

第六章第四節審查意見

編號	6.4-01-170	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		輻射屏蔽	S21	6.4		結案
第 1 次審查意見						
<p>1.圖 6.4.5-2 內襯與鋼筒間是否有材料存在?，另表 6.4.5-2 有效燃料區與充氣區組成似乎有問題?(p.6.4.5-17)</p> <p>2.有關 p.6.4.5-5 及 p.6.4.7-2 所述廠界輻射劑量分析，如何將護箱表面劑量率轉換成 NAC-CASC 程式點射源強度? 一個護箱轉換成幾個點射源? 如何將其它護箱視為黑體? 頂端與側邊表面通率是否分別轉換成點射源? 第二排護箱點射源如何決定? 並請提供參考文獻[33]NAC-CASC 程式驗證計算資料?</p> <p>3.有關 p.6.4.7-3 所述，核二廠廠界輻射劑量評估結果，依據文獻[35]數據導出核二廠運轉造成廠外民眾的最大個人劑量值為 $3.85 \times 10^{-3} \text{mSv/y}$ 並不合理，請提供文獻[35]以便了解其意義及引用限制。</p> <p>4.混凝土護箱表面輻射劑量率評估結果，表 6.4.7-5 至表 6.4.7-7 劑量率請以 $\mu\text{Sv/h}$ 表示以利閱讀。側邊表面劑量率在出氣口處為何未出現高劑量率?。</p> <p>5.圖 6.4.7.2 混凝土護箱側邊表面輻射劑量率最高值低於 $1.6\mu\text{Sv/hr}$，而表 6.4.7-7 之最高值為 $17.27\mu\text{Sv/hr}$，二者為何有差異? 請說明。</p>						
第 1 次審查意見答復說明						
<p>1. 圖 6.4.5-2 在貯存護箱內襯與密封鋼筒間，設置有 H 形鋼，其目的有二：一為引導空氣對流垂直升降，二為密封鋼筒置入貯存護箱時可確保密封鋼筒位於護箱中央位置。表 6.4.5-2 有效燃料區與充氣區組成為誤植，將依正確組成修正該表。</p>						
<p>應廠家要求：</p> <p>本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權，</p> <p>不予公開。</p>						

應廠家要求：
本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權，
不予公開。

3. 文獻 35 為台電公司報原能會核備之核二廠環境輻射監測年報，為依據核二廠環境監測結果，進行該年度核二廠運轉對廠外民眾之劑量評估。本分析報告取其近 5 年之最高值。其目的在於驗證核二廠運轉對廠界之輻射劑量率，不超過 0.5 mSv/y 之限值。核二乾貯安全分析報告引用年報結果，以證實未來核二乾貯設施完成 27 組裝載作業後，包含核二乾貯設施，核二廠運轉對廠界之輻射劑量率，仍不會超過 0.5 mSv/y。歷年核二廠環境輻射監測年報均可於原子能委員會網站下載。
(http://www.aec.gov.tw/www/control/rad/index_03_1-2_03.php)
4. 依審查意見將表 6.4.7-5 至表 6.4.7-7 劑量率單位改為 $\mu\text{Sv/h}$ 。核二乾貯系統混凝土護箱因其頂蓋幾何之設計、以及空氣出口通道幾何與位置之設計，均與原本 MAGNASTOR 系統之設計不同，該設計可產生二次階梯的迷道效果（請參照安全分析報告圖 6.4.5-2），故可大幅降低空氣出口之劑量率。
5. 圖 6.4.7-2 所示之表面輻射劑量率為混凝土護箱側邊表面各高度之環狀平均值，表 6.4.7-7 則僅為空氣進口處之輻射劑量率，故與圖 6.4.7-2 不相同。

第 2 次審查意見

1. 同意答復。
2. NAC-CASC 程式在計算混凝土護箱陣列時是否：(1)每一個護箱射源模擬成由一個頂部圓盤射源和一個圓柱側面射源所組成？(2)所有護箱射源同時模擬於一次計算中？(3)加馬射線或中子由一個護箱面射源射出，若碰到另一個護箱即被吸收？
3. 請台電公司就核二廠已知各設施對廠界造成劑量評估值之加總較合理。
4. 同意答復。
5. 同意答復。

第 2 次審查意見答復說明

2. NAC-CASC 程式在計算混凝土護箱陣列時，(1)每一護箱均由一頂部圓盤面射源與一側面圓柱射源組成。(2)所有護箱均於一次計算中模擬。(3)加馬射線與中子由射源面射出後，若碰到非射源之護箱即被吸收。
3. 本公司核二廠廠址內各設施對廠界造成劑量之模式評估值均低於各設施之法規設計限值，其整體加總結果低於「核能電廠環境輻射劑量設計規範」之核能電廠廠址的輻射劑量設計限值每年 0.5 毫西弗/年廠址，如下表所示。

附表 核二廠廠址內各設施之廠外民眾輻射劑量

設施名稱		廠外民眾輻射劑量 (毫西弗/年)		備註
		實績或設計值 ^(註)	設計限值	
反應器設施	放射性廢氣排放 (兩部機)	<1.21E-03	<1.00E-01	1.依核能電廠環境輻射劑量設計規範，惰性氣體造成廠界任一民眾有效劑量不超過 0.05 毫西弗/年/機組，放射性廢水排放造成任一民眾有效劑量不超過 0.03 毫西弗/年/機組。 2.台電公司進行放射性物質排放劑量評估係採用 GASWIN 及 LQWIN 程式模擬而得。
	放射性廢水排放 (兩部機)	<1.87E-04	<6.00E-02	
放射性廢棄物處理及貯存設施	用過燃料乾式貯存設施	<4.16E-02	5.00E-02	1.依據 97 年 1 月 24 日修正公布之「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，各貯存設施對設施外一般人所造成之個人年有效劑量，不得超過 0.25 毫西弗，但為符合合理抑低原則及「核能電廠環境輻射劑量設計規範」中核能電廠廠址的輻射劑量設計限值每年 0.05 毫西弗/年廠址，故核二廠每座貯存設施之環境輻射劑量設計均為 0.05 毫西弗/年。 2.用過燃料乾式貯存設施劑量評估係採用 MCNP 及 NAC-CASC 程式進行模擬。
	減容中心放射性廢氣排放	<3.86E-07	5.00E-02	
	一號廢棄物貯存庫	<2.36E-03	5.00E-02	
	二號廢棄物貯存庫	<2.77E-02	5.00E-02	
	三號廢棄物貯存庫	<1.37E-02	5.00E-02	

				3.台電公司進行放射性物質排放劑量評估係採用 GASWIN 及 LQWIN 程式模擬而得。 4.廢棄物貯存庫劑量評估係採用 QADCG/INER 及 SKYSHINE 程式進行模擬。
總計		<8.68E-02	5.00E-01	依「核能電廠環境輻射劑量設計規範」,核能電廠廠址的輻射劑量設計限值每年 0.5 毫西弗/年廠址。

註：上表中放射性廢氣、廢水排放造成之廠外民眾輻射劑量為最近五年之最高實績值，而放射性廢棄物貯存設施之廠外民眾輻射劑量則為安全分析報告之設計值。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	6.4-02-171	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		輻射屏蔽	S03/S22	6.4		結案

第 1 次審查意見

- 1.依據 94 年 12 月 30 日頒布的游離輻射防護安全標準，定義第九項，集體有效劑量的單位為”人西弗”，請勿使用”人毫西弗”表示集體有效劑量。數學的倍數 10-3 或稱毫，要寫在單位(人西弗)的前面，例如 10-3 人西弗或毫人西弗。另有關輻射劑量率表示法，每小時輻射劑量以 $\mu\text{Sv/h}$ ，年輻射劑量以 mSv/y 為準。請統一更正本安全分析報告中有關輻射劑量單位之表示法。
- 2.有關 p. 6.4.2-1 所述：...均需符合國內法規要求[2-3]...。國內法規要求，請增列’游離輻射防護安全標準, 94 年 12 月 30 日’與’放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則，97 年 10 月 22 日’兩法規，並請將此兩法規明列於 6.4.10 的參考文獻中。
- 3.有關 p.6.4.3-1 所述：...MCNP(Monte Carlo Neutral-Particle Transport Code System)...。既然稱為 Neutral Particle 為何可以包括電子？電子為荷電粒子，不是 Neutral Particle。因此必然有一處是錯的，請更正。

- 4.有關 6.4.4-2...所述：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，...。那一種射源的能譜與強度？燃料中子、燃料加馬或其他結構物加馬？請說明。
- 5.有關 p.6.4.4-2 所述：...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...。本安全分析報告與 MCBEND 程式無關，為什麼要配合 MCBEND 程式選擇能量分群？請說明。
- 6.有關 6.4.4-2 所述：...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...。請進一步說明或提供參考文獻為什麼只需考慮 SS304？只需考慮 ^{59}Co 雜質？為什麼 1.2 g/kg 是保守的？
- 7.有關 p.6.4.4-4 頁倒數第三行， $r=1.58459$ ，有效位數需要五位小數？以及表 6.4.4-3 與表 6.4.4-6，其他結構物加馬射源 (r/s/assy)，射源單位似乎有誤？是否應為 r/s/kg 的 SS304？
- 8.有關 p.6.4.5-3 所述：...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 6.4 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...。護箱內 87 根燃料束的大致幾何形狀與排列有納入屏蔽計算模擬(p.6.4.5.-1 與圖 6.4.5-1)，至於射源項的描述，請問是否 87 根燃料束都假設是一樣的？

第 1 次審查意見答復說明

1. 依審查意見修訂，如附件 6.4-02-1-A。
2. 依審查意見修訂，如附件 6.4-02-2-A。
3. p.6.4.3-1 為誤植，MCNP 全名應為 Monte Carlo N-Particle Transport Code System，該程式內含電子核截面資料庫，可模擬電子遷移。依審查意見修訂，如附件 6.4-02-3-A。
4. 燃耗相同時，可獲得較硬之燃料中子能譜與較高之燃料中子強度。其他結構物經活化後產生之加馬射源強度亦會增加。較低的鈾濃縮度，在相同燃耗度下，會有兩種可能的情形：一為中子通量增加，更易累積成超鈾元素，產生較高的中子射源；二為部分原本應與 ^{235}U 反應之中子改為與 ^{239}Pu 反應（如下圖所示）。由於 ^{239}Pu 分裂中子能譜較 ^{235}U 分裂中子

能譜硬，即中子能量分佈偏高，故可獲得較硬之中子能譜。

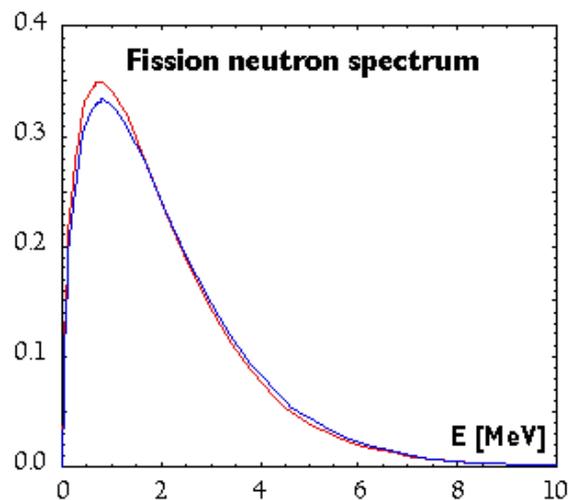


圖 1 Fission neutron spectra for U-235 (red line) and Pu-239 (blue line), approximated by Watt distributions.

(Ref : <http://www.neutron.kth.se/courses/transmutation/Spectra/Spectra.html>)

5. 對護箱表面劑量率而言，結構物加馬射線之貢獻不可或缺。MCBEND 的能譜結構，可突顯出 ^{60}Co 的兩個加馬峰值 (1.17 MeV 與 1.33 MeV) 的影響，更較原本 SAS2H/ORIGEN-S 預設之能譜，更適用於結構物加馬射源的屏蔽分析。
6. NUREG/CR-6716 報告中指出不鏽鋼材料較鋁合金材料更容易產生較強之加馬射源，其中主要射源項核種即為 ^{59}Co 雜質活化所產生之 ^{60}Co 。目前 NRC 已經採用 0.8 g/kg 之保守值為審查標準 (DOE/RW-0184)。本安全分析報告則採用 PNL-6906 報告中之 ^{59}Co 雜質含量，以更保守之 1.2 g/kg 進行其他結構物之射源項計算。
7. $r = 1.58459$ 為原計算書使用值，依審查意見取三位有效數字，修訂為 1.58。表 6.4.4-3 與表 6.4.4-6 其他結構物加馬射源單位為誤植，依審查意見修訂，如附件 6.4-02-7-A。
8. 核二乾貯屏蔽分析計算，均假設護箱所裝載之 87 束用過核子燃料束皆為同一燃料條件組合中最保守之用過核子燃料束。

第 2 次審查意見

1. 同意答復。
2. 同意答復。
3. 同意答復。
4. 同意答復，請依回復說明修訂於安全分析報告。

5. 同意答復，請依回復說明修訂於安全分析報告。
6. 同意答復，請依回復說明修訂於安全分析報告。
7. 同意答復。
8. 同意答復。

第 2 次審查意見答復說明

4. 5. 依審查意見修訂安全分析報告，如附件 6.4-02-4-B。
6. 依審查意見修訂安全分析報告，如附件 6.4-02-6-B。

第 3 次審查意見

4,5,6 同意答復。

編號	6.4-03-172	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		輻射屏蔽	S22/F02	6.4	6.4.2-1	結案

第 1 次審查意見

核二廠乾貯系統屏蔽評估有關法規限值、設計基準及設計修改之意見如下：

1. 請表列比較及說明核二廠乾貯和 NRC 核照之 MAGNASTOR 貯存系統，有關輻射屏蔽評估之法規劑量限值及設計基準異同分析，並摘要補充於相關章節內容。
2. 相較於核一廠乾貯系統，為何核二廠乾貯輻射屏蔽評估未建立下列各項設計基準，而 NRC 核照之 MAGNASTOR 貯存系統是否建立，其值為何？若有，核二廠乾貯輻射屏蔽分析結果是否亦符合？以上請表列比較及說明：
 - (1) 密封鋼筒（包含結構及屏蔽上蓋）頂部之平均表面劑量率
 - (2) 傳送護箱側壁表面之平均劑量率
 - (3) 混凝土護箱側壁表面之平均劑量率
 - (4) 混凝土護箱空氣進/出口表面之平均劑量率
 - (5) 混凝土護箱頂蓋表面之平均劑量率

3. 護箱表面劑量率是評估工作人員計量的重要參考，6.4 節結語有傳送護箱與混凝土護箱表面與進出氣口的評估劑量結果。
4. 相較於 NRC 核照之 MAGNASTOR 貯存系統，核二廠乾貯輻射屏蔽之設計變更為何，其主要的考量亦請述明？
5. 另參照核一廠乾貯系統，是否混凝土護箱頂部之 NS-3 中子屏蔽材料替換為混凝土，而其空氣入口通道內是否加裝四根橫向實心碳鋼圓柱？
6. 第三章所述混凝土護箱頂蓋使用材料為 ASTM A36 碳鋼及混凝土 (p.3.1.1-23)，另亦述「護箱上蓋屏蔽材料」為混凝土、NS-3 及 NS-4-FR (p.3.1.5-10)，核二廠乾貯混凝土護箱是否如同核一廠乾貯亦有「屏蔽蓋」之設計，而其設計及材料為何？

第 1 次審查意見答復說明

1. 核二乾貯與 MAGNASTOR 系統均符合 10 CFR 20 與 10 CFR 72 的準則，唯核二乾貯尚須遵守國內游離輻射防護法、放射性物料管理法及其子法等相關規定。兩者亦均需遵守 0.25 mSv/y 的廠界劑量率限值，唯核二乾貯系統對廠界造成之輻射劑量率須低於 0.05 mSv/y 之環評承諾值。核二乾貯以核二廠待運貯之用過核子燃料束作為射源項與屏蔽分析基準，兩者設計基準異同分析請參照安全分析報告第 3 章之表列說明，故不於 6.4 節重複累述。
2. MAGNASTOR 系統主要針對廠界輻射劑量率之限值要求進行屏蔽設計。其表面輻射劑量率評估結果主要用於人員輻射劑量率之評估，表面輻射劑量率本身並無法規限值，故無上述設計基準，核二乾貯系統亦無該設計基準。
3. 護箱表面劑量率是評估工作人員劑量的重要參考，6.4.9 結語主要針對核二乾貯系統之輻射劑量率評估結果是否符合設計限值之要求做一總結說明，傳送護箱與混凝土護箱表面及進出氣口之劑量率評估結果已於 6.4.7 節詳細說明，摘要如下：核二乾式貯存系統混凝土護箱裝載符合 14.6kW/護箱熱負載條件之 BWR 用過核子燃料，此時混凝土護箱頂部表面最大輻射劑量率為 0.00922 mSv/h，混凝土護箱側邊表面最大輻射劑量率為 0.00160 mSv/h，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；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、8.135 mSv/h。
4. 相對於 MAGNASTOR 系統，核二乾貯主要之設計變更如下：
 - (1) 貯存護箱側邊混凝土厚度增加 34.19 cm

- (2) 貯存護箱碳鋼內襯厚度增加 5.55 cm
- (3) 頂蓋幾何設計變更，厚度亦增加 54.73 cm
- (4) 空氣出口通道設計變更，由原來的直線通道改為階梯形式。

上述設計之主要目的均為降低護箱表面劑量率及廠界劑量率，以達到限值之要求。

- 5. 核二乾貯貯存護箱頂蓋原設計即為混凝土材質，並無 NS-3-FR 中子屏蔽材質之設計。此外，貯存護箱空氣入口通道設計亦與核一乾貯不同，在通道中採用 17 根直立鋼柱作為屏蔽。
- 6. 核二乾貯安全分析報告 p.3.1.5-9 表末述及（舉例）混凝土、NS-3 及 NS-4-FR 為一般（NAC 公司護箱常選用）的屏蔽材料。核二乾貯混凝土護箱僅設計有頂蓋，護箱頂蓋兼有屏蔽作用，其材質為 ASTM A36 碳鋼及混凝土。核二乾貯混凝土護箱並無屏蔽蓋之設計。

第 2 次審查意見

- 1. 經查安全分析報告第 3 章之表列說明，並無「輻射屏蔽評估之法規劑量限值及設計基準異同分析」，更無表列比較。請確實依第一次審查意見答復說明。
- 2. 乾貯系統對於工作人員之輻射防護，並無因採用系統而有所不同。為合理抑低工作人員劑量，請參考核一乾貯系統，請建立第一次審查意見之各項傳送護箱與混凝土護箱表面與進出氣口的評估劑量結果，並表列前述設計基準與實際計算值之比較。
- 3. 請依第一次審查意見於總結說明傳送護箱與混凝土護箱表面與進出氣口的評估劑量結果，並須與前述第 2 項審查意見所建立之傳送護箱與混凝土護箱表面與進出氣口的設計基準加以比較。
- 4. 設計變更說明應包括 MAGNASTOR 及核二貯存系統之設計值及其差異，請補充之。
- 5. 同意答復。
- 6. 經查核二乾貯安全分析報告 p.3.1.5-9 表末並未述及，應為 p.3.1.5-10。設計應採明確性原則而非例舉，請修正。

第 2 次審查意見答復說明

1. 核二乾貯系統貯存護箱與傳送護箱表面輻射劑量率設計基準限値之說明已增訂於 6.4.2 節中，基準限値亦同時增列於第三章表 3.1.1-4，如附件 6.4-03-1-B。表 3.1.1-1 列出 MAGNASTOR 系統與核二乾貯系統之設計差異：其設計基準之限値則為台電公司承諾值之廠界輻射劑量率 0.05 mSv/y，遠低於國內法規所規定之廠界輻射劑量率須低於 0.25 mSv/y 之要求。
2. 依審查意見建立核二乾貯系統混凝土護箱與傳送護箱表面輻射劑量率設計基準限値，並於 6.4.2 節中說明，如附件 6.4-03-1-B。並依建立之設計基準限値，於表 6.4.9-1 表列核二乾貯系統混凝土護箱與傳送護箱表面輻射劑量率設計基準限値與實際計算值之比較，如附件 6.4-03-2-B。
3. 6.4.9 節已針對傳送護箱與混凝土護箱表面及進出氣口之劑量率評估結果做一敘述，並於表 6.4.9-1 表列核二乾貯系統混凝土護箱與傳送護箱表面及空氣進/出口輻射劑量率設計基準限値與實際計算值之比較，如附件 6.4-03-3-B。
4. 依審查意見修訂安全分析報告，核二乾貯系統之設計值，將於第三章表列說明，如附件 6.4-03-4-B。
5. 6. 謝謝委員更正，p.3.1.5-9 為筆誤，應為 p.3.1.5-10。本表為 NAC 公司所有護箱系統共用的品質分類表，為一品質分類上的通用說明，所以本分類表中的部分項目並非完全適用於本系統。在本系統中僅有護箱頂蓋而無屏蔽蓋之設計，頂蓋材質為 ASTM A36 碳鋼及混凝土，具有屏蔽作用。為避免造成閱讀上的誤解，於改版後將刪除下述敘述：(examples: concrete, NS-3, NS-4-FR, etc.)。

