

出國報告（出國類別：研習）

赴比利時參加「放射性廢棄物集中式貯存」研習

服務機關：台灣電力公司

姓名職稱：黃秉修組長

洪國鈞課長

王定宇專員

派赴國家：比利時

出國期間：106年09月06日～106年09月28日

報告日期：106年10月25日

行政院及所屬各機關出國報告提要

出國報告名稱：赴比利時參加「放射性廢棄物集中式貯存」研習

頁數 160 含附件：是否

出國計畫主辦機關/聯絡人/電話

台灣電力公司/陳德隆 /23667685

出國人員姓名/服務機關/單位/職稱/電話

黃秉修/台灣電力公司/核能後端營運處/核能工程監/02-23657210 ext: 2323

洪國鈞/台灣電力公司/核能後端營運處/核能工程監/02-23657210 ext: 2323

王定宇/台灣電力公司/核能後端營運處/一般行政管理專員/02-23657210 ext:2262

出國類別：1 考察2 進修3 研究4 實習5 其他

出國期間：2017/09/06-2017/09/28 出國地區：比利時

報告日期：2017/10/16

分類號/目

關鍵詞：放射性廢棄物集中式貯存

內容摘要：(二百至三百字)

為確保本公司目前辦理中之「規劃及辦理「放射性廢棄物集中式貯存設施應變計畫」正確執行，特別委請比利時 Tractebel 工程顧問公司辦理「放射性廢棄物集中式貯存設施興建計畫」研習計畫，就放射性廢棄物中期貯存設施相關之主題進行研習訓練，藉由課堂講授、現場觀摩、討論與經驗交流，汲取比利時在放射性廢棄物集中式貯存設施之技術與經驗，並就其從設計、安全分析、申照、興建乃至營運過程間所需之技術、考慮事項、經驗回饋、經歷之困難進行探討。此行成果豐碩，將有助於強化本公司相關工作之設計、規劃與推動。

本文電子檔已傳至出國報告資訊網 (<http://report.nat.gov.tw/reportwork>)

壹、 目的	1
貳、 過程	2
參、 課程紀要	6
一、 Tractbel 公司介紹.....	6
二、 比利時中期用過核子燃料貯存.....	7
三、 用過核子燃料金屬護箱的操作.....	13
四、 用過核子燃料金屬護箱之設計與製造概念.....	36
五、 中間用過核子燃料貯存建築物設計.....	49
六、 兩用金屬護箱執照需求.....	59
七、 用過燃料貯存設施熱負載設計.....	74
八、 低階放射性廢棄物貯存.....	80
九、 低階放射性廢棄物貯存規範.....	103
十、 高階放射性廢棄物用過核燃料貯存規範.....	110
十一、 放射性廢棄物貯存安全法規.....	116
十二、 放射性廢棄物貯存設計需求.....	121
肆、 參訪紀要	137
伍、 心得及建議	156

壹、目的

考量本處刻正規劃及辦理「放射性廢棄物集中式貯存設施興建計畫」，故前往比利時參加委請 Tractebel 公司所辦理之研習計畫，就放射性廢棄物中期貯存設施相關之主題進行研習訓練，受訓人員藉由課堂講授、現場觀摩、討論與經驗交流，汲取比利時在放射性廢棄物集中式貯存設施之技術與經驗，有助於強化本公司相關工作之設計、規劃與推動。

藉由本次訓練研習，汲取比利時目前營運用過核子燃料及低階放射性廢棄物集中式貯存設施之經驗，並就其從設計、安全分析、申照、興建乃至營運過程間所需之技術、考慮事項、經驗回饋、經歷之困難進行探討及說明，並進一步探討本處目前辦理之必要技術考量，以作為辦理「集中式貯存設施興建計畫」之借鏡。

為配合放射性廢棄物營運中長期規劃，無論是用過核子燃料、核電廠運轉及除役產生之廢棄物之中期貯存，都必須規劃興建電廠貯存設施或集中式貯存設施，藉由本次出國進行研習與經驗交流之課程如下：

- 一、 歐洲放射性廢棄物管理法規與比利時放射性廢棄物管理概貌；
- 二、 比利時 Doel 核電廠中期用過燃料貯存設施 (ISFS)之操作執行及經驗回饋；
- 三、 用過核子燃料金屬護箱設計、製造、許可申請；
- 四、 用過核子燃料金屬護箱乾式貯存建築結構；
- 五、 比利時 Doel 核電廠用過核子燃料及低階放射性廢棄物貯存設施設計、興建、操作執行及經驗回饋；
- 六、 比利時 Belgoprocess 放射性廢棄物集中式貯存設施觀摩；
- 七、 比利時放射性廢棄物貯存設施最新概念設計；
- 八、 低放射性廢棄物貯存設施建築運轉經驗回饋；
- 九、 放射性廢棄物集中式貯存設施特殊安全要求；
- 十、 放射性廢棄物集中式貯存設施主要限制；
- 十一、 放射性廢棄物集中式貯存設施輻射防護要求與通風要求。
- 十二、 放射性廢棄物集中式貯存設施防火要求

貳、過程

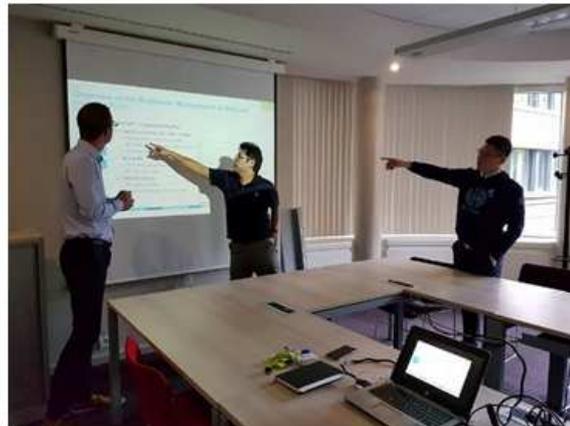
自 106 年 09 月 06 日出發，迄 09 月 28 日返國（共計 23 天），停留比利時布魯塞爾參加「放射性廢棄物集中式貯存」研習。詳細課程表如下：

日期	地點與行程	課程內容
09 月 06 日（三）	台北到德國法蘭克福	轉機
09 月 07 日（四）	德國法蘭克福到比利時布魯塞爾	抵達目的地
09 月 08 日（五）	比利時布魯塞爾	Overview of the Spent Fuel Management in Belgium
09 月 09 日（六）	比利時布魯塞爾	例假日 資料整理
09 月 10 日（日）	比利時布魯塞爾	例假日 資料整理
09 月 11 日（一）	比利時布魯塞爾	課程:Operations performed at the Doel ISFS and Return of Experience/ Spent fuel cask design and manufacturing (TN 24 cask family)
09 月 12 日（二）	比利時布魯塞爾	課程:Spent fuel cask design and manufacturing(TN 24 cask family)
09 月 13 日（三）	比利時布魯塞爾	課程:Spent fuel cask design and manufacturing(TN 24 cask family)
09 月 14 日（四）	比利時布魯塞爾	課程:Operational experience in low level waste interim storage/ Low level waste storage building design
09 月 15 日（五）	比利時布魯塞爾	課程:Interim storage of dry spent fuel casks building design
09 月 16 日（六）	比利時布魯塞爾	整理資料
09 月 17 日（日）	比利時布魯塞爾	整理資料
09 月 18 日（一）	比利時布魯塞爾	課程:Visit of the Interim Spent Fuel Storage at Doel
09 月 19 日（二）	比利時布魯塞爾	課程:Experience return of the Interim Spent Fuel Storage at Doel
09 月 20 日（三）	比利時布魯塞爾	課程:Overview of the Radwaste Management in Belgium/ Low level waste storage building design
09 月 21 日（四）	比利時布魯塞爾	課程:Requirements for safety demonstration of a new interim storage facility/ Specific major constraints for an interim storage facility

09 月 22 日 (五)	比利時布魯塞爾	課程:Specific major constraints for an interim storage facility/ Radiation protection requirements related to an interim storage facility
09 月 23 日 (六)	比利時布魯塞爾	整理資料
09 月 24 日 (日)	比利時布魯塞爾	整理資料
09 月 25 日 (一)	比利時布魯塞爾	課程:Ventilation requirements related to an interim storage facility/ Fire safety requirements relayed to an interim storage facility
09 月 26 日 (二)	比利時布魯塞爾	課程:Visit of the Interim Storage Facility at Belgoprocess
09 月 27 日 (三)	比利時布魯塞爾到 荷蘭阿姆斯特丹	返程轉機
09 月 28 日 (四)	荷蘭阿姆斯特丹到 台北	返程

一、會議紀錄照片：

(一) 研習課程



(二) 技術參訪



參、課程紀要

一、Tractbel 公司介紹

Tractbel 為比利時最大之工程顧問公司，成立於 1862 年，初期致力於發展燃氣、鐵路、電車及電廠等比利時之基礎建設。1986 年，Tractbel 之分支 Tractbel 工程顧問分公司成立。2008 年 Tractbel 被法國電力公司 Engie 併購，Tractbel 即專注於其工程顧問之專業。至 2016 年，Tractbel 在全球擁有 4,400 名員工，除比利時總公司外，Tractbel 尚在巴西、捷克、法國、義大利及波蘭等國設有分公司。

Tractbel 提供包含電力、水力等基礎建設全方位的工程顧問服務，以獨特之矩陣式管理制度運作。以核能部門之產品線為例，Tractbel 提供包含新建案、新技術研發、電廠運轉支援及放射性廢棄物處理、除汙與除役等 4 項專案服務，另共有包含土木工程、系統流程、安全模型、機械設備、電力供應、流程控管等 6 個團隊的專家負責支援該 4 項專案。其中值得一提之處在於放射性廢棄物處理、除汙與除役專案由於其專業性與其他專案較具差異性，該專案另有自己之產品線 (10 個子專案) 及 50 位負責支援該專案之專家團隊。

在核能發電領域方面，Tractbel 擁有 60 年的顧問經驗，服務對象高達 21 國，提供客戶包含初期之策略發展、廠址調查、執照申請，到建廠專案管理、研究計畫、安全評估，直至後期之除役、放射性廢棄物之貯存、處置等工作項目之顧問服務工作。在核能電廠除役方面，Tractbel 曾協助比利時 Doel 核電廠 1、2 號機除役計畫之研究、評估及制定。亦曾參與斯洛維尼亞、立陶宛、保加利亞等國之除役工作。在放射性廢棄物管理方面，Tractbel 正參與法國 Cigéo 最終處置計畫之規畫、比利時 CatA 低放射性廢棄物最終處置場之設計，並提供南非 The Koeberg 核能電廠之乾式貯存設施擴建之工程顧問服務工作。

二、 比利時中期用過核子燃料貯存

(一) 背景說明

比利時境內共有 2 座核能電廠，分別為 Doel 與 Tihange，總共 7 座核子反應器，屬於壓水式反應器（我國核三廠亦採用同型反應器），該國早期核能後端策略，係採用回收用過核子燃料再處理製成 MOX 燃料繼續使用，但自 1990 年代，其策略修正為先貯存，俟未來科技進展再決定直接處置或是回歸到再處理的方向。

因比利時早期後端策略為再處理用過核子燃料，表 1 為比利時各機組用過燃料池之容量。

表 1 比利時各機組用過燃料池之容量

核能電廠/機組	用過燃料池容量
Tihange 1	324 束
Tihange 2	718 束
Tihange 3	832 束
Doel 1/2*	649 束
Doel 3	671 束
Doel 4	770 束

*Doel 1/2 為 Twin Units，2 部機共用 1 座用過燃料池。

由上表可知，比利時核能電廠用過燃料池容量嚴重不足，以往用過核子燃料自爐心退出後，約在用過燃料池冷卻 2 至 5 年就會移出進行再處理。但當後端策略決定停止用過燃料再處理並改為暫時貯存後，其貯存空間嚴重不足，因此，有必要發展中間用過核子燃料貯存的貯存方法。比利時依據其電廠特性，Tihange 核能電廠採行濕式貯存與 Doel 核能電廠乾式貯存兩種方式，依循法規則採用美國 10CFR72 相關規定。

（二）用過核子燃料濕式貯存（Wet Storage）

1.介紹

濕式貯存係將用過核子燃料貯存在水池內，以水為流體，透過電力或馬達驅動冷卻水，以強制對流的方式提供冷卻，以移除用過核燃料當中，因核分裂產生的放射性物質，因為衰變所累積的衰變熱，稱為「濕式貯存」。

濕式貯存通常是針對剛退出反應爐數天至數年，用過核燃料具有較高的衰變熱，須採用水池冷卻，且需耗用電力以確保冷卻水循環。由於此種冷卻方式須配備幫浦、熱交換器，且為淨化池水，須配備淨化系統，故平時需常備人員進行運轉、維護，日常成本較乾式貯存為高；然相對乾式貯存的好處則是用過核子燃料未來的移動、修理、檢查、運送或是核子保防稽查都較為簡易，另燃料護套因水冷卻可長期保持在表面溫度在攝氏 90 度以下，亦可維持燃料護套長期的可靠度；但冒有水池失水之嚴重事故風險。

2.比利時應用的情況

Tihange 電廠因興建之初，考慮用過燃料再處理，不考慮長期貯存用過核子燃料，故燃料池空間設計容量很小，這導致該電廠燃料無法得到適當的時間進行冷卻，因燃料內部之衰變熱仍高，無法立即採用乾式貯存，若立即裝入乾式貯存箱內，其燃料護套表面溫度將可能超過攝氏 400 度以上，而使得燃料護套因內容沉積氫的方向改變導致晶間應力腐蝕 IGSCC 速度加快而裂化，使燃料護套破損而無法於未來順利將燃料再取出。為使燃料得以充分冷卻後在置入乾式貯存箱，但又必須解決用過燃料池空間不足的問題，Tihange 電廠遂興建一座第一期濕式貯存設施（DE building，共有 8 座容納池，可容納 3,720 束用過核子燃料）作為未來乾式貯存的過渡設施，當用過核子燃料退出爐心後，在用過燃料池貯存 2 至 5 年後，裝入法國 Areva 生產之 TN-17 傳送護箱（可裝載 12 束 PWR 用過核子燃料）後，移至濕式貯存設施貯放，但因該設施無法容納該電廠 40 年運轉所產生的用過核子燃料總量，因此濕式貯存一段時間後，將會移入未來第二期乾式貯存設施做更長期的貯存。

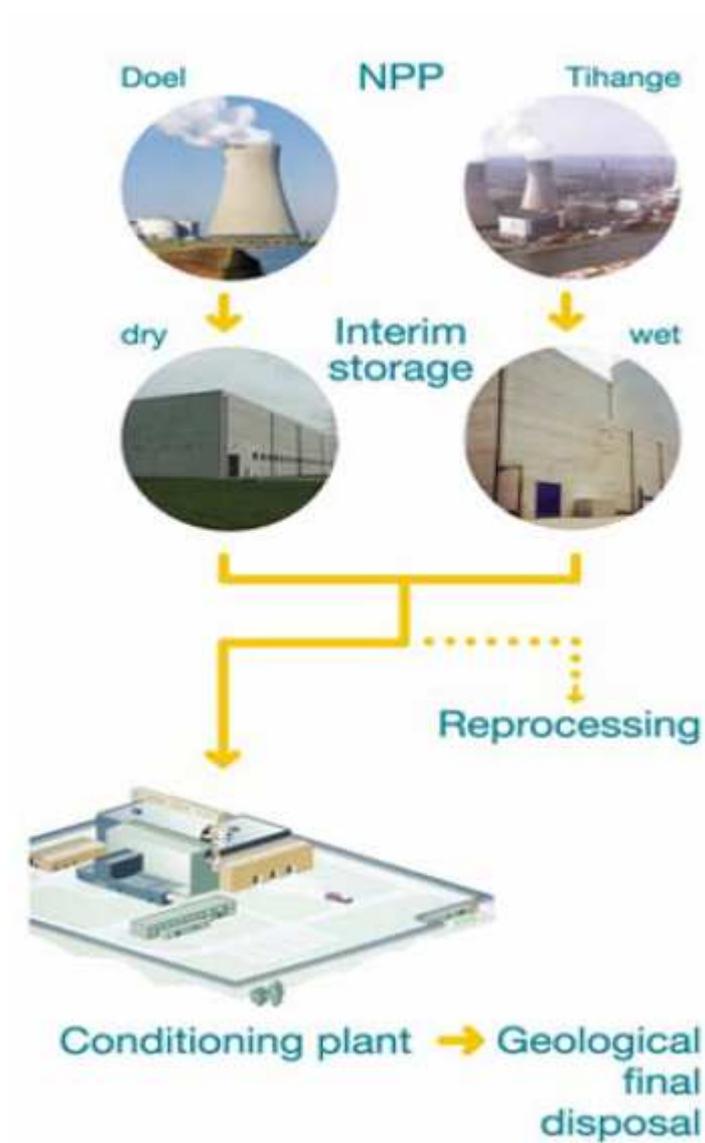


圖 1 比利時各核能電廠用過燃料中間貯存策略

(三) 乾式貯存 (Dry Storage)

