEND, A Monte Carlo Program for General Radiation Transport Solutions, User Guide for Version 9," ANSWERS/MCBEND (94) 15, Serco Assurance, Didcot, U. K. June, 2000.
 19. Pacific National Laboratory, "Spent Fuel Hardware Characterization and 10 CFR 61 Classification for Waste Disposal," PNL-6906, Volume 1, June, 2000.
 20. Washington 2, "Preliminary Discharged Assembly Exposure Distributions," RFP C-3/400/Addendum 03 Q-R No.5, Washington Public Power Supply System.
 21. 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.
 22. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Recommendations for Shielding

- Evaluations for Transport and Storage Packages,” NUREG/CR-6802, Washington, DC, May 2003.
23. NAC International, “Verification of the SCALE 4.4 Code Under the Windows 2000 Operating System,” EA913-1040-001 Rev. 2.
 24. Oak Ridge National Laboratory, “Validation of SCALE (SAS2H) Isotopic Predictions for BWR Spent Fuel,” ORNL/TM-13315, September, 1998.
 25. Oak Ridge National Laboratory, “Prediction of the Isotopic Composition of UO₂ Fuel from a BWR: Analysis of the DU1 Sample from the Dodewaard Reactor,” ORNL/TM-13687, October, 1998.
 26. NAC International, “Verification of the MCNP5 Code Package Version 1.30 Under the Windows Operating System,” EA913-1060-003, Rev. 7.
 27. D. J. Whalen, *et al.*, “MCNP: Photon Benchmark Problems,” LA-12196, September, 1991.
 28. D. J. Whalen, *et al.*, “MCNP: Neutron Benchmark Problems,” LA-12212, September, 1991.
 29. B. L. Broadhead, *et al.*, “Evaluation of Shielding Analysis Methods in Spent Fuel Cask Environments,” EPRI TR-104329, Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA, May, 1995.
 30. H. F. Locke, “Summary of the Results of the Comparison of Calculations and Measurements for the TN 12 Flask Carried Out Under the NEACRP Intercomparison of Shielding Codes,” NEACRP-L-339, Nuclear Energy Agency, Paris, France, 1992.
 31. “BWR 用過核燃料之輻射源項驗證計算,” ISFSI-04-CAL-01-06001 最新版.
 32. “NAC-UMS 貯存護箱之劑量驗證計算,” ISFSI-04-CAL-01-06003 最新版.
 33. NAC International, “NAC International SKYSHINE-III Version 6.0.1 Verification on the Windows 2000 Operating System,” EA913-1010-129, Rev. 2.
 34. 行政院原子能委員會輻射偵測中心, “台灣地區核能設施環境監測年報,” <http://www.trmc.aec.gov.tw/big5/start.htm>.
 35. “第二核能發電廠環境輻射監測年度報告,” 91~95 年.