# 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	6.4.4-3
	2. 軸向燃耗剖面	6.4.4-4
	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
	<ol> <li>廠界輻射劑量率評估結果</li> </ol>	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	6.4.7-4
	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	6.4.7-6
	(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	6.4.4-6
圖	6.4.4-2 BWR 燃料之軸向中子及加馬射源率	6.4.4-6
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)	6.4.5-8
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)	6.4.5-9
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法	彭
	圖(單位:inch/mm)	6.4.5-10
啚	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)	6.4.5-11
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:mn	n)
		6.4.5-12
圖	6.4.5-6 貯存護箱偵測點位置示意圖	6.4.5-13
圖	6.4.5-7 核二乾貯計畫貯存場混凝土護箱配置示意圖	6.4.5-14
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約	5
	果的影響(護箱陣列短邊方向)	6.4.5-15
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約	5
	果的影響(護箱陣列長邊方向)	6.4.5-15
圖	6.4.5-10 廠界、圍籬及最近工作處之偵測點座標(單位:m)	6.4.5-16
圖	6.4.7-1 核二廠貯存場佈置圖	6.4.7-8
圖	6.4.7-2 核二廠貯存設施至廠界二維空間輻射劑量率分佈圖(單位:mSv/	y)
		6.4.7-9
圖	6.4.7-3 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	匀
	燃耗 34,000 MWD/MTU、 <sup>235</sup> U 平均初始鈾濃縮度 2.84 wt%、冷谷	p
	時間 20 年)	6.4.7-10
啚	6.4.7-4 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	匀
	燃耗 34,000 MWD/MTU、 <sup>235</sup> U 平均初始鈾濃縮度 2.84 wt%、冷谷	p
	時間 20 年)	6.4.7-11
圖	6.4.7-5 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	时
	劑量率分佈情形(燃料條件組合:平均燃耗 34,000 MWD/MTU、 <sup>23:</sup>	<sup>5</sup> U
	平均初始鈾濃縮度 2.84 wt%、冷卻時間 20 年)	6.4.7-12
圖	6.4.7-6 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、 <sup>235</sup> U 平均初始鈾濃縮度 2.19 wt%、冷卻時間 20 年)	6.4.7-13

## 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	.4.4-7
表 6.4.4-2 核二乾式貯存待運貯之用過核子燃料束, <sup>235</sup> U 平均初始鈾濃縮度	
及其最大燃料平均燃耗度6	.4.4-8
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	.4.4-9
表 6.4.4-4 燃料中子射源能谱6.4	1.4-10
表 6.4.4-5 燃料加馬射源能譜6.4	4.4-11
表 6.4.4-6 其他結構物加馬射源能譜6.4	4.4-12
表 6.4.4-7 射源率對燃耗之適當參數 6.4	4.4-13
表 6.4.4-8 BWR 燃料之軸向射源率6.4	1.4-14
表 6.4.5-1 混凝土護箱與傳送護箱之屏蔽材質組成 6.4	4.5-17
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	4.5-18
表 6.4.5-3 中子劑量轉換係數6.4	4.5-19
表 6.4.5-4 光子劑量轉換係數 6.4	1.5-20
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	1.5-21
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	4.7-14
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	4.7-15
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	4.7-16
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	4.7-17
表 6.4.7-5 最近 5 年核能二廠放射性液體與氣體排放對廠界之輻射劑量率	17
表 6.4.7-6 最近 5 年核二廠環測結果估算對廠外民眾最大個人輻射劑量 6.4	4.7-18
表 6.4.7-7 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	4.7-18
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	
存系統混凝土護箱空氣進/出口處平均表面輻射劑量率6.4	4.7-19
表 6.4.7-9 不同距離之空氣進/出口處平均表面輻射劑量率6.4	1.7-19
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,密封鋼筒內部無水、使用銲接用屏蔽板時傳送護箱表	
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	1.7-20

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	7-22
表 6.4.7-12 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6.4.8	8-24
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	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	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	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	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	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	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	8-15
表 6.4.8-10 護箱傳送作業工作人員劑量評估 6.4.8	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	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(μSv/h)	
	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	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	.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 µSv/h 以及最近工作場所處的輻射劑量率 2.5 µSv/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、<sup>235</sup>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[2-5],並符合 10 CFR 20[6]與 10 CFR 72[7]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,亦需满足 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 µSv/h,而距離貯存場最近工作處之輻 射劑量率,須低於 2.5 µSv/h。

當核二乾式貯存系統裝載符合熱負載 14.6 kW/護箱之設計基準燃料後, 不同屏蔽設計的貯存系統,其平均劑量率皆不可超過下列限值:

1. 混凝土護箱頂端表面輻射劑量率 <15 μSv/h;

2. 混凝土護箱側邊表面輻射劑量率 <3μSv/h;

3. 混凝土護箱空氣進/出口表面之平均輻射劑量率 <20 μSv/h;

4. 傳送護箱頂端表面輻射劑量率 < 3×10<sup>3</sup> μSv/h;

5. 傳送護箱側邊表面輻射劑量率 <3×10<sup>3</sup> µSv/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[8]中的 SAS2H/ORIGEN-S 程式[9,10]計算,其程式版本為 4.4a。SCALE 程式即是由 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[11]。SAS2H/ORIGEN-S 包含 XSDRNPM[12]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[13]與 NUREG-1567[14]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 N-Particle Transport Code System)程式[15-17]。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) ENDF/B-VI,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 1.3 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[18]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、以及圓桂殼與圓盤面幾何 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[19]。

本次核二乾式貯存待運貯之用過核子燃料束,依其<sup>235</sup>U平均初始濃縮可 歸納為五種類,如表 6.4.4-2 所示。各類 <sup>235</sup>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。在相同<sup>235</sup>U平均初始鈾濃縮度條件下,採用 平均燃耗度較高之用過核子燃料束可得到較保守之射源項。因此,相對於建 立一具特定燃料平均燃耗度、冷卻時間、<sup>235</sup>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<sup>235</sup>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。輻射源項評估時,已 考量提升燃料束的功率密度 5 %,以容納反應器爐心的功率尖峰因素。表 6.4.4-3 即列出各燃料條件組合之參數。對於一固定之<sup>235</sup>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 次核二乾式貯存帶待運貯之用過核子燃料束的五種<sup>235</sup>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。貯存護箱中待運貯用過核子燃料之裝填配置,亦均不會超出設計基準 之輻射源項。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、<sup>235</sup>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<sup>235</sup>U平均 初始鈾濃縮度可獲得較硬的燃料中子能譜與較高的燃料中子射源強度,其他 結構物經活化後產生之加馬射源強度亦會增加。燃料條件組合1中以<sup>235</sup>U平 均初始鈾濃縮度 3.15 wt%代替 3.25 wt%來進行射源項計算,於相同燃料平均 燃耗及相同冷卻時間之情況下,中子射源強度增加 6.5%,其他結構物活化射 源強度增加2.3%,衰變熱增加0.05%,用過核子燃料產生之加馬射源強度僅 降低 0.33 %, 其降低的程度極微, 整體輻射源項強度仍較 <sup>235</sup>U 平均初始鈾濃 縮度 3.25 wt%之輻射源項保守。因此燃料條件組合 1 之 <sup>235</sup>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, 满足四、(一)所列規格條件(最大燃耗度 35,000 MWD/MTU、最少冷卻時 間 20 年、<sup>235</sup>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。其他結構物加馬射線對 護箱表面輻射劑量率具相當影響,其主要來源為 <sup>60</sup>Co。為考慮 <sup>60</sup>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[20]的 22 能量分群,其能量分 群較 SAS2H/ORIGEN-S 程式之預設能群更適合 <sup>60</sup>Co 產生之加馬射源能量分 備。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。不銹鋼材料相對於鋯合金材料產生較強之加馬射源[21],其主要來源為 <sup>59</sup>Co 雜質活化所產生之 <sup>60</sup>Co,因此其他結構物假設為 SS304 不銹鋼,