第 3 次審查意見

1. 同意答復。
2. 同意答復，並請補充說明傳送護箱內之密封鋼筒頂部表面劑量率設計限値及計算評估值，俾確實評估除污人員之工作劑量，並納入安全分報告。
3. 同意答復。
4. 請補充說明各項屏蔽厚度之設計變更(含變更前後差異)，並請說明混凝土護箱之進氣口之設計變更。

6. 同意答復。

第 3 次審查意見答復說明

2. 密封鋼筒裝載於傳送護箱內後，密封鋼筒頂部表面與傳送護箱頂部表面之間距離於劑量計算模擬時僅為 1.8 cm，故可合理假設密封鋼筒頂部表面輻射劑量率可用保守計算之傳送護箱頂部表面輻射劑量率作為代表，並以此評估除污人員之工作劑量。密封鋼筒內部有水，未使用銲接用屏蔽板時，密封鋼筒頂部表面最大輻射劑量率為 567 $\mu\text{Sv/h}$ ，如附件 6.4-03-2-C 所示。
4. 相對於 MAGNASTOR 系統，核二乾貯系統混凝土護箱主要之屏蔽厚度設計變更如下：
- (1) 側邊混凝土屏蔽厚度增加 34.19 cm，由 67.31 cm 增加為 101.5 cm。
 - (2) 碳鋼內襯屏蔽厚度增加 5.55 cm，由 4.45 cm 增加為 10.0 cm。
 - (3) 頂蓋設計變更，厚度增加 54.73 cm，由 17.27 cm 增加為 72.0 cm。
- 另外，核二乾貯系統混凝土護箱進氣口與原始 MAGNASTOR 系統之設計相同，均設置有 17 根直立鋼柱作為屏蔽。

第 4 次審查意見

2. 同意答復。

4. 同意答復。

編號	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
6.4-04-173	輻射屏蔽	S22/S03	6.4	6.4.3-1	結案
第 1 次審查意見					
1. 本節說明屏蔽分析所使用的程式，建議詳細指出所使用程式及其截面庫的版本。例如射源項評估的 SAS2H/ORIGEN-S，程式版本是 4.4 或是 4.4a？(參考：核一廠乾貯分析使用更新的 4.4a 版本)。屏蔽分析使用 MCNP5 程式，其版本是 1.4、1.5 或 1.6？另外，搭配 MCNP5 使用的截面庫版本是 ENDF-B/V 或 ENDF-B/VI 或 ENDF-B/VII？請說明。另外，核二廠乾貯輻射源項評估採用 SCALE 程式集中的 SAS2H/ORIGEN-S 程式計算，雖然					

SAS2H 是 NREG-1536 與 1567 所認可的射源項評估程式之一，但是事實是 SAS2H 已相當老舊，ORNL 早已發展新的模組來取代，並將 SAS2H 從 SCALE 程式集中移除，而且其所搭配的截面庫 ENDF/B-V 也相當過時，是否考慮使用新的模組評估射源項或引用新的文獻論證 SAS2H 計算結果的保守性？請說明。

2. 有關 p.6.4.4-1 所述：...核二廠用過核子燃料束軸向天然鈾包復（axial blanket）之高度符合美國核管會之要求（低於 6 呎），本分析以不含天然鈾包復之設計基準燃料計算射源項[17]。...。請補充說明此假設的原因與可能影響。
3. 有關 p.6.4.4-1 所述：...核二廠用過核子燃料束軸向天然鈾包復...。本分析以不含天然鈾包復之設計基準計算射源項”。請說明天然鈾包復對於射源項計算結果的影響。

第 1 次審查意見答復說明

1. 射源項分析使用 SAS2H/ORIGEN-S 4.4a 版本，計算使用之截面為 44 能群之截面資料庫 44GROUPNDF5，其來源主要為 ENDF/B-V 核截面資料庫（部分核種採用 ENDF/B-VI 核截面資料庫）。MCNP5 程式版本為 1.3，所搭配使用的核截面資料庫為 ENDF/B-VI。將依審查意見於下一版次之安全分析告中增加版本說明。SAS2H/ORIGEN-S 仍為 NUREG-1536 與 NUREG-1567 所建議使用於射源項計算之計算機程式。NRC 申照可使用之計算機程式與截面數據均需經過多方長時間之反復驗證後方能通過 NRC 之認可，目前不考慮採用新的模組評估射源項。
2. BWR 燃料束會有各種軸向包復設計，在不顯著影響射源的情況下，本安全分析報告採用不含天然鈾包復的設計代表核二廠待運貯之用過核子燃料束進行簡化後射源項計算。用過核子燃料束軸向包復對射源項強度（ ^{235}U 平均初始鈾濃縮度改變）與燃耗分佈曲線的變化可能有潛在的影響。對於軸向鈾起始濃縮度引起之燃耗分佈曲線不均勻的影響，一般而言，沸水式反應器燃料的起始濃縮度在頂端與底部為天然鈾起始濃縮度，中間偏底部的部分濃度較高，朝頂端延伸時濃度再降低。其主要因緩和劑密度在底部密度較高，能獲得較多熱中子發生反應。相較於分析案例使用均勻的鈾起始濃縮度，實際運轉情況於燃料束頂端與底部會有

較低的起始鈾濃縮度。在相同燃耗的條件底下，較低的初始鈾濃縮度會導致稍高的中子射源強度，而光子射源無顯著變化。由於 MCNP 程式分析計算時，在射源軸向分布上進行權重設定，大大降低頂端與底部的射源強度比例，而主要以燃料束中央區域的部分為主。此時燃料束中央區域的實際起始鈾濃縮度會略高於分析計算時給定之燃料條件組合 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度。故就軸向鈾起始濃縮度不均勻之考量，分析案例所使用之射源強度會較實際案例之射源強度來得保守。

3. 經驗證計算（安全分析報告參考文獻 17）後，用過核子燃料束軸向包復位於頂端，燃耗度極低，在不超過 6 吋的情況下對射源項強度並無明顯影響。

第 2 次審查意見

1. 同意答復。
2. 同意答復。
3. 同意答復。

編號	6.4-05-174	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		輻射屏蔽	F02/S22/S24	6.4	6.4.4-1	結案

第 1 次審查意見

核二廠乾貯系統屏蔽評估之輻射源項相關問題如下：

1. 請說明核二廠乾貯和 NAC-MAGNASTOR 貯存系統之輻射源項評估評估及能譜截面資料庫有何異同？
2. 輻射源項評估之各項基準是否均是採最保守值？
3. 有關 p.6.4.4-1 所述：...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 6.4.4-2，...。請問如何從各分類燃料束的平均初始鈾濃縮度與平均燃耗度得到保守的射源項？為什麼不是取各分類燃料束的最高/最低初始鈾濃縮度與分類最高燃耗度當作該分類的射源項評估基準？請加強說明這樣複雜分類設計的邏輯？這樣的分類評估對於未來實際運轉燃料裝填是否有任何限制？
4. 輻射源項評估時，是否考量提升燃料束的功率密度，以容納反應器爐心的

功率尖峰因素？

- 5.請說明為何平均燃耗度 34,000 (MWD/MTU)之射源項(如光子通率及中子通率)及所造成的廠界劑量，反較 35,000 (MWD/MTU) 之射源項(如光子通率及中子通率)及所造成的廠界劑量為高(詳表 6.4.7-1 及表 6.4.7-2)

第 1 次審查意見答復說明

1. 核二乾貯系統和 MAGNASTOR 系統皆由 44GROUPNDF5 能群之原始資料，再根據各自的運轉與燃料組件特性，以 SAS2H/ORIGEN-S 程式產生本身適用之輻射源項及能譜截面資料庫。
2. 本分析在每一類 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度條件下，均選取最高燃耗度，即可取得最保守之射源項資料。
3. 在相同 ^{235}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。本次核二乾貯待運貯之用過核子燃料束實際僅有五種 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度。因此依據每一種 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度並取較該種類用過核子燃料束統計出之最大平均燃耗度更保守之數值進行射源項計算。以上述方式獲得之射源項已可合理保守涵蓋所有本次核二乾貯待運貯之用過核子燃料束的射源項，並用以進行屏蔽分析。故不需取各分類燃料束的最高/最低 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度與分類最高燃耗度當作該分類的射源項評估基準。本次核二乾貯 3500 束待運貯之用過核子燃料束已完全被所計算之射源項涵蓋，因此未來實際運轉不論燃料如何裝填，均不會超出設計基準，亦不會有任何限制。
4. 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。
5. 相較於鈾濃縮度 3.15 wt%、燃耗度 35,000 MWD/MTU 之射源項，鈾濃縮度 2.84 wt%、燃耗度 34,000 MWD/MTU 之射源項有較高之燃料中子射源（約高 10%）與其他結構物活化加馬射源（約高 5%），而其燃料光子射源僅略低於鈾濃縮度 3.15 wt%、燃耗度 35,000 MWD/MTU 之燃料條件組合（約 3.5%）。因此綜合三種射源項計算所得之貯存護箱表面輻射劑量率，34,000 MWD/MTU 之燃料條件組合略高於 35,000 MWD/MTU 之燃料條件組合。在相同的貯存配置下，廠界劑量率之計算結果亦約略正比於貯存護箱表面劑量率之計算結果，故鈾濃縮度 2.84 wt%、燃耗度 34,000 MWD/MTU 之燃料條件組合造成之廠界劑量率最高。

第 2 次審查意見

1. 同意答復。

2. 同意答復。
3. 同意答復，請依回復說明修訂於安全分析報告。
4. 同意答復，請依回復說明修訂於安全分析報告。
5. 同意答復。

第 2 次審查意見答復說明

- 3,4. 依審查意見修訂安全分析報告，如附件 6.4-05-3-B。

第 3 次審查意見

- 3,4 同意答復。
5. 有關第 5 項意見第一次答復說明：鈾濃縮度 3.15 wt%、燃耗度 35,000 MWD/MTU 之射源項，相較於鈾濃縮度 2.84 wt%、燃耗度 34,000 MWD/MTU 之射源項有較高之燃料中子射源（約高 10%）與其他結構物活化加馬射源（約高 5%），而其燃料光子射源僅略低於鈾濃縮度 3.15 wt%、燃耗度 35,000 MWD/MTU 之燃料條件組合（約 3.5%）。惟燃料光子射源為 10^{14} ，遠較其他兩項分別為 10^{11} 及 10^7 為高，故相 3.5% 仍有可能較高，請就射源項補充說明總合三項之差異，並比較綜合兩者三種射源項計算所得之貯存護箱表面輻射劑量率，以及廠界劑量率之計算結果。

第 3 次審查意見答復說明

5. 燃料加馬射源項強度之數量級雖為 10^{14} ，遠較燃料中子射源及其他結構物活化加馬射源強度之數量級（分別為 10^7 與 10^{11} ）為高，然由安全分析報告中圖 6.4.7-3 與圖 6.4.7-4 可知：混凝土護箱側邊表面輻射劑量率之最大貢獻來自於燃料中子於屏蔽中產生之二次加馬射線，燃料加馬射線造成之輻射劑量率貢獻極低。此乃因為燃料加馬射源受到燃料束本身自屏蔽，以及密封鋼筒不銹鋼、混凝土護箱碳鋼內襯之屏蔽，其強度在深穿透至混凝土護箱表面前即大幅衰減。燃料中子射源在混凝土屏蔽中遷移時會因散射或吸收而產生二次光子，若二次光子於靠近護箱表面處產生，則容易穿出屏蔽並於護箱表面造成劑量，故最大貢獻以二次光子為主；而混凝土護箱頂端表面輻射劑量率之最大貢獻則來自於其他結構

物活化加馬射源。此因結構物活化加馬射源距離護箱頂端最近，不若燃料加馬射源受到較多燃料束自屏蔽的緣故。因此儘管燃料加馬射源項強度最高，但其造成之輻射劑量率貢獻遠不如燃料中子射源及其他結構物活化加馬射源。 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度 2.84 %、燃料平均燃耗度 34,000 MWD/MTU (即燃料條件組合 2) 產生之燃料中子射源與其他結構物活化加馬射源之強度均較 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度 3.15 %、燃料平均燃耗度 35,000 MWD/MTU (即燃料條件組合 1) 為高。故雖燃料條件組合 2 之燃料加馬射源強度較燃料條件組合 1 稍低，但燃料條件組合 2 之射源項仍於混凝土護箱表面造成較高之輻射劑量率。廠界輻射劑量率於 NAC-CASC 程式計算時已將混凝土護箱表面之各項加馬輻射資料合併成一加馬射源項計算，因此無法實際比較三種射源項對廠界分別造成之輻射劑量率貢獻。但各射源項對廠界輻射劑量率之貢獻應與表面輻射劑量率之計算結果近似，燃料加馬射源造成之影響遠不如燃料中子射源及其他結構物活化加馬射源之影響，因此廠界輻射劑量率亦仍以燃料條件組合 2，即 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度 2.84 %、燃料平均燃耗度 34,000 MWD/MTU 之情況所計算的結果較燃料條件組合 1 為高。

第 4 次審查意見

- 5.1 依答復所述” 混凝土護箱側邊表面輻射劑量率之最大貢獻來自於燃料中子於屏蔽中產生之二次加馬射線，燃料加馬射線造成之輻射劑量率貢獻極低”，為何依表 6.4.7-2 及表 6.4.7-3 無論護箱側邊及頂端的二次加馬射線造成的廠界劑量均比燃料加馬射線為低，請說明。
- 5.2 依答復所述”混凝土護箱頂端表面輻射劑量率之最大貢獻則來自於其他結構物活化加馬射源”。為何依表 6.4.4-3 結構物活化加馬最大者為組合 3(1.01E+12)大於組合 2(9.81E+11)，而在表 6.4.7-2 及表 6.4.7-3 偵測點 15 之頂端加馬造成的劑量，反而組合 2(3.42E-03)大於組合 3(3.03E-03)，請說明。
- 5.3 前二項有關二次加馬射線的護箱及廠界劑量差異，請採量化及圖示修正補充答復說明。

第 4 次審查意見答復說明

- 5.1 如圖 1 所示，為廠界輻射劑量率計算時，合併護箱表面加馬射源項之示

意圖。計算廠界輻射劑量率時除燃料中子外，穿出護箱表面之燃料加馬、其他結構物產生之活化加馬以及中子於護箱中遷移時產生之二次加馬射源皆合併為單一加馬射源項進行計算（請參照安全分析報告六、四、（五）、2、(2)）。

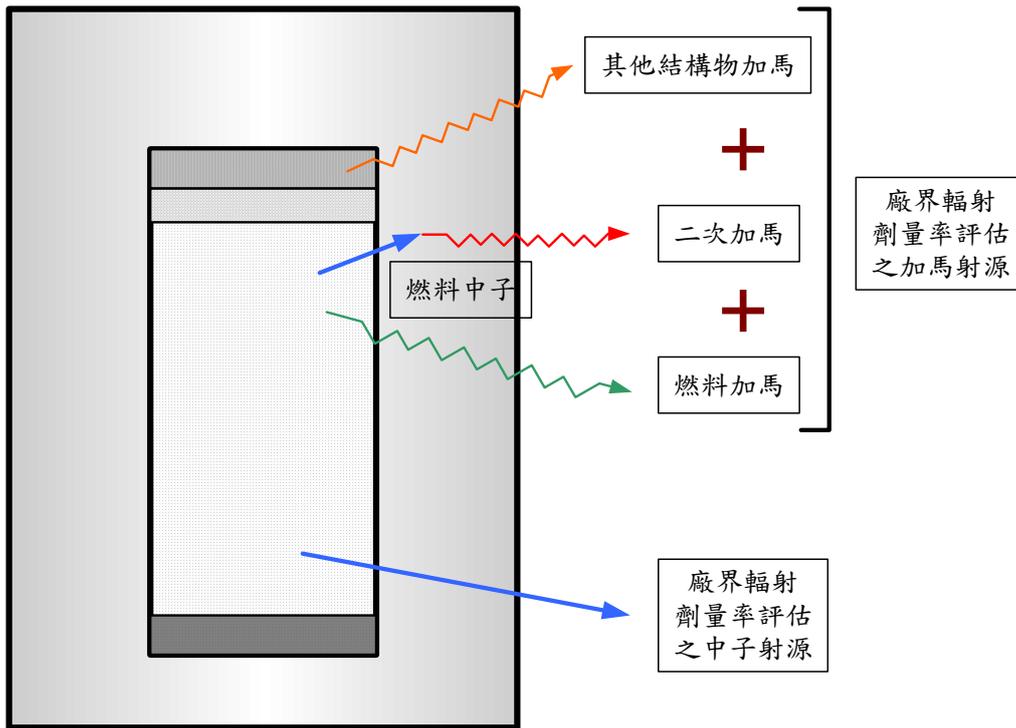


圖 1 評估廠界輻射劑量率之混凝土護箱表面加馬輻射源項

基於上述計算方式，表 6.4.7-1 至表 6.4.7-3 中，中子計算結果為穿出護箱之燃料中子對廠界造成之輻射劑量率；加馬計算結果為穿出護箱表面之燃料加馬、其他結構物活化加馬以及中子於護箱中遷移值產生之二次加馬對廠界造成之總和輻射劑量率；二次加馬計算結果僅為穿出護箱之燃料中子於空氣中散射產生二次加馬對廠界造成之輻射劑量率。因此表中二次加馬計算結果並未包含燃料中子於護箱中遷移產生之二次加馬對廠界的輻射劑量貢獻，燃料中子於護箱中遷移產生之二次加馬對廠界的輻射劑量貢獻已包含於加馬計算結果中。由於空氣密度極低，因此中子於空氣中散射產生之二次加馬射線強度亦遠小於其他加馬射源（即穿出護箱表面之燃料加馬、其他結構物產生之活化加馬以及中子於護箱中

遷移時產生之二次加馬射源的總和)強度。故表中二次加馬對廠界輻射劑量率之計算結果較加馬射線為低。以造成最大廠界輻射劑量率的燃料條件組合 2 (如安全分析報告表 6.4.7-2) 為例,對於偵測點 15 不論是側邊或頂端由燃料中子於空氣中產生之二次加馬造成之廠界輻射劑量率貢獻(側邊 9.66×10^{-6} mSv/y、頂端 3.01×10^{-6} mSv/y)均遠較護箱表面之加馬射源項造成之廠界劑量率貢獻(側邊 2.97×10^{-2} mSv/y、頂端 3.42×10^{-3} mSv/y)為低。

5.2 以安全分析報告中圖 6.4.7-4 (節錄於下圖) 為例說明。混凝土護箱頂端表面輻射劑量率之最大貢獻來自於其他結構物之活化加馬射源,然由圖中可知,混凝土護箱頂端之加馬輻射劑量率除來自於其他結構物之活化加馬射源外,燃料加馬射源亦仍有一定比例之貢獻。上述兩者再加上燃料中子於護箱中遷移產生之二次加馬射線之貢獻,即為混凝土護箱頂端加馬輻射劑量率。若燃料條件組合 2 與燃料條件組合 3 其他結構物之活化加馬射源項造成之頂端表面輻射劑量率差異較低而兩者燃料加馬射源項造成之頂端表面輻射劑量率差異較大,即便燃料條件組合 3 之其他結構物加馬射源項強度較大,造成之護箱頂端表面輻射劑量率較高,但加總後之結果仍是以燃料條件組合 2 所計算出之護箱頂端表面加馬輻射劑量率較高。