1. 介紹

將用過燃料以特製的燃料護箱貯存，利用空氣進行自然對流冷卻的貯存方式，稱為乾式貯存。乾式貯存的散熱設計無需外部電源，常溫空氣經由護

箱底部的進氣口流入，而熱空氣則由護箱頂部的出氣口流出，即可移除金屬護箱所產生的熱量。乾式貯存設施無須配備其他動力機械設備，因此不會有機械故障導致失去冷卻機制的問題。

而乾式貯存應該在機械設計上盡可能的簡化，並豁免強制性的冷卻（須提供額外動力）或主動性的保護裝置；然而相對於濕式貯存而言，對於燃料護箱氣密完整性與衰變熱自然對流冷卻的要求較高，因此通常置入金屬護箱的燃料，需在水池內經過一段時間冷卻，以確保其燃料在護箱處於自然對流冷卻下，燃料護套表面溫度不致超過攝氏 400 度。且燃料需進行移動、修理、檢查、運送或是核子保防稽查等作業時，需有特殊燃料再取出設施（如熱室或是燃料檢查池等）協助進行相關作業，將增加燃料再取出作業的時程與複雜程度；但好處是沒有類似水池失水之嚴重事故風險。

2. 比利時應用的情況

比利時現雖暫停再處理用過核子燃料之後端策略，但未來並非完全放棄此一策略，仍有可能對用過燃料進行再處理回收再利用，因此其乾式貯存設施係採金屬護箱並安置在室內結構物中，以便於進行後續作業。

比利時乾式貯存相關規定，採美國法規 10CFR72 及 IAEA 相關要求，在貯存與意外情況下，需滿足以下要求：

- (1) 火災完整性 (需耐受攝氏 600 度 1 小時)；
- (2) 在無緩衝材料下，於 2.5 公尺垂直掉落需保持燃料護箱功能完整；
- (3) 於 9 公尺高度下，垂直或傾斜摔落需保持燃料護箱功能完整；
- (4) 於 1 公尺高度下，墜落於鋼棒之穿刺測試後，必須保持燃料護箱功能完整性；
- (5) 墜落測試後，需通過火災完整性 (攝氏 800 度半小時) 複測；燃料護箱功能完整性
- (6) 護箱表面劑量率需小於每小時 2 毫西弗。

Doel 核電廠因具有較大的燃料池空間，因此具有較充分的時間可以冷卻用過核子燃料，所以毋須再興建濕式貯存設施，而是在燃料靜置一段時間後，直接裝入金屬護箱後 (Doel 電廠共有 5 種護箱型式，每只可貯放 24 束至 37 束不等)，再移至室內乾式貯存設施 (SCG，有 2 座，分別可容納 53 個及 112 個金屬護箱) 後，執照上允許貯存 50 年；但設計上可貯存 80 年。

(三) 結論

用過核子燃料乾式貯存與濕式貯存並無優劣問題，而需視本身需求來決定，相關優缺點整理如表 2。

表 2 乾式貯存與濕式貯存優缺點比較

濕式貯存	乾式貯存
短期而言需有較高的投資資本，但可高密度貯存用過燃料，具有較高的單位投資經濟效益。	可依照退出燃料的數量與期程需求，逐步投入投資資本。
冷卻需透過馬達、泵等主動元件，需裝置備援系統應變；長期的運轉與維護成本極高。	冷卻透過空氣自然對流，被動式冷卻，長期的運轉與維護成本極低。
較好的冷卻條件，長期(100-300年)燃料完整性的預期可靠度高。	長期(100-300年)燃料完整性的預期可靠度尚不明確。
較容易對燃料進行挪移與檢查。	對燃料進行再取出與檢查需有其他設施協助（如熱室、燃料檢查池等）。
對日後貯存與處置的選擇有較大的彈性調整空間。	當相關法規修改，護箱可能需要進行更換，產生新的支出。
存在有水池失水之嚴重事故風險	沒有類似水池失水之嚴重事故風險

三、用過核子燃料金屬護箱的操作

(一) 比利時 TN-24 金屬護箱接收之操作步驟

1. 將用過核子燃料金屬護箱（後稱金屬護箱）自輪車卸下，卸下前需先針對表面各部件進行目視檢查；用吊勾扣入金屬護箱吊耳，將金屬護箱自水平方向豎立至垂直方向；
2. 於燃料池週圍安裝金屬護箱工作平台；
4. 於工作平台上包裝外部部件避免受到池水汙染；並裝置臨時部件；
5. 將金屬護箱吊入用過燃料池中；
6. 將用過核子燃料吊入金屬護箱，移出前使用偵檢器確認用過燃料燃耗；
7. 進行核子保防檢查（由歐盟 Euroatom 執行）；
8. 於水池中移除金屬護箱上之頂蓋螺牙保護蓋，並進行表面清潔；
9. 於工作平台上裝置頂蓋封環（兩重封環，有內環與外環），並將頂蓋移入池中；
10. 將頂蓋對準金屬護箱螺牙後，將頂蓋安置於金屬護箱上，透過臨時部件暫時鎖緊；
11. 金屬護箱移出燃料池，並進行表面除汙；
12. 裝置頂蓋螺栓，並依序鎖緊螺栓，拆除臨時部件；
13. 由於金屬護箱盛滿池水，先抽出 80 公升池水，進行洩漏率的預測試（於內外環間預留之洩漏率測試孔安裝壓力錶，如壓力有改變，即可能代表密封不完整）；
14. 如通過預測試，則移除所有臨時設備，並準備抽乾護箱內池水；
15. 抽真空，間接抽出護箱內的水，需控制抽真空之壓力，避免壓力變化對水產生相變化(結冰)，因護箱內壓力降低，水的沸點也降低，所以乾燥速度快，按經驗整個抽乾作業需時 1 天左右；
16. 灌入氦氣並進行洩漏測試；
17. 於頂蓋上安置核子保防封鉛；
18. 裝置限流孔（限制空氣流率裝置）及測試孔蓋；
19. 安裝壓力監視儀器；
20. 將金屬護箱移至室內貯存設施，並安裝氦氣瓶隨時補充氦並同步監測

護箱氣密性。

(二) 結論

由於金屬護箱之操作步驟與使用的護箱特性有關，不同形式之金屬護箱其操作步驟也有所不同（比利時採用法國 Areva 生產之 TN-24 系列金屬護箱），其相關經驗與步驟未必能全數套用於其他公司之護箱，但仍有部分經驗可供參考：

1. 移入燃料之燃耗需小於 45,000MWD/MT，燃耗如果超過 45,000MWD/MT，則需更長的水池冷卻時間，否則會導致燃料護套表面溫度超過攝氏 400 度，使燃料護套材質發生劣化或表面輻射劑量偏高，使輻射分裂產物外釋（此燃耗規範與我國、與德國皆不同）；
2. 抽出金屬護箱內池水，需控制真空度，避免壓力變化對水產生相變化，因護箱內壓力降低，水的沸點也降低，可能會因上述相變化造成抽水管路結冰，導致誤以為已經抽真空完成，實則護箱內仍有結冰水，並導致燃料護套未來腐蝕損壞；
3. 比利時針對金屬護箱內氬氣壓力變化，係透過連接金屬護箱內與護箱外氬氣瓶（固定於牆面上）管路上安裝壓力錶，即時監控壓力變化，但是如果連結管斷裂，可能會導致護箱內氬氣散逸，此概念與德國僅採用壓力開關監測金屬護箱雙蓋間壓力變化的概念明顯不同。

四、用過核子燃料金屬護箱之設計與製造概念

(一) 前言

比利時的乾貯需求係基於下列幾項考慮而決定需求：

1. 視乾貯為暫時性的處理方式，需保留彈性俾進行後續處理的可能；
2. 比利時管制單位要求金屬護箱需能耐受 F-16 戰機的直接衝擊。

據上述需求，於一開始該國有兩項選擇：

- A. 混凝土模組搭配運輸系統；
- B. 可貯存也可運輸之兩用（dual purpose）金屬護箱。

表 3 為混凝土模組與金屬護箱之優缺點比較。

表 3 混凝土模組與金屬護箱之優缺點比較

混凝土模組	兩用金屬護箱
較具經濟效益。	費用較高。
設計與操作較複雜，對人員輻射劑量較高。	設計簡單，操作簡易省時，可有效屏蔽輻射，對人員輻射劑量較低。
對飛行器碰撞的防禦能力較難評估。	能有效防禦飛行器撞擊。
熱傳導能力有限。	具有較高的熱傳導能力。
不可直接運輸，需放入運輸護箱運輸	雙用型，可直接運輸
可利用外套符合法規要求之運輸護箱運輸，具有彈性。	運輸相關法規如有變更，可能有需要更換護箱的風險。
貯存設施所需土地面積較大	貯存設施所需土地面積較大

(二) 設計依據

比利時乾式貯存設計依循 2 項法規：

1. 運輸依循國際原子能總署 SSR-6 「Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material」；
2. 貯存依循美國聯邦法規 10CFR Part 72 「Licensing requirements for the independent storage of spent fuel, high-level radioactive waste, and reactor related greater than class C waste」。

由於 2 項法規的差異性與獨立性極大，若護箱係根據單一法規進行設計，可以單獨滿足運輸或貯存上的要求，然而，若是要同時滿足運輸與貯存兩種目的，特別是運輸法規（IAEA SSR-6），經常需配合飛行器、船舶等運輸器具相關法規變更而隨之變更，而導致兩用金屬護箱產生與法規不符的現象。

依據上述 2 項法規，金屬護箱為了維護公眾健康，其設計上必須滿足以下條件：

1. 用過核子燃料在任何情況下均無法發生自持性連鎖反應；
 - (1) 誤裝填未照射過燃料，無法臨界；
 - (2) 純水充滿護箱內，無法臨界；
 - (3) 中子有效增殖因數需小於 0.95。
2. 金屬護箱周圍的輻射劑量率必須符合法規要求；
 - (1) 表面輻射劑量率小於 2mSv/h；
 - (2) 2 公尺處輻射劑量率 0.1mSv/h；
 - (3) 意外情況下，表面輻射劑量率小於 10mSv/h。
3. 放射性物質外釋的風險必須受到限制；
 - (1) 運輸（假設為裝載燃料情況下運輸頻率每年小於 1 次）
 - A. 正常情況下，放射性物質外釋每小時須低於 IAEA SSR-6 各核種 A2 活度限值之百萬分之一；
 - B. 意外情況下，放射性物質外釋每週須低於 IAEA SSR-6 各核種 A2 活度限值。
 - (2) 貯存（假設為裝載燃料情況下貯存 10 年）
 - A. 正常情況下不能有洩漏；
 - B. 意外狀況下，洩漏率不可高於 $1.0E-3 \text{ Pa}\cdot\text{m}^3/\text{s}$ 。
4. 需有充分的能力抵禦災害與意外；
 - (1) 於 9 公尺高度下，垂直或傾斜摔落需保持護箱功能完整；
 - (2) 於 1 公尺高度下，墜落於鋼棒之穿刺測試後，必須保持護箱功能完整。
 - (3) 有能力防禦天災，如地震、洪災、雪災、風災與霜災等；
 - (4) 有能力防禦工業爆炸物與飛行器撞擊；
 - (5) 發生吊運意外仍可保持護箱的功能完整性。

5. 需有充分的熱防護與移除能力。

(1) 運輸

- A. 墜落測試後，需通過火災完整性（攝氏 800 度半小時）複測；
- B. 熱移除能力需使燃料棒表面最高溫度不能超過攝氏 500 度；
- C. 在設計溫度下，中子吸收材料與氬氣密封需維持功能。

(2) 貯存

- A. 有能力通過飛行器撞擊後產生的火災；
- B. 熱移除能力需使燃料棒溫度維持在 300 至 340 度間；
- C. 在設計溫度下，中子吸收材料與氬氣密封需維持功能。

(三) 比利時金屬護箱介紹

Tractebel 公司曾考慮過計有法國 Areva 公司之 TN 系列金屬護箱、德國 GNS 公司之 CASTOR 系列金屬護箱、美國 Holtec 公司 HI-STAR 系列金屬護箱與日本三菱公司之 MSF 系列金屬護箱。後因價格因素，現今均採用 Areva 公司之 TN 24 系列之金屬護箱，未來則不排除使用德國 GNS 公司之 CASTOR 系列金屬護箱。表 4 所列為目前比利時所使用各型 TN 24 金屬護箱相關參數：

表 4 各型 TN 24 金屬護箱參數

金屬護箱型式	TN 24D	TN 24XL	TN 24DH	TN 24XLH	TN 24SH
可置放燃料束	28	24	28	24	37
可移除熱功率	19.74 kW	23.05 kW	33.32 kW	33.0 kW	29.9 kW
高度	5.045 m	5.735 m	5.139 m	5.788 m	3.890 m
直徑	2.420 m	2.325 m	2.520 m	2.440 m	2.744 m
重量	112.5 t	112.6 t	118.0 t	116.3 t	101.3 t
金屬護箱表面最大溫度	110 °C	110 °C	127 °C	115 °C	123 °C
燃料燃耗	36 GWD/tU (8 年冷卻)	40 GWD/tU (8 年冷卻)	55 GWD/tU (7 年冷卻)	55 GWD/tU (7 年冷卻)	55 GWD/tU (5 年冷卻)

(四) TN 系列金屬護箱設計介紹

1. TN 系列金屬護箱散熱設計介紹

為使金屬護箱能快速導熱，將熱傳遞至空氣當中，因此需擴大散熱面積，同時選用高傳導率的材料，為了擴大散熱面積，在金屬護箱內有散熱鰭片的設計，並採用高傳導率材料，銅，俾以快速導熱維持金屬護箱溫度。常用結構材料傳導率列於表 5。

表 5 常用結構材料傳導率 (conductivity)

材料	傳導率 (W/m/K)
不鏽鋼	15
碳鋼	58
鉛	34
樹脂	0.8
銅	400

2. TN 系列金屬護箱屏蔽設計介紹

TN 系列護箱內填充樹脂(聚乙烯 Polyethlen)層作為中子屏蔽，組成之重量百分比列於表 6，屏蔽樹脂經中子照射後，可能會產生氣體，因此需有逸氣閥設計；另有可溶性栓塞設計，在發生火災時，將會融化後讓氣化後之樹脂蒸汽得以散逸，避免氣化後之樹脂撐破護箱外壁。另因金屬護箱內的幾何形狀緣故，箱壁的厚度有 20mm 與 30mm 兩種設計，針對易洩漏加馬射線的角度，對應箱壁選以較厚之 30mm 厚度；一般則採用 20mm 之箱壁厚度。以達成輻射屏蔽的要求，同時達成節約材料成本的目的。

表 6 TN 系列護箱內裝置樹脂層組成之重量百分比

元素	重量百分比 (%)	元素	重量百分比 (%)
氫	4.6	氧	48.6
碳	22.6	鋁	21.5
硼	0.9	鋅	1.8

3. TN 系列金屬護箱燃料格架設計介紹

TN 系列護箱內燃料格架採用金屬矩陣組成 (Metal Matrix Composite, MMC)，由鋁合金構成結構矩陣，填充碳化硼粉末構成，相較於過去直接將硼混入鋁製成含硼鋁合金的做法更為可靠 (當硼含量超過 2% 該鋁合金機械性質將難以符合設計要求)。由於硼的同位素硼 10 為良好的中子吸收材料，因此，燃料格架需採用含硼材料，以有效吸收中子，確保在任何條件下都不會發生臨界事故。