6.4.4-2

其 <sup>59</sup>Co 的雜質含量採用較美國 NRC 審查標準之 0.8 g/kg 更保守之 1.2 g/kg 進行射源項計算[22]。

#### 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、錒系元素與其子核,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,主要來自於錒系元素的 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錒系元素的貢獻,其他結構物的 加馬射源則主要為<sup>60</sup>Co(來自於 SS304 不銹鋼材質內所含的1.2 g/kg <sup>59</sup>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1kg 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1kg 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[23]。

BWR 用過核子燃料產生的中子射源來自錒系元素的自發分裂和(α,n) 反應,主要為<sup>242</sup>Cm 及<sup>244</sup>Cm,其次則為<sup>238</sup>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、<sup>235</sup>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

6.4.4-3

項,除燃料平均燃耗度 19,000 MWD/MTU、<sup>235</sup>U 平均初始鈾濃縮度 1.76 wt%、燃料冷卻時間 20 年以及燃料平均燃耗度 5,000 MWD/MTU、<sup>235</sup>U 平 均初始鈾濃縮度 0.71 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[1,24]。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:

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

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 = 1.58;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,235U平均初始鈾濃縮度及其最

田调坊工做料市	<sup>235</sup> U平均初始鈾濃縮度	最大燃料平均燃耗度
用迴极丁؊州木	(wt%)	(MWD/MTU)
GE 8×8-2	0.71	4,905.2
GE 8×8-2	1.76	15,173.2
GE 8×8-2	2.19	28,150.2
GE 8×8-2	2.84	32,900.5
ANF 8×8-2	3.15	34,671.2

大燃料平均燃耗度

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
<sup>235</sup> 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/kg)	9.35E+11	9.81E+11	1.01E+12	7.75E+11	3.96E+11

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

註:燃料條件組合1中,<sup>235</sup>U平均初始鈾濃縮度為3.15 wt%與3.25 wt%計算 所得之衰變熱分別為0.1676 kW與0.1674 kW,本報告保守使用0.168 kW。

表 6.4.4-4 燃料中子射源能譜

燃料平均燃耗度			35,000	34,000	29,000	19,000	5,000
(MWD/MTU)							
燃料冷卻時間 (年)			20	20	20	20	20
<sup>235</sup> 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 <sub>lower</sub> (MeV)	能量 E <sub>upper</sub> (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

	燃料平均燃	耗度	35,000	34,000	29,000	19,000	5,000
(MWD/MTU)							
燃料冷卻時間 (年)			20	20	20	20	20
<sup>235</sup> 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 <sub>lower</sub> (MeV)	能量 E <sub>upper</sub> (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 6.4.4-5 燃料加馬射源能譜

燃料平均燃耗度			35,000	34,000	29,000	19,000	5,000
(MWD/MTU)							
燃料冷卻時間 (年)			20	20	20	20	20
<sup>235</sup> U平	均初始鈾濃	縮度 (wt%)	3.15	2.84	2.19	1.8	0.71
能群	能量Elower	能量Eupper	w/s/kg	w/s/kg	v/s/kg	v/s/kg	w/s/lza
和日本下	(MeV)	(MeV)	γ/ 5/ Kg	γ/ 5/ Kg	γ/ 5/ Kg	γ/s/kg	γ/ 5/ Kg
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 6.4.4-6 其他結構物加馬射源能譜

輻射型態	指數 b
中子	4.22
加馬	1.00

### 表 6.4.4-7 射源率對燃耗之適當參數

%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

表 6.4.4-8 BWR 燃料之軸向射源率

### (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 厚度與護箱空氣出口由直線通道改採階梯式之通道設計,以降低輻射劑量 率。另外,為合理抑低工作人員輻射劑量,核二乾式貯存系統設計基準亦 增訂護箱表面及空氣進出口輻射劑量率限值,如六、四、(二)節所述。 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氦氣並完全銲 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鏽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 的温度。空氣出口通道採階梯式設計,空氣進口通道則與 MAGNASTOR 護箱相同,設置有 17 跟直立鋼柱作為輻射屏蔽。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[19]。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[19],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

6.4.5-3

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涔流效應 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[25]。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<sup>3</sup> 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極微[19]。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,分別於護箱陣列短邊及長邊方向使用黑體假設對 不同距離廠界輻射劑量的影響。兩圖中標示前排護箱權重設為 0(front row importance 0)之曲線即代表使用黑體假設對廠界輻射劑量率之計算結 果,權重設為1(front row importance 1)之曲線則為未使用黑體假設之計 算結果;而標示後排貢獻(back row contribution)之曲線表示其計算結果 僅為後排護箱對廠界偵測點造成之輻射劑量率貢獻,標示整體(total)之 曲線為護箱全體對廠界偵測點造成之輻射劑量率。因此圖 6.4.5-8 與圖 6.4.5-9 中四條曲線分別代表護箱全體或僅後排護箱,在前排護箱使用黑體 假設與否的情況下,對廠界偵測點造成之輻射劑量率。由圖中可知,後排 護箱對廠界輻射劑量率之貢獻遠低於前排護箱,而黑體假設使用與否所計 算之廠界輻射劑量率曲線相當接近。此外,核二乾貯屏蔽分析所使用之射 源項已採取保守之燃料條件組合進行計算,評估時混凝土護箱幾何模型亦 較實際值略微保守,因此使用黑體模型設定對整體廠界輻射劑量計算之保 守性影響極低。

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<sup>3</sup>,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 107.25 m,為本計畫進行廠界輻射劑 量率評估之距離。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(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)

计所		伯よこま	組成密度
11 月	密度 (g/cm)	組成儿系	(atom/barn-cm)
世纪	7 9212	С	3.9250E-03
吸蛔	7.8212	Fe	8.3494E-02
		Cr	1.7472E-02
下侨佃	7.0400	Mn	1.7407E-03
个奶鲫	7.9400	Fe	5.9505E-02
		Ni	7.7392E-03
鉛	11.344	Pb	3.2967E-02
		Н	5.8508E-02
		$^{10}\mathbf{B}$	9.1385E-05
	1.6316	$^{11}\mathbf{B}$	3.3665E-04
NS-4-FR		С	2.2600E-02
		Ν	1.3904E-03
		О	2.6107E-02
		Al	7.8003E-03
		Н	1.3883E-02
	2.3234 (頂蓋為 2.243)	О	4.6537E-02
		Na	1.7649E-03
混凝土		Al	1.7631E-03
		Si	1.6789E-02
		Ca	1.5361E-03
		Fe	3.5075E-04
		Al	3.8891E-02
由了四步打	F 0 (270	$^{10}\mathbf{B}$	7.5842E-03
十丁及收极	2.0379	$^{11}\mathbf{B}$	3.1444E-02
		С	9.7573E-03
	0.0092	Н	6.6752E-02
水	0.9982	О	3.3376E-02