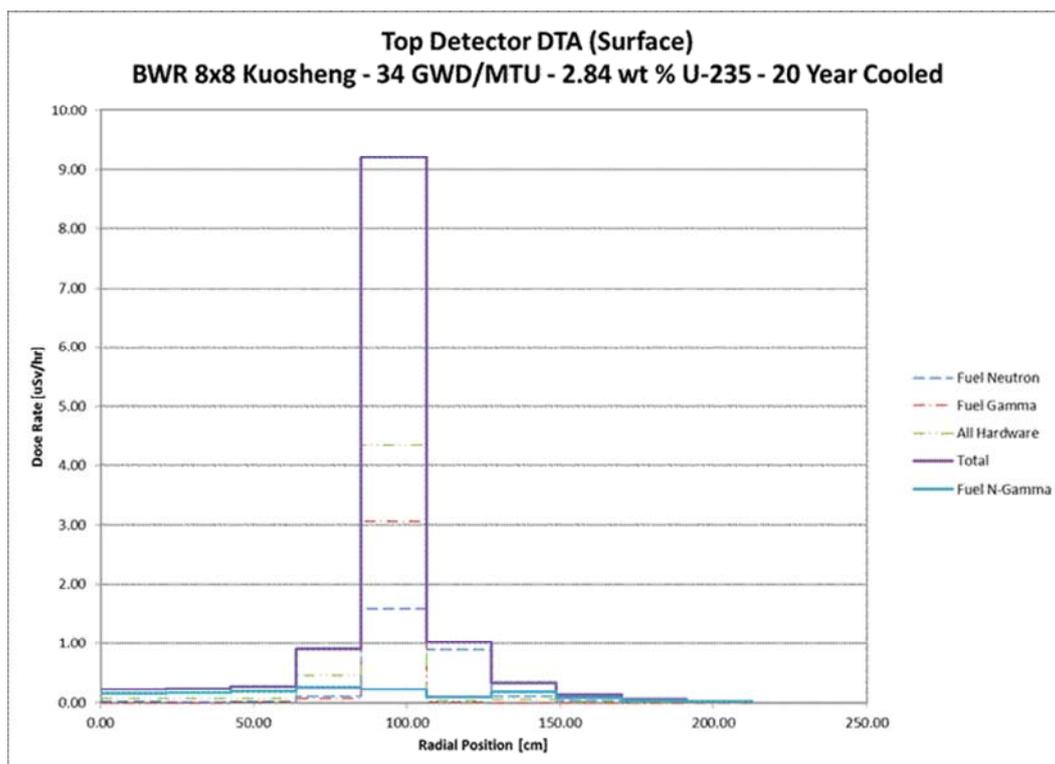


圖 6.4.7-4 混凝土護箱頂端表面輻射劑量率分佈情形（燃料條件組合：平均燃料耗 34,000 MWD/MTU、²³⁵U 平均初始鈾濃縮度 2.84 wt%、冷卻時間 20 年）（節錄自安全分析報告）

下表 1 即列出燃料條件組合 2 與燃料條件組合 3 中，燃料加馬射源、其他結構物之活化加馬射源、以及燃料中子產生之二次加馬射線對頂端表面加馬輻射劑量率貢獻之比較。由表中結果可知，經由 MCNP 程式計算後，雖然燃料條件組合 3 其他結構物之活化加馬射源對頂端表面輻射劑量率之貢獻較燃料條件組合 2 為高，但由於燃料加馬對頂端表面輻射劑量率之貢獻的影響，總和後之護箱頂端表面加馬輻射劑量率仍以燃料條件組合 2 最高（即安全分析報告中表 6.4.7-7 所示之結果）。廠界輻射劑量率亦可類推為同樣之情形，故燃料條件組合 2 頂端部分之加馬射源造成的廠界輻射劑量率（ 4.16×10^{-2} mSv/y）較燃料條件組合 3（ 3.56×10^{-2} mSv/y）為高。

表 1 燃料條件組合 2 與燃料條件組合 3 中，護箱頂端表面加馬輻射劑量率各加馬分量貢獻之比較

加 分量貢獻	輻射劑量率 (μSv/h)	
	燃料條件組合 2	燃料條件組合 3
燃料加馬	3.06	2.15
其他結構物之活化加馬	4.35	4.48
二次光子	0.23	0.21
加總	7.64	6.84

5.3 依審查意見以量化及圖表說明上述兩項審查意見。

第 5 次審查意見

同意答復

編號	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
6.4-06-175	輻射屏蔽	S24	6.4.4	6.4.4-2	結案

第 1 次審查意見

核二廠乾貯系統屏蔽評估相關數據(射源項、能譜、表面劑量率、空間劑量率)的表達方式不夠清楚，有相當的改善空間，建議能用圖表示，請避免用數字表示。詳細意見如下：

- 1.射源項(中子、光子)部份：(1)有效燃料區請先交待有那些核種及其活度，再交待能譜(表 6.4.4-4~表 6.4.4-6)，其他結構物區，二次光子僅交待 Co-60 核種及其比活度，中子來源僅交待是鈾系元素自發分裂與(α ,n)反應而來，請說明核種、產生機制及其能譜；(2)6.4.4-3 頁提到其他結構物區(下端板、充氣區、上端板區)中子射源的區域中子通量比例，並說明為一保守的經驗數據，請交代是計算值還是量測值。
- 2.6.4.7-3 頁混凝土護箱表面劑量率評估結果，表 6-4.7.5 僅列出最大表面劑量率，但此表面能譜、角度分布、位置分布，作為下一階段廠界劑量分析的射源項(根據 6.4.5-5 頁第 3-8 行)，亦請繪出代表性能譜(光子、中子)，最好也說明表面劑量率的角度(θ, φ)分布。
- 3.本報告對 27 個護箱廠界劑量分析僅計算 17 個偵測點，且均僅用數字表示。建議參考德國 STEAG encotec GmbH 公司 B. Wortmann (“Calculation of Radiation Exposure of the Environment of Interim Storage Facilities for the Dry Storage of Spent Fuel in Dual-purpose”, PATRAM 2004.)的論文，增加偵測點數(該文偵測點數為 99 點)，並繪製 3D 輻射劑量空間分布圖(請分開光子、中子及綜合劑量)，可一目了然，並增加劑量評估結果正確的自信，亦可供各界實際量測檢驗，具溝通的功用。

第 1 次審查意見答復說明

1. (1)射源項評估主要為獲得用過核子燃料束所產生之射源能譜與射源強度，接續用於後端屏蔽計算分析使用，以求得法規需求之相關劑量數值。核種種類與活度為程式運算過程中之中間產物，其種類有數百種，因此安全分析報告僅針對主要產生射源項之機制做一簡單說明。中子射源來自超鈾元素的自發分裂與(α ,n)反應(延遲中子在冷卻 20 年的情況下已可忽略不計)，其中以 ^{244}Cm 自發分裂為主， ^{240}Pu 、 ^{242}Pu 與 ^{246}Cm 自發分裂以及 ^{241}Am 、 ^{238}Pu 與 ^{244}Cm 之(α ,n)反應為輔，此兩反應為中子射源最主要之貢獻。其他結構物射源來自 SS304 材料之活化，以 ^{60}Co 與 ^{63}Ni 為主， ^{55}Fe 為輔。上述同位素已佔其他結構物射源約 95 %之活度強度。(2)中子通量

比例為依實驗量測結果之分析統計，取保守之經驗數值(PNL-6906 報告)。

2. MCNP 程式輸出之粒子資訊，將直接作為廠界輻射劑量率計算機程式 NAC-CASC 之輸入資訊。故安全分析報告僅針對其粒子資訊參數做一簡略說明。以 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度 2.84 wt%、平均燃耗度 34,000 MWD/MTU、冷卻時間 20 之燃料條件組合為例，其混凝土護箱表面中子與光子能量分佈如下表 1 與表 2 所示，亦同時繪於圖 1 與圖 2。MCNP 程式計算所得之混凝土護箱頂端與側邊表面粒子角度分佈分別如圖 3 與圖 4 所示，圖中橫軸座標為粒子（中子與光子）與表面法線向量間角度之餘弦值。由圖中可知，不論中子或光子，其角度分佈均相當前傾，大部分粒子射出混凝土護箱表面之方向皆集中於垂直表面之法線方向。

表 1 混凝土護箱表面中子能量分佈

能群	能量下限 (MeV)	能量上限 (MeV)	Surface Current (1/sec)			
			側邊		頂端	
1	1.360E+01	1.460E+01	0.000E+00	0%	0.000E+00	0%
2	1.250E+01	1.360E+01	0.000E+00	0%	0.000E+00	0%
3	1.125E+01	1.250E+01	0.000E+00	0%	0.000E+00	0%
4	1.000E+01	1.125E+01	9.491E-01	60%	0.000E+00	0%
5	8.250E+00	1.000E+01	1.194E+01	19%	2.314E-01	33%
6	7.000E+00	8.250E+00	2.625E+01	13%	2.306E+00	40%
7	6.070E+00	7.000E+00	1.089E+02	7%	3.788E+00	30%
8	4.720E+00	6.070E+00	2.052E+02	4%	4.614E+01	27%
9	3.680E+00	4.720E+00	1.788E+02	3%	3.702E+01	14%
10	2.870E+00	3.680E+00	2.098E+02	12%	4.835E+01	9%
11	1.740E+00	2.870E+00	1.829E+03	2%	3.844E+02	9%
12	6.400E-01	1.740E+00	4.056E+03	9%	3.021E+03	16%
13	3.900E-01	6.400E-01	4.168E+03	10%	4.326E+03	7%
14	1.100E-01	3.900E-01	2.197E+04	5%	2.759E+04	5%
15	6.740E-02	1.100E-01	6.880E+03	15%	6.214E+03	24%
16	2.480E-02	6.740E-02	1.040E+04	12%	6.002E+03	5%
17	9.120E-03	2.480E-02	1.496E+04	9%	1.761E+04	4%
18	2.950E-03	9.120E-03	9.871E+03	16%	2.651E+03	2%
19	9.610E-04	2.950E-03	8.904E+03	12%	2.351E+03	2%
20	3.540E-04	9.610E-04	6.165E+03	16%	1.693E+03	2%
21	1.660E-04	3.540E-04	4.855E+03	20%	1.235E+03	3%
22	4.810E-05	1.660E-04	7.627E+03	11%	2.314E+03	3%
23	1.600E-05	4.810E-05	8.181E+03	33%	2.059E+03	3%
24	4.000E-06	1.600E-05	7.382E+03	10%	2.426E+03	3%

25	1.500E-06	4.000E-06	5.763E+03	25%	1.600E+03	3%
26	5.500E-07	1.500E-06	5.940E+03	28%	1.444E+03	4%
27	7.090E-08	5.500E-07	4.175E+04	2%	1.128E+04	2%
28	1.000E-11	7.090E-08	9.805E+04	2%	2.218E+04	2%
Total	--	--	2.695E+05	2.20%	1.165E+05	2.50%

表 2 混凝土護箱表面光子能量分佈

能群	能量低限 (MeV)	能量上限 (MeV)	Surface Current (1/sec)			
			側邊		頂端	
1	1.20E+01	1.40E+01	0.000E+00	0%	0.000E+00	0%
2	1.00E+01	1.20E+01	2.957E+03	29%	8.849E+01	23%
3	8.00E+00	1.00E+01	3.915E+04	5%	2.776E+03	6%
4	6.50E+00	8.00E+00	3.318E+05	2%	2.618E+04	3%
5	5.00E+00	6.50E+00	3.731E+05	1%	2.075E+04	3%
6	4.00E+00	5.00E+00	3.939E+05	1%	2.154E+04	3%
7	3.00E+00	4.00E+00	4.370E+05	1%	2.693E+04	3%
8	2.50E+00	3.00E+00	2.337E+05	2%	1.400E+04	3%
9	2.00E+00	2.50E+00	4.008E+05	14%	2.508E+04	3%
10	1.66E+00	2.00E+00	2.524E+05	2%	1.553E+04	4%
11	1.44E+00	1.66E+00	1.911E+05	2%	1.124E+04	3%
12	1.22E+00	1.44E+00	3.196E+05	2%	3.103E+04	5%
13	1.00E+00	1.22E+00	4.271E+05	1%	1.209E+05	4%
14	8.00E-01	1.00E+00	4.786E+05	2%	3.386E+05	5%
15	6.00E-01	8.00E-01	7.050E+05	3%	7.793E+05	3%
16	4.00E-01	6.00E-01	1.469E+06	4%	2.157E+06	10%
17	3.00E-01	4.00E-01	1.394E+06	6%	1.811E+06	6%
18	2.00E-01	3.00E-01	2.687E+06	4%	2.014E+06	4%
19	1.00E-01	2.00E-01	8.543E+06	6%	1.680E+06	11%
20	5.00E-02	1.00E-01	1.945E+06	13%	8.953E+04	3%
21	2.00E-02	5.00E-02	3.305E+04	11%	1.860E+03	7%
22	1.00E-02	2.00E-02	8.058E+02	20%	5.780E+01	14%
Total	--	--	2.066E+07	3.00%	9.188E+06	3.80%