4. TN 系列金屬護箱基座設計介紹

TN 系列護箱基座由水泥構成，但依據過去的經驗，因為金屬護箱在初盛燃料期間，其表面溫度可能超過攝氏 80 度，而底部因無法散熱，護箱底部與接觸地面之溫度可能超過攝氏 110 度，在此高溫下，地面水泥基座經常性發生脫水龜裂現象，因此，針對此種現象，廠家設計了由鋼材構成的支撐座 (support chair)，將金屬護箱墊高，避免護箱底部直接接觸混凝土，造成混凝土基座龜裂。金屬護箱支撐座另有樹脂材料襯裙設計，其目的主要是輻射屏蔽，因為金屬護箱底部並無樹脂等吸收中子材料，中子可能在中子照射基座混凝土材料後，散射到四周空間，造成空間輻射劑量率上升，所以另於支撐座上覆以樹脂等中子減速或中子吸收材料，以降低因墊高金屬護箱發生地下散射造成周圍劑量率上升的情況發生，吊耳處也會外加中子屏蔽罩，上下吊耳均有類似設計。

(五) TN 系列金屬護箱製造與測試

1. 製造法規

金屬護箱的製造與加工必須符合美國機械工程師協會 (ASME) 的法規要求，並由第三方進行稽查；此外也必須符合廠家的設計規範，以及來自設計廠家與管制機關的其他要求。

2. 製造與測試要求

(1) 鍛造：

- A. 材料主要為 SA 350 Gr LF 5。
- B. 測試包含機械測試、超音波、磁性、尺寸與目視檢測。通常需要 6 個月進行全面性的檢查。

(2) 焊接：

- A. 需將部件預熱至攝氏 150 度，層間溫度限制在攝氏 250 度，並在攝氏 593 度環境熱處理 6 個半小時，消除焊接殘餘應力。
- B. 焊接後測試包含染料滲透、超音波、磁性與目視檢測。通常需要 7 個月進行全面性的檢查。

(3) 燃料格架：

- A. 每立方公分硼 10 含量需達 45.9 毫克；碳化硼析出率不可以超過 17.5%。
- B. 需進行中子衰減分析與化學分析。

(4) 護箱吊耳：

- A. 材料主要為 X4 Cr Mo 16.5.1，在攝氏 20 度下的降伏應力為 700MPa；在攝氏 20 度下的破裂應力為 900MPa；在攝氏零下 40 度的彈性能為 60 焦耳。
- B. 測試包含機械測試、染料滲透、超音波與尺寸檢測。

(5) 護箱吊耳螺栓：

- A. 材料主要為 A320 L43，在攝氏 20 度下的降伏應力為 725MPa；在攝氏 20 度下的破裂應力為 860MPa；在攝氏零下 101 度的彈性能為 27 焦耳。
- B. 測試包含機械測試、超音波、尺寸與腐蝕性檢測（鹽霧試驗）。

(6) 散熱鰭片：

- A. 散熱鰭片與金屬護箱箱體的接觸對於熱傳導影響非常大。
- B. 散熱鰭片的寬度將影響樹脂層的厚度，進而影響中子屏蔽能力。

- C. 散熱鰭片焊道需進行 100%磁性與目視檢測。
 - D. 樹脂澆灌填充因為其凝結過程為放熱反應，所以需控制時間避免產生瑕疵。
 - E. 樹脂需進行密度、聚合物與化學成份檢測。
- (7) 壓力試驗：
- A. 依據 ASME 要求，金屬護箱與其頂蓋需進行 16 bar（設計壓力為 4 bar）靜水壓測試並持壓達 4 小時。
 - B. 測試完畢後將對金屬護箱箱體與底部進行磁性檢測。
- (8) 格架安裝：
- A. 須確保隔架與護箱內的清潔，並確認格架的方向性。
 - B. 格架安裝透過假燃料裝載進行測試。
- (9) 頂蓋假安裝：
- A. 螺栓扭矩為 1500 Nm，依序分 4 次鎖緊。
 - B. 靜水壓測試後，金屬護箱內仍充滿水，藉此進行抽水性試驗，以查驗抽水管路與金屬箱體是否匹配。
- (10) 氦氣洩漏試驗：
- A. 頂蓋與金屬護箱體螺栓密封與鎖緊處的洩漏率需小於 $1.0E-7 \text{ Pa m}^3/\text{s}$ 。
 - B. 泵入氦氣以檢測樹脂層與箱體間的密封情況，接受準則為 $1.0E-5 \text{ Pa m}^3/\text{s}$ 。
- (11) 頂蓋安裝：
- A. 螺栓扭矩為 2400 Nm，依序分 3 次鎖緊。
 - B. 透過氦氣洩漏試驗確認箱體、頂蓋與樹脂層的完整性。
- (12) 吊耳負重測試：
- A. 對吊耳施予 2000 Nm 扭矩後，施與每對吊耳全重測試 4 次。
 - B. 測試完畢後進行目視與染料滲透檢測。
- (13) 介面功能測試：
- A. 防彈保護層（Ballistic cover）匹配性查驗。
 - B. 軸向與徑向吸震減查。
 - C. 樹脂保護層功能檢查。

五、中間用過核子燃料貯存建築物設計

(一) 主要設計需求

1. 介紹

由於比利時的後端現況是由原本的再處理政策變更為中期貯存，因此短期內必須保留各項處理方式的彈性，就最終處置而言，預期將在 2045 年才能提出最終解決方案，因此現階段，必須依照各電廠的特性，選擇最合適的貯存方式。就 Doel 電廠而言，因燃料池空間較為充足，用過燃料能夠獲得充分冷卻，因此可以直接進行乾式貯存，然而第 1 期乾貯空間也即將於 2023 年裝滿，因此需進行第 2 期乾貯計畫，才能滿足時程需求；然而就 Tihange 電廠而言，因燃料池空間非常有限，用過燃料並無去處，因此必須先運輸到第 1 期濕式貯存設施先進行冷卻，就目前的情況來說，濕式貯存設施預計在 2022 年池滿，因此也必須要在 2022 年前進行第 2 期乾式貯存計畫，而濕式貯存設施仍繼續進行中間燃料冷卻的功能直到 2077 年。

因此在考慮上述的現實條件後，在考量到核能機組可能延役的情況（Doel 電廠已獲延役 10 年），推算可能產生的用過燃料，並據此決定乾貯型式與建築物的需求，比利時依據其國情，並在經濟面與技術面的客觀後，決定採用兩用金屬護箱型式進行貯存，但仍需要進行下列的差異性調整：

- (1) 金屬護箱與不同燃耗用過燃料間熱移除能力與輻射屏蔽能力；
- (2) 不同用過燃料冷卻週期的差別（Doel 電廠燃料護箱內總餘熱限制為 28kW，Tihange 電廠燃料護箱內總餘熱限制則為 16kW）。

主要設計準則

- (1) 各項法規、國際規範與一般技術規範的要求；
- (2) 需調查廠址資料與廠址的特性條件對設計進行調整；
- (3) 新增的安全規範，如 911 事件與後福島事件後的新增安全規範；
- (4) 盡可能的利用電廠中現存的一般設備，盡量減少新建置設備或設施；
- (5) 將來需用的設施，先盡量使用電廠現存設施，再於適當時機興建，已減少先期投資（例如用過燃料的檢查可以先用電廠用過燃料池，待該池未來達不可用的情況，再興建熱室）。
- (6) 運作使用的系統盡量與電廠的運轉系統獨立，如消防、緊要電源等。
- (7) 文件的保存與可追溯性。

2. 建築物的設計要求

(1) 基本假設

- A. 在設計上，可考慮由金屬護箱與建築物共同達成安全需求，使金屬護箱不需要完全承擔所有的安全需求，而是透過建築物補強安全需求。
- B. 盡可能的採用被動式的防禦，例如透過良好的通風設計，對金屬護箱進行良好的散熱，而無需加裝電扇或空調等冷卻系統。

(2) 電廠業主要求

- A. 運轉設計上，以至少使用 80 年為考量，並考慮電廠內所有用過燃料最終處置的時間。
- B. 電子設備的更換需簡易執行（因電子設備的生命週期較短）。
- C. 因為建築物的興建需要進行許多的調查，而調查、興建與運轉過程，需盡可能的要降低對電廠機組的影響。
- D. 需考慮建築物基礎是否會對於現存設施產生影響。

(3) 貯存區

- A. 在任何情況下都需要滿足以下條件：
 - a. 不允許移動任一金屬護箱穿越兩金屬護箱間；
 - b. 不允許移動任一金屬護箱越過其它金屬護箱。
- B. 需有充足空間與照明滿足核子保防要求。

- C. 需盡可能的降低污染的可能性。
- D. 建物寬度限制與混凝土樑的強度相當，約 40 公尺。

(4) 舉吊區

- A. 需有能力吊舉盛裝燃料之金屬護箱與傳送護箱；
- B. 需有能力吊舉金屬護箱的相關配件；
- C. 舉吊區應與貯存區分離，以達到輻射合理抑低的目標；
- D. 需預留足夠空間以進行非預期性事件的處理，如考量運轉彈性、金屬護箱供應延遲等。

(二) 用過燃料貯存安全功能架構

對於用過燃料之基本安全功能，依據西歐核管制協會 WENRA 針對歐洲核能電廠的定義，區分為安全狀態 (safe state) 與控制狀態 (controlled state)。其中，安全狀態係指狀態結束時，無燃料熔損情況；控制狀態則是意外發生後，需盡可能的減緩意外的損害，亦即不使災害惡化的情況。

因此，基本安全功能需要確保設施需處於安全狀態，但也得思考進入控制狀態下的情況，使燃料結構或放射性物質得以維持。所以，用過燃料貯存的安全功能，依照所要求的維持狀態區分為：

1. 維持安全狀態所需之基本安全功能：
 - (1) 需維持在次臨界狀態；
 - (2) 維持良好的熱移除能力；
 - (3) 良好的放射性核種有效局限能力；
 - (4) 輻射防護能力；
 - (5) 可回復性。
2. 持控制狀態所需之基本安全功能：
 - (1) 需維持在次臨界狀態；
 - (2) 維持良好的熱移除能力；
 - (3) 好的放射性核種有效局限能力。

由於金屬護箱與建築物在安全設計上有各自的設計目標，因此金屬護箱與建築物針對上述基本安全功能設計目標有所不同，茲詳列於表 7。針對建築物，並不需要確認用過燃料可處於次臨界狀態；但對於金屬護箱透過自然對流進行的被動性熱移除過程，不能產生阻礙。建築物存在的好處，主要是提供額外的輻射屏蔽，以保護一般民眾；也可以避免氣候因素造成金屬護箱的老化或缺限；最後對於一般民眾的觀感也較佳。針對建築物的安全分析，需考慮以下假設：

1. 在正常與意外狀況下的洩漏率必須低於限制值；
2. 金屬護箱的內外部結構必須完整；
3. 金屬護箱的內外部幾合必須完整；
4. 需永遠處於次臨界條件，即使是水注入金屬護箱當中的情況。
5. 燃料完整性可不考慮。

表 7 比較金屬護箱與建築物在各基本安全功能設計目標的差異

項目	金屬護箱	建築物
需維持在次臨界狀態	需計算確認	無
維持良好的熱移除能	需具有被動性熱移除能力	可強化金屬護箱的被動性熱移除能力
良好的放射性核種有效局限能力	在正常與意外情況下，需符合洩漏率的限制	無
輻射防護能力	可確保工作人員的輻射劑量限值	可確保一般民眾的輻射安全限值
可回復性	可以提供安全吊掛與更換金屬護箱部件	在緊急情況下可以吊舉與運輸金屬護箱

(三) 設計流程

1. 熱傳設計

進行設計流程前，需要先設定設計目標，之後決定設定參數，並產生對應的限制。如設計目標為：用過燃料護套以及樹脂維持在熱限制值以下，則據此產生的設計參數包含了：建築物的開口數量（熱移除能力）；以及貯放用過燃料的數量（熱源），並據此決定外部溫度限制值（約攝氏 45 度）、熱負載限制值、包封容器的種類等。

熱限制值受限在兩個規範：平均表面溫度需在攝氏 100 度以內；表面最高熱點溫度不能超過攝氏 115 度，為了滿足以上兩個規範，金屬護箱的熱移除能力主要依賴對流與輻射兩種型式。對流的熱移除能力，取決於流體的種類與流率，但此處係考慮被動式自然對流，因此在無外力且冷卻劑為空氣的情況下，對流能移除的熱量最多為 13kW，因此當盛裝熱負載超過 13kW 以上的用過核子燃料時，需要依賴輻射熱傳來移除餘熱。在考慮金屬護箱的週圍均沒有其他障礙物的情況下，熱量可以無阻礙地輻射到外界去，因此計算上必須考慮到最不利的情況，也就是金屬護箱週圍繞著金屬護箱（若每邊與每個角落均有安置金屬護箱，則一共有 8 只），且每只金屬護箱的表面溫度均為攝氏 100 度，可以明顯的發現，熱移除能力與每只護箱間的距離呈正比，距離越近，輻射熱傳的效果越差；距離越遠，輻射熱傳的效果越好，但是並非無限距離，經過計算，在設計熱負載 33kW 的情況下，每只金屬護箱的距離在超過 5.5 公尺後，輻射熱傳的效果就不受距離影響，因此，每只金屬護箱輻射熱傳的最佳間隔距離為 5.5 公尺，但 Doel 電廠因為空間限制，必須將每只金屬護箱的間距縮短至 3.5 公尺，因此其裝載之用過核燃料的餘熱限制在 29kW（平均裝載熱負載為 25kW）。

2. 輻射防護設計

為了確保輻射防護可以確實達成合理抑低，並盡可能降低對公眾的健康影響，必須考慮廠區的輻射劑量率、工作人員劑量率，以及在意外狀況下人員受曝的劑量率，都必須小於法規限值。據此條件，可以決定建築物牆壁與屋頂的厚度、組成，以及窗戶與對流開孔的尺寸。當然，金屬護箱本身可以提供輻射防護的能力，在距離金屬護箱 2 公尺處的輻射劑量率，必須小於每小時 100 微西弗，然而此處的劑量率係加馬射線與中子射線的混合劑量，在建築物內，是來自加馬射線的劑量比例高於來自中子射線的劑量比例；然而在建築物外，則是來自中子射線的劑量比例高於來自加馬射線的劑量比例。特別是來自於天空散射而來的輻射劑量，如果能夠在屋頂安裝聚乙烯或是樹脂等中子緩和與吸收材料，可以大幅降低建築物外的輻射劑量；此外，建築物外的劑量也與窗戶的尺寸大小有關，越大的窗戶尺寸，通常建築物外的劑量率也越高，在對流孔的設計上，可以考慮以多牆以迷宮方式的屏蔽，以降低建築物外輻射的劑量率。

(四) 系統功能性需求

1. 天車

- (1) 需能滿足金屬護箱作業上的所有需求；
- (2) 需能滿足金屬護箱其它部件與工具在作業上的所有需求；
- (3) 結構必須能耐受設計基準地震 (Design Basis Earthquake)；
- (4) 在失電情況下，天車需有能力吊舉負載；
- (5) 需能預防單一事故失能的能力；

2. 需能安裝保防封鉛屏蔽門

- (1) 需有輻射防護能力；
- (2) 分隔貯存區與吊掛作業區，以降低吊掛作業區工作人員之輻射劑量；
- (3) 結構必須能耐受設計基準地震 (Design Basis Earthquake)；
- (4) 考量人員安全，與下列兩項設施間具有連鎖關係：
 - A. 人員進出門
 - B. 天車
- (5) 需能安裝保防封鉛。

3. 氦氣監測

- (1) 為了確認金屬護箱的密封性，在內封環與外封環間以氦氣充壓，並安裝壓力錶監測壓力；
- (2) 監測錶需有多重性的設計，以確保不會因為單一錶頭失效造成空窗。

4. 人員操作平台（係方便工作人員於金屬護箱上方作業）

- (1) 需與廠區所採用的各類金屬護箱匹配；
- (2) 平台下方安裝輻射偵檢器以示警工作人員；
- (3) 平台下方安裝輻射屏蔽以保護工作人員。

5. 消防

- (1) 預防、偵測並限制火災造成的風險；
- (2) 在貯存區不可以有熱源或起火負荷（fire load）。

6. 電源

- (1) 需提供正常運轉情況下所有用電需要；
- (2) 需建置後備直流電源（電池，比利時規定可供電 3 小時）或後備交流電源（緊急柴油發電機，比利時規定可持續運轉 16 小時）以因應失電情況；
- (3) 電源供應需有能力讓所有的設備處於安全狀態。