表 6.4.5-1 混凝土護箱與傳送護箱之屏蔽材質組成

计质	密 $(\alpha/am^3)$	伯士云志	組成密度
11 貝	密度(g/cm)	組成儿系	(atom/barn-cm)
		Cr	3.0662E-03
丁地七日	1 2024	Mn	3.0548E-04
下场权回	1.3934	Fe	1.0443E-02
		Ni	1.8307E-03
		<sup>235</sup> U	1.9913E-04
		<sup>238</sup> U	6.0453E-03
	3.4275	Zr	4.0746E-03
古故燃料回		Cr	7.2780E-06
有双燃杆匜		Sn	4.7817E-05
		Ν	1.3512E-05
		О	1.4110E-02
		Fe	8.8542E-06
		Cr	8.6151E-04
	0.4664	Sn	5.7299E-06
		Mn	8.5740E-05
充氣區		Fe	2.9320E-03
		Ν	1.6191E-06
		Ni	3.8121E-04
		Zr	1.3610E-03
		Cr	1.2349E-03
上设石原	0 5612	Mn	4.0305E-04
小加权世	0.3012	Fe	1.3778E-02
		Ni	1.7920E-03

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

能量 (MeV)	劑量轉換係數 ((rem/hr)/(n/cm <sup>2</sup> -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 6.4.5-3 中子劑量轉換係數

<b>化导(Mall</b> )	结导 (MaV) 劑量轉換係數 结果		劑量轉換係數
拒重(ⅣEV)	((rem/hr)/(n/cm <sup>2</sup> -s))	拒重(ⅣEV)	((rem/hr)/(n/cm <sup>2</sup> -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 6.4.5-4 光子劑量轉換係數

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	10 0.00		0.9
11	11 0.00		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

表 6.4.5-5 廠界、圍籬及最近工作處之劑量偵測點座標

(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[26],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 [27-34],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 [35,36]。

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[37]。

## (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, <sup>235</sup>U 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 近距離為 107.25 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 6.4.4-3 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107.25m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, 若考慮 95 %可信度之標準差以及保守評估黑體假設之影響,其值為 4.58×10<sup>-2</sup>±2.05×10<sup>-3</sup> mSv/y,符合核二廠貯存場之廠界劑量限值要求。圖 6.4.7-2 則為核二乾貯設施至廠界之二維空間輻射劑量率分佈圖。

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、<sup>235</sup>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,考慮 95 %可信度之標準差,其值 為 0.399±0.00974 μSv/h。

核二乾貯設施於傳送階段,傳送護箱自反應廠房運出至密封鋼筒傳 入混凝土護箱為止,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  $0.399 \times 13 \times 27 = 140 \ \mu Sv$  (考慮 95 % 可信度之標準差,為  $1.40 \times 10^{-1} \pm 3.42 \times 10^{-3} \ m Sv$ ),低於設計準則所要求之 0.5 m Sv。

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 180Bq/100

cm<sup>2</sup>與1 Bq/100 cm<sup>2</sup>,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。

表 6.4.7-5 為鄰近乾式貯存場周邊廠界最近 5 年(95-99)之核子反應器 設施放射性液體及氣體排放輻射劑量率評估結果,最大放射性液體及氣體 排放輻射劑量率分別為 1.87×10<sup>-4</sup> mSv/y 與 1.21×10<sup>-3</sup> mSv/y [38]。本公司 依「核能設施環測結果民眾劑量評估導則」之評估方法估算最近 5 年(95-99) 核二廠環測結果對廠外民眾個人年輻射劑量最大值為 3.85×10<sup>-3</sup> mSv/y [38]如表 6.4.7-6 所示。因此,在核二乾式貯存系統操作運轉階段,核能二 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 6.4.7-7 所示。護箱表面最大輻射劑量率由平均燃耗度 34,000 MWD/MTU、 <sup>235</sup>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 6.4.7-7 結果顯示,此時混凝土護箱頂部表面的最大 輻射劑量率為 9.22 µSv/h,混凝土護箱側邊表面的最大輻射劑量率為 1.60 µSv/h。圖 6.4.7-3 與圖 6.4.7-4 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,應為空氣出口濕流效應的影響。

另外,經評估後,貯存設施對貯存場周邊內圍籬處造成之輻射劑量 率為 0.224 μSv/h,外圍籬處則為 0.133 μSv/h,均低於設計基準之 5 μSv/h。 而距離貯存場最近工作處之輻射劑量率為 0.0159 μSv/h,亦符合設計基準 低於 2.5 μSv/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 17.27 µSv/h (相對誤差 2.0 %),空氣出口表面平均輻 射劑量率為 0.597 µSv/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 8.93 µSv/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 6.4.7-8 分別列出由平均燃耗度 34,000 MWD/MTU、<sup>235</sup>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 6.4.7-9 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 6.4.7-10 至表 6.4.7-13 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、<sup>235</sup>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(主要為燃料中子之貢獻),僅於密封鋼筒有水、未設置銲接用 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、<sup>235</sup>U 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(主要為燃料加馬之貢獻)。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、 <sup>235</sup>U 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、<sup>235</sup>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(主要為其他 結構物活化加馬之貢獻)。表 6.4.7-10 與表 6.4.7-11 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 6.4.7-12 與表 6.4.7-13。由表 6.4.7-10 的計 算結果顯示:在密封鋼筒內部無水、護箱頂端設置銲接用屏蔽板的情況, 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 μSv/h、 1,583 µSv/h 及 7,870 µSv/h。表 6.4.7-11 則顯示在密封鋼筒內部無水、未設 置銲接用屏蔽板的情況,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 µSv/h、2,646 µSv/h 及 8,135 µSv/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。在密封剛筒內部有水的狀況,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 uSv/h、 二次光子約為 10<sup>-5</sup> µSv/h)。表 6.4.7-12 即顯示出密封鋼筒內部有水、未 設置銲接用屏蔽板的情況,傳送護箱側面、頂端及底部表面的最大輻射劑 量率分別為 683 μSv/h、567 μSv/h 與 4,979 μSv/h。而密封鋼筒內部有水但 已抽出 0.26 m<sup>3</sup> 的水、設置銲接用屏蔽板的情況,傳送護箱頂端表面的最 大輻射劑量率為 625 μSv/h。圖 6.4.7-5 為密封鋼筒內部無水、設置銲接用 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 6.4.7-6 則為密封鋼筒內部無水時,傳送護箱在有無使用銲接用屏蔽板的情 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 6.4.7-6 可看出銲接用屏蔽板可有效降低護箱頂端之輻射劑量率。 此外,設置銲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、<sup>235</sup>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 1.94 μSv/h 與 2.39 μSv/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)×24×7/(100)<sup>2</sup> = 7.27×10<sup>-5</sup> 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。