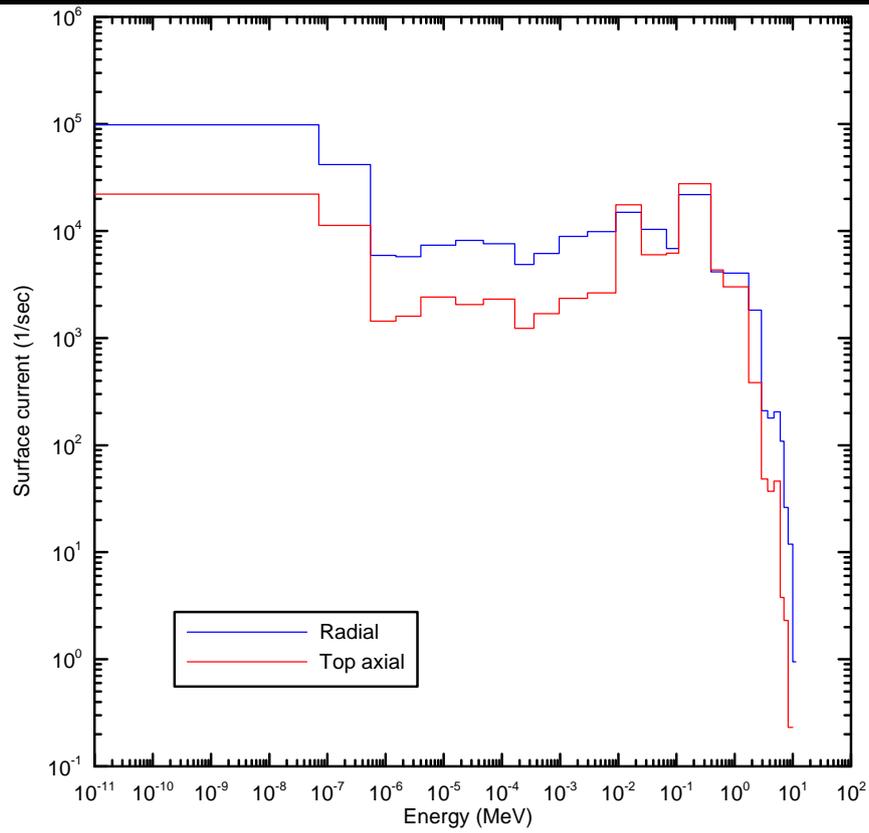


圖 1 混凝土護箱表面中子能量分佈

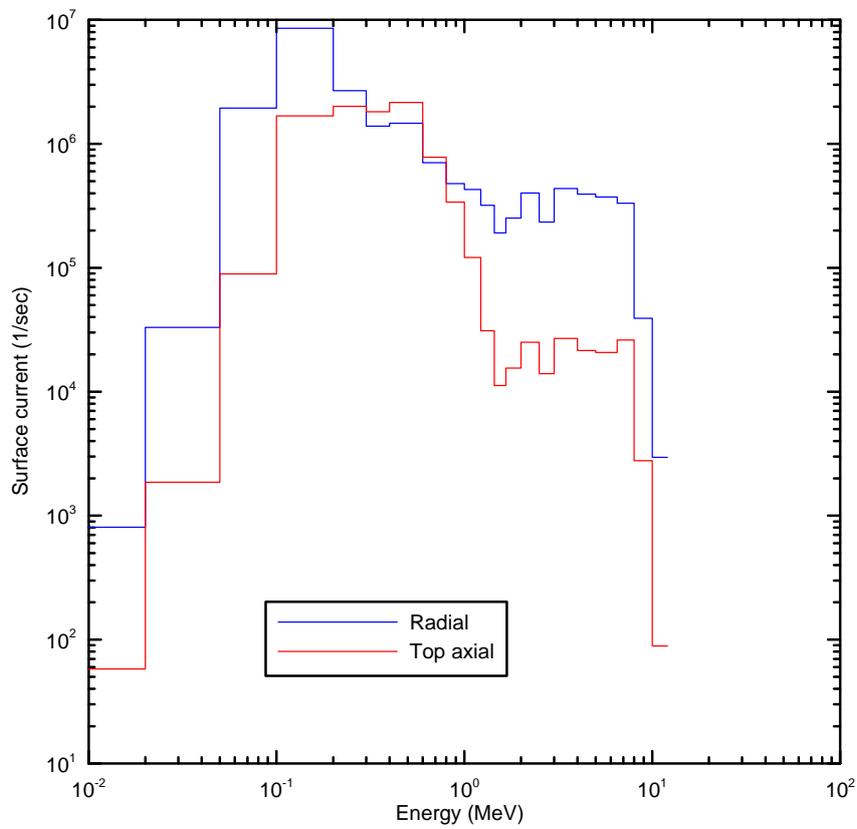


圖 2 混凝土護箱表面光子能量分佈

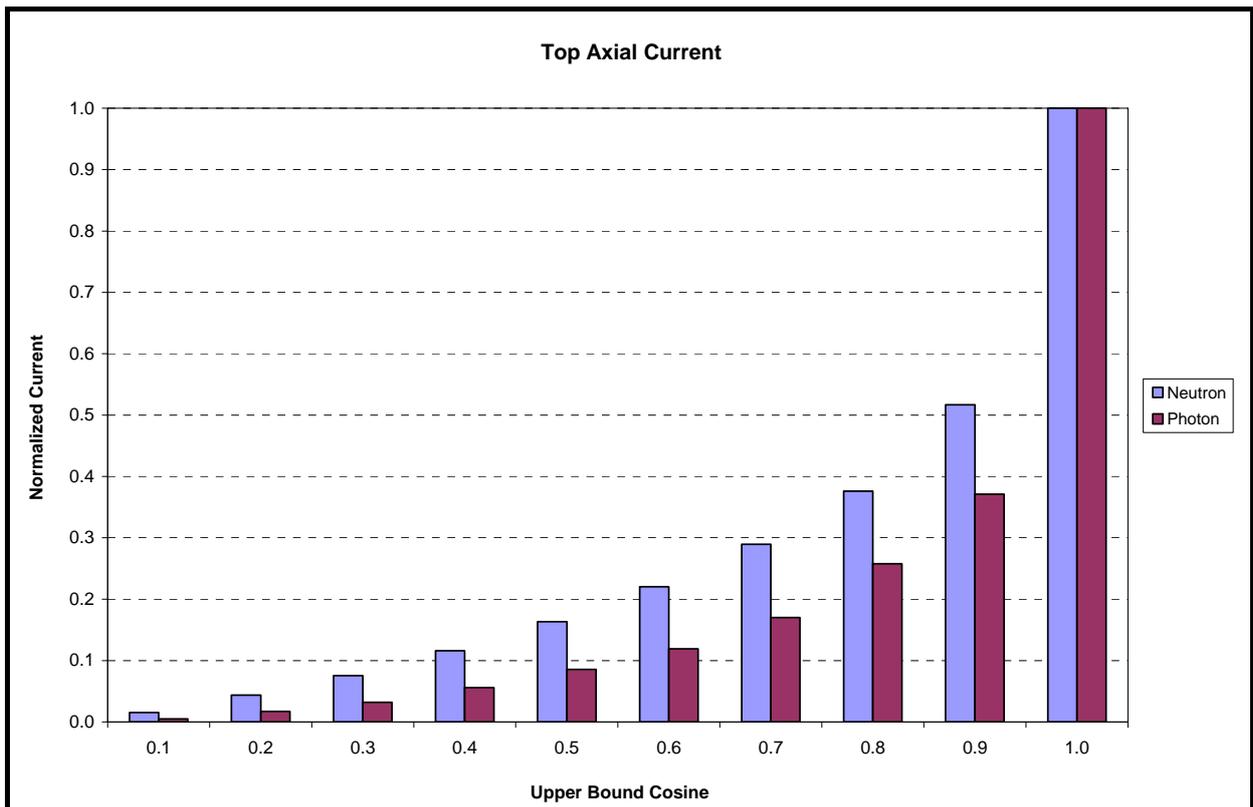


圖 3 混凝土護箱頂端中子與光子角度分佈

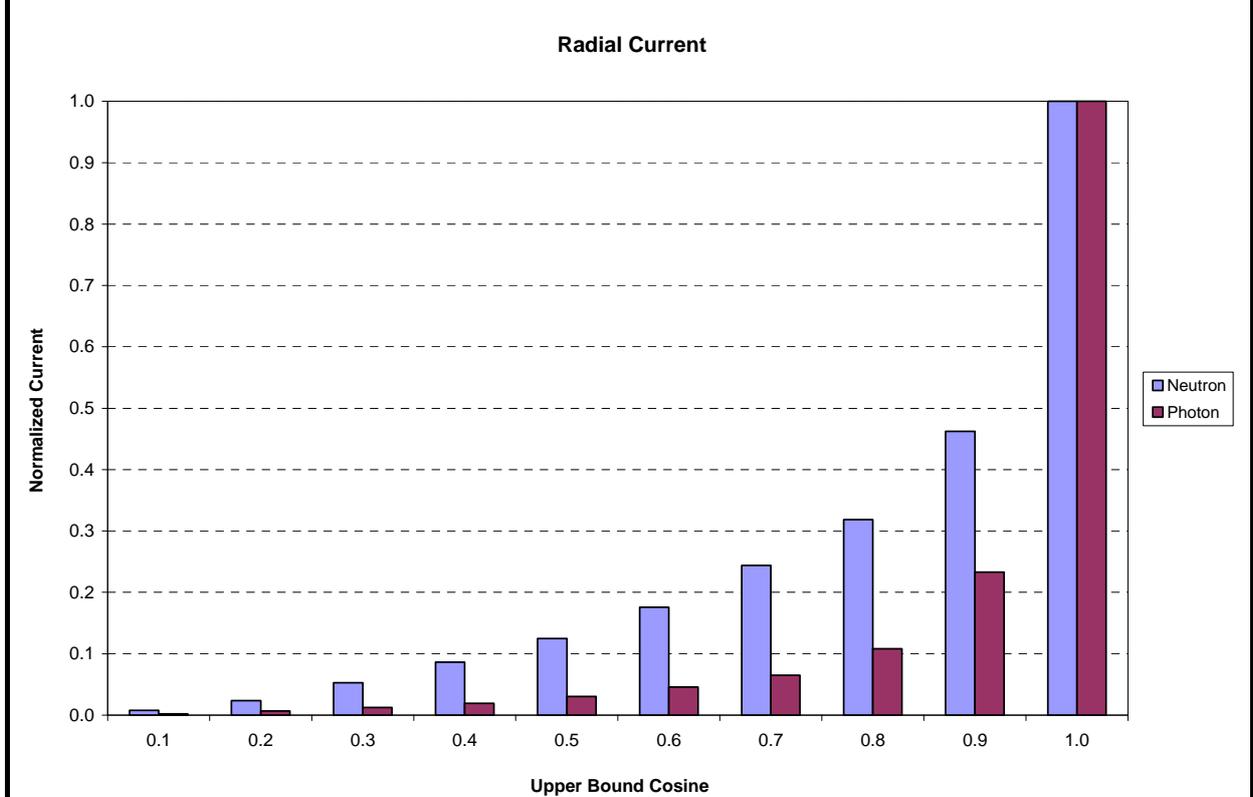


圖 4 混凝土護箱側邊中子與光子角度分佈

3. 本次核二乾貯屏蔽分析之目的在於以保守涵蓋方式確保最大廠界輻射劑

量率低於屏蔽設計限值，故僅針對可涵蓋整體之關鍵點進行計算，以證實核二乾貯系統符合設計準則之要求。

第 2 次審查意見

1-2. 同意答復。

3. 為驗證劑量評估結果的正確性，建議台電至少繪製設施至廠界之(1)光子、(2)中子及(3)總合(中子+光子)的輻射劑量 2D 平面空間分布圖(高度可假設為 90cm)，至少三張圖。若再能提供垂直方向的劑量空間分布，那最好不過了。如此將可供台電、管制機關、專家學者由不同的角度進行檢驗(德國 STEAG encotec GmbH 公司已有前例)，將可增加台電、管制機關、專家學者對劑量評估結果的信心，並可作為與民眾溝通的工具，畢竟民眾主要仍是關心輻射)。

第 2 次審查意見答復說明

3. 依審查意見之建議，繪製設施至廠界之二維平面空間輻射劑量率分佈圖，並修訂於安全分析報告，如附件 6.4-06-3-B。

第 3 次審查意見

同意答復。

3. 附件 6.4-06-3-B 之圖 6.4.7-2 之廠界年輻射劑量率請採 mSv/y 表示，並說明基金公路及展示館之概估劑量率。

第 3 次審查意見答復說明

3. 依審查意見將廠界年輻射劑量率之單位修正為 mSv/y，如附件 6.4-06-3-C。依據設施至廠界之二維平面空間輻射劑量率分佈圖，基金公路及展示館之概估劑量率小於 0.0164 mSv/y。

第 4 次審查意見

3. 同意答復。

編號	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
6.4-07-176	輻射屏蔽	S23	6.4	6.4.4-2 6.4.4-8	結案

第 1 次審查意見

- 1.有關 6.4.4-2 所述：...。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，...。以保守的射源項進行屏蔽計算，應分別考慮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，這三種射源要得到保守值，其 ^{235}U 初始鈾濃縮度各不相同。燃料條件組合 1 主要在強調想獲得較保守的燃料加馬射源，此時 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度 3.25 wt% 應較 3.15 wt% 更為保守，為何選用 3.15 wt%? 請說明。
- 2.表 6.4.4-3 內之燃料平均燃耗度(MWD/MTU)數據，係依據表 6.4.4-2 之最大燃料平均燃耗度取保守值而得。為何表 6.4.4-3 內之 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度(wt%)只取表 6.4.4-2 之值(此值為平均值)?每束用過核子燃料束內有多種鈾濃縮度,為何不採用如表 6.4.4-3 燃料平均燃耗度(MWD/MTU)的選取方法，對燃料所產生的中子射源、燃料所產生的加馬射源、其他結構物經活化後所產生的加馬射源，依據表 6.4.4-2 之平均初始鈾濃縮度再取保守值?

第 1 次審查意見答復說明

1. 各燃料條件組合主要反應核二乾貯帶貯存用過核子燃料束之五種類 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度特性，並依據各類濃縮度保守設定其燃耗度以進行射源項計算。射源項計算結果分別進行劑量率評估，燃料組合 1 僅代表其中一種核二乾貯待運貯之用過核子燃料束，不在於取其最保守之燃料光子射源項。安全分析報告中以 3.15 wt% 代替 3.25 wt% 來進行燃料組合 1 之射源項計算，在相同燃耗和相同冷卻時間的情況下計算射源項，中子射源強度增加 6.5 %，其他結構物活化光子增加 2.3 %，燃料光子僅降低 0.33 %，燃料光子降低的程度極微。整體射源強度較 3.25 wt% 保守。
2. 射源項計算機程式採用點耗乏程式進行計算，搭配軸向燃耗分布權重為一完整燃料組件射源項資料，故採用單一平均鈾濃縮度。SAS2H 使用手冊中亦說明使用單一平均鈾濃縮度來計算射源項確具有準確性，並於參考文獻 17 中提供相關驗證以資佐證。

第 2 次審查意見

- 1.(1)同意答復。請將答復說明 1 ”...以 3.15 wt%代替 3.25 wt%來進行燃料組合 1 之與射源項計算，在相同燃耗和相同冷卻時間的情況下計算射源項，中子射源強度增加 6.5 %，其他結構物活化光子增加 2.3 %，燃料光子僅降低 0.33 %，燃料光子降低的程度極微。整體射源強度較 3.25 wt% 保守。”之內容加入 SAR 中。
- (2) ^{235}U 平均初始鈾濃縮度若分別採用 3.25 wt%及 3.15 wt%，對表 6.4.4-3 的衰變熱計算結果差異為何?請說明。
- (3)為何輻射源項評估時，容納反應器爐心功率尖峰因素後，提升的燃料束功率密度為 5 % (編號 6.4-05 第 1 次審查意見答復說明 4.)，而非和核一乾貯 SAR 及 NAC UMS FSAR 一樣將功率密度提升 10%? 分析時 BWR 的燃料束功率為何?
- 2.請提供參考文獻 17 之相關驗證佐證資料，以佐證審查意見之答復說明。

第 2 次審查意見答復說明

1. (1) 依審查意見修訂安全分析報告，如附件 6.4-07-1-B。
- (2) 在相同的燃耗及燃料元件功率條件下，利用射源項分析程式 SAS2H 分析 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度為 3.15 wt%之燃料組件產生的衰變熱與 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度為 3.25 wt%之燃料組件產生的衰變熱。其結果如下：

^{235}U 平均初始鈾濃縮度 (wt%)	衰變熱 (W)
3.15@35GWd/MtU	167.6
3.25@35GWd/MtU	167.4

^{235}U 平均初始鈾濃縮度為 3.15 wt%之燃料組件產生的衰變熱較 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度為 3.25 wt%之燃料組件提高約 0.05%，其值為 167.6 W。本報告保守使用 168 W。

(3) 功率密度之提升可由兩個面向來說明。第一，評估燃料組件的射源項時，影響最大的是其燃耗。故相對於燃耗，功率變化對於射源項的影響極微；第二，最後一個週期功率對於射源項影響最大。但由於運轉時最後一個週期所剩可耗乏的材料變少，故其運轉功率通常較平均功率低。本報告計算時採用三個週期皆以平均功率來運轉，故為保守。典型 BWR/4-6 的 power level 為 4.5 MW/assy，本案實際分析時採用 4.725 MW/assy (提升 5 % 之保守值) 進行分析計算。相較於功率提升 5 %，若採用功率提升 10 %計

算射源項，中子射源僅增加 0.12 %，燃料加馬射源僅增加 0.2%，結構物加馬射源僅增加 1 %，衰變熱僅增加 0.05 %。射源項增加的幅度極其有限。

2. 依審查意見提供參考文獻 17(修訂後之 SAR 文獻變更為編號 19)，如附件 6.4-09-B。

第 3 次審查意見

1. (1)同意答復。
- (2)同意答復，請將說明內容加至 SAR 中。
- (3)同意答復。
2. 同意答復。

第 3 次審查意見答復說明

1. (2)依審查意見將說明內容增訂至安全分析報告中。如附件 6.4-07-1(2)-C。

第 4 次審查意見

1. (2)同意答復。

編號	6.4-08-177	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		輻射屏蔽	S22	6.4	6.4.4-4 6.4.4-5	結案

第 1 次審查意見

有關 p.6.4.4-4 所述：...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。...，以及 p.6.4.4-5 所述：...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。...。請進一步說明計算模型如何納入次臨界中子的考慮及其影響程度。

第 1 次審查意見答復說明

MCNP 程式原本即可針對次臨界中子進行模擬計算，在 MCNP 程式中是以 nonu card 控制是否於粒子遷移時考量次臨界中子。若於 MCNP 程式計算時不考慮次臨界中子，則需以 $\frac{1}{1-k_{eff}}$ 係數修正計算結果以補足次臨界中子的效應。

第 2 次審查意見

同意答復。

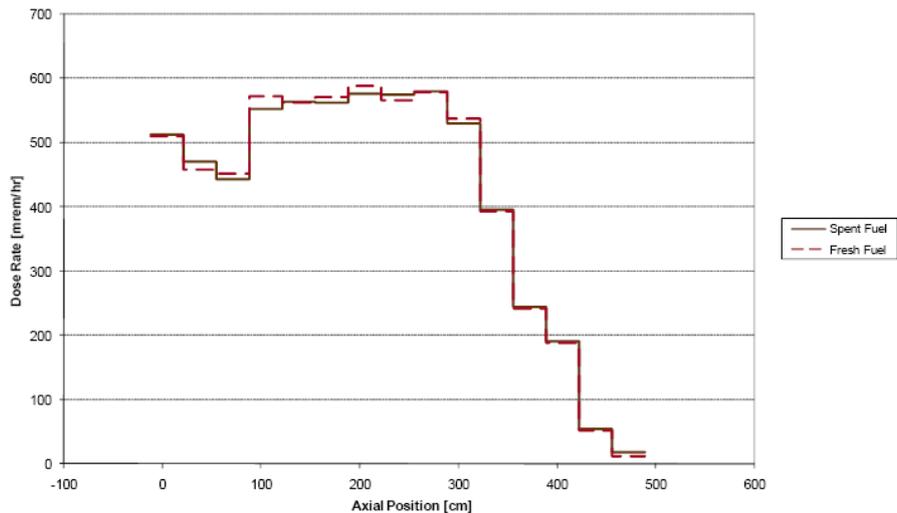
編號	6.4-09-178	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		輻射屏蔽	S22	6.4	6.4.5-2	結案

第 1 次審查意見

- 1.有關 6.4.5-2 所述：...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]...。「不會影響屏蔽分析的計算結果」的結論似乎太強，應該是保守或是影響不大？另外，p.6.4.4-1 所述：...本分析以不含天然鈾包復之設計基準燃料計算射源項[17]...，以及 p.6.4.5-5 所述：...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]...。文中多處重要假設引用文獻[17]的結論，請補充文獻 [17]：NAC International, “Shielding Evaluations for MAGNASTOR RAIs,” 71160-5012, Rev. 1, 2009.的問題描述與量化結果說明，及其與此安全分析報告的關連或適用性。
- 2.另有關 p.6.4.6-1 所述：...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]...。參考資料引用 MAGNASTOR 的 SAR，但是其中好像看不出有關 NAC-CASC 程式的驗證與說明？

第 1 次審查意見答復說明

1. 依審查意見，將文字敘述改為影響不大。參考文獻 17 主要為 MAGNASTOR 系統針對屏蔽分析中所使用的部分假設進行驗證計算，分別為(1)響應函數法之驗證、(2)運送時密封鋼筒內部有水對劑量率之影響、(3)燃耗剖面的驗證計算、(4)黑體假設之驗證。其中第(1)項包含使用新燃料材質組成之驗證計算、第(3)項亦包含用過核子燃料束軸向包復之驗證計算。本安全分析報告主要引用該文獻第(1)項、第(3)項與第(4)項之結論。如下圖即為分別使用新燃料與用過核子燃料材質組成，經屏蔽分析計算後傳送護箱表面劑量率分佈之比較：



其比較結果可得兩者之差異均在 MCNP 程式計算之標準差內，故使用新燃料之材質組成對計算結果之影響可忽略。對於六吋天然鈾包復的驗證計算結果，中子射源項強度之差異約為 2%、衰變熱與光子射源項之差異均小於 0.5%，對屏蔽分析結果均無重大影響。核二乾貯系統為 MAGNASOR 系統因應核二乾貯需求變更設計而得，故參考文獻 17 之驗證亦適用於核二乾貯屏蔽分析計算。

2. MAGNASTOR SAR 亦使用 NAC-CASC 程式計算廠界輻射劑量率，SAR 內文中亦針對 NAC-CASC 程式修改的內容與過程做一簡要說明。NAC-CASC 程式詳細之安裝與驗證則於參考文獻 33 中說明。依審查意見將於下一版次安全分析報告中，於該段文字增訂參考文獻 33。

第 2 次審查意見

1. 安全分析報告中多處重要假設引用文獻[17]的結論，請提供文獻[17]以協助了解及其與此安全分析報告的關連或適用性。
2. 同意答復。

第 2 次審查意見答復說明

1. 依審查意見提供參考文獻 17(修訂後之 SAR 文獻變更為編號 19)，如附件 6.4-09-B。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	6.4-10-179	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
----	------------	----	------	----	----	----

		輻射屏蔽	S23	6.4	6.4.5-1 6.4.5-14 6.4.6-1	結案
--	--	------	-----	-----	--------------------------------	----

第 1 次審查意見

屏蔽分析模式意見如下：

1. 有關 p.6.4.5-1，行數 1-3 所述：...原文中敘述:核二廠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...。原文無法了解核二廠乾式貯存系統之混凝土護箱，其四個空氣進口與空氣出口是否有變更設計?請在文章中敘述說明。並請說明核二廠乾式貯存系統之混凝土護箱用來降低空氣進口/空氣出口劑量的主要屏蔽結構為何?
2. 有關 p.6.4.5-14：圖 6.4.5-8 與圖 6.4.5-9 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。圖 6.4.5-8 與圖 6.4.5-9 僅顯示 MCNP 程式的計算結果，請說明在相同條件下之 2×10 護箱陣列配置，NAC-CASC 和 MCNP 程式計算結果的差異。並請提供在 2×10 護箱陣列配置下，由混凝土護箱頂部所產生輻射，其對廠界所產生劑量之 NAC-CASC 和 MCNP 程式計算結果比較。

第 1 次審查意見答復說明

1. 相對於 MAGNASTOR 系統，核二乾貯系統僅於空氣出口變更設計，空氣進口則維持原設計。將依審查意見增加空氣出口設計變更之說明。核二乾貯混凝土護箱空氣進口主要有 17 根直立鋼柱作為輻射屏蔽，在空氣出口的部分，混凝土護箱採用階梯式之通道設計，以降低空氣出口處之輻射劑量率。
2. 本屏蔽分析採用 MCNP 程式對黑體假設之計算模式進行驗證，其目的在於評估將前排貯存護箱視為黑體來進行廠界劑量率計算之假設對廠界劑量率計算結果的影響。該驗證計算所得結論（前排可視為黑體，廠界劑量率計算結果之正確性不受影響）應不受所使用程式之影響，黑體假設亦可適用於以 NAC-CASC 程式計算廠界輻射劑量率之情況。此外，文獻「A Comparison of Skyshine Computational Methods」（註 1）中亦有針對 SKYSHINE III 程式（即 NAC-CASC 程式）與 MCNP 程式之比較驗證，其結果亦顯示出兩者計算結果相匹配。因此 NAC-CASC 程式與 MCNP 程式計算結果應仍相符合。

註 1：Nolan, E. Hertel, etc., “A Comparison of Skyshine Computational

Methods,” *Radiat. Prot. Dosim.*, Vol. 114, No. 1-4, 525-533 (2005).