7. 儀控

- (1) 需持續監測氦氣壓力與貯存區氣壓；
- (2) 能提供警報，並提供不同系統間連鎖（如消防系統與空調系統連鎖）；
- (3) 可以控制風扇、防火閥或其它元件。

8. 輻射監測

- (1) 需能持續監測各區域大氣中加馬與中子劑量；
- (2) 能提供人員是否得以進入的正確指引；
- (3) 人員亦需配置被動式的輻射偵檢器以了解受曝情況；
- (4) 在正常與意外情況下，均能提供污染與劑量狀態。

9. 空調系統（僅安置於輔助房間）

- (1) 維持大氣溫度與濕度條件；

- (2) 能於協助消防系統進行火災控制；
- (3) 提供電池足夠的對流以避免電池爆炸。

(五) 廠佈需求

1. 一般性準則

- (1) 執照法規與核能安全上的要求；
- (2) 保護區的要求（如生態保護區）；
- (3) 廠區出入與運轉的便利性；
- (4) 對核能電廠日常運轉的影響。

2. 廠房建築物廠佈考量

- (1) 廠址核子保防特性考量；
- (2) 與其他設施間的界面（如高壓電線路、冷卻系統等）；
- (3) 水文影響；
- (4) 對核能電廠日常運轉的影響；
- (5) 每只金屬護箱的間隔。

六、兩用金屬護箱執照需求

(一) 依循法規

1. 美國聯辦法規

比利時兩用金屬護箱主要依循的美國聯辦法規如下：

- (1) 運輸部分依據 10CFR71：Packaging and Transportation of Radioactive Material；
- (2) 貯存部分依據 10CFR72：Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Fuel, High-Level Radioactive Waste and Reactor-related Greater than Class C Waste。

2. 國際性規則

比利時兩用金屬護箱主要依循的國際性規則如下：

- (1) 運輸部分依據 IAEA SSR-6：Regulations for the Safe Transport of Radioactive

Material ;

(2) 貯存部分依據 IAEA SSG-15 : Storage of Spent Nuclear Fuel 。

3. 比利時國內法規

比利時國內法規運輸部分主要依循該國危險物質運輸法規 (ADR)，至於貯存部分則無相關法規，依照上述兩項法規規範做為依據。

4. 法規比較

上述各法規大概可以歸納出有 4 點共同的目標，整理如下：

- (1) 包封放射性物質；
- (2) 控制外部輻射劑量；
- (3) 預防用過燃料再臨界可能；
- (4) 預防熱移除不良造成的損害。

在貯存及運輸上，其法規有觀念性的差異，貯存法規是以大量的放射性物質和長期貯存為考量；而運輸法規則是以少量放射性物質與短期貯存為考量，此觀念差異在部分設計上可能會產生衝突，而需要由工程評估介入。

(二) 法規相關議題

1. 運輸法規

因為比利時運輸法規與法國運輸法規有所差異，為了避免運輸過程中更換包封容器的困擾，雙方的主管單位在運輸前必須有運輸方法共識。比利時針對兩用金屬護箱的運輸執照為 5 年有效，每 5 年換照，換照的需求與領新照的需求一致。可以再貯放 40 年後，有運輸需要再進行申請，但比利時的實務作法是每 5 年就換照 1 次，除了保持可運輸彈性外，相關的申請資料也較容易獲得主管機關的同意。

2. 貯存法規

比利時主管機關在核發兩用金屬護箱 50 年運轉執照後，同時也得取得貯存執照，貯存執照為 20 年有效，每 20 年換照，換照需求除了需提出差異性資料外供主管機關評估外，如果在貯存的 20 年間法規更新，在換照時，必須依照新的法規進行變更，才能取得新的貯存執照。

(三) 執照申請

兩用護箱供應商 Areva TransNuclear 為了符合上述法規，提送**運輸安全報告檔案**（Transport Safety Files）以符合國際原子能總署 SSR-6 的規則需要；另提送**貯存安全報告檔案**（Storage Safety Files）以符合美國聯邦法規 10CFR72 的法規需要。一般而言，供應商會先提供運輸安全報告檔案與貯存安全報告檔案的初版供主管機關審查，再獲得核備後才會開始製造金屬護箱。

然而運輸安全報告檔案與貯存安全報告檔案雖有共同的目標，但因為基本假設，相關的差異性詳列如下

1. 包封放射性物質

有關運輸安全報告檔案與貯存安全報告檔案於包封放射性物質之差異，詳列如表 8：

表 8 運輸安全報告檔案與貯存安全報告檔案於包封放射性物質之差異

運輸安全報告檔案	貯存安全報告檔案
在正常情況下允許每小時活度洩漏 SSR-6 表 2 的 $1.0E-6$ 倍。	在正常情況下不允許洩漏。
在意外情況下允許每週活度洩漏如 SSR-6 表 2。	在意外情況下允許每秒 $3.0E-3 \text{ Pa}\cdot\text{m}^3$ 。
裝載時墊片允許洩漏率為每秒 $2.0E-6 \text{ Pa}\cdot\text{m}^3$ 。	裝載時墊片允許洩漏率為每秒 $1.0E-7 \text{ Pa}\cdot\text{m}^3$ 。

2. 控制外部輻射劑量

有關運輸安全報告檔案與貯存安全報告檔案於控制外部輻射劑量之差異，詳列如表 9：

表 9 運輸安全報告檔案與貯存安全報告檔案於控制外部輻射劑量之差異

運輸安全報告檔案	貯存安全報告檔案
運輸系統上設定的參考面。	金屬護箱表面為參考面。
正常情況下參考面表面劑量率每小時 2mSv； 參考面 2 公尺劑量率每小時 0.1mSv。	參考面不同，其餘相同。
意外情況下參考面 1 公尺劑量率每小時 10mSv。	參考面不同，其餘相同。

3. 預防用過燃料再臨界可能

有關運輸安全報告檔案與貯存安全報告檔案於預防用過燃料再臨界可能之差異，詳列如表 10：

表 10 運輸安全報告檔案與貯存安全報告檔案於預防用過燃料再臨界可能之差異

運輸安全報告檔案	貯存安全報告檔案
考慮存在破損燃料。	不考慮存在破損燃料。

4. 預防熱移除不良造成的損害

有關運輸安全報告檔案與貯存安全報告檔案於預防熱移除不良造成的損害之差異，詳列如表 11：

表 11 運輸安全報告檔案與貯存安全報告檔案於預防熱移除不良造成的損害之差異

運輸安全報告檔案	貯存安全報告檔案
考慮單一護箱的熱傳遞。	考慮單一護箱與護箱陣列的熱傳遞。
假設太陽直射熱量為 400W/m ² 。	假設無太陽直射熱量。
大氣溫度假設為攝氏 38 度。	大氣溫度假設為攝氏 45 度。
耐受攝氏 800 度火燒 30 分鐘。	耐受攝氏 600 度火燒 60 分鐘。

5. 意外假設。

有關運輸安全報告檔案與貯存安全報告檔案於意外假設之差異，詳列如表 12：

表 12 運輸安全報告檔案與貯存安全報告檔案於意外假設損害之差異

運輸安全報告檔案	貯存安全報告檔案
主要假設為震動。	主要假設為沉浸（被水淹覆）。
溫度假設為攝氏-40 度至+38 度。	溫度假設為攝氏-40 度至+45 度。
正常條件下以 30 公分高度墜落。	假設為地震條件。
在 200 公尺深度沉浸。	遭 F16 戰機直接撞擊。
護箱意外掉落。	舉吊時墜落。

(四) 運輸安全報告檔案(Transportation Safety File)章節敘述

運輸安全報告檔案具有標準格式，以方便主管機關審閱，以下詳列運輸安全報告檔案各章節需載內容：

1. 第 1 章 包封容器敘述

(1) 附件 A 金屬護箱敘述

包封容器應詳述下列各項資訊，包含：主要結構材料、構成原件圖面、輻射屏蔽組成、包封容器邊界、材料機械性質與熱性質、墊片與限流孔清單、焊接資訊、非破壞性檢測資訊、螺栓、鎖緊與扭力矩資訊、質量、概念圖等。

(2) 附件 B 放射性內容物敘述

放射性內容物應詳述各項資訊，包含：幾何結構、質量參數、鈾 235 初始濃縮度、總活度、燃料護套失效後的洩漏率等。

2. 第 2 章 包封容器結構抗性；

本章節應提供包封容器的分析包含：

- (1) 在一般情境下的運輸情況：無意外情況。
- (2) 在正常情境下的運輸情況：輕微意外情況。
- (3) 在意外情境下的運輸情況：遭遇重大意外情況。
- (4) 沉浸於水中的情況。

本章節應需提供以下驗證，並在試驗後通過洩漏率測試：

- (1) 於 9 公尺高度下，垂直或傾斜摔落需保持完整；
- (2) 於 1 公尺高度下，墜落於鋼棒之穿刺測試後，必須保持完整；
- (3) 墜落測試後，需通過火災完整性（攝氏 800 度半小時）複測；
- (4) 沉浸於 15 公尺水中，允許每小時活度洩漏 SSR-6 表 2 活度，並維持 1 公尺處劑量率每小時 10mSv；
- (5) 沉浸於 200 公尺水中，包封容器無破裂情況。

3. 第 3 章 熱傳遞能力評估；

模擬與測試金屬護箱之熱傳遞能力，並需符合表 12 的限制要求（附上 TN 系列評估資訊供參考）。

(1) 正常運輸情況下之熱傳遞能力分析：

表 12-1 正常運輸情況下之熱傳遞能力限制要求

項目	接受標準	TN 系列資訊
燃料棒溫度	攝氏 500 度	攝氏 333.4 度
金屬墊片溫度	攝氏 280 度	攝氏 153.5 度
EPDM 墊片溫度	攝氏 160 度	攝氏 152 度
本體樹脂溫度	攝氏 150 度	攝氏 149.2 度
頂蓋樹脂溫度	攝氏 150 度	攝氏 157 度

(2) 意外運輸情況下之熱傳遞能力分析：

表 12-2 意外運輸情況下之熱傳遞能力限制要求

項目	接受標準	TN 系列資訊
燃料棒溫度	攝氏 500 度	攝氏 367.4 度
金屬墊片溫度	攝氏 280 度	攝氏 186.7 度
EPDM 墊片溫度	攝氏 160 度	攝氏 189.3 度
本體樹脂溫度	流失，不存在	攝氏 528.2 度
頂蓋樹脂溫度	流失，不存在	攝氏 187 度

4. 第 4 章 放射性物質包封能力

金屬護箱在正常情況與意外情況下，洩漏率表現都必須符合正常情況下，滿足每小時活度洩漏 SSR-6 在表 2 活度 $1.0E-6$ 倍限制內；意外情況下，滿足每週活度洩漏 SSR-6 在表 2 活度限制內。表 13 所列為 TN 系列金屬護箱與法規限制之比較。

表 13 意外情況下之 TN 系列金屬護箱壓力與洩漏率表現

項目	正常情況	意外情況
壓力	絕對壓力 3.76 bar	絕對壓力 3.97 bar
總洩漏率	每小時洩漏 SSR-6 表 2 $6.6E-7$ 倍活度	每週洩漏 SSR-6 表 2 $1.2E-4$ 倍活度
允許洩漏率限值	每小時洩漏 SSR-6 表 2 $1.0E-6$ 倍活度	每週洩漏 SSR-6 表 2 活度
安全係數(表現/限制值)	1.5	>8,000

5. 第 5 章 輻射屏蔽分析

輻射屏蔽分析針對內部燃料之假設如下：

- (1) 燃耗平均為 50GWd/Tu 之燃料以非均質分佈；
- (2) 鈾 235 初始濃縮度為 4.1%；
- (3) 經過 7 年的冷卻；
- (4) 採用標準燃耗模式。

金屬護箱在上述條件下，在正常情況下必須滿足參考面表面輻射劑量率低於每小時 2mSv，2 公尺處之輻射劑量率每小時 0.1mSv；在意外情況下(樹脂流失)必須維持參考面 1 公尺處劑量率每小時 10mSv。

本章節亦需提供在各類作業下，如：確認燃料編號、確認提籃編號、進行燃料裝載挪移等作業下之預期最大活度、預期作業劑量與合理抑低措施(ALARA)。

6. 第 6 章 臨界分析

金屬護箱之臨界分析係基於下列各項假設，任何情況都必須滿足有效增殖因數小於 0.95（包含 3 個標準差），以確保確認燃料編號、確認提籃編號、進行燃料裝載挪移等作業下的安全：

- (1) 分析條件為新燃料並有水的情況；
- (2) 箱體樹脂中的硼不予考慮；
- (3) 在正常與意外情況下，箱體內的幾合沒有改變；
- (4) 意外情況則考慮燃料破損並有水（最多為 1 公升；蒸汽態）的情況。

任何情況都必須滿足有效增殖因數小於 0.95（包含 3 個標準差）

7. 第 7 章 一般運轉程序

一般運轉程序主要係確認金屬護箱頂蓋氣密墊片在運輸情況下洩漏率必須低於 $2.0E-6 \text{ Pa}\cdot\text{m}^3/\text{s}$ ；二次頂蓋氣密墊片洩漏率必須低於 $0.5E-5 \text{ Pa}\cdot\text{m}^3/\text{s}$ 。貯存情況下頂蓋的氬氣洩漏率必須符合規範要求。

8. 第 8 章 維護

本章節需敘述金屬護箱於設計與製造期間之測試計畫，包含首次使用前的測試計畫，包含初次裝填與初次運輸的測試計畫。

本章節也需要敘述後續的維護計畫，每 15 次運輸需要進行 1 次約 1 至 2 週的小檢查；每 60 次運輸需進行約 1 次約 5 週的大檢查。因兩用護箱可運輸也可以貯存，若當成運輸用護箱，則有可能出現如此頻繁的運輸情況，必須有完善的維護計畫以確保護箱可靠度（1 次運輸的定義為 1 次裝載燃料與 1 次卸載燃料）。

9. 第 9 章 品保計畫

本章節需敘述金屬護箱於設計、製造、運輸、裝載與貯存等階段，以及初次裝填與運輸之測試計畫與維護計畫之品質驗證方法。

(五) 貯存安全報告檔案章節敘述

貯存安全報告檔案具有標準格式，以方便主管機關審閱，以下詳列貯存安全報告檔案各章節需載內容：

1. 第 1 章 總論與簡介

本章節與運輸安全報告檔案包封容器敘述章節內容相符，需包含以下敘述：

(1) 金屬護箱

包封容器應詳述下列各項資訊，包含：主要結構材料、構成原件圖面、輻射屏蔽組成、包封容器邊界、材料機械性質與熱性質、墊片與限流孔清單、焊接資訊、非破壞性檢測資訊、螺栓、鎖緊與扭力矩資訊、質量、概念圖等。

(2) 放射性內容物

放射性內容物應詳述各項資訊，包含：幾合結構、質量參數、濃化度、總活度、護套失效後的洩漏率、氣膠濃度等。

貯存安全報告檔案不考慮有防護蓋 (ballistic cover) 的情況。

2. 第 2 章 基本設計準則

本章節詳述金屬護箱適用之法規與設計要求，以達成 4 點目標：

- (1) 包封放射性物質；
- (2) 控制外部輻射劑量；
- (3) 預防用過燃料再臨界可能；
- (4) 預防熱移除不良造成的燃料損害。

需滿足的意外狀態與分析包含：

- (1) 地震的耐受能力；
- (2) 洪災，並使金屬護箱沉浸於 15 公尺與 200 公尺水中，與運輸安全報告檔案要求相同；
- (3) 雪災、霜災、風災與雹災下的耐受能力；
- (4) 自由墜落，金屬護箱必須自 2.5 公尺處墜落保持完整；
- (5) F-16 戰機以每秒 225 公尺速度直接撞擊；
- (6) 耐受攝氏 600 度火燒 60 分鐘，900 度火燒 20 分鐘。

3. 第 3 章 結構評估

本章節與運輸安全報告檔案包封容器結構抗性章節內容相符，相關分析包含：

- (1) 在一般情境下的運輸情況：無意外情況。
- (2) 在正常情境下的運輸情況：輕微意外情況。
- (3) 在意外情境下的運輸情況：遭遇重大意外情況。
- (4) 沉浸於水中的情況。