混凝土護箱的傾倒為一不符合力學原理(non-mechanistic)造成之假 設性意外事故。若假設其傾倒,此時混凝土護箱底部裸露,其正下方中心 點距表面1m處之最大輻射劑量率為1.541×10<sup>4</sup>μSv/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 屏蔽時,接近護箱底部所可能接受之劑量,所需機具為吊車/又動車及卡 車。估計需3人作業30min,其所在位置約離開底部1m處,輻射劑量率 為 1.541×10<sup>4</sup> µSv/h。三人共可能接受 15.41×3×0.5 = 2.312×10<sup>-2</sup> man-Sv,個人劑量則約為7.71 mSv劑量。至於後處理程序則為將傾倒的 護箱扶正,此時需動用大型吊車。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30min,其所在位置約離開底部1m處,集體劑 量約為15.41×10×0.5 = 7.705×10<sup>-2</sup> man-Sv,個人則有7.71 mSv劑量。前 處理與後處理程序均低於年劑量限值50 mSv,並無超過50 mSv劑量限制 之情事發生。 (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)外民眾之劑量率約為1.541×10<sup>4</sup>/(100)<sup>2</sup> = 1.541 µSv/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1.541×24×10 = 0.36984 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。

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1m之最大輻射劑量率為3,950 µSv/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1m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30min,其所在位置約離開底部1m處,三人 共可能接受3.950×3×0.5 = 5.925×10<sup>-3</sup> man-Sv,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30min,其所在位置約 離開底部1m處,集體有效劑量約為3.950×10×0.5 = 1.975×10<sup>-2</sup> man-Sv,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 3.950/(100)<sup>2</sup> = 0.395 µSv/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 0.000395×24×10 = 0.0948 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。

6.4.7-7



圖 6.4.7-1 核二廠貯存場佈置圖



圖 6.4.7-2 核二廠貯存設施至廠界二維空間輻射劑量率分佈圖(單位:mSv/y)



圖 6.4.7-3 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、<sup>235</sup>U平均初始鈾濃縮度 2.84 wt%、冷卻時間 20 年)



圖 6.4.7-4 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、<sup>235</sup>U平均初始鈾濃縮度 2.84 wt%、冷卻時間 20 年)



圖 6.4.7-5 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、<sup>235</sup>U平均初始鈾濃縮度 2.84 wt%、冷卻時間 20 年)



圖 6.4.7-6 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、<sup>235</sup>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

	輻射劑量率 (mSv/y)							
偵測點		側邊			頂端		俯刻旦亥	相對誤差
	中子	加馬	二次加馬	中子	加馬	二次加馬	總削里平	(%)
1	7.87E-02	6.98E-01	2.73E-04	1.73E-02	1.49E-02	2.74E-06	8.10E-01	2.90
2	5.00E-02	3.87E-01	2.52E-04	1.57E-02	1.33E-02	2.70E-06	4.66E-01	3.08
3	3.57E-02	2.83E-01	1.02E-04	1.43E-02	1.21E-02	2.68E-06	3.46E-01	2.57
4	2.67E-02	1.91E-01	9.41E-05	1.31E-02	1.10E-02	2.65E-06	2.42E-01	2.53
5	1.72E-01	1.58E+00	5.29E-04	2.64E-02	2.27E-02	2.92E-06	1.80E+00	2.75
6	1.78E-01	1.58E+00	5.25E-04	2.63E-02	2.27E-02	2.88E-06	1.80E+00	2.76
7	1.04E-01	9.38E-01	2.24E-04	2.27E-02	1.92E-02	2.84E-06	1.08E+00	2.63
8	1.06E-01	9.33E-01	2.29E-04	2.27E-02	1.92E-02	2.79E-06	1.08E+00	2.64
9	1.35E-02	1.00E-01	2.68E-05	8.23E-03	6.92E-03	2.55E-06	1.29E-01	2.11
10	1.66E-03	6.01E-03	4.73E-06	2.24E-03	1.97E-03	2.62E-06	1.19E-02	1.27
11	1.81E-03	6.80E-03	4.64E-06	2.40E-03	2.09E-03	2.61E-06	1.31E-02	1.32
12	4.15E-03	2.77E-02	9.61E-06	3.51E-03	3.11E-03	2.60E-06	3.85E-02	1.81
13	4.12E-03	2.77E-02	8.62E-06	3.41E-03	2.94E-03	2.61E-06	3.81E-02	1.83
14	4.10E-03	2.76E-02	9.31E-06	3.48E-03	3.09E-03	2.60E-06	3.83E-02	1.82
15	4.15E-03	2.78E-02	9.62E-06	3.50E-03	3.10E-03	2.60E-06	3.85E-02	1.82
16	4.00E-03	2.71E-02	9.06E-06	3.39E-03	3.01E-03	2.60E-06	3.75E-02	1.82
17	4.08E-03	2.76E-02	9.46E-06	3.43E-03	3.04E-03	2.60E-06	3.82E-02	1.82

# 35,000 MWD/MTU)

註1: 偵測點 10~17 為廠界處之輻射劑量率

註 2:相對誤差為考量 MCNP 與 NAC-CASC 兩程式誤差後之綜合不確定度

## 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

		輻射劑量率 (mSv/y)						
偵測點		側邊			頂端		俯刻旦亥	相對誤差
	中子	加馬	二次加馬	中子	加馬	二次加馬	總削里平	(%)
1	8.87E-02	7.41E-01	2.86E-04	2.00E-02	1.64E-02	3.19E-06	8.67E-01	3.43
2	5.47E-02	4.27E-01	2.56E-04	1.81E-02	1.47E-02	3.15E-06	5.14E-01	3.43
3	3.89E-02	2.99E-01	1.03E-04	1.65E-02	1.34E-02	3.11E-06	3.68E-01	3.10
4	2.89E-02	2.11E-01	9.38E-05	1.50E-02	1.21E-02	3.10E-06	2.67E-01	3.05
5	1.86E-01	1.73E+00	5.04E-04	3.04E-02	2.50E-02	3.37E-06	1.96E+00	3.40
6	1.89E-01	1.70E+00	5.44E-04	3.02E-02	2.48E-02	3.39E-06	1.94E+00	3.39
7	1.12E-01	1.01E+00	2.33E-04	2.61E-02	2.12E-02	3.27E-06	1.17E+00	3.25
8	1.13E-01	1.00E+00	2.35E-04	2.61E-02	2.11E-02	3.31E-06	1.16E+00	3.25
9	1.46E-02	1.08E-01	2.79E-05	9.48E-03	7.57E-03	3.00E-06	1.39E-01	2.60
10	1.83E-03	6.34E-03	4.95E-06	2.58E-03	2.17E-03	3.04E-06	1.29E-02	1.55
11	1.98E-03	7.29E-03	4.69E-06	2.75E-03	2.30E-03	3.04E-06	1.43E-02	1.61
12	4.51E-03	2.94E-02	9.37E-06	4.04E-03	3.43E-03	3.01E-06	4.14E-02	2.23
13	4.48E-03	2.96E-02	8.76E-06	3.91E-03	3.23E-03	3.03E-06	4.11E-02	2.25
14	4.47E-03	2.93E-02	9.29E-06	4.00E-03	3.39E-03	3.01E-06	4.12E-02	2.23
15	4.49E-03	2.97E-02	9.66E-06	4.02E-03	3.42E-03	3.01E-06	4.16E-02	2.24
16	4.34E-03	2.88E-02	9.05E-06	3.90E-03	3.31E-03	3.02E-06	4.04E-02	2.24
17	4.42E-03	2.94E-02	9.39E-06	3.94E-03	3.36E-03	3.02E-06	4.11E-02	2.24