第 2 次審查意見

1. (1)請將空氣出口之設計變更說明增加至 SAR 中。
(2)由圖 6.4.5-3 之混凝土護箱模型底部空氣進口幾何模型示意圖，無法看出有 17 根直立鋼柱作為輻射屏蔽，請修改圖 6.4.5-3 並於 SAR 中增加混凝土護箱底部空氣進口之輻射屏蔽設計說明。
2. 註 1 之參考文獻雖進行 SKYSHINE III（即 NAC-CASC 程式）和 MCNP 程式的計算結果比較，但其假設條件和本屏蔽分析差異甚大。圖 6.4.5-8 與圖 6.4.5-9 既已採用 MCNP 程式進行黑體假設之廠界輻射劑量率分析，請亦提供在此假設下之 NAC-CASC 程式計算結果，以驗證 MCNP 與 NAC-CASC 程式之計算結果差異。

第 2 次審查意見答復說明

1. (1) 依審查意見於安全分析報告增訂空氣出口之設計變更說明，如附件 6.4-10-1-B。
(2) 依審查意見修訂圖 6.4.5-3 並增訂空氣進口之輻射屏蔽設計說明，如附件 6.4-10-1-B。
2. NAC-CASC 程式運跑時內建之設定即為使用黑體假設，若需 NAC-CASC 程式進行無黑體假設之廠界輻射劑量率計算，則需修正 NAC-CASC 程式（即 SKYSHINE III 程式）之計算方式，並依據 10 CFR 72.48 提出程式執照修正案重新經過審查。因此使用 MCNP 程式進行黑體假設之驗證，以確定使用黑體假設計算模型之正當性。註 1 之參考文獻雖其假設條件和本屏蔽分析有所差異，主要說明是針對同一問題由各個分析工具展現其應用合適性，而無對錯與優略比較目的，佐證 SKYSHINE III 程式適合於各樣屏蔽問題分析計算。美國 NRC 管制規範 NUREG-1536 及 NUREG-1567 已建議 NAC-CASC 程式（SKYSHINE III 程式）為適用於用過核子燃料乾式貯存屏蔽分析之程式之一，其計算結果已普遍為學術界與工程界所接受。美國 NRC 同意其使用，不曾表示不同程式之喜好優劣。NAC 公司於 MAGNASTOR 乾貯系統設計分析與申照均使用

NAC-CASC 為整體申照方法論分析工具之一，作廠界輻射劑量分析計算，計算模式與分析結果經美國 NRC 審查合格並核發 CoC。NAC-CASC 程式於進行本計畫之廠界輻射劑量率計算前已完成程式之驗證計算，並驗證每一個修改步驟以確認 NAC-CASC 程式計算結果之正確性。另外，廠界劑量率之貢獻來源可分為混凝土護箱側邊與頂端兩部分，其中來自後排混凝土護箱側邊之輻射會受到前排護箱之屏蔽效應，而來自混凝土護箱頂端之輻射對廠界則不受前排護箱之屏蔽效應。使用黑體假設就護箱側邊而言已經由 MCNP 程式驗證對廠界輻射劑量率之貢獻影響低微，若再加上來自混凝土護箱頂端之輻射劑量率貢獻，則更加降低黑體假設對整體廠界輻射劑量率影響。

第 3 次審查意見

1. (1)同意答復。
- (2)同意答復。
2. 同意答復。

編號	6.4-11-180	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		輻射屏蔽	S22	6.4	6.4.5-5	結案

第 1 次審查意見

有關 p.6.4.5-5 所述：...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...。weight window technique 是蒙地卡羅變異數降低方法中較為複雜的一種，而且需要仰賴使用者經驗判斷，請進一步說明如何使用。

第 1 次審查意見答復說明

MCNP 程式進行屏蔽分析時，使用程式提供之 weight window mesh generator 建立 weight window 變異數降低方法所需之權重分佈。利用 weight window card，MCNP 程式在多次運跑後可獲得穩定的 weight window 權重分佈，其後即可使用 weight window 變異數降低方法增加計算效率、降低計算結果之相對誤差。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	6.4-12-181	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		輻射屏蔽	S22	6.4	6.4.5-5	結案
第 1 次審查意見						
有關 p.6.4.5-5 所述：...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...。請進一步說明如何連結 MCNP 程式的輸出與 NAC-CASC 程式的輸入，直接將 MCNP 紀錄的每個粒子拿來使用或是再加上其它的數據處理或平均，其中統計誤差的傳遞(Monte Carlo 接到 Deterministic)如何考量？另外，根據現場護箱安排 layout，至少有 14 個 cask 正對最近廠界位置，請問是否有考慮每個護箱進出氣口輻射滲流對廠界劑量的影響(p.6.4.7-2 的 1~6 行)？						
第 1 次審查意見答復說明						
NAC-CASC 程式可模擬核二乾貯設施，即 27 組混凝土護箱配置。故進行廠界輻射劑量分析時，並非將混凝土護箱表面粒子資訊轉換成點射源，而是直接於混凝土護箱表面（護箱頂端為圓盤面、護箱側邊為圓柱面）進行輻射源項之位置取樣。NAC-CASC 程式並使用 MCNP 程式 F1 tally 所輸出之粒子資訊，包含輻射強度、能量分佈、角度分佈等作為其射源項取樣之依據。MCNP 程式之不確定度與 NAC-CASC 程式之不確定度並無統計上之關係，因此其誤差以平方和開根號計算。計算混凝土護箱表面劑量率時，已將空氣進出口之滲流效應加以模擬，因此作為廠界劑量率射源項之混凝土護箱表面輻射資料亦已包含空氣進出口之滲流輻射資率。故廠界劑量率之評估已考慮每個護箱空氣進出口之影響。						
第 2 次審查意見						
請補充並舉例說明”MCNP 程式之不確定度與 NAC-CASC 程式之不確定度並無統計上之關係，因此其誤差以平方和開根號計算。”						
第 2 次審查意見答復說明						

MCNP 程式之不確定度與 NAC-CASC 程式之不確定度並無統計上之關聯，係指雖然 MCNP 程式之輸出結果作為 NAC-CASC 程式輸入之依據，然而 MCNP 程式自身之計算機制與過程並不會影響到 NAC-CASC 程式之計算機制與過程，反之亦然。因此兩程式接續運跑之計算結果，其總和誤差是以兩程式計算結果的相對誤差以平方和開根號之計算方式進行估算。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	6.4-13-182	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		輻射屏蔽	S22	6.4	6.4.5-5	結案

第 1 次審查意見

- 有關 p.6.4.5-5 所述：...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 2x10 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...。此一黑體假設明顯不會是最保守的假設，如何驗證答案的保守性？此段文字說明太短，沒有詳述如何得到圖 6.4.5-8 與圖 6.4.5-9 的結果，也沒有針對圖中的文字與線條仔細說明其含意，並摘要補充於相關章節。
- 請說明圖 6.4.5-8 及圖 6.4.5-9 對 2x10 貯存護箱配置，將後排護箱視為黑體之假設，此假設對廠界輻射劑量之計算是否保守？而廠界評估結果(0.0416mSv/y,表 6.4-7.2 第 15 偵測點)與廠界劑量設計標準(0.05mSv/y)相差不大，仍請說明劑量低估的百分誤差為何。

第 1 次審查意見答復說明

- 屏蔽分析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。由黑體假設之驗證結果可得使用黑體假設進行廠界輻射劑量率評估，對於廠界劑量率計算結果之影響幾可

忽略，故對整體輻射劑量計算的保守性影響極低。對於黑體假設之相關敘述，依審查意見補充文字說明於相關章節。

- 經驗證計算後，黑體假設對廠界輻射劑量率之評估影響極低。此外，核二乾貯混凝土護箱於屏蔽分析及實際製造過程亦進行諸多保守作為，例如：實際製造時，碳鋼內襯厚度會較設計值高、混凝土密度亦會較評估值高、⁵⁹Co 雜質含量將遠低於屏蔽分析所使用之評估值等。因此黑體假設不會影響廠界輻射劑量率之保守性。

第 2 次審查意見

同意答復，請依回復說明修訂安全分析報告，並補充說明圖 6.4.5-8 與圖 6.4.5-9 的假設、結果與其意義。

第 2 次審查意見答復說明

依審查意見修訂安全分析報告，如附件 6.4-13-B。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	6.4-14-183	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		輻射屏蔽	F02/S24	6.4.5	6.4.5-6	結案

第 1 次審查意見

- 廠界劑量評估偵測點之設置，提及貯存設施之最近廠界（舊基金公路）距離貯存設施中心約 150 m，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。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。請說明核二廠乾貯設施與廠界之最近距離為多少？偵測點高度設為 5.5 m 是否與廠界外民眾可能活動高度一致？
- 表 6.4.5-5 之 17 個偵測點劑量評估結果，其高度為何分別取為 0.9 m(第 1~11,13 偵測點)及 5.5 m(第 12,14~17 廠界偵測點)。(按德國 STEAG encotec GmbH 公司 B. Wortmann 之偵測點高度取為 1.5m)。並請說明待劑量評估

結果的誤差範圍。

- 3.請表 6.4.5-5 廠界、圍籬及最近工作處之劑量偵測點座標，增列偵測標的(用途)。另廠界偵測點 13 與 12 應對調，俾廠界偵點由 13 至 17，相關圖表如圖 6.4.5-10 等亦並同修正。

第 1 次審查意見答復說明

1. 核二廠乾貯設施與廠界之最近距離為 107.25 m 安全分析報告中之 150 m 為誤植，將於下一版次之安全分析報告中修正。部分廠界偵測點之高度 5.5 m 為考慮貯存設施廠址與部分廠界之高度差後，再加上 0.9 m 之結果，應可符合廠界外民眾活動高度。
2. 美國 NAC 公司評估廠界輻射劑量率時，是以 3 feet 作為人類軀幹的高度進行計算，其換算成公制為 0.9 m。就廠界輻射劑量率之評估而言，高度 1 m 與高度 0.9 m 的差異，對於計算結果之影響實可忽略。5.5 m 為考慮貯存設施廠址與部分廠界之高度差後，再加上 0.9 m 之結果。NAC-CASC 程式廠界輻射劑量率計算之不確定度，在圍籬處約為 1%~2%，在廠界處則均小於 1%。各偵測點之不確定度，將於下一版次安全分析報告中增列。
3. 依審查意見於表 6.4.5-5 增列偵測點標的用途。廠界偵測點編號之排列順序為由上至下，由右至左。編號 14 至 17 的偵測點，其目的在於驗證偵測點偏移貯存設施中央軸時之輻射劑量變化以確保位於中央軸(即最短近廠界偵測點，編號 10~13)上之偵測點為該方位之最大輻射劑量率發生處(各偵測點位置請參照安全分析報告圖 6.4.5-10)。

第 2 次審查意見

1. 貯存設施與傳送護箱廠界劑量評估之廠界最近距離應採一致為 107.25 m，表 6.4.7-4 及相關內容亦請併同修正。
2. (1)通常保健物理吾人感興趣的是距地面 1m 高度的輻射劑量率，惟以本案例而言，區分 90cm 與 100cm 高度無甚意義，請提出距地面 90cm 的依據(報告或文獻)後同意答復；(2)本案廠界不確定度小於 1%、圍籬處小於 2%，綜合不確定度來源，至少包括統計不確定度(來自 Monte Carlo method)、計算模式不確定度(本案分兩階段計算,MCNP/NAC-CASC)，不確定度能達此水準(小於 2%)，請說明如何評估而得。
3. 同意答復。

第 2 次審查意見答復說明

1. 廠界最近距離為 107.25 m，為保守評估傳送作業時對廠界輻射劑量率之影響，故傳送護箱造成之廠界輻射劑量率採 100 m 之保守距離進行計算，修訂如附件 6.4-14-1-B。
2. (1) 美國 NAC 公司評估 MAGNASTOR 乾貯系統獲美國 NRC 核發 CoC 與評估核二乾貯廠界輻射劑量率時，均是以英制之 3 feet 作為人類軀幹的高度進行計算，換算成公制約為 0.9 m。就廠界輻射劑量率之評估而言，高度 1 m 與高度 0.9 m 的差異，對於廠界劑量率計算結果之影響實可忽略。
 (2) 第 1 次審查意見回復中之廠界輻射劑量率之不確定度為 NAC-CASC 程式計算結果之輸出。護箱表面輻射劑量率計算時，MCNP 程式之輸出亦包含計算結果之不確定度資訊。廠界劑量率綜合不確定度之來源應考量兩程式之不確定度後以誤差傳遞方式予以評估。依審查意見，廠界輻射劑量率計算結果之綜合不確定度 (MCNP/NAC-CASC) 將於新版安全分析報告中表列說明，如附件 6.4-14-2-B。

第 3 次審查意見

1. 同意答復。
2. 同意答復。

編號	6.4-15-184	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		輻射屏蔽	F02	6.4	6.4.7-1	結案

第 1 次審查意見

1. 請增加表列說明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 及最近 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。
2. 混凝土護箱空氣進口表面平均輻射劑量率為 0.01727 mSv/h，空氣出口表面平均輻射劑量率為 0.000597 mSv/h，請說明計混凝土護箱空氣進/出口表面之平均輻射劑量率為 0.00893 mSv/h 之義意為何？
3. 密封鋼筒內部無水、護箱頂端設置銲接用屏蔽板的情況，傳送護箱底部表

面的最大輻射劑量率 7.870 mSv/h；而密封鋼筒內部無水、未設置銲接用屏蔽板的情況，傳送護箱底部表面的最大輻射劑量率 8.135 mSv/h。請說明為何有無設置銲接用屏蔽板為何會造成底部表面的最大輻射劑量率不同？

第 1 次審查意見答復說明

1. 核二廠乾式貯存場周邊廠界最近 5 年（95~99）之放射性液體與氣體排放，以及環測結果估算之核二廠對廠外民眾最大個人輻射劑量如表 1 與表 2 所示：

表 1 最近 5 年核二廠放射性液體與氣體排放對廠外民眾最大個人輻射劑量

年份	液體排放 (mSv/y)	氣體排放 (mSv/y)
95	5.52E-05	1.21E-03
96	7.60E-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

表 2 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

年份	年劑量值 (mSv/y)
95	3.85E-03
96	2.43E-03
97	1.53E-03
98	3.35E-03
99	<0.001

2. 混凝土護箱空氣進/出口表面之平均劑量率為核二乾貯運轉作業一般工作人員輻射劑量率之評估使用。
3. 傳送護箱表面輻射劑量率評估依照密封鋼筒內部有無水、以及護箱頂端銲接用屏蔽板設置與否，可分為四種狀況進行分析。除密封鋼筒內部無水、護箱頂端未設置銲接用屏蔽板之情況外，其餘三種情況（包含前述密封鋼筒內部無水、護箱頂端設置銲接用屏蔽板之情況）因有環狀間隙充水系統與循環水冷卻系統之作用，密封鋼筒與傳送護箱之間隙為充滿水之狀態。因間隙有水的屏蔽，故在此三種狀態計算得出之傳送護箱底部表面輻射劑量率，會較間隙無水時之狀態（密封鋼筒內部無水、護箱頂端未設置銲接用屏蔽板，此一狀態為移除環狀間隙充水系統與循環水

冷卻系統，環狀間隙以空氣自然對流冷卻，準備進行傳送之階段) 為低。

第 2 次審查意見

1. 同意答復。並請將表 1 及表 2 合併後，補述於分析報告有關章節。
2. 同意答復。
3. 同意答復。

第 2 次審查意見答復說明

1. 遵照委員意見辦理，惟考量到表 1 及表 2 的劑量估算來源不同，無法合併，故將表 1 之輻射劑量率列於表 6.4.7-5，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率則詳列於表 6.4.7-6，如附件 6.4-15-1-B。

第 3 次審查意見

1. 同意答復。

編號	6.4-16-185	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		輻射屏蔽	F02/S03	6.4	6.4.7-2	結案
第 1 次審查意見						
<p>核二廠乾貯系統之密封鋼筒表面β-γ粒子與α粒子的殘留污染限值雖分別為 370 Bq/100 cm² 與 37 Bq/100 cm²，相較於核一廠乾貯系統之密封鋼筒表面β-γ粒子與α粒子的殘留污染限值雖分別為 180 Bq/100 cm² 與 1 Bq/100 cm² 高出甚多，請就下相關意見提出說明及評估：</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 美國核給 NAC-MAGNASTOR 貯存系統之密封鋼筒表面污染限值為何？ 2. 核一廠及核二廠乾貯系統傳送護箱環狀間隙水封隔離設計有何不同？為何 MAGNASTOR 會較 UMS 系統為差？ 3. 請表列比較及說明取得美國 NRC 執照各種乾貯系統之 MAGNASTOR 會較 UMS 限值為何？ 4. MAGNASTOR 或 UMS 系統實際操作之封鋼筒表面污染值為何？包括 						

上、下限及平均值。

5. 密封鋼筒表面污染超出限值時之除污作業，實際除污之案例及效率為何？另應評估除污工作人員之劑量及劑量合理抑低措施。
6. 基於核二廠乾貯貯存設施距離廠界較近，應降核二廠乾貯系統之鋼筒表面污染值，並應建立合理抑低之除污技術及作業程序。同時應實際計算以評估其對廠界造成之劑量；另考量易較易造成工作人員之體內污染，亦應評估其對工作人員之劑量。
7. 並請說明密封鋼筒表面污染的偵測方法，如何除污以使低於污染限值，以及工作人員偵測與除污所接受的輻射劑量和集體有效劑量。

第 1 次審查意見答復說明

1. 目前 NRC 核准之 MAGNASTOR 貯存系統密封鋼筒，其 β - γ 粒子與 α 粒子表面污染限值分別為 167 Bq/100 cm² 與 1.67 Bq/100 cm²。對於廠內運送，NRC 並未建立傳送護箱之表面污染限值。
2. NRC 核准之 UMS 系統與 MAGNASTOR 系統，兩者密封鋼筒表面污染限值均相同，為 167 Bq/100 cm² 與 1.67 Bq/100 cm²。NRC 亦未對兩系統建立廠內運送時之傳送護箱表面污染限值。
3. MAGNASTOR 系統與 UMS 系統，兩者密封鋼筒表面污染限值均相同。
4. 各電廠密封鋼筒表面污染均不相同，差異極大，且用過核子燃料貯存池與作業區的污染程度也會對密封鋼筒表面污染有極大影響。經 NAC 檢測，使用 NAC 系統之各電廠其密封鋼筒表面污染均低於 NRC 所要求之限值。
5. MAGNASTOR 系統下水之前，會先利用清潔水或是除礦水將 TFR 外表面以及 TSC 外表面都沾溼，並且水下作業時會利用水封環與加壓系統保護密封鋼筒外壁，且為避免池水劇烈攪動，TSC 入池前會先於其筒內注水，再緩慢吊入池中，以上之措施將可使密封鋼筒外壁不致遭受污染。若密封鋼筒需要除污是以清潔水注入環狀間隙中，使水流沖流密封鋼筒表面，依據實際之經驗此方法為可行且有效之除污方式。因密封鋼筒表面應不會有污染，故原則上並不會執行除污作業，惟保守假設最壞情況若有輕微污染時，初步對除污人員之集體有效劑量預估應在 0.1×10^{-3} 人西弗以下，應可被每一護箱運貯之現行評估總集體有效劑量(約 21.9×10^{-3} 人西弗)之保守度及/或不確定度所涵蓋。但本計畫仍將特別注意污染防範與 ALARA 原則。
6. MAGNASTOR 系統目前有美國 McGuire 等三個電廠採用，預計明年初開始裝載，本公司將密切注意並匯集相關資訊以為回饋本計劃細部工作規劃

與評估，有關傳送護箱與密封鋼筒之污染標準，將參考核一廠乾式貯存試運轉（熱測試）作業經驗回饋後再予檢討研訂適當之合理可行污染限值。此外，於作業期間將監測作業區域空氣放射性活度狀況，並據以實施輻射防護管制作業(如加設 HEPA 過濾系統；人員佩戴防護面具等)，應不致造成人員體內污染。

7. 密封鋼筒表面污染量測，有許多方法可以處理，包括使用具延伸桿偵檢裝置直接量測、可以特殊工具採取直接或間接擦拭量測，將於操作手冊中做進一步說明，並提供實際作業人員依照實務需求與合理抑低原則選用。其除污方式如第 5 小題所答復是以清潔水注入環狀間隙中，使水流沖流密封鋼筒表面。工作人員偵測與除污所接受的輻射劑量和集體有效劑量已於安全分析報告六、四、(八).1 小節之第(2)及第(6)項目中評估，摘要如下：傳送護箱移出燃料池作業時工作人員進行清除頂部積水與除污作業，輻射劑量率為 0.306 mSv/h，工作人員數為 1 人，時間為 0.5 hr，集體有效劑量為 0.153 man-mSv；傳送護箱移出燃料池作業時工作人員進行輻射偵測作業，輻射劑量率為 0.062 mSv/h，工作人員數為 1 人，時間為 0.5 hr，集體有效劑量為 0.031 man-mSv；傳送護箱運至貯存場作業時工作人員進行傳送護箱外表除污作業，輻射劑量率為 0.657 mSv/h，工作人員數為 1 人，時間為 2 hr，集體有效劑量為 1.314 man-mSv；傳送護箱運至貯存場作業時工作人員進行輻射偵測作業，輻射劑量率為 0.657 mSv/h，工作人員數為 1 人，時間為 0.2 hr，集體有效劑量為 0.131 man-mSv。

第 2 次審查意見

1. 同意答復。核二乾貯密封鋼筒表面污染限值，請參照核一廠所核准的一致。
2. 同意答復。請將密封鋼筒表面附著貝他-加馬粒子與阿伐的殘留污染限值更正分別為 $180\text{Bq}/100\text{cm}^2$ 與 $1\text{Bq}/100\text{cm}^2$ ，以與核一廠所核准的一致。
3. 第一次審查意見修正。請表列說明其他取得美國 NRC 執照乾貯系統之密封鋼筒表面污染限值為何？
4. 請依第一次審查意見說明實際操作之密封鋼筒表面污染值為何？包括上、下限及平均值。
5. 第一次答復說明為污染預防措施，請依第一次審查意見說明可採用除污案例(技術或方式)及效率。另工作人員之集體有效劑量評估，應經由除污作業區之劑量率及工作人時加以計算，並說明此項作業可採行之合理抑低措施。

6. 請依第一次審查意見計算密封鋼筒表面污染限值造成之人員劑量。請依美國電廠使用 MAGNASTOR 貯存系統及核一廠乾貯熱測試經驗，於核二廠乾貯設施申請試運轉前，研提密封鋼筒及傳送護箱表面污染除污作業程序書，送主管機關備查，以合理抑低人員劑量。

7. 同上。

第 2 次審查意見答復說明

1. 2. 遵照委員意見辦理，貝他-加馬粒子與阿伐的殘留污染限值分別為 $180\text{Bq}/100\text{cm}^2$ 與 $1\text{Bq}/100\text{cm}^2$ 。如附件 6.4-16-1-B。