本章節應需提供以下驗證，並在試驗後通過洩漏率測試：

- (1) 於 9 公尺高度下，垂直或傾斜摔落需保持功能完整；
- (2) 於 1 公尺高度下，墜落於鋼棒之穿刺測試後，必須保持功能完整；
- (3) 墜落測試後，需通過火災完整性（攝氏 800 度半小時）複測；
- (4) 沉浸於 15 公尺水中，允許每小時活度洩漏 SSR-6 表 2 活度，並維持 1 公尺處劑量率每小時 10mSv；
- (5) 沉浸於 200 公尺水中，包封容器無破裂情況。

第 4 章 熱傳遞能力評估

本章節模擬與測試金屬護箱之熱傳遞能力，並需符合表 14 的限制要求（附上 TN 系列評估資訊供參考）。

- (1) 正常運輸情況下之熱傳遞能力分析：

表 14-1 正常運輸情況下之熱傳遞能力限制要求

項目	接受標準	TN 系列資訊		
		提籃 1 型	提籃 2 型	提籃 3 型
燃料棒溫度	攝氏 330 度	攝氏 304 度	攝氏 316 度	攝氏 324.3 度
金屬墊片溫度	攝氏 280 度	攝氏 92 度		
本體樹脂溫度	攝氏 150 度	攝氏 144.2 度		
頂蓋樹脂溫度	攝氏 150 度	攝氏 93 度		
表面溫度	--	攝氏 129 度		

(2) 意外運輸情況下 (攝氏 600 度) 之熱傳遞能力分析：

表 14-2 意外運輸情況下 (攝氏 600 度) 之熱傳遞能力限制要求

項目	接受標準	TN 系列資訊		
		提籃 1 型	提籃 2 型	提籃 3 型
燃料棒溫度	攝氏 380 度	攝氏 347.9 度	攝氏 359.4 度	攝氏 367.9 度
金屬墊片溫度	攝氏 280 度	攝氏 142 度		
本體樹脂溫度	假設已流失	攝氏 447 度		
頂蓋樹脂溫度	攝氏 150 度	攝氏 142 度		

(3) 意外情況下 (掩埋比為 75%) 之熱傳遞能力分析：

表 14-3 意外運輸情況下 (掩埋比為 75%) 之熱傳遞能力限制要求

項目	接受標準	TN 系列資訊		
		提籃 1 型	提籃 2 型	提籃 3 型
燃料棒溫度	攝氏 380 度	攝氏 379.1 度	攝氏 376.4 度	攝氏 383.5 度*
金屬墊片溫度	攝氏 280 度	攝氏 171 度		
本體樹脂溫度	攝氏 150 度	攝氏 255 度*		
頂蓋樹脂溫度	攝氏 150 度	攝氏 172 度*		

* 超過接受標準部分則進入輻射屏蔽分析確認輻射是否超過接受標準。

5. 第 5 章 輻射屏蔽分析

本章節與運輸安全報告檔案輻射屏蔽分析內容相符，但運輸安全報告檔案參考面為運輸系統上設定的參考面；貯存安全報告檔案參考面為金屬護箱表面，而金屬護箱在上述條件下，在正常情況下必須滿足參考面表面劑量率低於每小時 2mSv，2 公尺劑量率每小時 0.1mSv；在意外情況下(假設樹脂已流失)必須維持參考面 1 公尺處劑量率每小時 10mSv。

6. 第 6 章 臨界分析

本章節與運輸安全報告檔案臨界分析章節內容相符，金屬護箱之臨界分析係基於下列各項假設，任何情況都必須滿足有效增殖因數小於 0.95 (包含 3 個標準差)，

以確保確認燃料編號、確認提籃編號、進行燃料裝載挪移等作業下的安全；

- (1) 分析條件為：假設全為新燃料裝填並有充水的情況；
- (2) 不考慮箱體樹脂中的硼；
- (3) 在正常與意外情況下，箱體內的幾何沒有改變；。

任何情況都必須滿足中子有效增殖因數小於 0.95（包含 3 個標準差），貯存安全報告檔案並不考慮有破損燃料的情況。

7. 第 7 章 限制性評估

本章節係確保在正常情況下與意外情況下，金屬護箱的壓力與洩漏率需符合 10CFR72 內容的要求，金屬墊片的洩漏率必須小於 $1.0E-7 \text{ Pa}\cdot\text{m}^3/\text{s}$ ，表 15 所列為 TN 系列金屬護箱與貯存安全報告檔案(Storage Safety File)法規限制之比較。

表 15 意外情況下之 TN 系列金屬護箱壓力與洩漏率表現

項目	正常情況	意外情況
壓力	絕對壓力 2.2bar	絕對壓力 5.2bar（火災）
總洩漏率	無洩漏	$<1.0E-8 \text{ Pa}\cdot\text{m}^3/\text{s}$
允許洩漏率限值	無洩漏	$3.0E-3 \text{ Pa}\cdot\text{m}^3/\text{s}$
安全係數(表現/法規限值)	--	$>8,000$

8. 第 8 章 一般運轉程序

本章節與運輸安全報告檔案一般運轉程序章節內容相符，一般運轉程序主要係確認金屬護箱頂蓋氣密墊片在運輸情況下洩漏率必須低於 $2.0E-6 \text{ Pa}\cdot\text{m}^3/\text{s}$ ；貯存情況下頂蓋氣密的洩漏率必須符合規範要求。貯存安全報告檔案需考慮喪失二次頂蓋氣密的情況。

9. 第 9 章 維護計畫

由於貯存期間並存在機械應力的產生機制，溫度的改變所造成的影響業很小，平

時的維護計畫僅需執行：

- (1) 每 6 個月目視檢查漆面的完整性；
- (2) 確認氦氣監測系統的有效性並補充氦氣於氦氣罐。

10. 第 10 章 輻射防護

本章節與運輸安全報告檔案輻射屏蔽分析內容相符，在正常情況下必須滿足參考面表面劑量率低於每小時 2mSv，2 公尺劑量率每小時 0.1mSv；在意外情況下必須維持參考面 1 公尺處劑量率每小時 10mSv。但貯存安全報告檔案要求在此章節提出對工作人員與一般民眾的合理抑低策略與計畫。

11. 第 11 章 意外分析

本章節進行各項意外的分析，金屬護箱必須耐受以下各項意外的假設條件並維持其功能，各項意外的假設條件如下：

- (1) 吊運意外：
金屬護箱必須自 2.5 公尺處自由墜落保持完整。
- (2) 地震：
由吊運意外的結果涵蓋，因地震的加速度不會超過自由墜落產生的加速度。
- (3) 火災意外：
金屬護箱必須耐受攝氏 600 度火燒 60 分鐘，900 度火燒 20 分鐘保持功能完整。
- (4) 洪災：
金屬護箱需沉浸於 15 公尺與 200 公尺水中，需滿足輻射劑量率的限值。
- (5) 雪災、霜災、風災與雹災：
金屬護箱需耐受歷史最嚴重之雪災、霜災、風災與雹災情況下保持完整。
- (6) 飛行器撞擊：
金屬護箱需耐受 F-16 戰機以每秒 225 公尺速度直接撞擊需符合意外狀態要求。

12. 第 12 章 品保計畫

本章節與運輸安全報告檔案品保計畫章節內容相符，需敘述金屬護箱於設計、製造、運輸、裝載與貯存等階段，以及初次裝填與運輸之測試計畫與維護計畫之品質驗證方法。

七、用過燃料貯存設施熱負載設計

(一) 熱負載設計目標

1. 建築物的主要功能

用過燃料貯存設施建築物熱負載的設計目標主要係達成下述 3 個目標：

- (1) 物理上的保護；
- (2) 提供對外界環境的屏蔽；
- (3) 確保可以提供金屬護箱適度的冷卻條件。

適度的冷卻條件係指該溫度梯度足以移除來自用過燃料的衰變熱量，確保燃料護套溫度可始終低於攝氏 400 度，維持護套的可靠度。

2. 金屬護箱冷卻機制

金屬護箱的主要熱源來自於用過核子燃料之衰變熱，透過熱傳導將熱傳至金屬護箱表面，再透過 2 項機制將熱量移除，分別為：

- (1) 空氣自然對流（但因無其他強制對流機制存在，熱移除能力有限）

當空氣接觸金屬護箱表面，受到表面溫度加熱，導致密度改變，產生流動，流動的過程熱量透過動能傳遞至介質，熱對流熱傳遞量將依循下列公式：

$$P (W) = h (W/m^2/^\circ C) * S (m^2) * \Delta T (^\circ C) \quad (\text{式 1})$$

P 為功率；h 為熱傳係數；S 為面積； ΔT 為護箱表面與空氣間溫差。

一般來說，空氣對流之熱傳係數約為 5 W/m²/°C；金屬護箱幾何為高度 5 公尺，半徑 2.5 公尺；在溫差僅 70°C 的情況下，金屬護箱自然對流的熱移除功率約為 14kW。

- (2) 金屬護箱外壁透過熱輻射散逸（當金屬護箱外壁溫度超過攝氏 60 度熱輻射冷卻機制比重將開始增加，納入當溫度超過攝氏 100 度此機制將明顯）。當熱量輻射到建築物天花板與牆壁，將會在建築物內產生自然對流，再透過開孔或排氣設施傳導至外界環境。

TN-24 金屬護箱不具有散熱鰭片時，因散熱性質較差，護箱間距應至少保持 5 公尺；當金屬護箱具有散熱鰭片時，因散熱性質較佳，護箱間距應至少保持 3.2 公尺，才能提供良好的熱移除能力

輻射係依賴兩個熱體間不同的溫度差，不需透過介質進行熱傳遞，輻射熱傳將依循下列公式：

$$P(W) = \sigma (W/m^2/K^4) * F_v * S (m^2) * \epsilon * (T_1^4 - T_2^4) \quad (\text{式 2})$$

P 為功率； σ 史蒂芬-波茲曼常數；S 為面積；

F_v 為有效面積因數； ϵ 為表面發射量。

針對金屬護箱陣列， F_v 有效面積因數係與箱體高度、半徑與護箱陣列行列數有關。如果考慮 2.5 公尺半徑，高度為 5 公尺的圓柱體箱體，若只有單一金屬護箱，有效面積因數接近 1；但如果位於 4 行與 4 列的陣列排列（共 16 只，間距為 5 公尺）中，有效面積因數則降至 0.2。

一般來說，在金屬護箱幾何為高度 5 公尺，半徑 2.5 公尺，箱體溫度為攝氏 100 度，大氣溫度為攝氏 30 度的情況下，單一金屬護箱輻射熱傳的熱移除功率約為 20kW。若將自然對流的熱移除功率考慮進來，則熱移除能力可達 34kW。如果位於 4 行與 4 列的陣列排列（共 16 只，間距為 5 公尺）中，同樣條件下，熱移除能力僅為 19kW。（箱體表面溫度需達到攝氏 148 度，其輻射熱傳條件才可達成 34kW 的熱移除能力）。

因此，相關設計的重要參數與影響設施特性比較，詳列於表 16。

表 16 設計重要參數與影響設施特性

設計重要參數	影響設施特性
金屬護箱形式（包含溫度限制、表面冷卻特性，是否有散熱鰭片等）	土建工程限制
金屬護箱陣列特性	金屬護箱最大熱負載
排氣氣體流量	外界溫度
裝載策略	金屬護箱進出量

（二）設計方法

1. 低金屬護箱熱負載

當預期金屬護箱熱負載將遠低於金屬護限值（約 18kW，不超過 25kW），此時金屬護箱陣列可以依據外部條件進行調整（例如土建工程、面積限制等）。考慮箱體內部的熱傳導、熱對流與熱輻射特性、金屬護箱表面的熱輻射特性與自然對流特性，可知護箱表面溫度將與大氣溫度與周邊金屬護箱呈函數關係，並透過熱流程式 CFD（Computational Fluid Dynamic）進行數值計算以決定最佳的金屬護箱陣列形式（行列數、間距等）。

2. 高金屬護箱熱負載

當預期金屬護箱熱負載將高於金屬護限（高於 25kW），就需要考慮箱內、護箱表面與空氣的熱流分析，此時需體內部的熱傳導、熱對流與熱輻射特性、金屬護箱表面的熱輻射特性與自然對流特性，此處雖也是透過熱流程式 CFD（Computational Fluid Dynamic）進行數值計算，但是數值也較具敏感度，在計算上需考慮質能與動量的保守度，並考慮多種情徑以決定合適的紊流條件，同時需要由廠家提供精確的熱負載參數。目前經過計算，每只金屬護箱熱負載不可高於 29kW 熱負載，金屬護箱陣列為 20 公尺寬度安置 2 只金屬護箱，如符合計算，則最多不超過 3 只

金屬護箱安置於 20 公尺寬度內。

(三) 混凝土溫度

1. 法規限制

建築物混凝土溫度限制係依據法規 ACI 349M-06 : Code Requirements for Nuclear Safety-Related Concrete Structures 。

2. 熱限制與熱損機制

溫度限制係針對正常運轉與長期狀態，混凝土表面溫度不可以超過攝氏 66 度，針對部分穿越管可以有較高的耐受溫度，但不得超過攝氏 93 度，否則會引發混凝土的脫水老化與龜裂現象。

3. 金屬護箱底部排熱改善措施

再考慮金屬護箱底部表面溫度可能超過攝氏 100 度，這個溫度明顯高於混凝土溫度限制，需要考慮金屬護箱與結構物混凝土間需保持適當間距散熱以免造成混凝土的損壞。而最嚴重的地方就是金屬護箱底部與樓板混凝土的接觸面，在過去的經驗中發現建築物在此處的損害最為嚴重，因此新的設計將在護箱底部安裝隔熱墊或是金屬基座，避免此類的熱損。

(四) 結論

1. 用過燃料貯存設施衰變熱的主要移除方式係透過自然對流將熱量排出。

2. 為了確保金屬護箱內部溫度低於限值，金屬護箱陣列需考量：

(1) 金屬護箱陣列間距在高金屬護箱熱負載的情況影響較大，較細節的熱傳遞分析過程，並透過具有一定保守度的熱流計算（包含傳導、熱傳與熱輻射特性），此類計算特別需要應用在高金屬護箱熱負載的情況；

(2) 金屬護箱陣列間距在低金屬護箱熱負載的情況影響較小，但仍需要持續監測以確保金屬護箱可符合各項熱限值的要求。

八、低階放射性廢棄物貯存

(一) 放射性廢棄物定義

1. 比利時放射性廢棄物係依據國際原子能總署與其管制機關 **Federal Agency for Nuclear Control** 相關法規定義：
2. 相關物料無論是氣態、液態或固態，如無再使用的可能定義為廢棄物；
3. 廢料如果含有高於清潔標準的放射性核種濃度，定義為放射性廢棄物。
4. 比利時放射性廢棄物的來源如下：
 - (1) 核燃料循環的產物；
 - (2) 核能研究應用下的產物；
 - (3) 工業、農業與藥物應用下的產物；
 - (4) 核能設施運銷的廢棄物及拆解物；
 - (5) 一般正常性產出的放射性物質。
5. 為妥善處理，比利時將放射性廢棄物的分類如表 16 所示：

表 16 比利時低放射性廢棄物分類

	低階放射性廢棄物 劑量率 < 每小時 5mSv	中階放射性廢棄物 劑量率 < 每小時 2 Sv	高階放射性廢棄物 劑量率 ≥ 每小時 2 Sv
短半衰期 ≤ 30 年	A 類 (表面處置)	A 類 (表面處置)	C 類 (地質處置)
長半衰期 ≥ 30 年	B 類 (地質處置)	B 類 (地質處置)	C 類 (地質處置)

* 比利時管制機關定義 52 個核種的管制總量，需符合管制總量要求始得列於 A 類廢棄物。

6. 比利時各類放射性廢棄物產量與占比如下：
 - (1) A 類放射性廢棄物
總活度約占整體總活度的 0.5%，體積為 69,900 立方公尺 (約占 85% 體積)。
主要為低階放射性廢棄物與部分中階放射性廢棄物。
 - (2) B 類放射性廢棄物
總活度約占整體總活度的 2%，體積為 11,100 立方公尺 (約占

13.5%體積)。

主要為中階放射性廢棄物與部分高階放射性廢棄物。

(3) C類放射性廢棄物

總活度約占整體總活度的 97.5%，體積為 600 立方公尺(約占 1%體積)，為高階放射性廢棄物。

(二) 放射性廢棄物處理策略

比利時放射性廢棄物的處理策略分為保存、最小化、再利用、回收再製、賦能回復與最終處置，原則上要盡可能的減少放射性廢棄物的產量與額外能量的投入，其目的係要使放射性廢棄物永久地與人類的的生活與環境圈隔離，針對不同類的廢棄物，有不同的處理策略如下：