## 34,000 MWD/MTU )

註1: 偵測點 10~17 為廠界處之輻射劑量率

註2:相對誤差為考量 MCNP 與 NAC-CASC 兩程式誤差後之綜合不確定度

## 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

	輻射劑量率 (mSv/y)							
偵測點	側邊		頂端			俯刻旦交	相對誤差	
	中子	加馬	二次加馬	中子	加馬	二次加馬	總削里平	(%)
1	6.85E-02	6.42E-01	2.58E-04	1.48E-02	1.44E-02	2.15E-06	7.40E-01	2.85
2	4.48E-02	3.77E-01	2.17E-04	1.33E-02	1.30E-02	2.12E-06	4.48E-01	3.14
3	3.15E-02	2.62E-01	8.94E-05	1.22E-02	1.18E-02	2.11E-06	3.18E-01	2.58
4	2.40E-02	1.86E-01	9.35E-05	1.11E-02	1.07E-02	2.08E-06	2.32E-01	2.61
5	1.53E-01	1.51E+00	4.47E-04	2.23E-02	2.20E-02	2.28E-06	1.71E+00	2.71
6	1.51E-01	1.50E+00	4.46E-04	2.23E-02	2.20E-02	2.28E-06	1.69E+00	2.75
7	9.11E-02	8.83E-01	2.04E-04	1.92E-02	1.87E-02	2.21E-06	1.01E+00	2.60
8	9.28E-02	8.87E-01	2.03E-04	1.92E-02	1.87E-02	2.21E-06	1.02E+00	2.60
9	1.19E-02	9.44E-02	2.44E-05	7.01E-03	6.75E-03	2.02E-06	1.20E-01	2.08
10	1.49E-03	5.68E-03	4.17E-06	1.92E-03	1.92E-03	2.09E-06	1.10E-02	1.31
11	1.63E-03	6.48E-03	3.99E-06	2.06E-03	2.05E-03	2.09E-06	1.22E-02	1.34
12	3.67E-03	2.58E-02	8.26E-06	3.00E-03	3.05E-03	2.07E-06	3.56E-02	1.79
13	3.67E-03	2.58E-02	7.42E-06	2.92E-03	2.88E-03	2.08E-06	3.53E-02	1.80
14	3.63E-03	2.57E-02	8.06E-06	2.97E-03	3.02E-03	2.07E-06	3.54E-02	1.79
15	3.66E-03	2.59E-02	8.48E-06	2.99E-03	3.03E-03	2.07E-06	3.56E-02	1.79
16	3.53E-03	2.54E-02	7.81E-06	2.90E-03	2.95E-03	2.08E-06	3.47E-02	1.80
17	3.60E-03	2.57E-02	8.10E-06	2.93E-03	2.98E-03	2.07E-06	3.52E-02	1.80

# 29,000 MWD/MTU)

註1: 偵測點 10~17 為廠界處之輻射劑量率

註 2:相對誤差為考量 MCNP 與 NAC-CASC 兩程式誤差後之綜合不確定度

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

۱.	>
+5	۱.
T/N	,
1	/

燃料條件組合	1	2	3
輻射劑量率 (µSv/h)	0.377	0.399	0.347
相對誤差 (%)	1.16	1.22	1.19

註:相對誤差為考量 MCNP 與 NAC-CASC 兩程式誤差後之綜合不確定度

表 6.4.7-5 最近 5 年核能二廠放射性液體與氣體排放對廠界之輻射劑量率

年份	液體排放(mSv/y)	氣體排放 (mSv/y)
95	5.52E-05	1.21E-03
96	8.16E-05	7.00E-04
97	1.87E-04	7.62E-04
98	1.10E-04	8.30E-04
99	3.90E-05	7.28E-04

年公	年劑量值
千仞	(mSv/y)
95	3.85E-03
96	2.85E-03
97	1.53E-03
98	3.35E-03
99	< 0.001

表 6.4.7-6 最近 5 年核二廠環測結果估算對廠外民眾最大個人輻射劑量

表 6.4.7-7 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

位罢	巧醉		輻射劑量率	相對誤差
	正府庄		(µSv/h)	(%)
		中子	1.58	9.2
	表面	加馬	7.64	7.1
		總劑量率	9.22	6.1
		中子	0.93	7.9
護箱頂端	30 cm	加馬	3.06	6.1
		總劑量率	3.99	5.0
	1 m	中子	0.44	9.5
		加馬	1.95	8.0
		總劑量率	2.39	6.8
	表面	中子	0.43	4.1
		加馬	1.17	4.6
		總劑量率	1.60	3.5
		中子	0.25	4.7
護箱側邊	30 cm	加馬	0.83	5.0
		總劑量率	1.08	4.0
		中子	0.16	5.7
	1 m	加馬	0.61	5.4
		總劑量率	0.77	4.4

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

	空氣道	建口	空氣出口		
射源項	輻射劑量率	相對誤差	輻射劑量率	相對誤差	
	(µSv/h)	(%)	(µSv/h)	(%)	
燃料中子	3.79	3.2	3.81E-2	2.2	
燃料加馬	6.51	4.6	7.75E-4	5.9	
下端板區加馬	6.43	2.0	-	-	
有效燃料區加馬	0.03	7.5	6.78E-9	71.0	
充氣區加馬	-	-	1.89E-2	2.7	
上端板區加馬	-	-	2.58E-2	2.7	
二次加馬	0.51	0.6	5.13E-1	0.6	
總計	17.27	2.0	5.97E-1	0.6	

混凝土護箱空氣進/出口處平均表面輻射劑量率

表 6.4.7-9 不同距離之空氣進/出口處平均表面輻射劑量率

	空氣道	進口	空氣出口		
距離	輻射劑量率	相對誤差	輻射劑量率	相對誤差	
	(µSv/h)	(%)	(µSv/h)	(%)	
表面	17.27	2.0	0.597	0.6	
30 cm	7.57	2.4	0.442	0.5	
1 m	2.54	2.8	0.281	0.6	

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

位罢	野離		輻射劑量率	相對誤差
	ビニア王		$(10^3 \mu \text{Sv/h})$	(%)
		中子	0.060	9.2
	表面	加馬	1.478	2.2
		總劑量率	1.538	2.2
		中子	0.031	9.9
	30 cm	加馬	0.823	2.7
		總劑量率	0.854	2.6
		中子	0.015	9.7
護箱頂端	1 m	加馬	0.411	3.4
		總劑量率	0.426	3.3
		中子	0.008	10.4
	2 m	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
		中子	0.168	2.1
	表面	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
		中子	0.278	0.7
護箱側邊	1 m	加馬	0.227	3.6
		總劑量率	0.505	1.7
		中子	0.138	0.7
	2 m	加馬	0.145	2.9
		總劑量率	0.283	1.5
		中子	0.053	0.7
	4 m	加馬	0.076	2.3
		總劑量率	0.129	1.4