3. 參考 US NRC 網站公開資訊，取得美國相關貯存護箱系統密封鋼筒污染設計值表列如下：

廠牌	系統名稱	β/γ 污染限值	α 污染限值	備註
Holtec	HI-STORM FW System	1000 dpm/100 cm ² (16.7 Bq/100 cm ²)	20 dpm/100 cm ² (0.33 Bq/100 cm ²)	CoC No. 1032, Amendment No. 0
Holtec	HI-STORM 100 System	1000 dpm/100 cm ² (16.7 Bq/100 cm ²)	20 dpm/100 cm ² (0.33 Bq/100 cm ²)	CoC No. 1014, Amendment No. 7
Transnuclear Inc.	NUHOMS HD System	2,200 dpm/100 cm ² (36.7 Bq/100 cm ²)	220 dpm/100 cm ² (3.67 Bq/100 cm ²)	CoC No. 1030, Amendment No. 0
Transnuclear Inc	NUHOMS Standard System	2,200 dpm/100 cm ² (36.7 Bq/100 cm ²)	220 dpm/100 cm ² (3.67 Bq/100 cm ²)	CoC No. 1004, Amendment No. 9
Transnuclear Inc.	TN-68 System	1000 dpm/100 cm ² (0.2 Bq/cm ²)	20 dpm/100 cm ² (0.003 Bq/cm ²)	CoC No. 1027, Amendment No. 1

4. MAGNASTOR 系統使用經驗中，密封鋼筒污染值差異頗大，因此統計數值並無太大意義。惟一般而言，在合理平衡考量因除污可降低之污染量與人員所增加之劑量等 2 因素下， $120\text{Bq}/100\text{cm}^2$ 應可以達到。因此，除訂定 LCO 外，將考量建立行政管制限值以控制污染值並儘可能合理抑低。

5. 以水封環技術為核電廠使用除礦水灌入密封鋼筒和傳送護箱之間的間距，以確保污染的燃料池水不會滲入間隙間。由水封環排出的水污染檢測，電廠的工作人員已採取排水的水樣本來檢查污染程度，這個過程持續

直到作業結束。如果表面鬆散污染超出可接受的範圍，必須執行罐表面的去污，另，可以用長柄木棍的兩端綑綁抹布擦拭筒壁。或是使用核可的工業清潔劑擦拭密封鋼筒。

6. 遵照辦理。

7. 遵照辦理。

第 3 次審查意見

1. 2. 同意答復。

3. 同意答復。

4. 請於核二廠乾式貯存輻射劑量合理抑低計畫及輻防作業程序書建立行政管限制值以控制污染值，以儘可能合理抑低。

5. 同意答復。

6. 請依貝他-加馬粒子與阿伐的殘留污染限值分別為 $180\text{Bq}/100\text{cm}^2$ 與 $1\text{Bq}/100\text{cm}^2$ 計算密封鋼筒表面污染限值造成之人員劑量。

7. 請依美國電廠使用 MAGNASTOR 貯存系統及核一廠乾貯除污作業經驗回饋，於核二廠乾貯設施申請試運轉前，於運轉作業程序書中研訂密封鋼筒及傳送護箱表面污染除污作業程序，送主管機關備查，以合理抑低人員劑量。

第 3 次審查意見答復說明

4. 依審查意見辦理。本公司於核二廠乾式貯存設施試運轉申請時，提出核二廠乾式貯存輻射劑量合理抑低計畫及輻防作業程序書。行政管制內容亦依美國電廠使用 MAGNASTOR 貯存系統及核一廠乾貯除污作業經驗回饋。

6. 本公司參考核一廠乾式貯存案，依 Reg. Guide 1.145，評估 27 組密封鋼筒表面污染限值均為： β - γ 粒子（保守考量核種為 ^{60}Co ）為 $180\text{ Bq}/100\text{ cm}^2$ 與 α 粒子（保守考量核種為 ^{241}Pu ）為 $1\text{ Bq}/100\text{ cm}^2$ 之情況下，且假設氣象條件為：風速 3.90 m/s 與氣象穩定度為 F，以及假設密封鋼筒之表面微量污染經通風方式由混凝土護箱出風口外釋，並經大氣擴散機制傳送至環境中時，密封鋼筒表面污染對廠界（距離貯存場東北方向 100 公尺）處

造成之最大總有效劑量約為 5.72×10^{-4} mSv/y。因此，密封鋼筒表面污染對人員與環境之輻射影響極微。

7. 依審查意見辦理。本公司於核二廠乾貯設施試運轉申請時，提出運轉作業程序書。並依美國電廠使用 MAGNASTOR 貯存系統及核一廠乾貯除污作業經驗回饋，研訂密封鋼筒及傳送護箱表面污染除污作業程序。

第 4 次審查意見

4. 同意答復。

6. 請提供核二廠乾貯密封鋼筒表面污染之人員劑量評估報告，並再確認評估所採場址特性條件之合理性(含補充第二章場址特性之風花圖)。

7. 同意答復。

第 4 次審查意見答復說明

6. 依審查意見辦理。本公司已依核二廠乾式貯存設施安全分析報告第 2.4 節，核二廠氣象測站風速統計資料、低塔之年平均風速，以及風花圖等場址特性條件，完成核二廠乾貯密封鋼筒表面污染之人員劑量評估報告評估，如附件 6.4-16-D，惠請參閱。

第 5 次審查意見

6. 同意答復

編號	6.4-17-186	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		輻射屏蔽	S22/S03	6.4	6.4.7-2	結案

第 1 次審查意見

- 表 6.4.4-1 中平均燃耗度 35,000 MWD/MTU、...。表 6.4.4-1 是否誤植？
- 有關 6.4.7-2 所述：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 4.16×10^{-2} mSv/y，符合核二廠貯存場之廠界劑量限值要求...。108.7 m 是否應為 107.25 m 才能與表 6.5.5-5 內容一致？另 4.16×10^{-2} mSv/y 距離設計目標 0.05 不遠，請問 4.16×10^{-2} mSv/y 這個最後計算結果的合理誤差估計約為多少？請補充說明。
- 表 6.4.7-5 至表 6.4.7-11 均列有相對誤差，而表 6.4.7-1 至表 6.4.7-4 則無。

請在表 6.4.7-1 至表 6.4.7-3 增列總劑量率的相對誤差，在表 6.4.7-4 增列輻射劑量率的相對誤差。並請由此評估 100 米處廠界年劑量率加兩個標準差 (95% 可信度)，是否仍然低於設計基準值。亦即，原數值分別為 $4.16 \times 10^{-2} \text{mSv/y}$ 和 $140 \mu\text{Sv}$ ，請問加上兩個標準差的數值分別為何？

第 1 次審查意見答復說明

1. 表 6.4.4-1 之文字敘述為誤植，應為表 6.4.4-3。將於下一版次安全分析報告修訂，如附件 6.4-17-1-A。
2. 108.7 m 為誤植，應為 107.25 m。將於下一版次安全分析報告修訂。廠界輻射劑量率計算結果 $4.16 \times 10^{-2} \text{mSv/y}$ 由 NAC-CASC 程式接續 MCNP 程式之表面輻射計算結果而得。本屏蔽分析 MCNP 程式計算所得之中子與伽馬射線表面輻射資訊不確定度，於混凝土護箱側邊分別為 2.2 % 與 3 %、於護箱頂端分別為 2.5 % 與 3.8 %。NAC-CASC 程式計算出之輻射劑量率，在圍籬等較近處其不確定度約為 1 %~2 %，在廠界處之不確定度則均遠小於 1 %。因此合理估計整體廠界輻射劑量率之不確定度，在圍籬處約為 3 %~4 %，在廠界處約為 2 %~3 %。
3. 依審查意見增列表 6.4.7-1 至表 6.4.7-4 之不確定度。

第 2 次審查意見

1. 同意答復。
2. 請補充說明回復敘述中“NAC-CASC 程式計算出之輻射劑量率，在圍籬等較近處其不確定度約為 1 %~2 %，在廠界處之不確定度則均遠小於 1 %。”的依據為何？
3. 第 1 次審查意見第 3 項的後半段尚未回答，請答復說明。

第 2 次審查意見答復說明

2. 回復敘述中各偵測點評估結果之不確定度，其依據為 NAC-CASC 程式之輸出結果。廠界輻射劑量率之綜合不確定度 (MCNP 程式/NAC-CASC 程式) 將於新版安全分析報告中補充說明，如附件 6.4-17-2-B。
3. 考慮廠界劑量率加上兩個標準差 (95 % 可信度) 後，混凝土護箱與傳送護箱對廠界輻射劑量率分別為 $4.355 \times 10^{-2} \text{mSv/y}$ 與 $1.434 \times 10^{-1} \text{mSv}$ 。

第 3 次審查意見

2. 表 6.4.7-1/2/3 列出 NAC-CASC 程式計算不同偵測位置之輻射劑量率，劑

量率較高位置的計算結果相對誤差(在圍籬等較近處)比劑量率較低位置的計算結果相對誤差(在廠界處)來得大，從取樣統計誤差的原理($\text{relative error} \propto 1/\sqrt{N}$)來看似乎不太合理，請說明可能原因或解釋？

3. 同意答復。請依照本答復，修訂 6.4.7-2 頁的相關數據。

第 3 次審查意見答復說明

2. 針對此一看似於統計上不合理之現象，NAC 公司進程式系統檢查，以確保核二乾貯計算結果之正確性，其檢查包含：

(A) 檢查程式本身、以及整體與個別輻射劑量率計算結果之準確性與合適性。

(B) 檢視輻射遷移理論並進行探討。

(C) 藉由一簡化之 MCNP 計算模型驗證近距離處不確定度較大之情形符合輻射遷移物理現象。

經由上述檢查步驟，NAC 已經由程式編碼檢查確認 NAC-CASC 程式並無編碼錯誤，且該程式與 SKYSHINE III 程式計算不確定度之方式一致。NAC-CASC 程式在近處(如圍籬)之計算結果，其不確定度較遠處(如廠界)計算結果大的主要因為，在較近處的偵測點，雖然射源項(於本案即為混凝土護箱)對其造成之劑量率較高，但是在遷移過程中輻射源對近處偵測點造成貢獻的輻射粒子數目，反較對遠處偵測點造成貢獻之輻射粒子數目少之故。以 500 keV 之加馬射線為例，其衰減係數約為 $8.72 \times 10^{-5} \text{ cm}^{-1}$ ，亦即在空氣中之平均自由徑約為 115 m。於此情況下，對於距離遠小於 100 m 之近處偵測點，除來自混凝土護箱之輻射源未經散射對偵測點直接造成之輻射劑量率貢獻外，由於平均自由徑長，自射源處遷移至遠處之其他散射粒子大部分需經過大角度散射或回散射才能對近距離之偵測點造成輻射劑量率之貢獻。因此雖然輻射源對近距離處造成之輻射劑量率較高，然因為對該偵測點造成劑量貢獻之輻射粒子數反而較遠距離處之偵測點少，且每一粒子造成之劑量率貢獻差異性較大，因此其不確定度會高於遠距離偵測點之計算結果。在遠處之偵測點，由於輻射粒子遷移時因與介質作用致使其能量降低，對偵測點造成之輻射劑量率較低，但造成劑量率貢獻之粒子數

反較近處為多，且每一粒子造成之劑量率差異性較小，因此其計算結果之不確定度較小。

以 MCNP 程式模擬一廣大球型空間（材質為空氣，直徑 5000 m），計算距離點射源 15 m 至 200 m 各偵測點之不確定度。不同加馬射源能量其結果如下圖 1 至圖 3 所示：

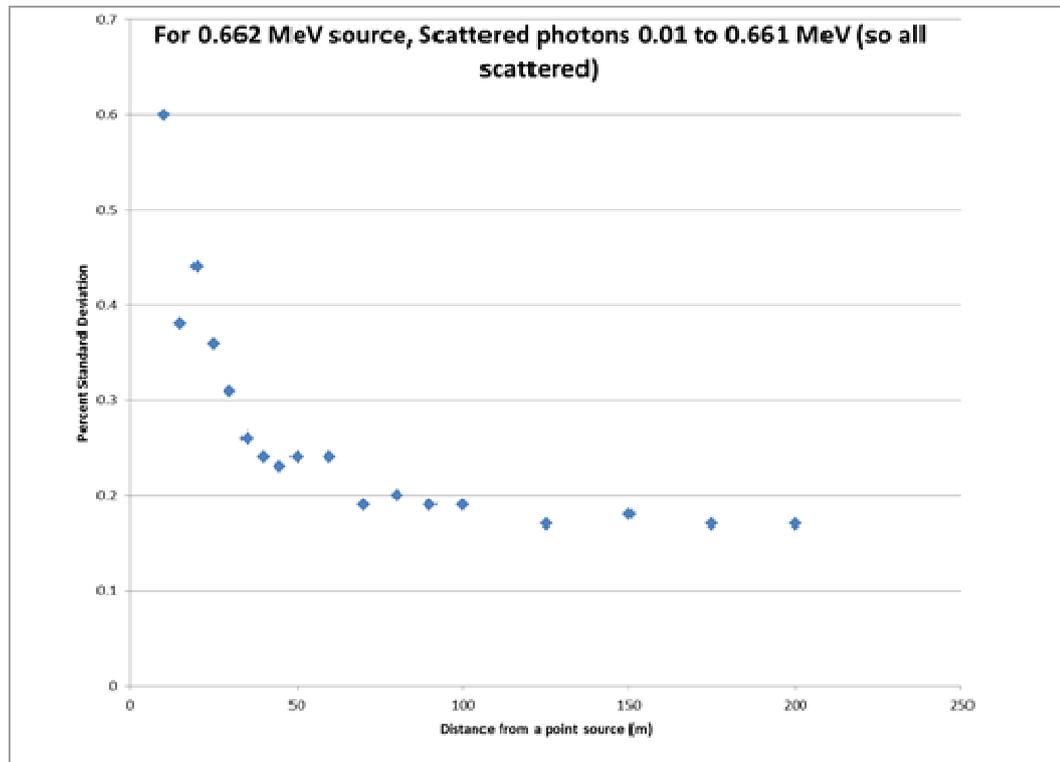


圖 1 加馬射源能量 0.662 MeV，輻射劑量率不確定度隨距離之變化趨勢

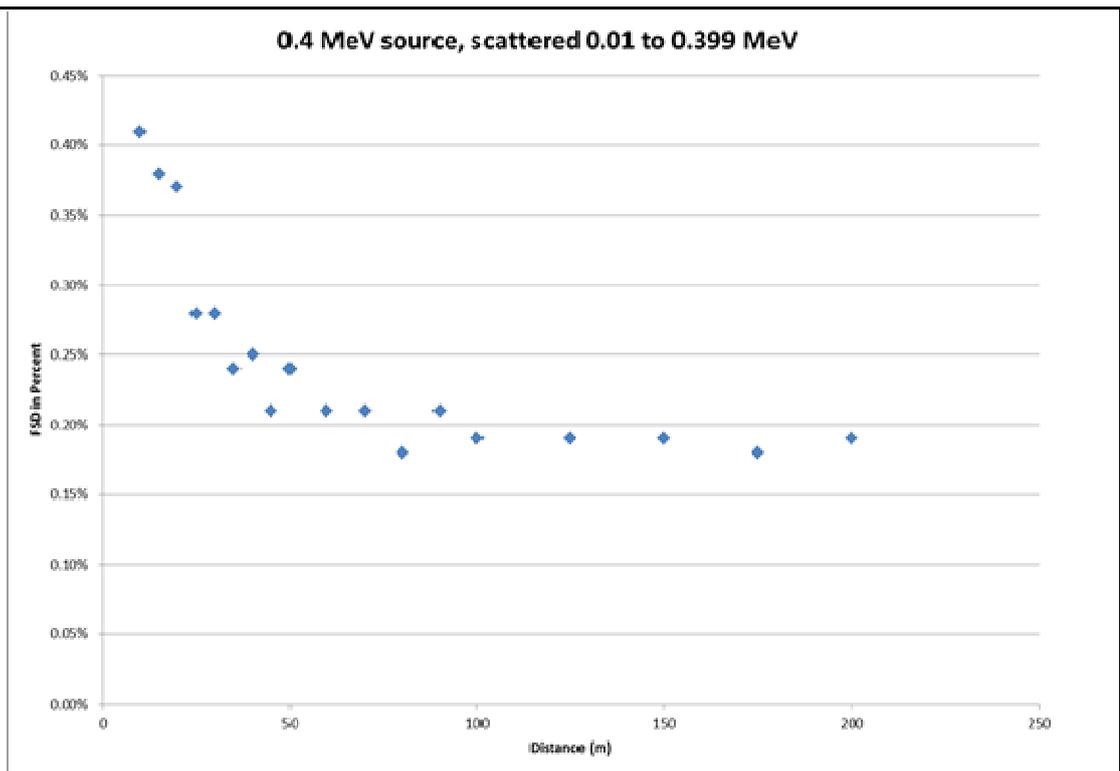


圖 2 加馬射源能量 0.4 MeV，輻射劑量率不確定度隨距離之變化趨勢

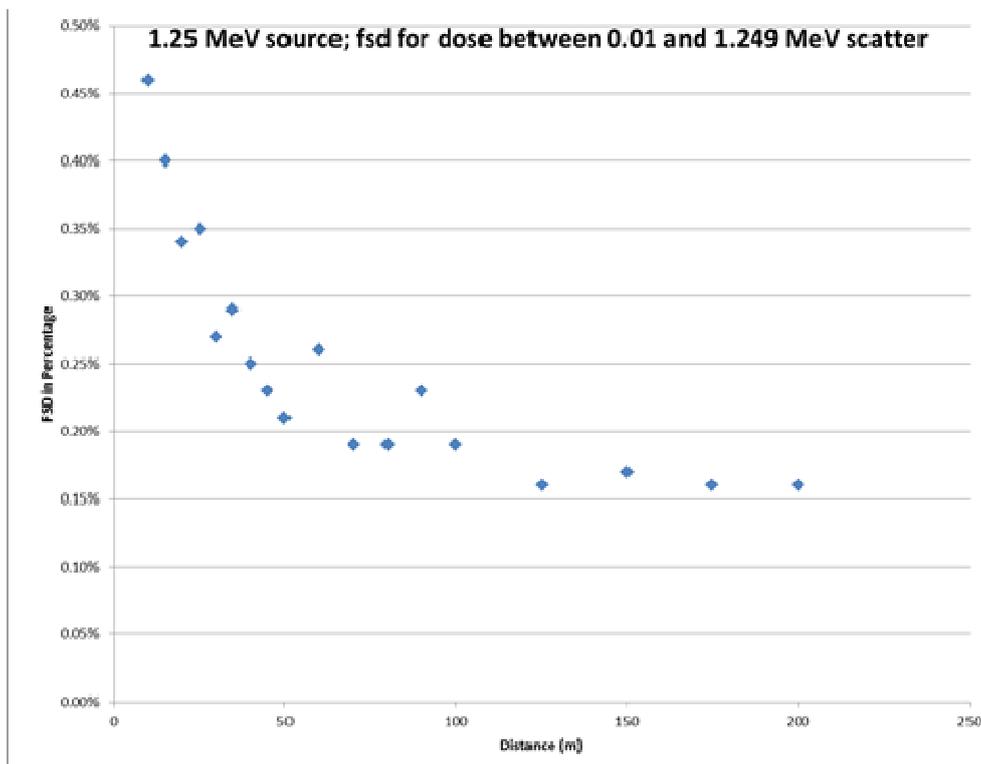


圖 3 加馬射源能量 1.25 MeV，輻射劑量率不確定度隨距離之變化趨勢

由圖中結果可知，距離射源較近之偵測點，其劑量率計算結果之不確

定度較大，並隨距離增加而降低，100 m 之後之偵測點，其不確定度漸趨一穩定值。中子射源之計算結果亦有相類似趨勢，如圖 4 所示。

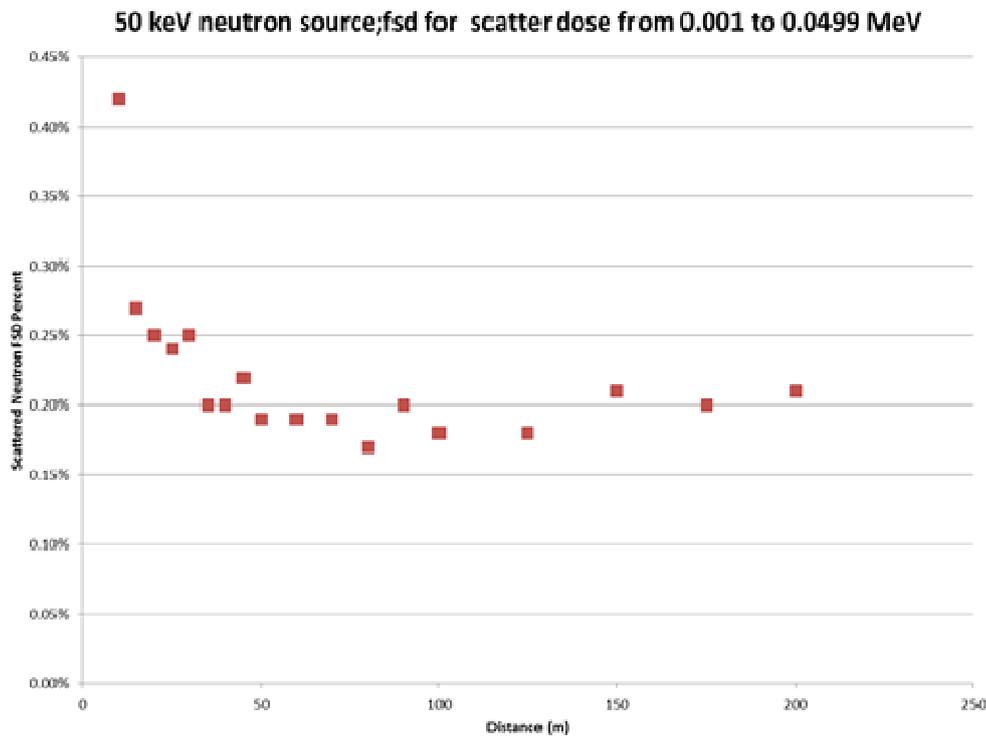


圖 4 中子射源能量 50 keV，輻射劑量率不確定度隨距離之變化趨勢

由以上計算結果可驗證前述之輻射遷移現象，即近距離處之偵測點其輻射劑量率會大於遠處偵測點之輻射劑量率，而其不確定度亦為近距離處之偵測點大於遠距離處之偵測點。此一驗證亦與 NAC-CASC 所計算之不確定度趨勢一致。