1. A類放射性廢棄物處理策略

A類低放射性廢棄物的主要來源係來自於分裂產物擴散(如來自於破損燃料、附著於燃料護套上的迷離鈾等)、中子照射活化之放射性物質(如來冷卻水沖刷管壁使管壁金屬剝離後通過爐心中子照射活化產生)，以及極少量具放射性的稀有氣體等。廢棄物的主要類型如下：

- (1) 氣膠(指固體或液體微粒穩定地懸浮於氣體介質中形成的懸浮粒子)與放射性碘的廢棄物：先透過前置過濾器捕捉 65%的固體微粒，再透過 HEPA 過濾器捕捉剩餘 35%的固體微粒，含放射性碘的廢棄物則透過活性碳床捕捉。
- (2) 氣態廢棄物：透過滯留槽進行預處理，滯留槽約有 60 天的容量，期間大部分放射性惰性氣體可以於滯留槽中衰變，再透過化學方法捕捉氣態放射性核種，使之較為較容易處理的液態或固態型式。此類廢料將會與用過濾心一併處理。
- (3) 用過濾心(如：廢樹脂)廢棄物：用過濾心(廢樹脂)主要係做為流體過濾，包含反應器冷卻水、核能設施與防護衣的洗衣排水，或是汙染設備的油脂以及可溶性化學性物質等過濾材料，比利時針對用過濾性的作法係先使其乾燥，再使用特殊配方骨材與水泥固化，不會出現脹裂或粉化的現象。

- (4) 液態廢棄物：一般液態廢棄物會先安置於滯留槽，之後透過蒸發器減少其含水量，液態放射性廢棄物蒸發後，將會被過濾濾心或樹脂捕捉，剩下未蒸發部分則使用有機材料使其固化；油脂類與液態化學物質類，則送往 Belgoprocess 處理廠進行合適的處理方法後再固化。但唯有放射性核種氙較難捕捉處理，比利時法規年排放限制為 147 TBq，在此限制下可以排放，以 Tihange 電廠而言，氙的排放量在每年 30 至 50 TBq 間。
- (5) 固態廢棄物：一般固態廢棄物如具可燃性的則先進行焚化處理（平均體積可減少 36 倍）；具可壓縮性的，則先進行壓縮處理（平均體積可減少 2 倍）；而不可壓縮的則不處理。所有的處理均送至 Belgoprocess 處理廠進行。

上述各項廢棄物在經過固體化後，一般來說會利用下列方式固封：

- (1) 水泥固封（一般廢棄物）；
- (2) 聚合物固封（針對具易遷移核種、有酸鹼性並需要長期穩定的廢棄物）；
- (3) 瀝青固封（過去曾使用但有許多問題，現已停用）。

A 類放射性廢棄物屬低階放射性廢棄物部分（劑量率小於每小時 5mSv）目前置於比利時 Belgoprocess 中期貯存設施，倉庫 B151；A 類放射性廢棄物屬中階放射性廢棄物部分（劑量率大於每小時 5mSv 但小於每小時 2 Sv）目前置於中期貯存倉庫 B127。

A 類放射性廢棄物最終處置，先置以 400 公升（非 55 加侖桶）鋼桶盛裝，再將多個鋼桶集合預製成混凝土模組塊，未來再移至比利時 CAT-A 地表最終處置場（約可安置 900 只，為長 27 公尺，寬 25 公尺鋼構建築物）進行處置，待裝滿後，再覆蓋植被，監管 300 年，之後就進入免監管無使用限制狀態。

2. 用過核子燃料再處理後之放射性廢棄物處理策略

由於用過核子燃料有核子保防與較高的危險度，過去比利時採用的策略是貯存核子燃料，之後回收再製為 MOX 燃料繼續使用，但目前的再處理策略則變更為保存核子燃料，進行中間貯存進行長期冷卻。用過核子燃料再處理後的放射性物質主要來自於：

- (1) 核子燃料元件結構物(B 類放射性廢棄物)：頂部與底部栓塞、燃料護套與導管以及間隔板。
- (2) 照射後核子燃料(C 類放射性廢棄物)：可分裂物質(例如 U-235、Pu-239)、超鈾元素與分裂產物。

B 類放射性廢棄物的來源主要來自於核燃料再處理後的結構材料部分，也就式雖然具有極強的放射性活度，但由於不產生衰變熱，因此需要特殊的包封容器型式 (CSD-C 包封容器) 保護，目前置於中期貯存倉庫 B136 D 區。

B 類放射性廢棄物最終處置目前尚未定案，目前計畫時程預計在 2040 年運轉。但已有地下試驗廠位於地下 225 公尺的黏土層中，與 C 類放射性廢棄物最終處置共同進行。目前 B 類放射性廢棄物最終處置預計先預製成混凝土模組塊後在進行最終處置。

3. C 類放射性廢棄物處理策略

C 類放射性廢棄物的來源主要之一，係來自於核燃料再處理後的經照射後燃料部分，主要包含大部分的分裂產物與超鈾元素，由於該類放射性廢棄物具有較大的衰變熱，且大部分超鈾元素具有較長半衰鍊，需要確保超過 10,000 年的穩定性，故此類具有極強的放射性活度，且會產生衰變熱的放射性廢棄物，定義為 C 類放射性廢棄物。該類放射性廢棄物需要玻璃固化後再使用特殊的包封容器 (CSD-V 包封容器) 保護，目前

置於 Belgoprocess 中期貯存倉庫 B136 C 區。

C 類放射性廢棄物的另一種來源，則是直接來自於各核能電廠用過核子燃料，不進行再處理直接進行中間貯存進行長期冷卻，現在使用的方法主要為濕式貯存與乾式貯存。貯存的主要目的要達成以下目標：

用過核子燃料需與環境隔離，並保護工作人員；

- (1) 確保燃料護套的冷卻；
- (2) 確保燃料元件結構的完整性；
- (3) 無再臨界風險；
- (4) 確保核子保防能力。

C 類放射性廢棄物最終處置目前尚未定案，目前計畫時程預計在 2050 年運轉。現有地下試驗廠位於地下 225 公尺的黏土層中，因黏土在高熱下會硬化，所以廢料的熱量應盡可能地減小或阻隔，避免對於黏土層過度加熱造成硬化，因此在目前的預處理過程中，有考慮在處置罐中填充砂粒作為隔溫層，相關研究正在進行中。目前 C 類放射性廢棄物最終處置預計先以處置罐為單元，預製成混凝土模組塊後，再於此混凝土模組塊外覆碳鋼保護層後再進行最終處置。

(三) 低階放射性廢棄物貯存場設計概念

1. 前言

比利時雖然並非使用美國高、低階放射性廢棄物分類，但其 A 類低階放射性廢棄物原則上與我國 A、B 類低階放射性廢棄物之分類相似，原則上，比利時係以地表處置 A 類低階放射性廢棄物。

2. 使用法規

比利時低階放射性廢棄物貯存場主要採用以下法規：

- (1) IAEA WS-G-6.1 Storage of Radioactive Waste ；
- (2) WENRA Waste and Spent Fuel Storage Safety Reference Levels ；
- (3) IAEA NW-T-1.4 Modular Design of Processing and Storage Facilities

for Small Volumes of Low and Intermediate Level Radioactive Waste
including Disused Sealed Source。

3. 包封容器

比利時包封容器係依據國際原子能總署 SS-6 Regulations for the safe transport of radioactive material 規範，採用 400 公升（直徑 70 公分，高度 100 公分）鍍鋅碳鋼結構之廢料桶盛裝，外部鍍鋅層至少大於 50 微米，內部鍍鋅層至少大於 30 微米，抗腐蝕能力可達 75 年。

（四） 低階放射性廢棄物貯存建築物

1. 低階放射性廢棄物(A 類)貯存建築物

（1） 裝載物件要求

該建築物主要貯存低階放射性廢棄物（LLW），可以裝載接近 34,500 桶 400 公升貯存桶，0 公尺處劑量率小於每小時 5 毫西弗；1 公尺處劑量率小於每小時 0.5 毫西弗，阿伐發射線限制在每噸 4 GBq，內容物不得包含可臨界物質。

（2） 防災要求

建築物允許開孔以進行空氣對流維持溫濕度，但會施予適當生物屏蔽。

（3） 消防要求：包封物件內不可包含可燃物質，建築物內也不得存放易燃與爆裂物；

（4） 防洪要求：建築物四週需有排洪渠道，建築物基礎有 1.7 公尺，避免淹損；

（5） 防風要求：建築物需能耐受參考風速；

（6） 防震要求：建築物需能耐受參考地震；

（7） 臨界要求：內容物不得包含可臨界物質；

（8） 逃生要求：於建築物四周設置逃生出口。

2. 中低階放射性廢棄物貯存建築物(B 類)

（1） 裝載物件要求

過去比利時曾經營運有原料鈾提煉、鈾濃縮及燃料再處理工廠

與，因此存在高阿伐發射體廢料，分類為中低階放射性廢棄物（LILW），該建築物主要貯存中低階放射性廢棄物，可以裝載接近 6,600 桶 400 公升貯存桶，0 公尺處劑量率小於每小時 5 毫西弗；1 公尺處劑量率小於每小時 0.5 毫西弗，可裝載阿伐發射體（1 號坑）與高鐳系廢棄物（2 號坑）。所有貯存桶均禁止人員直接接觸操作，貯存桶均利用遠端系統進行移動。

(2) 防災要求

建築物允許排氣孔安裝 HEPA 過濾器保持通風，平時處於旁通狀態，意外時起動。

(3) 消防要求：

包封物件內不可包含可燃物質，建築物內也不得存放易燃與爆裂物；

(4) 防洪要求：建築物四週需有排洪渠道，建築物基礎離地下水水位有 1.7 公尺，避免地下水入滲或淹損；

(5) 防風要求：建築物需能耐受參考風速；

(6) 防震要求：建築物需能耐受參考地震；

(7) 臨界要求：內容物主要為阿伐發射體，不得包含可臨界物質；

(8) 逃生要求：於建築物四周設置逃生出口。

3. 中階放射性廢棄物貯存建築物

(1) 裝載物件要求

比利時用過燃料再處理後的燃料結構物件廢棄物，分類為中階放射性廢棄物（ILW），該建築物主要貯存中階放射性廢棄物，可以裝載接近 16,000 桶 400 公升貯存桶，0 公尺處劑量率小於每小時 2 西弗，大於每小時 5 毫西弗，阿伐發射體限制在每噸 4 GBq，內容物不得包含可臨界物質。所有貯存桶均禁止人員接觸，貯存桶均利用遠端系統進行移動。

(2) 防災要求

建築物允許排氣孔維持建築物內氫氣濃度，建築物內需有氫氣點燃設備，電氣設備需要有防火能力。

(3) 消防要求：

包封物件內不可包含可燃物質，建築物內也不得存放易燃與爆裂物；

(4) 防洪要求：建築物四週需有排洪渠道，建築物基礎離地下水水位有 1.7 公尺，避免地下水入滲或淹損；

(5) 防風要求：建築物需能耐受參考風速；

(6) 防震要求：建築物需能耐受參考地震；

(7) 臨界要求：內容物不得包含可臨界物質。

(四) 比利時集中式貯存設施運轉經驗

1. 前言

比利時放射性廢棄物管理係由法人機構 ONDRAF/NIRAS (Belgian Agency for Radioactive Waste and Enriched Fissile Materials) 主辦，該機構係透過立法程序於 1980 年 8 月運作，負責比利時徑內所有放射性廢棄物的管理，包含最終處置。Belgoprocess 係為 ONDRAF/NIRAS 下轄之放射性廢棄物處理公司，負責進行放射性廢棄物的處理與中期貯存，也負責集中式貯存設施的運轉。

2. 比利時放射性廢棄物的管理步驟

(1) 1982 年以前，比利時針對短半衰期放射性廢棄物，採用碳鋼桶包封後直接海拋。

(2) 1982 年以後，比利時分為 4 階段管理：

- A. 收集與運送放射性廢棄物；
- B. 處理與調和放射性廢棄物；
- C. 貯存放射性廢棄物；
- D. 處置放射性廢棄物。

3. 集中式貯存設施介紹

- (1) 低階放射性廢棄物貯存建築物。
- (2) 中低階放射性廢棄物貯存建築物。
- (3) 中階放射性廢棄物貯存建築物。
- (4) 高階放射性廢棄物貯存建築物。

4. 集中式貯存設施日常運轉

(1) 低階放射性廢棄物檢查

使用遠端半自動檢查設施，不會增加運轉人員劑量。

經檢查發現桶身曾經發生腐蝕現象，主要係水泥與金屬化學作用與貯存環境造成，大約有 9,000 桶左右出現，針對此點，除了重新檢整這些發生腐蝕現象的廢料桶外，同時也採用鍍鋅桶及重新興建新建築物，改善貯存環境。

(2) 中高階放射性廢棄物檢查

使用遠端半自動檢查設施，不會增加運轉人員劑量。

經檢查發現桶身曾經發生腐蝕現象，有一類來自於早期使用瀝青固化，經長期輻射照射後，瀝青膨脹從桶蓋溢出。另有一類係製造與焊接過程中的瑕疵，或是空氣中的不純物污染造成，針對此點，目前暫時先不處理，待日後處置前再進行檢整。

5. 建議

根據過往運轉經驗，針對集中式貯存設施運有以下建議：

- (1) 做好廠務管理；
- (2) 強化人員訓練；
- (3) 檢查工作應盡早進行；
- (4) 貯存桶表面應進行除汗；
- (5) 已腐蝕包封物件仍能限制在工程障壁當中；
- (6) 使用強制空氣對流與過濾，避免氣膠造成的污染。

九、低階放射性廢棄物貯存規範

(一) 一般性輻射防護規範

1. 設計考量

- (1) 需考慮目標劑量再依據輻射特性進行設計；
- (2) 需考慮核種衰變過程中的增建效應；
- (3) 材料的選擇需基於：
 - A. 射源的特性；
 - B. 屏蔽材料特性；
 - C. 屏蔽機械特性；
 - D. 限值保留餘裕。
- (4) 針對加馬射線，如可用空間有限制，需選用高密度高原子量材料；
- (5) 穿越管或是開孔處需進行進一步的評估避免非預期性的曝露；
- (6) 需考量輻射散射(sky shine) 效應，特別是設施周圍因大氣散射造成的劑量增建。

2. 使用認證之軟體進行輻射防護分析

- (1) 針對中子加馬混合場計算，使用 MCNPX 蒙地卡羅法程式：
 - A. 使用蒙地卡羅法，進行統計性運算，結果準確；
 - B. 由美國 Los Alamos 國家實驗室所發展；
 - C. 可運用在中子、光子與帶電粒子在各能量下單一或混合場的遷移計算；
 - D. 需有高速運算電腦，且具有精確的截面積資料庫。
- (2) 針對加馬射線輻射場，使用 MicroShield 軟體：
 - A. 使用點核仁法，進行數值分析式運算，結果近似；
 - B. 由美國 Grove Software 軟體所發展；
 - C. 可運用光子與電子場在各能量下單一或雙粒子混合場的計算；
 - D. 可使用較低階電腦運算，對目標物組成需有清楚描述。

以下為 MCNPX 與 MicroShield 兩軟體間的比較：

表 17 MCNPX 與 MicroShield 兩軟體間的比較

	MCNPX	MicroShield
計算方法	蒙地卡羅法	點核仁法
準確度	高	在混合場中較低
前置時間	與幾何複雜度有關	快
計算時間	與輸入檔複雜度有關	快
介面	非使用者有善	使用者有善
需要專業技能	建議需有高度編譯程式能力	不需要編譯程式能力

3. 輻射管制區

- (1) 針對不同的活動與設備，應盡可能的有不同的隔離空間；
- (2) 需要有足夠的空間安置暫時性的屏蔽；
- (3) 管制區需裝置輻射偵檢器以進行劑量控制；
- (4) 盡可能不要讓管制區與清潔區可直接連通或穿越；
- (5) 針對經常性的巡視，需建立不同的管制點以管制劑量；
- (6) 必須考慮迷宮式的屏蔽設計，減少通風口、出入口處因輻射散射產生的劑量增建，迷宮式的設計也需經電腦驗證，避免純存在有輻射散射集中區域。