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	野離		輻射劑量率	相對誤差
	ш <u>е</u> ме		$(10^3 \mu \text{Sv/h})$	(%)
		中子	0.933	2.6
	表面	加馬	6.937	1.2
		總劑量率	7.870	1.1
		中子	0.599	2.8
	30 cm	加馬	6.088	1.0
		總劑量率	6.687	1.0
	1 m	中子	0.233	2.9
護箱底端		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
		中子	0.027	3.5
	4 m	加馬	0.530	0.9
		總劑量率	0.557	0.9

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

位罢	野離		輻射劑量率	相對誤差
江里	ш <u>е</u> ме		$(10^3 \mu Sv/h)$	(%)
		中子	0.140	1.8
	表面	加馬	2.506	5.3
		總劑量率	2.646	5.0
		中子	0.177	2.5
	30 cm	加馬	1.300	1.1
		總劑量率	1.477	1.0
		中子	0.075	2.4
護箱頂端	1 m	加馬	0.793	0.9
		總劑量率	0.868	0.8
		中子	0.031	2.6
	2 m	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
	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
		中子	0.415	0.7
護箱側邊	1 m	加馬	0.242	4.1
		總劑量率	0.657	1.6
		中子	0.205	0.7
	2 m	加馬	0.164	3.3
		總劑量率	0.369	1.5
		中子	0.080	0.7
	4 m	加馬	0.083	2.4
		總劑量率	0.163	1.3

表 6.4.7-11	裝載 14.6 k	W/護箱熱負	1載條件 BWR	用過核子燃料	之核二乾式貯存系
統,密封鋼(	笥內部無水 <sup>、</sup>	·未使用銲接	用屏蔽板时间	專送護箱表面最	大輻射劑量率(續)

位置	野離		輻射劑量率	相對誤差
			$(10^3 \mu Sv/h)$	(%)
		中子	1.210	2.7
	表面	加馬	6.925	2.7
		總劑量率	8.135	2.4
		中子	0.832	1.8
	30 cm	加馬	5.998	1.4
		總劑量率	6.830	1.2
	1 m	中子	0.336	1.7
護箱底端		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 6.4.7-12 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

位罢	野離		輻射劑量率	相對誤差
业且	正内世		$(10^3 \mu \text{Sv/h})$	(%)
		中子	0.000	0.0
	表面	加馬	0.567	3.2
		總劑量率	0.567	3.2
		中子	0.000	0.0
	30 cm	加馬	0.306	1.0
		總劑量率	0.306	1.0
		中子	0.000	0.0
護箱頂端	1 m	加馬	0.192	1.2
		總劑量率	0.192	1.2
		中子	0.000	0.0
	2 m	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
	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
		中子	0.095	0.8
護箱側邊	1 m	加馬	0.153	5.8
		總劑量率	0.248	3.6
		中子	0.048	0.8
	2 m	加馬	0.091	3.0
		總劑量率	0.139	2.0
		中子	0.018	0.8
	4 m	加馬	0.044	2.1
		總劑量率	0.062	1.5

表	6.4.7-12	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	前内部有水	、未使用銲	接用屏蔽	板時傳送護箱	自表面最大輻射	射劑量率(續)

位罢	野離		輻射劑量率	相對誤差
	山村		$(10^3 \mu \text{Sv/h})$	(%)
		中子	0.000	0.0
	表面	加馬	4.979	3.8
		總劑量率	4.979	3.8
		中子	0.000	0.0
	30 cm	加馬	4.305	2.0
		總劑量率	4.305	2.0
	1 m	中子	0.000	0.0
護箱底端		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 6.4.7-13 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

4 里	<b>ur</b> \$4		輻射劑量率	相對誤差
征直	正日两年		$(10^3 \mu Sv/h)$	(%)
		中子	0.000	0.0
	表面	加馬	0.625	1.9
		總劑量率	0.625	1.9
		中子	0.000	0.0
	30 cm	加馬	0.350	3.7
		總劑量率	0.350	3.7
	1 m	中子	0.000	0.0
護箱頂端		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
		中子	0.000	0.0
	4 m	加馬	0.033	9.8
		總劑量率	0.033	9.8

輻射劑量率

## (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 間係參考 NAC 公司 MAGNASTOR 乾式貯存系統資料作保守性概估,未來 本公司將依乾貯試運轉經驗回饋再修訂。

### 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 氟及運搬傳送等過程,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,或有使用與未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、 乾燥及充填氦氣」、「銲接排水與排氣接頭封口蓋及氦氣測漏」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 10 µSv/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 5 µSv/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 50 µSv/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2m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2m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 3.91×10<sup>-3</sup> man-Sy。
- (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 1.220×10<sup>-3</sup> man-Sv。
- (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 2.319×10<sup>-3</sup> man-Sv。
- (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 9.28×10<sup>-4</sup> man-Sv。

## (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 3.037×10<sup>-3</sup> man-Sy。
- (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、吊軛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 6.442×10<sup>-3</sup> man-Sv。
- (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 4.038×10<sup>-3</sup> man-Sv。

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2.1894×10<sup>-2</sup> man-Sv。

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 1.453×10<sup>-3</sup> man-Sv (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)。

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

表 6.4.8-1 傳送護箱的四種評估模式

表 6.4.8-2 各項作業對工作人員之需求與工時分析

	吊車	吊	車	機械	輻射	非 破	去污		銲工	運送	載	岛同作	合 計	L	時
	操作員	指	揮	I	防	壞 檢 測	T	銲工	主管	具操	作業	業人員	(人)	h	合計(h)
1.裝填燃料及安裝密封上蓋															
建立環狀間隙冷卻系統				2									2	0.5	20.5
裝填燃料	1		1										2	30	52.5
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															
吊起傳送護箱				3									3	3	55
高壓沖水				1									1	2	5.5
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															
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	17
<b>銲接密封上蓋</b>								1	1				2	12	-
目視及液渗檢驗						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	吊	車	機械	輻射	非 破	去污		銲 工	運送	き載	協同	乍合 計	L	時
	操作員	, 指	揮	T	防	壞 檢 測	T	銲工	主管	具授	条作 【	業人	員(人)	h	合計(h)
排水、抽真空與乾燥測試				1									1	24	
充填氦氣				2									2	2	
輻射偵測					1								1	1	
工安、品保等協同作業												3	3	10	
5.銲接排水與排氣接頭封口蓋及氦氣測漏															
安裝與銲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	6
氦氣測漏						1							1	1	0
安裝外孔蓋與銲接				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															
傳送護箱外表除污							1						1	2	
吊軛結合傳送護箱吊耳軸				2									2	0.5	10.5
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															
組裝銜接器(no fuel)				3									3	4	9
卸除防撞緩衝器				2									2	1	

	吊車	吊車	機械	輻 射	非 破	去 污		<b>銲</b> 工	運送載	協同作	合 計	エ	時
	操作員	指揮	L	防 護 員	壞 檢 測	T	銲工	主管	具 操 作 員	業人員	(人)	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、户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。