表 1 為 NAC-CASC 程式在增加粒子歷程數後，計算燃耗 34,000 MWD/MTU 之混凝土護箱側邊加馬射源項對不同距離偵測點之計算結果。由表中可看出其不確定度之趨勢亦與上述 MCNP 程式之結果相類似，在近處偵測點之不確定度較遠處偵測點高。此一計算結果亦驗證 NAC-CASC 程式評估本計畫廠界輻射劑量率之正確性。

表 1 燃耗為 34,000 MWD/MTU 之混凝土護箱側邊加馬射源項，增加取樣粒子歷程數後之 NAC-CASC 程式對不同距離偵測點之計算結果

偵測點	座標		劑量率 (mSv/y)			
	X (m)	Y (m)	未散射	不確定度	散射	不確定度
1	-11.0	0.0	1.58E+03	0.2%	1.26E+02	0.9%

3	-50.0	0.0	1.35E+02	0.1%	2.92E+01	0.2%
2	-107.2	0.0	2.06E+01	0.1%	8.93E+00	0.2%
4	-150.0	0.0	8.08E+00	0.1%	4.64E+00	0.2%
5	-200.0	0.0	3.47E+00	0.1%	2.43E+00	0.2%
6	-250.0	0.0	1.75E+00	0.1%	1.39E+00	0.2%

3.依審查意見修訂安全分析報告相關數據。如附件 6.4-17-3-C。

第 4 次審查意見

同意答復。

編號	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
6.4-18-187	輻射屏蔽	S23	6.4.7	6.4.7-2	結案

第 1 次審查意見

有關屏蔽分析結果意見如下：

1.有關 p.6.4.7-2，行數 6-10 所述：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。

(1)表 6.4.7-1 至表 6.4.7-3 為三種燃料條件組合(平均燃耗度 35,000 MWD/MTU、34,000 MWD/MTU、及 29,000 MWD/MTU)貯存設施之偵測點劑量率計算結果，再由其中找出最保守值作為廠界、圍籬及最近工作處之劑量率。如何證實上述燃料條件組合可保守涵蓋核二廠待運貯之所有用過核子燃料束，請說明並提出計算佐證數據？

(2)為何不以平均燃耗度 35,000 MWD/MTU 燃料所產生的加馬射源(表 6.4.4-3 之燃料條件組合 1)、34,000 MWD/MTU 燃料所產生的中子射源(表 6.4.4-3 之燃料條件組合 2)、以及 29,000 MWD/MTU 燃料之其他結構物所產生的加馬射源(表 6.4.4-3 之燃料條件組合 3)組合成設計基準燃料射源項來進行屏蔽計算？

2.有關 6.4.7-2，行數 12-13 所述：原文中敘述：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，...

- (1)如何證明本文所描述的燃料條件組合可保守涵蓋核二廠待運貯之所有用過核子燃料束，並可獲得最高的廠界年有效劑量?請說明並提出佐證數據。
- (2)本文之廠界輻射劑量率分析是以 MCNP 程式紀錄混凝土護箱表面之輻射資料，作為 NAC-CASC 程式的輸入資訊，再以 NAC-CASC 程式進行廠界輻射劑量率分析。MCNP 程式紀錄混凝土護箱表面輻射資料有其不確定度，NAC-CASC 程式計算廠界輻射劑量率也有其不確定度，請說明考慮此兩種不確定度後，廠界年有效劑量 4.16×10^{-2} mSv/y 的最大不確定度為何?
- 3.有關 p.6.4.7-2，行數 16-18 所述：...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、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...。如何證明本文所描述的燃料條件組合可保守涵蓋核二廠待運貯之所有用過核子燃料束，並可獲得傳送護箱最大廠界輻射劑量率?請說明並提出佐證數據。
- 4.有關 p6.4.7-3，行數 4-6 所述：...護箱表面最大輻射劑量率由平均燃耗度 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...。如何證明本文所描述的燃料條件組合可保守涵蓋核二廠待運貯之所有用過核子燃料束，並可獲得護箱表面最大輻射劑量率?請說明並提出佐證數據。
- 5.有關 p6.4.7-4，行數 7-9 所述：...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...。如何證明本文所描述的燃料條件組合可保守涵蓋核二廠待運貯之所有用過核子燃料束，並可獲得空氣進/出口表面輻射劑量率的保守值?請說明並提出佐證數據。
- 6.比較本章節及 MAGNASTOR FSAR(Docket No. 72-1031)之輻射源項與混凝土護箱空氣進/出口表面劑量率，顯示兩者之輻射屏蔽效果並不相同，請說明兩者在降低岑流效應之屏蔽設計上有何不同?
- 7.有關 p6.4.7-4，行數 6-14 所述：...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、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...。如何證明本文所描述的燃料條件組合可保守涵蓋核二廠待運貯之所有用過核子燃料束，並可獲得傳送護箱最大輻射劑量率?請說明並提出佐證數據。

8. 有關 p6.4.7-6，行數 2-4 所述：...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...。如何證明本文所描述的燃料條件組合可保守涵蓋核二廠待運貯之所有用過核子燃料束，並可獲得保守值?請說明並提出佐證數據。

第 1 次審查意見答復說明

1. (1) 核二廠乾式貯存設施之輻射屏蔽分析，其射源項之計算方式，乃先依照核二廠提供之待貯存用過核子燃料資料進行分類。經分類後核二乾貯用過核子燃料依照 ²³⁵U 平均初始鈾濃縮度可分為五種類：0.71 wt%、1.76 wt%、2.19 wt%、2.84 wt%、3.15 wt%。同時亦統計出每一種類用過核子燃料束運轉時之最大平均燃耗度（參照安全分析報告表 6.4.4-2），並設定較其最大平均燃耗度更高之平均燃耗度做為該種類燃料條件組合來保守計算射源項。以 ²³⁵U 平均初始鈾濃縮度 2.84 wt% 為例，該類核二乾貯待運貯用過核子燃料束運轉時最大平均燃耗度為 32,900.5 MWD/MTU，故保守假設該類燃料之平均燃耗度為 34,000 MWD/MTU 以建立其燃料條件組合來進行射源項計算。核二乾貯待運貯之用過核子燃料束並不存在除上述五類燃料條件組合外之其他 ²³⁵U 平均初始鈾濃縮度與平均燃耗度之任意組合。例如燃耗度 34,000 MWD/MTU、²³⁵U 平均初始鈾濃縮度 0.71 wt% 之用過核子燃料束並不存在，因核二乾貯待運貯之用過核子燃料束中，²³⁵U 平均初始鈾濃縮度 0.71 wt% 之用過核子燃料束其最大燃耗度不會超過 5,000 MWD/MTU。又例如平均燃耗度 34,000 MWD/MTU、²³⁵U 平均初始鈾濃縮度 3.15 wt% 之用過核子燃料束，可為 35,000 MWD/MTU ²³⁵U 平均初始鈾濃縮度 3.15 wt% 之燃料條件組合所涵蓋（²³⁵U 平均初始鈾濃縮度相同時，平均燃耗較高者其射源項較保守）。此外，屏蔽分析時，是以密

封鋼筒內放置 87 束該燃料條件組合之用過核子燃料束進行保守計算。因此不論實際運轉時之用過核子燃料束配置為何，屏蔽分析所使用之燃料條件組合均能完全涵蓋核二乾貯待運貯之用過核子燃料束。

(2) 核二乾貯所使用之五種燃料條件組合，已可完全涵蓋本次核二廠待運貯之用過核子燃料束，使用該燃料條件組合亦可計算得出合理保守之射源項提供給屏蔽分析使用。

2. (1) 如 1 (1)之回復所述，經由五種燃料條件組合之設定，核二乾貯所使用之射源項已可保守涵蓋所有核二廠待貯存之用過核子燃料束。屏蔽分析時亦已針對各燃料條件組合，以 87 束相同之用過核子燃料束進行屏蔽分析，並取各燃料條件組合所得之輻射劑量率中，最大的計算結果作為最終廠界輻射劑量率評估值。因此該廠界輻射劑量率，確為核二乾貯造成之最保守廠界輻射劑量率。

(2) 本屏蔽分析 MCNP 程式計算所得之中子與加馬射線表面輻射資訊不確定度，於混凝土護箱側邊分別為 2.2 %與 3 %、於護箱頂端分別為 2.5 %與 3.8 %。NAC-CASC 程式計算出之輻射劑量率，在圍籬等較近處其不確定度約為 1 %~2 %，在廠界處之不確定度則均遠小於 1 %。因此合理估計整體廠界輻射劑量率之不確定度，在圍籬處約為 3 %~4 %，在廠界處約為 2 %~3 %。

3. 如 1 (1)之回復所述，經由五種燃料條件組合之設定，核二乾貯所使用之射源項已可保守涵蓋所有核二廠待貯存之用過核子燃料束。屏蔽分析時亦已針對各燃料條件組合，以 87 束相同之用過核子燃料束進行屏蔽分析，並取各燃料條件組合所得之輻射劑量率中，最大的計算結果作為最終傳送護箱對廠界輻射劑量率評估值。因此該傳送護箱廠界輻射劑量率，確為核二乾貯之最保守值。

4. 如 1 (1)之回復所述，經由五種燃料條件組合之設定，核二乾貯所使用之射源項已可保守涵蓋所有核二廠待貯存之用過核子燃料束。屏蔽分析時亦已針對各燃料條件組合，以 87 束相同之用過核子燃料束進行屏蔽分析，並取各燃料條件組合所得之輻射劑量率中，最大的計算結果作為最終混凝土護箱表面輻射劑量率評估值。因此該混凝土護箱表面輻射劑量率，確為核二乾貯之最保守值。

5. 如 1 (1)之回復所述，經由五種燃料條件組合之設定，核二乾貯所使用之射源項已可保守涵蓋所有核二廠待貯存之用過核子燃料束。屏蔽分析時亦已針對各燃料條件組合，以 87 束相同之用過核子燃料束進行屏蔽分析，並取各燃料條件組合所得之輻射劑量率中，最大的計算結果作為最終混凝土護箱空氣進出口處之輻射劑量率評估值。因此該混凝土護箱空氣進出口處之輻射劑量率，確為核二乾貯之最保守值。

6. MAGNASTOR 系統所使用之輻射源項，為計算 35 kW（廠界輻射劑量率使用 38 kW）之用過核子燃料束所得，遠高於核二乾貯待運貯之 14 kW 用過核子燃料束，因此計算出之空氣進出口輻射劑量率並不相同。核二乾貯混凝土護箱空氣進口處之設計與 MAGNASTOR 系統之設計相同，採用 17 組直立鋼柱做為空氣進口通道之屏蔽。但核二乾貯系統混凝土護箱空氣出口通道之設計與 MAGNASTOR 系統不同，MAGNASTOR 系統為直線通道之設計，而核二乾貯空氣通道改為階梯形式，其類似迷道之設計可進一步降低空氣出口處之輻射劑量率。
7. 如 1 (1)之回復所述，經由五種燃料條件組合之設定，核二乾貯所使用之射源項已可保守涵蓋所有核二廠待貯存之用過核子燃料束。屏蔽分析時亦已針對各燃料條件組合，以 87 束相同之用過核子燃料束進行屏蔽分析，並分別就傳送護箱頂端、側邊與底端的部分，取各燃料條件組合所得之輻射劑量率中，最大的計算結果作為傳送護箱該處之最終表面輻射劑量率評估值。因此安全分析報告中之傳送護箱表面輻射劑量率，確為核二乾貯之最保守值。
8. 如 1 (1)之回復所述，經由五種燃料條件組合之設定，核二乾貯所使用之射源項已可保守涵蓋所有核二廠待貯存之用過核子燃料束。屏蔽分析時亦已針對各燃料條件組合，以 87 束相同之用過核子燃料束進行屏蔽分析。經正常運轉之混凝土護箱屏蔽分析計算後，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的射源項可造成混凝土護箱最大之表面輻射劑量率評估值。因此以該燃料條件組合計算混凝土護箱受拋射物撞擊之設計基準意外事故，可獲得最保守輻射劑量率評估值。

第 2 次審查意見

- 1.(1)同意答復。
(2)同意答復。
- 2.(1)同意答復。
(2)請在 SAR 中詳列 MCNP 連結 NAC-CASC 計算結果的不確定度，以資證明在考慮各種不確定度後，計算結果仍能低於設計基準。
- 3.同意答復。
- 4.同意答復。
- 5.同意答復。
- 6.同意答復。請將核二乾貯系統混凝土護箱空氣進/出口通道設計與

MAGNASTOR 系統之異同說明於 SAR 中。

7.同意答復。

8.同意答復。

第 2 次審查意見答復說明

2. (2) 依審查意見於安全分析報告中增訂不確定度，如附件 6.4-14-2-B。

6. 依審查意見修訂安全分析報告，如附件 6.4-18-6-B。

第 3 次審查意見

2. (2)同意答復。

6.同意答復。

編號	6.4-19-188	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		輻射屏蔽	S23	6.4.8	6.4.8-10~17	結案
第 1 次審查意見						
有關工作人員劑量，表 6.4.8-3~表 6.4.8-13 之輻射劑量率(mSv/h)及集體有效劑量(man-mSv)皆係依據章節六、四、(四)及章節六、四、(七)之燃料條件組合經屏蔽計算而得，請證實這些組合可保守涵蓋核二廠待運貯之所有用過核子燃料束，並提出佐證數據。						
第 1 次審查意見答復說明						
如 6.4-18 審查意見中項目 1 (1)之回復所述，經由五種燃料條件組合之設定，核二乾貯所使用之射源項已可保守涵蓋所有核二廠待貯存之用過核子燃料束。屏蔽分析時亦已針對各燃料條件組合，以 87 束相同之用過核子燃料束進行屏蔽分析，並分別就混凝土護箱頂端、側邊以及傳送護箱頂端、側邊與底端的部分，取各燃料條件組合所得之輻射劑量率中，最大的計算結果作為護箱該處之最終表面輻射劑量率評估值。因此安全分析報告中六、四、(七)節所列之護箱表面輻射劑量率計算結果，確為核二乾貯之最保守值。而以此為依據所評估之工作人員劑量（表 6.4.8-3 至表 6.4.8-13），亦為核二乾貯之最保守值。						
第 2 次審查意見						
同意答復。						

編號	6.4-20-189	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		輻射屏蔽	S03/S21/S22	6.4.9	6.4.9-3	結案

第 1 次審查意見

- 1.表 6.4.9-1 第二列第三欄:核二廠所有設施(含核二廠乾式貯存系統)對廠界的個人年有效劑量評估結果 $4.545 \times 10^{-2} \text{mSv/y}$ 的數值,沒有考慮到 p.6.4.7-2 與 p.6.4.9-1 所提因傳送護箱之運送操作所造成的廠界輻射劑量 0.14mSv ,請載明更正。
- 2.核二廠乾貯傳送護箱於核二廠內運送作業所造成的廠界輻射劑量,是否為台電公司於核二廠用過核子燃料中期貯存計畫環評審查,承諾乾貯設施年劑量限值 0.05mSv 之含括範圍,請台電公司確認該項環評承諾含括範圍並說明。
- 3.有關 p6.4.7-3 及 6.4.9-3 所述:....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 $3.85 \times 10^{-3} \text{mSv/y}$ [35]...;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 $4.16 \times 10^{-2} \text{mSv/y}$...;...核二廠所有設施(含核二廠乾式貯存系統)對廠界的個人年有效劑量 $4.545 \times 10^{-2} \text{mSv/y}$...。看起來結論是乎不甚合常理,乾貯場將佔 92%的核二廠界總劑量,核二廠其它所有設施全部佔 8%?廠界劑量評估值是乎不適合與實測值相加一起呈現?請說明。

第 1 次審查意見答復說明

1. 傳送護箱運送操作造成之廠界輻射劑量率,將於安全分析報告另段說明,以避免與貯存護箱造成之廠界輻射劑量率混淆,易造成誤解。如附件 6.4-20-1-A。
2. 關於本公司環評承諾值說明,可分為運送階段及正常運轉階段,如下:
 - (1) 運送階段:依據 99 年 4 月環保署同意備查之「核能二廠用過核燃料中期貯存計畫環境影響差異分析報告定稿本」(以下簡稱為環境差異報告)中 3.11.1.2 節護箱經廠內運送至貯存場址之輻射影響 3-52 頁中,說明「經以 SKYSHINE III 程式計算其對民眾輻射劑量影響,如表 3.11.1.2-2 所示,其結果遠低於法規劑量限值,對民眾輻射劑量影響甚為微小。」;復於 3.11.2 貯存設施之輻射影響 3-59 頁中說明:「在中期貯存設施操作運轉階段,核能二廠所有設施(含未來加上本貯存設施)對廠界的個人年有效劑量,遠低於 0.5 毫西弗,符合原能會相關

輻射劑量限值規定。」

- (2) 正常運轉階段：依據本公司 85 年 9 月環保署所同意備查之「核能二廠用過核燃料中期貯存計畫環境影響說明書定稿本」（以下簡稱為環境影響說明書）7-91 頁中，說明：「用過核燃料中期貯存設施對場界外民眾之劑量限值依原能會台物處一字第 820062 號函之規定，不可超過每年每人 0.05 毫西弗之限值。」；環境差異報告 3.11.2 貯存設施之輻射影響 3-57 及 3-58 頁中提及混凝土護箱均可低於環評所承諾之每年 0.05 毫西弗。

綜上所述，傳送護箱於核二廠廠內運送階段，核能二廠所有設施對廠界的個人年有效劑量，將符合原能會相關輻射劑量限值規定，低於 0.5 毫西弗；而本公司環評承諾用過核子燃料中期貯存設施於正常運轉期間對場界外民眾之劑量限值不超過每年每人 0.05 毫西弗。

3. 核二乾貯設施對廠界輻射劑量率之評估，是經各項保守考量之屏蔽分析計算後所得結評估果，實際核二乾貯設施運轉時造成之廠界輻射劑量率將小於該評估值。安全分析報告本段目的在於說明以現今之核二廠例行運轉，即使加上保守考量下核二乾貯設施對廠界劑量率之貢獻，亦不會超過 0.5 mSv 之設計限值，並非實際乾貯設施將佔 92 %核二廠總廠界輻射劑量率。未來如有新設施之設置，就既有設施之廠界輻射劑量估算亦將比照此原則評估。

第 2 次審查意見

1. 同意傳送護箱運送操作所造成的場界劑量率依照核二廠所核准的廠界劑量率每年 0.5 毫西弗管制。核二乾貯場正式運轉完成所有的貯存護箱之貯存所造成造成之場界輻射劑量率，則依核二乾貯之環評承諾值每年 0.05 毫西弗加以管制。
2. 同上。
3. “未來如有新設施之設置，就既有設施之廠界輻射劑量估算亦將比照此原則評估。”，既有設施之廠界輻射劑量估算都將採用實測值，請問是否考慮選用偵檢器對天然低劑量的靈敏度限制？

第 2 次審查意見答復說明

3. 目前本公司各核能設施之環境輻射監測作業所使用之監測儀器及分析下限均符合原子能委員會「環境輻射監測規範」規定之可接受最小可測量。

第 3 次審查意見

請說明本案規畫使用之監測儀器對中子與加馬射線劑量率的監測低限為何?