4. 輻射合理抑低原則(As Low As Reasonable Acceptable)

- (1) 需基於經濟性、社會性與技術性各面相上的最適化；
- (2) 除符合劑量限值外，再可精進的情況下儘可能降低輻射劑量；
- (3) 參考法規為美國聯邦法規 10CFR Part20 與 ICRP-103 報告；
- (4) 合理抑低的益處可避免工作人員、公眾與環境嚴重的健康風險；
- (5) 在合理範圍下需建置額外屏蔽，以降低輻射劑量。

(二) 低放射性廢棄物中期貯存設施之輻射防護規範

1. 依循法規

- (1) IAEA SS-R-5 : Disposal of Radioactive Waste ;
- (2) IAEA WS-G-6.1 : Storage of Radioactive Waste ;
- (3) IAEA NS-G-1.13 : Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plant ;
- (4) IAEA GS-R-3 : Radiation Protection and Safety of Radiation Source: International Basic Safety Standards ;
- (5) 10CFR Part 20 : Standards for Protection against Radiation 。

2. 設計目標

- (1) 設施應建置足夠的輻射屏蔽維護工作人員與公眾的健康；
- (2) 設施應建置圍阻障壁，確保廢料與包封容器的完整性，需易於監測與管制人員進出、降低並移除氣體外釋、收集溢出之液體等；
- (3) 應建置多套監視系統，並且有品質程序確定監測數據的品質；
- (4) 低放射性廢棄物中期貯存設施輻射源項的考量；
 - A. 建築物需提供貯存物件適當的屏蔽與保護能力；
 - B. 貯存物件需避免可分裂材料貯存，以排除臨界意外風險；
 - C. 屏蔽的設計與強度將取決於最大貯量情況下之輻射源項；
 - D. 考量貯存物件中放射性物質的種類、包封容器特性與幾何狀態；
 - E. 需考量包封物件在喪失包封能力下對抗污染擴散的能力；
 - F. 需建立貯存物件中放射性物質的核種清單。

(三) 用過核燃料中期貯存設施之輻射防護規範

1. 依循法規

- (1) IAEA GS-R-3 : Radiation Protection and Safety of Radiation Source: International Basic Safety Standards ;
- (2) IAEA SS-G-15 : Storage of Spent Nuclear Fuel ;
- (3) IAEA NS-G-1.13 : Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plant ;
- (4) 10CFR Part 20 : Standards for Protection against Radiation ;

- (5) 10CFR Part 72 : Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High-Level Radioactive Waste and Reactor-Related Greater than Class C Waste 。

2. 設計目標

- (1) 主要係針對用過核燃料乾式貯存，濕式貯存有不同的設計目標。
- (2) 用過燃料貯存設施需提供貯存物件適當的屏蔽與保護能力；
- (3) 設施應建置足夠的輻射屏蔽，維護工作人員與公眾的健康；
- (4) 乾式貯存有三種不同的設計：
 - A. 使用混凝土模組貯存、混凝土護箱或兩用金屬護箱：
 - a. 乾式貯存需提供貯存期間足夠能力，使放射性廢棄物不外釋；
 - b. 透過屏蔽或圍阻設施提供用過核燃料足夠的物理障壁；
 - c. 需考慮熱移除能力，確保燃料護套完整性，主要依賴自然對流與熱輻射；
 - d. 可貯存於室內或室外。
 - B. 使用窖式貯存：
 - a. 窖式貯存需要巨大的空間容納貯存窖體；
 - b. 貯存窖可位於地表上或於地表下；
 - c. 貯存窖需提供貯存期間足夠能力，確保放射性廢棄物不外釋；
 - d. 貯存窖需有足夠的屏蔽或圍阻設施提供用足夠的物理障壁；
 - e. 考慮熱移除能力，確保燃料護套完整性，主要依賴強制對流；
 - f. 可能需安裝二次冷卻系統，避免意外發生時放射性物質外釋。
- (5) 需建置燃料吊運系統，設計目標如下：
 - A. 需建立輻射監測儀器確保吊運期間工作人員健康；
 - B. 燃料吊運系統需分析是否會與圍阻設施產生增建效應，導致吊運期間輻射劑量增加；
 - C. 燃料或金屬護箱吊運需確保各項環境衝擊因子（如輻射劑量）不受吊運作業影響。

- (6) 需建置控制場界，控制場界輻射劑量每年不可超過 0.25 微西弗，為達成此項法規限值，可建置：
- 屏蔽性建築物；
 - 額外的屏蔽設施；
 - 可符合法規要求的場區面積，俾使場界之劑量符合需求。
- (7) 天空散射是重要的輻射增建機制，需予以避免：
- 強化屏蔽建築物之屏蔽幾何；
 - 用過燃料護箱或模組屏蔽強化；
 - 用過燃料護相或模組排列陣列的改變；
 - 貯存區四週區域行政管制，限制工作人員停留時間。
- (8) 用過核子燃料中期貯存設施輻射源項的考量
- 用過燃料中來自超鈾元素中，自發性分裂中子源產生的中子，如鈾 244；
 - 用過燃料中來自超鈾元素中，阿伐射源產生之二次中子；
 - 用過燃料中因核分裂或次臨界產生的增值中子；
 - 分列產物衰變產生的加馬射線；
 - 原子核捕獲中子產生之加馬射線；
 - 材料因中子活化後衰變產生之加馬射線。
 - 其中針對中子吸收，係利用低密度含氫或含碳量高，或含硼材料吸收，如樹脂、塑膠類聚合物、水泥等。針對加馬射線屏蔽，則利用高密度高原子量材料，如鉛、鈹、水泥等。

十、高階放射性廢棄物用過核燃料貯存規範



(一) 新建中期貯存設施安全驗證

1. 現況

目前比利時共有 7 部壓水式核能機組，初次臨界約介於 1975 年至 1985 年間，其中 Doel 電廠有 4 部機（1 座乾式貯存設施），Tihange 電廠有 3 部機（1 座濕式貯存設施）。

圖 2 比利時核電機組現況

2. 依循法規

- (1) 比利時法規，Royal Decree : General Regulation for the Protection of the Population, Workers and Environment against the Danger of Ionizing Radiation ；
- (2) 比利時法規，Royal Decree : Safety Requirements of Nuclear Installations Chapter IV dedicated to Waste and Spent Fuel Storage 。
- (3) 美國聯辦法規，10CFR Part 72 : Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High-Level Radioactive Wastw and Reactor-Related Greater than Class C Waste ；
- (4) 美國法規，NUREG 1536 : Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at General License Facility ；
- (5) 美國法規，NUREG 1567 : Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities ；
- (6) IAEA SS-G-15 : Storage of Spent Nuclear Fuel 。

3. 管制機關

- (1) Federal Agency for Nuclear Control，FANC：
 - A. 成立於 1994 年 4 月 15 日；
 - B. 政府管制機關；
 - C. 約 140 人；
 - D. 可視察各核能設施；
 - E. 可執行行政裁罰。

- (2) Bel-V
 - A. FANC 下轄技術支援機構；
 - B. 約 50 位專家；
 - C. 進行安全評估與法規檢視；
 - D. 可執行行政裁罰。

4. 法規時程

新建中期貯存設施之法規時程如下：

- (1) 準備設計與運轉需要資料 (Design, Operation Provision Files, DOPF)：需時 1 年，由業主提供；
- (2) 審查 DOPF，需時 1 年，由 FANC 進行審查；
- (3) 準備執照文件，需時 1 年，可在 FANC 審查 DOPF 期間進行，FANC 結束 DOPF 後，提出執照文件，進行興建許可申請；
- (4) 興建許可文件審查需時 2 年，由 FANC 進行審查，審查完畢後發給興建許可；
- (5) 取得興建許可後，開始興建，需時 3 年，由業主進行，在工程結束前 1 年，提出運轉執照申請；
- (6) 審查運轉執照文件，需時 1 年，由 FANC 進行審查，審查完畢後發給運轉執照。法規流程總時程約需時 7 年。

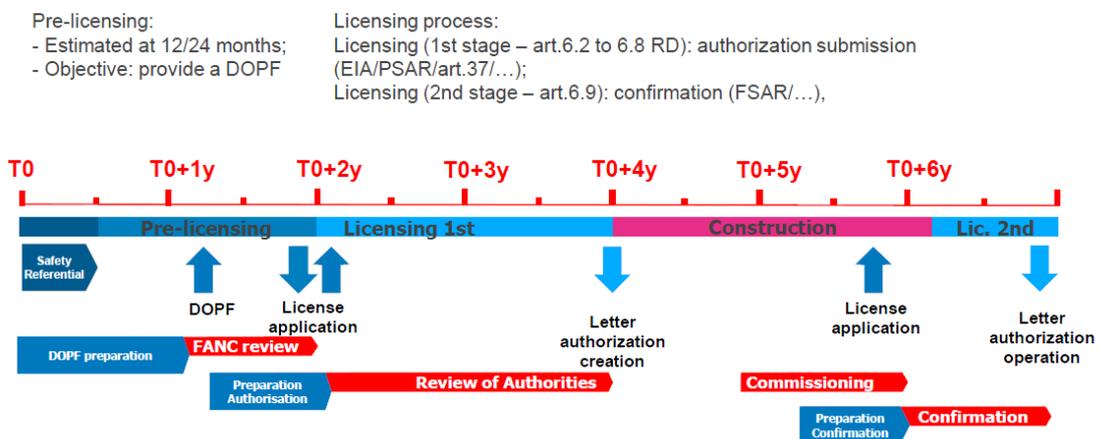


圖 3 法規流程總時程概念圖

5. 安全功能

用過燃料維持安全狀態所需之基本安全功能（根據 WENRA RL S-19）：

- (1) 需維持用過核燃料在次臨界狀態；
- (2) 維持良好的熱移除能力；
- (3) 良好的放射性核種有效局限能力；
- (4) 輻射防護能力；
- (5) 用過核燃料可再取出。

貯存設施需在運轉期間，預期運轉事件與設計基準事故下，均能確保上述之基本安全功能。而物理障壁依據 INSAG-10，定義如下：

- (1) 燃料丸；
- (2) 燃料護套；
- (3) 中子緩速劑；
- (4) 圍阻設施；

(二) 深度防禦 (Defense-in-depth, DiD)

為了確保核能設施能有效預防或抑制，在任何意外下放射性或危險性物質所造成的危害，需透過多種、多樣且各自獨立的防禦機制，以避免人為或激下上的失誤造成共因性的多重防禦機制失效。以下為 FANC 針對深度防禦喪失情況之分級：

表 18 FANC 針對深度防禦喪失情況之分級

項目	深度防禦目標	深度防禦評估
第 1 級	避免異常事件	無廠外放射性物質外釋
第 2 級	控制異常事件	無廠外放射性物質外釋
第 3 級	控制意外情況並限制放射性物質外釋量	無廠外放射性物質外釋 或極輕微之輻射影響
第 4 級	控制嚴重事故並限制場外 放射性物質之外釋量	廠外放射性物質外釋可 透過區域或時間管制降 低風險

第 5 級	緩和大规模放射性物質外釋	放射性物質廠外外釋將影響各項保護措施
-------	--------------	--------------------

深度防禦需確認潛在最嚴重事故對新建中期貯存設施的影響、輻射外釋的嚴重程度，也需要對此類潛在最嚴重事故進行分類與各別的安全分析。

1. 水災分析

針對水災，新建中期貯存設施安全功能，驗證如下表：

表 19 新建中期貯存設施安全功能針對水災驗證

安全功能	衝擊分析
需維持在次臨界狀態	無
維持良好的熱移除能力	無
良好的放射性核種有效局限能力	無
輻射防護能力	無
用過核燃料可再取出	無

2. 風災分析

針對風災，新建中期貯存設施安全功能，驗證如下表：

表 20 新建中期貯存設施安全功能針對風災驗證

安全功能	衝擊分析
需維持在次臨界狀態	無
維持良好的熱移除能力	無
良好的放射性核種有效局限能力	無
輻射防護能力	可能影響
用過核燃料可再取出	可能影響

如果可能產生影響，則需要考慮發生的機率與嚴重度，並界定意外之類別進行抗風災設施之建置，但仍需考慮經濟性與合理性。

十一、放射性廢棄物貯存安全法規

(一) 比利時中期貯存設施

1. 參考廠

- (1) 高階乾式貯存設施參考廠為 Doel 電廠 SCG 乾式貯存設施（主要貯存壓水式反應器燃料）。
- (2) 低放射性廢棄物貯存設施參考廠為 Belgoprocess 廠區 B155 貯存設施（主要貯存 B 類與 C 類廢料）。

2. 參考法規

由於參考廠均興建於 1990 年至 2010 年間，所使用的法規並未完全符合 FANC 於福島事件後的要求，因此需按照 FANC 之要求進行強化，福島事件後，FANC 要求核能設施需符合：

- (1) 西歐核管制協會 WENRA (Western European Nuclear Regulators Association) 發佈之報告：Report on Safety of New Nuclear Power Plant Design；
- (2) IAEA 技術報告 TECDOC-1791：Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants；
- (3) IAEA SSG-15：Storage of spent nuclear fuel
- (4) IAEA SSR-2/1：Safety of Nuclear Power Plants: Design。

(二) 安全概念

增加核能設施深度防禦的強度與深度，特別是地震、洪災與飛機撞擊等意外，並針對運轉情況（正常運轉或預期運轉事件）、意外情況（設計基準事故或超越設計基準條件）進行深度防禦縱深的強化。

在進行安全縱深的強化，首先需要定義設計基準，並確認必要的設計需求，設計需求包含：

1. 設施結構、系統與組件的功能性；
2. 在運轉情況（正常運轉或預期運轉事件）與意外情況（設計基準事故或

- 超越設計基準條件)情況下,設施結構、系統與組件需存在其功能性;
3. 在內部與外部危害情況下,設施結構、系統與組件需存在其功能性;
 4. 設施結構、系統與組件功能性、穩定性、可靠性與可用性的接受準則;
 5. 假設條件與設計準則。

在安全分析報告中,必須最嚴重情況之放射性後果(Worst Case Radiological Consequence, WCRC),設計基準事故(Design Basis Accident, DBA)比利時定義為危險 1 級(Hazard Level 1, HL-1);超越設計基準條件(Design Extension Conditions, DEC)比利時定義為危險 2 級(Hazard Level 2, HL-2)。針對 HL-1,設計上需預留足夠的保守度,以維持安全貯存的狀態,在面對設計基準事故發生時,所有的安全餘裕與深度防禦必須維持有效,所有情況與事故序列之發生必須為預期且可以控制的。

針對 HL-2,設計上可能未曾考量,因此需針對此類事故透過工程障壁予以強化其安全縱深,盡可能透過物理現象與被動式的系統進行防禦,減少依賴電力、水源等主動性動件進行干預抑緩,安全餘裕與深度防禦的縱深需能使情況與事故序列回復到可控制情況,允許短期的放射性物質外釋。

(三) 安全分析查核

比利時針對中期貯存設施安全分析查核,共有 40 項安全分析查核項目,如下表:

表 21 中期貯存設施安全分析查核項目目錄

1	Operator dose	18	Final disposal is to be decided which can take longer than the license of casks and building
2	Low public dose	19	Problem with casks (discharge)
3	Extension of the building	20	Wind impact on natural ventilation in the existing and new buildings
4	Less storage flexibility due to foundation problems (in Doel)	21	Ultimate cooling (of CNT2 or CNT3) could be blocked due to foundation
5	Failure of remote handling (increase radiation dose)	22	Temperature impact on ventilation
6	SFP (Single Failure Proof) crane (increase radiation dose)	23	Tornado
7	Loss of leak tightness of the cask	24	Earthquake (DEC)
8	Degradation of radiation shielding	25	Airplane crash (F16)
9	Drop of cask	26	Airplane crash (Commercial airplane)
10	Tip-over cask during manipulation	27	Radiological air contamination in case of accident
11	Wrong positioning of the radiological shielding	28	Radiological water contamination in case of accident
12	Loss of ventilation efficiency	29	Radiological soil contamination in case of accident
13	Internal flooding	30	External fire
14	Internal fire	31	External flooding
15	Internal explosion	32	External missiles
16	Internal missiles	33	External explosion
17	Break of the cask (in case of accident)	34	Toxic products
		35	Groundwater
		36	Extreme rain
		37	Extreme ice/snow
		38	Lightning
		39	Hail