偵測點	說	明	輻射劑量率(µSv/h)
1	(1) 工作人員在燃料廠房燃料池上方之吊上	車工作;	50
1	(2) 偵測點取燃料池上方吊車之最高輻射列	劑量率。	50
	(1) 傳送護箱為 Es 模式;		
2	(2) 偵測點距離傳送護箱頂部 0.3 m 高;		854
	(3) 取距離傳送護箱頂部 0.3 m 處之最高朝	<b>畐射劑量率</b> 。	
	(1) 傳送護箱為 Es 模式;		
3	<li>(2) 偵測點距離傳送護箱頂部1m高;</li>		426
	(3) 取距離傳送護箱頂部1m處之最高輻射	射劑量率。	
	(1) 傳送護箱為 Es 模式;		
4	(2) 偵測點距離傳送護箱頂部2m高;		179
	(3) 取距離傳送護箱頂部2m處之最高輻射	射劑量率。	
	(1) 傳送護箱為 We 模式;		
5	(2) 偵測點距離傳送護箱頂部 0.3 m 高;		306
	(3) 取距離傳送護箱頂部 0.3 m 處之最高朝	<b>畐射劑量率</b> 。	
	(1) 傳送護箱為 We 模式;		
6	(2) 偵測點距離傳送護箱頂部1m高;		192
	(3) 取距離傳送護箱頂部1m處之最高輻射	射劑量率。	

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(µSv/h)
	(1) 傳送護箱為 Ee 模式;		
7	<li>(2) 偵測點距離傳送護箱頂部1m高;</li>		868
	(3) 取距離傳送護箱頂部1m處之最高	輻射劑量率。	
	(1) 傳送護箱為 Ee 模式;		
8	(2) 偵測點位於傳送護箱(徑向)側表面:	外1m處	657
	(3) 取距離傳送護箱(徑向)側表面外 1n	n處最高輻射劑量率。	
	(1) 傳送護箱為 Ee 模式;		
9	(2) 偵測點位於傳送護箱(徑向)側表面:	外 4 m 處	163
	(3) 取距離傳送護箱(徑向)側表面外41	n處最高輻射劑量率。	
	(1) 傳送護箱為 We 模式;		
10	(2) 偵測點位於傳送護箱(徑向)側表面:	外 4 m 處	62
	(3) 取距離傳送護箱(徑向)側表面外41	n處最高輻射劑量率。	
	(1) 傳送護箱為 We 模式;		
11	(2) 偵測點位於傳送護箱(徑向)側表面:	外 2 m 處	139
	(3) 取距離傳送護箱(徑向)側表面外21	n處最高輻射劑量率。	
	<ol> <li>(1) 傳送護箱為 Ws 模式;</li> </ol>		
12	(2) 偵測點距離傳送護箱頂部 0.3 m 高	;	350
	(3) 取距離傳送護箱頂部 0.3 m 處之最	高輻射劑量率。	
	<ol> <li>(1) 傳送護箱為 Ws 模式;</li> </ol>		
13	(2) 偵測點距離傳送護箱頂部1m高;		169
	(3) 取距離傳送護箱頂部1m處之最高	輻射劑量率。	

偵測點	說	明	輻射劑量率(µSv/h)
14	<ul><li>(1) 工作人員在乾式貯存場工作或督導;</li><li>(2) 偵測點取乾式貯存場輻射劑量率限值。</li></ul>	3	5
15	<ul><li>(1) 工作人員在燃料廠房工作或督導;</li><li>(2) 偵測點取燃料廠房之平均輻射劑量率。</li></ul>	2	10

1.裝填燃料及安裝密封上蓋	佔別剛	時間	工作	輻射劑量率	集體有效劑量
1.农填燃杆及女衣盗封工盒	识例和	(h)	人員數	(µSv/h)	(10 <sup>-3</sup> man-Sv)
建立環狀間隙冷卻系統(裝填燃料前)	15	0.5	2	10	0.01
裝填燃料	1	30	2	50	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	50	0.30
輻射偵測	1	2	1	50	0.10
工安、品保等協同作業	15	10	5	10	0.50
小計					3.91

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

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	佔別里	時間	工作	輻射劑量率	集體有效劑量
2. 侍还或相移山然附池	但例為	(h)	人員數	(µSv/h)	(10 <sup>-3</sup> man-mSv)
吊起傳送護箱	10	3	3	62	0.558
高壓沖水	11	2	1	139	0.278
清除頂部積水與除污	5	0.5	1	306	0.153
輻射偵測	10	0.5	1	62	0.031
工安、品保、廠房吊車操作員等協同作業	15	4	5	10	0.200
小計					1.220

2.但拉家井上芏	佔別里	時間	工作	輻射劑量率	集體有效劑量
5.釺按岔到上益	但例為	(h)	人員數	(µSv/h)	(10 <sup>-3</sup> man-Sv)
安裝排水管與排氣管	12	0.5	1	350	0.175
架設自動銲機與臨時屏蔽	13	0.5	2	169	0.169
銲接密封上蓋	15	12	2	10	0.240
目視及液滲檢驗	12	4	1	350	1.400
輻射偵測	13	0.5	1	169	0.085
工安、品保、廠房吊車操作員等協同作業	15	5	5	10	0.250
小計					2.319

表 6.4.8-6 銲接密封上蓋作業工作人員劑量評估

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、乾燥及在填氢益	佔別剛	時間	工作	輻射劑量率	集體有效劑量
4.排个、钇床及尤填氦制	俱测起	(h)	人員數	(µSv/h)	(10 <sup>-3</sup> man-Sv)
安裝真空乾燥系統	13	1	2	169	0.338
加壓排水及抽真空與乾燥測試	15	24	1	10	0.240
充填氦氣	15	2	2	10	0.040
輻射偵測	15	1	1	10	0.010
工安、品保等協同作業	15	10	3	10	0.300
小計					0.928

5.銲接排水與排氣接頭封口蓋及氦氣測漏	佔測明	時間	工作	輻射劑量率	集體有效劑量
5.年按排小典排制按項到口盖及刻制测确	俱冽點	(h)	人員數	(µSv/h)	(10 <sup>-3</sup> man-Sv)
安裝與銲接排水與排氣接頭孔蓋	3	2	1	426	0.852
目視檢查及液滲檢查	2	0.5	1	854	0.427
氦氣測漏	4	1	1	179	0.179
安裝外孔蓋與銲接	3	2	1	426	0.852
目視檢查及液滲檢查	2	0.5	1	854	0.427
輻射偵測	4	0.5	1	179	0.010
工安、品保等協同作業	15	7	3	10	0.210
小計					3.037

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

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. 傅光谱 梵海五 昭方县	佔別明	時間	工作	輻射劑量率	集體有效劑量
0. 将达设相连主灯 什场	识例起	(h)	人員數	(µSv/h)	$(10^{-3} \text{ man-Sv})$
傳送護箱外表除污	8	2	1	657	1.314
吊軛結合傳送護箱吊耳軸	9	0.5	2	163	0.163
安裝防撞緩衝器	8	2	2	657	2.628
傳送護箱移運至貯存場	9	6	2	163	1.956
輻射偵測	8	0.2	1	657	0.131
工安、品保、廠房吊車操作員、警衛等協同作業	14	10	5	5	0.250
小計					6.442