第 3 次審查意見答復說明

本案規畫使用之監測儀器主要為高壓游離腔輻射偵測器，其加馬射線劑量率的監測低限約為 $0.01 \mu\text{Sv/h}$ 。另本公司將參考針對委員於 07-06 審查意見回復，持續追蹤並了解高靈敏度 He-3 環境級中子偵檢系統國際發展與使用情形，目前原型硬體設備量測結果以 cpm，未來如果與輻射劑量 ($\mu\text{Sv/h}$) 評估轉換係數已經驗證、且其校正、量測程序均能追溯至國家標準，將配合規劃採購使用，再提報出相關資料。

第 4 次審查意見

同意答復

編號	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
6.4-21-190	輻射屏蔽	A04	6.4		結案

第 1 次審查意見

1. 燃料條件組合 1 之 U-235 平均初始鈾濃縮度 3.15wt%，可較規格條件之 3.25wt% 獲得更保守的射源項進行屏蔽計算。但是表 6.4.4-4、表 6.4.4-5、表 6.4.4-6 中 2.84wt% 的通量較 3.15wt% 數值為高，以何射源項評估？(p.6.4.4-2)
2. 光子劑量轉換係數是用那一版本？(p.6.4.5-19)
3. 根據 P.6.5.1-2 密封鋼筒氬氣洩漏標準為 $2 \times 10^{-7} \text{cm}^3/\text{s}$ ，混凝土護箱出口表面劑量的評估僅針對直接輻射部份，是否有針對鋼筒表面污染及氣體洩漏所造成的劑量進行評估？
4. 核能二廠運轉造成場外民眾的最大劑量值為 $3.85 \times 10^{-3} \text{mSv/y}$ ，參考文獻 35 為 91~95 年之報告，請參考最近 5 年報告。(p.6.4.7-3)
5. 核能二廠乾貯設施僅鄰舊基金公路，且估算之廠界有效劑量 $4.16 \times 10^{-2} \text{mSv/y}$ 已接近設計值，是否考量增加屏蔽牆以降低基金公路之劑量。(p.6.4.7-3)
6. 貯存設施對於圍籬及最近工作處之劑量率是如何評估？空氣進出口處劑

量是否有納入評估？是否採用均值化的方法來分析？(p.6.4.7-13)

7. 工作人員劑量之評估結果，請說明劑量來源包括那些項目，是否已包含其他設施所造成之劑量貢獻？工時是如何評估？(p.6.4.8-2)

第 1 次審查意見答復說明

1. 燃料條件組合 1、燃料條件組合 2 與燃料條件組合 3 之射源項，均會進行屏蔽分析，並取各燃料條件組合輻射劑量率計算結果中，最高之輻射劑量率作為屏蔽分析之最終結果，以確保安全分析報告之評估結果可保守涵蓋核二廠待運貯之用過核子燃料束。
2. 核二乾貯屏蔽分析所使用之光子劑量轉換係數與中子劑量轉換係數均取自 ANS/6.1.1-1977 號報告。
3. ISG-5 中述及，若密封邊界連接係由銲接所構成（非使用金屬 O-ring），且滿足 ANSI N 14.5-1997 之洩漏要求下，可以不計算放射性物質洩漏。另外，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。故廠界輻射劑量率僅考慮直接輻射的影響。
4. 參考文獻 35 之 91~95 為誤植，實際已參考最近五年（95~99）之報告。
5. 核二乾貯設施造成之廠界劑量率，已採保守方式進行屏蔽分析與輻射劑量率計算，其評估結果亦已低於 0.05mSv/y 之設計限值，且核二乾貯實際運轉時之廠界劑量率會較安全分析報告之評估值更低。此外，核二乾貯設施與舊基金公路間已有一土丘，屏蔽分析時並未將其地形效應造成之屏蔽納入計算，因此目前並無設置屏蔽牆之考量。
6. 貯存設施對於圍籬及最近工作處之輻射劑量率，與計算廠界輻射劑量率之方式相同，以 NAC-CASC 程式進行評估。NAC-CASC 程式的輸入資訊由 MCNP 程式計算而得，MCNP 程式進行屏蔽分析時已考慮空氣進出口之滲流效應，故兩處之輻射劑量率已將空氣進出口之影響納入考量。計算圍籬及最近工作處之輻射劑量率時，貯存設施仍以 27 組混凝土護箱之幾何模型進行計算。
7. 工作人員之劑量評估之輻射劑量來源為用過核子燃料。而對於協同工作之人員，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）之劑量率，採用保守的 0.01 mSv/h；於貯存場之混凝土護箱作業期間，則採用 0.005 mSv/h，另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劑量率 0.05 mSv/h 評估。而各階段工作人員之工作時間，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。

第 2 次審查意見

1. 同意答復。
2. 國內法規已全面採用 ICRP 60 系列建議，使用之 ANS/6.1.1-1977 光子劑量轉換係數與中子劑量轉換係數，與 ICRP 74 之差異有多少？
3. 同意答復。
4. 同意答復。
5. 核二乾貯設施與舊基金公路間已有一土丘，屏蔽分析時並未將其地形效應造成之屏蔽納入計算，屏蔽分析過程中是否有考慮向天輻射(sky shine)造成的影響？如有分析，請說明分析結果。如果沒有分析請說明原因。
6. 以 27 組混凝土護箱之幾何模型進行計算，是將分別計算 27 組混凝土護箱或是將 27 組視為一均值的射源？
7. 同意答復

第 2 次審查意見答復說明

2. 使用 ANS/6.1.1-1977 劑量轉換係數與 ICRP 74 號報告劑量轉換係數之差異，如下圖所示：

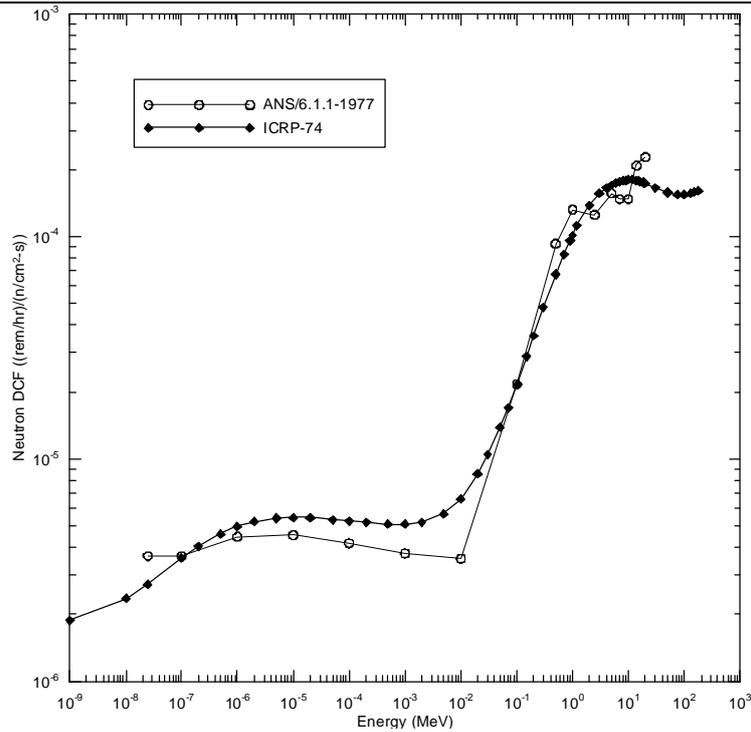


圖 1 中子劑量轉換係數比較

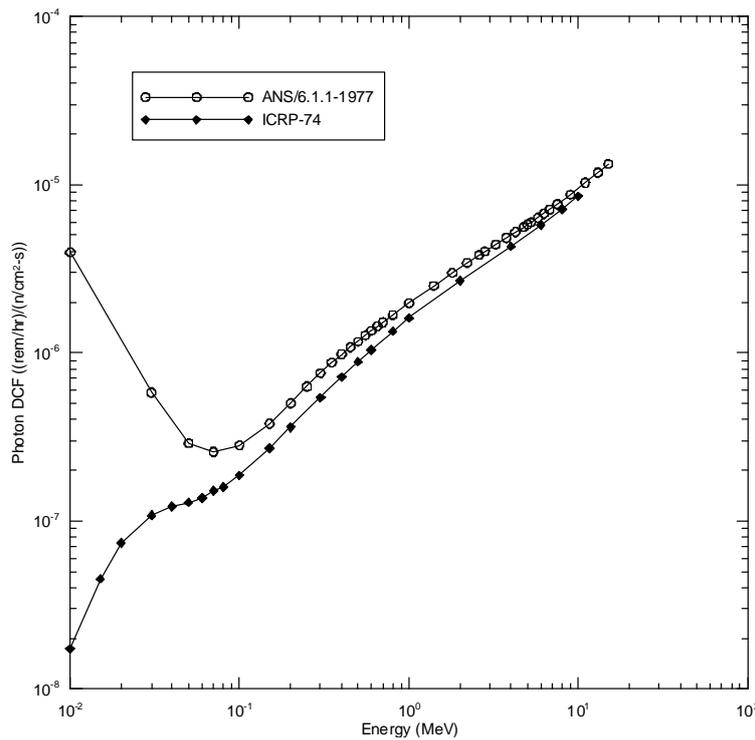


圖 2 光子劑量轉換係數比較

由圖中可知，ANS/6.1.1-1977 與 ICRP 74 號報告之中子劑量轉換係數互有高低，而 ANS/6.1.1-1977 之光子劑量轉換係數於全能量範圍均大於 ICRP 74 號報告(除低能量外，ANS/6.1.1-1977 之光子劑量轉換係數約大 ICRP 74 號報告 1.2~1.7 倍，隨能量不同而變化)。由於核二乾貯所評估之護箱表面劑量率與廠界劑量率均以光子之貢獻為主，因此使用 ANS/6.1.1-1977

之劑量轉換係數可獲得保守之計算結果。

5. 核二乾貯以 NAC-CASC 程式進行廠界輻射劑量率之計算，NAC-CASC 程式如同 SKYSHINE III 程式，在計算過程中已考慮向天輻射，其計算結果如 6.4.7.1 節所述。NAC-CASC 程式於計算過程中不將土丘納入計算模型，亦即不考慮其對廠界之屏蔽效應。如此可獲得較保守之廠界輻射劑量率評估結果。
6. NAC-CASC 程式計算時，是以模擬 27 組混凝土護箱之配置進行計算，每一護箱均為射源，並非將 27 組混凝土護箱視為一均勻射源。

第 3 次審查意見

2. 同意答復。
5. 同意答復。
6. 同意答復。

編號	6.4-22-191	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		輻射屏蔽	S24/F02/S21	6.4.5	6.4.5-2	結案

第 1 次審查意見

1. 傳送護箱中子屏蔽材料為 5.7cm 的 NS-4-FR，意外事故之輻射劑量評估請考量中子屏蔽材料失效或受損(如傳送護箱傾倒或火災) 的輻射劑量率。另混凝土護箱密封鋼筒內有裝設中子吸收劑，意外事故劑量評估時亦請考量中子吸收材料失效或受損的輻射劑量率。
2. 意外事故應變之輻射劑量率評估，僅考慮傳送護箱發生傾倒，請增加混凝土貯存護箱傾倒部份。
3. 請提供密封鋼筒側面、底部及頂部表面及 1m 處之中子、 γ 及總合劑量率，以做為緊急應變輻射防護人員劑量計算之用。

第 1 次審查意見答復說明

1. 傳送護箱於多軸版車的穩定性分析顯示並不會有傾倒事故發生(請參閱第六章第六、(三).11 節-傳送護箱傾倒(page 6.6.3-22))，且火災分析結果也顯示傳送護箱表面溫度上升有限(火災事故評估請參閱第八章第二、(三)節 Page 8.2-12)，評估結果顯示，均不會影響中子屏蔽功能。另外，TSC 提籃上的中子吸收板，其目的在所有正常狀況、異常事件與意外事

故下，均維持次臨界狀態，但在屏蔽計算時已保守地忽略其功能。因此即使在發生意外事故情況下，其對於相關輻射劑量計算結果並不受到影響。

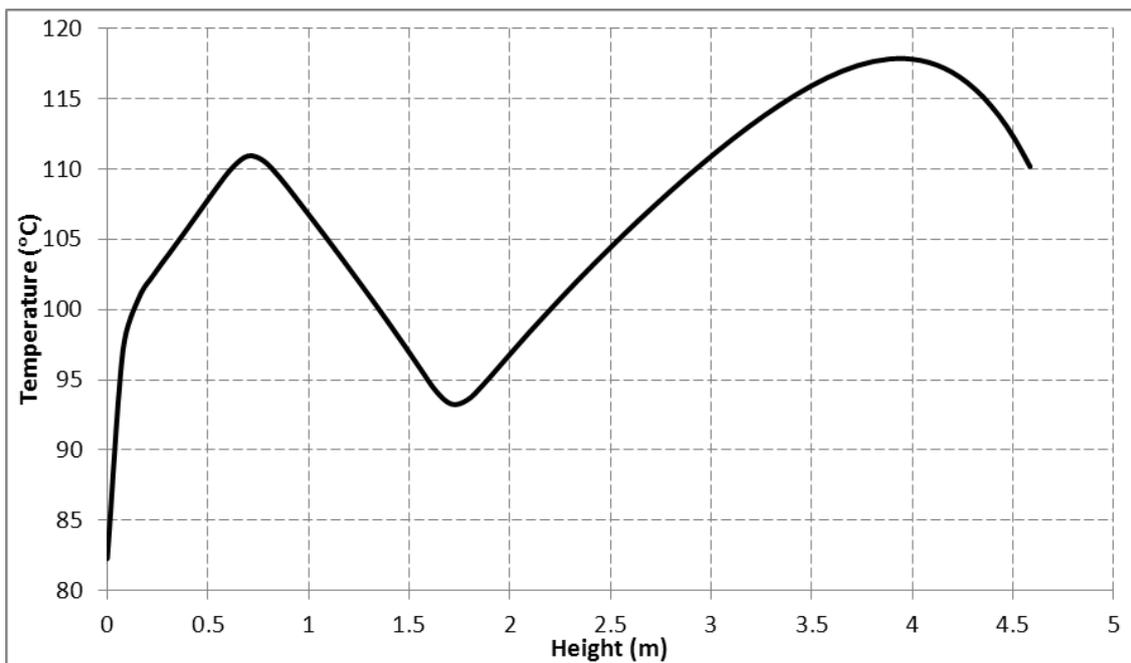
2. 經力學分析，混凝土護箱無論在地震、颱風或是洪水等設計基礎意外事件的情況下皆不會傾倒。混凝土護箱傾倒為非屬力學原理之假設性意外事件，安全分析報告中分析混凝土護箱傾倒，其目的是為了強化結構的保守度(請參閱第六章第六、(三).10 節-混凝土護箱傾倒(page 6.6.3-19))，而有關混凝土護箱傾倒時之輻射劑量評估，請參閱編號第 6.6-35 項第 1 次審查意見答復說明。
3. 密封鋼筒(TSC)在裝填燃料之後，無論在正常、異常或意外條件下，並不允許密封鋼筒(TSC)直接曝露在外，因此在任何運貯或意外處理過程中，一定儲放在傳送護箱(TFR)內或混凝土護箱(VCC)內，因此即使發生意外事故時，輻射防護人員對於相關工作人員所接受輻射劑量應以傳送護箱或混凝土護箱之輻射劑量為評估基準。而傳送護箱或混凝土護箱之輻射劑量率計算結果詳列於第六章第四、(七)節中。

第 2 次審查意見

1. 第八章第二、(三)節(Page 8.2-12)的火災分析結果，並無傳送護箱(及密封鋼筒)之中子屏蔽材料溫度上升的定量結果。請明確說明中子屏蔽材料於火災意外事件各情節之上升溫度範圍為何？及如何得到不影響中子屏蔽功能的結論。(若能提供 NS-4-FR 之吸收截面與溫度的關係圖，將有助於解釋。)請說明傳送護箱及密封鋼筒中子吸收屏蔽材料之溫度限值，並與各項可能造成溫度上升意外事故之溫度上限表列比較。
- 2.,3. 混凝土護箱傾倒，護箱底部劑量率應該比較接近傳送護箱底部劑量率，以進氣口距離 1 m 處劑量率的 100 倍估算似乎較無根據。混凝土護箱傾倒時之輻射劑量評估請確實答復說明。

第 2 次審查意見答復說明

1. 軸板車為一無動力板車，操作時需要額外的動力車聯結至油壓板車模組，動力車油箱距離傳送護箱表面至少 8,182 mm 以上。考量內含 50 加侖油料之油箱洩漏引發火災，保守假設火源位於距離護箱表面 2 m 處，燃燒時間為 210 秒，最大熱通量為 29.3 kW/m^2 。傳送護箱的火災熱傳分析以三維對稱有限元模型進行，輸入熱源分佈為保守假設自傳送護箱底部往上 1 m 處皆保持最大熱通量 29.3 kW/m^2 ，接著往上逐漸遞減至 2 m 處為零。熱通量共施加 210 秒，隨後將其移除並維持 30 分鐘的熱暫態分析。分析結果顯示，傳送護箱殼體溫度僅上升約為 $51 \text{ }^\circ\text{C}$ ，NS-4-FR 溫度上升為 $40 \text{ }^\circ\text{C}$ 。考量護箱在傳送階段的穩態分析（保守以傳送護箱 inner shell 內表面的溫度為 NS-4-FR 的溫度），加上火災分析的升溫，NS-4-FR 最高溫度為 $118 \text{ }^\circ\text{C}$ （如下圖），仍小於 NS-4-FR 的溫度限值 $148.8 \text{ }^\circ\text{C}$ 。因此，NS-4-FR 並無失效之顧慮。



2. 假設混凝土護箱傾倒。若使用造成最大表面輻射劑量率之燃料條件組合 2 射源項，經 MCNP 程式屏蔽分析的結果顯示：護箱底部表面之最大輻射劑量率約為 $5.546 \times 10^4 \text{ } \mu\text{Sv/h}$ ，距離護箱底部表面 1 m、2 m、4 m 處之最大劑量率則分別為 $1.541 \times 10^4 \text{ } \mu\text{Sv/h}$ 、 $8.52 \times 10^3 \text{ } \mu\text{Sv/h}$ 、 $5.05 \times 10^3 \text{ } \mu\text{Sv/h}$ 。混凝土護箱傾倒意外工作人員所受到的輻射劑量，將於六、六節詳述，如附件 6.4-22-2-B。

第 3 次審查意見

1.同意答復。

2.3.同意答復。

2.混凝土護箱傾倒意外工作人員所受到的輻射劑量，將於六、六節詳述，如附件 6.4-22-2-B。有關混凝土護箱傾倒意外事作處理之工作人員，其所受到的輻射劑量並未出現在附件 6.4-22-2-B，請補充修正。

第 3 次審查意見答復說明

2. 6.4-22-2-B 為文字誤植，實際應為 6.6-34-1-C。已依審查意見補充修正。

第 4 次審查意見答復說明

同意答復

編號	6.4-23-192	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		輻射屏蔽	S22	6.4.7	6.4.7-10	結案
第 3 次審查意見(新增)						
1.安全分析報告圖 6.4.7-3 好像有點問題，從圖上可看出混凝土護箱頂部表面劑量尖峰位置距中心點約 150 cm，這個數字與護箱 Air gap 位置(~100 cm)有明顯偏差，護箱頂部表面劑量最大值應該對應 Air gap 位置，請再檢查或說明。						
2.第 5 章編號 05-15，請台電公司再確認混凝土護箱預部輻射劑量之量測位置。						
第 3 次審查意見答復說明						
1. 圖 6.4.7-3 為誤植，感謝審查委員細心指正。圖 6.4.7-3 將於下一版次安全分析報告中修訂。如附件 6.4-23-1-C。						
2. 依審查意見，第 5 章編號 05-15 之審查意見答復說明已經重新修訂混凝土護箱頂部輻射劑量率之量測位置，如附件 6.4-23-2-C(同附件 05-15-C)。						
第 4 次審查意見						
同意答復。						