7 宓封细笞傅入混题十雏笞	佔別剛	時間	工作	輻射劑量率	集體有效劑量
7. 岔到到同侍八化做工设相	頂例話	(h)	人員數	(µSv/h)	(10 <sup>-3</sup> man-Sv)
組裝銜接器(no fuel)	14	4	3	5	0.060
卸除防撞緩衝器	8	1	2	657	1.314
傳送護箱吊運至銜接器	9	1	2	163	0.326
密封鋼筒傳入混凝土護箱	9	1	2	163	0.326
傳送護箱吊至運送載具(no fuel)	14	1	2	5	0.010
卸下銜接器	7	0.5	2	868	0.868
安裝混凝土護箱上蓋	7	0.5	2	868	0.868
輻射偵測	8	0.2	1	657	0.131
工安、品保、户外吊車操作員等協同作業	14	9	3	5	0.135
小計					4.038

## 表 6.4.8-10 護箱傳送作業工作人員劑量評估

<b></b> 拍 佔 伏 米	工時	集體有效劑量
1 · · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	(h)	(10 <sup>-3</sup> man-Sv)
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、乾燥及充填氦氣	27.0	0.928
5.銲接排水與排氣接頭封口蓋及氦氣測漏	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 6.4.8-11 吊卸裝載、運搬與傳送階段各項作業與劑量

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(μSv/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	17.3 µSv/h	採用空氣進口處輻射劑量率
貯存期間工作位置	69.2 µSv/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 (µSv/h)	時間 (min)	頻次 (1/y)	集體有效劑量 (10 <sup>-3</sup> man-Sv)
季輻射偵測	輻射防護員:1人	69.2	90	4	0.415
年度檢查					
(1)年度檢查	操作員:1人	69.2	15	27	0.467
(2)輻射偵測	輻射防護員:1人	69.2	5	27	0.156
維修保養					
(1)維修保養	機械工:2人	69.2	30	8	0.277
(2)輻射偵測	輻射防護員:1人	69.2	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 4.58×10<sup>-2</sup> mSv/y,低於 5.0×10<sup>-2</sup> 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 μSv/h 與 0.133 μSv/h,低於設計基準之 5 μSv/h。而距離貯存場最近工作處之輻射劑量率為 0.0159 μSv/h,亦符合設計基準低於 2.5 μSv/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 9.22 μSv/h,護 箱側邊表面的最大輻射劑量率為 1.60 μSv/h。此時混凝土護箱空氣進/出口表 面的平均輻射劑量率為 8.93 μSv/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,傳送護箱頂端之表面最大輻射劑量率為 2,646 µSv/h,側壁之表面最大輻射劑量率為 1,856 µSv/h,底端之表面最大輻 射劑量率為 8,135 µSv/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 µSv/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 1.975 mSv,低於年劑 量限值 50 mSv。對於廠界民眾造成之劑量為 0.0948 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 2.1894×10<sup>-2</sup> man-Sv。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 1.453×10<sup>-3</sup> man-Sv。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	<5.0×10 <sup>-2</sup> mSv/y	4.58×10 <sup>-2</sup> 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. 965×10 <sup>-2</sup> mSv/y
貯存場周邊圍籬處之輻 射劑量率	$<$ 5 $\mu$ Sv/h	內圍籬:0.224 μSv/h 外圍離:0.133 μSv/h
距離貯存場最近工作處 之輻射劑量率	$<$ 2.5 $\mu$ Sv/h	0.0159 µSv/h
混凝土護箱表面輻射劑 量率	頂端<15 μSv/h 側邊<3 μSv/h	頂端:9.22 μSv/h 側邊:1.60 μSv/h
混凝土護箱空氣進/出口 表面之平均輻射劑量率	<20 µSv/h	8.93 μSv/h
傳送護箱表面輻射劑量 率	頂端<3×10 <sup>3</sup> μSv/h 側邊<3×10 <sup>3</sup> μSv/h	頂端:2,646 μSv/h 側邊:1,856 μSv/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	貯存護箱:7.27×10 <sup>-5</sup> mSv 傳送護箱:0.0948 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

- NAC International, "MAGNASTOR Final Safety Analysis Report," Docket No. 72-1031, Revision 0, February, 2009.
- 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。
- 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。
- 行政院原子能委員會,"游離輻射防護安全標準,"民國 59 年7 月 29 日會輻字 第 0940041080 號公佈,民國 94 年 12 月 30 日修正。
- 行政院原子能委員會放射性物料管理局, "放射性廢棄物處理貯存及其設施 安全管理規則,"中華民國 92 年 10 月 8 日會物字第 0920026524 號令發布全文 21 條,中華民國 97 年 10 月 22 日修正。
- U.S. Code of Federal Regulations, Part 20, "Standards for Protection Against Radiation," Title 10, "Energy.", US Government, Washington, DC.
- 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.
- 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.
- 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.
- 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.

- 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.
- 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.
- U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems," NUREG-1536, January, 1997.
- U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities," NUREG-1567, March, 2000.
- 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.
- 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.
- 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.
- 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.
- NAC International, "Shielding Evaluations for MAGNASTOR RAIs," 71160-5012, Rev. 1, 2009.
- 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.
- 21. S. M. Bowman, I. C. Gauld, and J. C. Wagner, "Recommendation on Fuel Parameters Standard Technical Specifications for Fuel Storage Casks,"

ORNL/TM-2000/385 (NUREG/CR-6716), March, 2001.

- U.S. Department of Energy, "Characteristics of Potential Respository Wastes," Oak Ridge National Laboratory, DOE/RW-0184-R1, Vol. 1, July, 1992.
- Pacific National Laboratory, "Spent Fuel Hardware Characterization and 10 CFR 61 Classification for Waste Disposal," PNL-6906, Volume 1, June, 2000.
- Washington 2, "Preliminary Discharged Assembly Exposure Distributions," RFP C-3/400/Addendum 03 Q-R No.5, Washington Public Power Supply System.
- 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.
- U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Recommendations for Shielding Evaluations for Transport and Storage Packages," NUREG/CR-6802, Washington, DC, May 2003.
- NAC International, "Verification of the SCALE 4.4 Code Under the Windows 2000 Operating System," EA913-1040-001 Rev. 2.
- Oak Ridge National Laboratory, "Validation of SCALE (SAS2H) Isotopic Predictions for BWR Spent Fuel," ORNL/TM-13315, September, 1998.
- Oak Ridge National Laboratory, "Prediction of the Isotopic Composition of UO<sub>2</sub> Fuel from a BWR: Analysis of the DU1 Sample from the Dodewaard Reactor," ORNL/TM-13687, October, 1998.
- NAC International, "Verification of the MCNP5 Code Package Version 1.30 Under the Windows Operating System," EA913-1060-003, Rev. 7.
- D. J. Whalen, *et al.*, "MCNP: Photon Benchmark Problems," LA-12196, September, 1991.
- 32. D. J. Whalen, *et al.*, "MCNP: Neutron Benchmark Problems," LA-12212, September, 1991.
- 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.
- 34. 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.

- 35. "BWR 用過核燃料之輻射源項驗證計算," ISFSI-04-CAL-01-06001 最新版.
- 36. "NAC-UMS 貯存護箱之劑量驗證計算," ISFSI-04-CAL-01-06003 最新版.
- 37. NAC International, "NAC International SKYSHINE-III Version 6.0.1 Verification on the Windows 2000 Operating System," EA913-1010-129, Rev. 2.
- 38. "第二核能發電廠環境輻射監測年度報告,"95-99年.