其中：

1. 第 1 項至第 8 項（黃色部分）：正常運轉情況要求（正常運轉或可預期運轉事件）事件；
2. 第 9 項至第 12 項（橘色部分）：設計基準事故（DBA 可預期事故）；
3. 第 13 項至第 17 項（橘色部分）：內部性危害，可能會導致超越設計基準條件（DEC）；
4. 第 18 項至第 40 項（紅色部分）：外部性危害，可能會導致超越設計基準條件（DEC）。

上述安全分析查核項目係針對新建之中期貯存設施，依據 WENRA 的要求，新建之中期貯存設施，在設計時需建置相關設施預防或抑緩安全分析查核項目所導致災害危害，不允許透過移動、外加或臨時性的設施進行強化。針對已運轉之中期貯存設施，則有不同的安全分析查核項目，依據 WENRA 的要求，已運轉之中期貯存設施，需增設相關設施預防或抑緩對應之安全分析查核項目所導致災害危害，允許透過移動、外加或臨時性的設施進行強化。

FANC 針對最嚴重情況之放射性後果（Worst Case Radiological Consequence，WCRC）的指導原則如下：

1. 在執照申請時，需定義相關假設肇始事件與事件項目，需進行先期與一般性分析，但毋須進行完整與細節分析；
2. 在執照申請時，針對此類事件之設計需有足夠的保守度。

針對 WCRC，假設為在如未能採取正確的防禦措施或保護時，將會導致燃料 100%破損，並造成金屬護箱氣密圍阻能力喪失，放射性物質大量洩漏。

(四) 最嚴重情況之放射性後果 (Worst Case Radiological Consequence, WCRC) 肇始事件

1. 飛行器撞擊

比利時針對 3 種飛行器撞擊進行分析：

- (1) 軍事飛行器 (Military Aircraft, MAC)；
- (2) 小型飛行器 (General Aviation, GenAv)；
- (3) 大型商用飛行器。

經分析，中期貯存設施引發最嚴重情況之放射性後果，是遭受軍事飛行器(戰鬥機)的撞擊，比起小型飛行器，軍事飛行器的速度與強度更大；比起大型商用飛行器，戰鬥機撞擊動量集中，造成的危害較嚴重，但大型商用飛行器，破壞屬於大範圍的危害 (Global damage)，但危害反較軍事飛行器來的輕微些。因此軍事飛行器屬關鍵肇始事件，需進行特別的分析與驗證。

2. 地震

此事故所產生的最嚴重結果為建築物坍塌，金屬護箱遭到掩埋，由於金屬護箱能耐受墜落測試所產生的加速度與動能，該加速度遠大於地震產生的加速度與動能，因此地震對於箱體本身無法造成危害。

在地震情況下，中期貯存設施之 1 級危險 HL-1 與電廠的安全停機地震 (Safety Shutdown Earthquake, SSE) 相當；中期貯存設施之 2 級危險 HL-2 則與可影響廠區之最大規模地震相當，但此兩類情況經分析後，均可獲得抑緩並始終保持在安全貯存狀態。

3. 熱浪

由於溫室效應，過去氣溫資料未必能含蓋運轉期間之氣溫狀態，特別是熱浪來襲，可能會造成金屬護箱冷卻出現不充分的情況，但此情況經分析，即使超過 1 個月氣溫超過攝氏 45 度 (此氣溫已超過沙烏地阿拉伯的歷史數據)，護箱仍能維持冷卻機能，使燃料終保持在安全貯存狀態。

十二、放射性廢棄物貯存設計需求

(一) 中期貯存設施通風需求

1. 參考廠

- (1) 用過燃料乾式貯存設施參考廠為 Doel 電廠 SCG 乾式貯存設施與 Tihange 電廠即將興建之乾式貯存設施，此二設施僅使用自然對流，執照上可貯存用過燃料 50 年；設計上可貯存用過燃料 80 年。
- (2) 低放射性廢棄物貯存設施參考廠為 Dessel 廠區, Belgoprocess 第 51 貯存設施，該設施僅使用自然對流，原計畫貯存低放射性廢棄物 20 年，現延長使用壽限至 30 年，目前有發生水氣凝結於貯存桶表面現象、焊道鏽蝕現象與貯存桶破損等問題。

2. 參考法規

- (1) 中間貯存設施建築物之主管機關為 FANC，監察機關為 Bel-V；
- (2) 執照係透過法規體制由主管機關 FANC 核發。
- (3) 中間貯存設施建築物通風相關之參考法規：
 - A. 比利時法規：Protection of the Public and Environment against the Dangers of Ionizing Radiation and on Belgian Federal Agency for Nuclear Control (FANC)；
 - B. 比利時法規：Royal Decree：General Regulations on the Protection of the Public, Workers and Environment against Hazards of Ionizing Radiation；
 - C. 比利時法規：Royal Decree：Safety Requirements for Nuclear Installations
 - D. 比利時法規：Royal Decree：Nuclear and Radiological Emergency Plan for Belgian Territory；
 - E. 歐盟指引：Assessment of the Effects of Certain Public and Private Projects on the Environment；
 - F. IAEA SSG-15：Storage of spent nuclear fuel；

G. 美國聯辦法規，10CFR Part 72：Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High-Level Radioactive Wastw and Reactor-Related Greater than Class C Waste。

3. 安全概念

- (1) 臨界風險：非常低濃度之可分裂成份以及特殊包封容器，無臨界風險；
- (2) 汙染防護：使用包封容器與工程障壁阻隔汙染傳遞，需定期檢測氣體活度；
- (3) 極端戶外條件：需與外界有適當的隔離性；
- (4) 輻射防護：建築物外管制區輻射劑量需小於每小時 20 微西弗；非管制區廠區輻射劑量需小於每小時 5 微西弗。

(二) 內部與外部危害

1. 安全功能

通風系統之安全功能，如表 22 所列：

系統	型式	功能功能	安全功能
貯存倉庫通風 (Storage Hall Ventilation, SHV)	被動式通風	冷卻	有

表 22 通風系統之安全功能

2. 風險矩陣

通風系統之風險矩陣，如表 23 所列：

系統	內部 火災	內部 爆炸	地震	喪失 冷卻	氣候 影響	內部 火災	外部 爆炸	飛機 撞擊	毒性氣 體爆炸
SHV	無	無	有	有	有	無	有	無	無

表 23 通風系統之風險矩陣

3. 火災防護

貯存倉庫基於以下考量，內部火災幾乎無發生可能，故無排煙功能設計：

- (1) 倉庫內起火負載極低；
- (2) 倉庫內不允許人員進入，廢料桶以緊密方式排列，無預留人員活動空間，包含消防人員救火路徑。
- (3) 無設備需要火災防護（兩用金屬護箱已有防火設計）。

(三) 組件說明

由於貯存倉庫內僅依賴自然對流，因此無動力元件。除進出氣孔百葉窗需符合耐震一級的要求，其它相關組件需符合 ISO 17872：Type I 的規定，通風組件無單一事故失效或共因失效考量需要。

(四) 自然對流原理

自然對流係透過空氣作為流體，透過開孔間的壓差，產生空氣流動進行熱交換，高壓差將會造成高流率，而開孔大小也會影響流率，開孔越大，空氣流率越高。自然對流主要依賴兩種效應驅動：

1. 煙囪效應；

煙囪效應熱移除量可由下列公式敘述，如式 3 所示：

$$Q_s = C_d * A * \sqrt{2\Delta P/\rho} \quad (\text{式 3})$$

其中， Q_s 為煙囪效應之熱移除量；

A 為開孔之面積；

ΔP 為室內與室外溫差；

ρ 為室內外平均空氣密度；

C_d 為開孔之移除效率， $C_d < 1$ 。

針對百葉窗，1 個開孔有對流之推算公式，如式 3-1 所列：

$$C_d = 0.40 + 0.0045\Delta P \quad (\text{式 3-1})$$

針對百葉窗，2 個開孔無對流之推算公式，如式 3-2 所列：

$$C_d = 0.65 \quad (\text{式 3-2})$$

式 3-1 與式 3-2 係根據美國冷凍空調工程師學會（American Society of Heating, Refrigerating and Air-Conditioning Engineers, ASHRAE）建議公式或值。簡便計算，各型百葉窗之移除效率列於下表 24

開孔之移除效率 Cd	
類型	移除效率
第 1 型百葉窗	>0.4
第 2 型百葉窗	0.3 – 0.399
第 3 型百葉窗	0.2 – 0.299
第 4 型百葉窗	0.199<

表 24 各類型百葉窗係定義於歐洲標準 EN 13030：Ventilation for Buildings – Performance Testing of Louvers Subjected to Simulated Rain。

2. 風力。

風力熱移除量可由下列公式敘述，如式 4 所示：

$$Q_w = C_v * A * V_w \quad (\text{式 4})$$

其中， Q_w 為風造成之熱移除量；

C_v 為開孔之移除效率，一般約介在 0.25 至 0.35 間；

A 為開孔之面積；

V_w 為風速。

同時考慮煙囪效應與風力效應，由於兩個效應會交互影響，所以總移熱量（ Q_t ）不等於煙囪效應之熱移除量（ Q_s ）加上風力熱移除量（ Q_w ），也就是說：

$$Q_t \neq Q_s + Q_w \quad (\text{式 5})$$

兩種效應將會是複雜的函數關係，與空氣的絕熱條件、壓損與密度改變等變數相關。依據計算，自然對流的最佳表現進出口溫差，介於攝氏

15 度至 25 度間；百葉的有效面積介於 2 至 4.5 平方公尺間；在此表現下，最佳的壓損需介於 20 至 30 Pa 間，當建築物的高度介於 25 至 30 公尺間，溫差效應恰可抵消壓損。

(五) 用過燃料中期乾式貯存設施自然對流

1. 空氣係透過裝置於建築物四週之百葉窗進入；
2. 空氣進入建築物先透過輻射防護之迷宮設計兼氣流檔，使冷空氣下沉進入後通過護箱底部位置；
3. 冷空氣穿過金屬護箱陣列，並透過對流及熱輻射將熱移除；
4. 熱空氣將透過位於建築物頂部之開口流出；
5. 在建築物頂部有氣室設計，產生煙囪效應加強空氣流率；
6. 加速後的熱空氣透過裝置於屋頂之百葉窗流出。

模擬結果指出，如果沒有熱負載，就不會有通風作用；而如果越接近設計最大之熱負載，則就會越接近設計最大之通風流率。空氣自然對流與下列各參數強烈相關：

1. 外部空氣溫度；
2. 金屬護箱熱負載；
3. 建築物幾何；
4. 通風設備性能；
 - (1) 進出口百葉窗性能；
 - (2) 氣室；

建築物進出口溫度皆需小於攝氏 45 度，對於通風系統沒有安全規範，大體上來說，風對於中期貯存設施自然對流是正面的，在運轉條件下，通風系統對於週圍 10 公尺內的建築物不會造成衝擊。

自然對流條件下，金屬護箱溫差與金屬護箱熱負載，可以式 6 表示：

$$\Delta T_{cask} = (P_{cask}/2 * qm * Cp) * (\Delta qm/qm) \quad (\text{式 6})$$

其中，

ΔT_{cask} 為金屬護箱溫差；

P_{cask} 為金屬護箱熱負載；

qm 為空氣質量流率；

Cp 為空氣等壓熱焓。

因此，可得獲得相關結論如下：

- (1) 透過空氣對流進行熱移除對用過核燃料而言是主要移熱模式之一；
- (2) 百葉窗開孔的有效面積需足夠讓充分的空氣進入建築物；
- (3) 冷卻效率與金屬護箱陣列有關；
- (4) 金屬護箱的熱狀態與空氣對流強烈相關。

(六) 廢料貯存桶修復廠房通風

廢料貯存桶修復廠房的主要目的，係因廢料貯存桶可能發生老化、鏽蝕或腐蝕等現象，繼續貯存可能會造成核種洩漏，並對外界產生汙染，因此需將受損之廢料貯存桶移至修復廠房進行修復，俾在日後貯存期間能安全貯存放射性廢棄物。

廢料貯存桶修復廠房通風需能提供以下功能：

1. 限制放射性廢棄物修復區與外界連通；
2. 純化修復期間產生的氣體、氣膠與粉塵，透過過濾裝置收集或留滯；
3. 淨化室內空間空氣品質；
4. 提供室內運轉設備需要的溫濕度；
5. 提供工作人員舒適的檢查與維修環境；
6. 提供運轉人員長期的適居性。

確保修復區與環境之不連通性，係透過負壓與過濾系統，維持空氣流是由環境流向污染區，而流出污染區之空氣，需透過過濾系統過濾並監測後才可釋出。

確保工作人員在吸入限值（Derived Air Concentration，DAC）與年攝入限值（Annual Limit if Intake，ALI）符合體內污染防護，需透過雙重過濾系統淨化空氣，先透過濾網與 HEPA 過濾器過濾空氣微粒與氣膠，再透過活性碳床過濾氣態碘，以確保工作人員體內不因修復作業進行，造成體內污染。

控制室需要保持正壓，空氣流由控制室向外界流出，如此外界之放射性物質不致流向控制室，確保運轉人員不因修復作業進行，造成體內污染。

（七） 中期貯存設施消防需求

1. 法規體系

針對不同的安全面相，有不同安全目標與體系，針對中期貯存設施，可區分三類：

（1） 核能安全：

- A. IAEA SSG-15：Storage of spent nuclear fuel；
- B. IAEA NS-G-1.7：Protection Against Internal Fires and Explosions in the Design of Nuclear Power Plants Safety Guide；
- C. IAEA WS-G-6.1：Storage of Radioactive Waste Safety Guide；
- D. WENRA（Western European Nuclear Regulators Association）：Report on Safety of New Nuclear Power Plant Design；
- E. 美國聯邦法規，10CFR Part 72：Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High-Level Radioactive Wastw and Reactor-Related Greater than Class C Waste。

（2） 工作安全：

- A. 比利時法規：Royal Decree：Safety Requirement for Nuclear Facilities；

- B. 比利時法規：Royal Decree：Fire and Explosion Prevention for New Buildings；
- C. 比利時法規：Royal Decree：Protection of People, Workers and Environment against the Radiation Risk；
- D. 比利時法規：Royal Decree：Fire Prevention at Work – General Rules for Electrical Appliances；
- E. 比利時法規：Royal Decree：Well-being at Work；
- F. 比利時法規：Royal Decree：Directive for the Protection of the Environment。

(3) 財產安全：

核能設施依循美國聯邦法規 RG 1.189 (NFPA 801)，Fire Protection of Nuclear Power Plant。

2. 安全體系建立

為了確保核能安全，必須建立安全體系與評估機制，應至少包含：

- (1) 需針對火災相關危害與情節進行安全評估；
- (2) 依據安全評估結果，建立運轉限值、限制運轉條件與行政管制點；
- (3) 建立定期維護、檢查與測試計畫；
- (4) 建立訓練計畫；
- (5) 建立緊急計畫。

並限制內部火災發生的機會，而內部火災可能發生的火源如下：

- (1) 自燃性物質；
- (2) 由於結構、系統與組件失效造成的區域熱點；
- (3) 來自機械、電子或電力迴路走火產生的火花；
- (4) 來自人為焊接或抽菸產生的火花；
- (5) 來自爆裂物。

而外部火災，則多半來自於以下現象：

- (1) 氣象造成，如閃電；

(2) 人為造成，如飛行器撞擊，或鄰近建築物延燒。

安全體系需確保深度防禦的縱深，確保每道防線即使失效仍有縱深可以抑緩火災，消防深度防禦可分為三階段，如下：

- (1) 第一階段：預防起火；
- (2) 第二階段：偵測火源並在最短時間滅火；
- (3) 第三階段：避免火災擴散，並確保系統安全功能。

而實際操作，可有下列方法進行：

- (1) 第一階段：控制火源、進行避雷與限制閃燃源以預防起火；
- (2) 第二階段：建立偵檢與警報系統偵測火源，並建置自動灑水、滅火或手動滅火系統，在最短時間滅火；
- (3) 第三階段：透過防火隔間、防火門，避免火災擴散，確保系統安全功能。

3. 消防計畫

消防計畫的內容，應將設備、程序書與人員整合，以因應火災消防需求之一切活動，並應針對火災危害進行分析，包含：

- (1) 假設之肇始事件；
- (2) 事故序列與事件相依性；
- (3) 二次效應，例如火災後造成的水損或淹損。

由於比利時核能設施依循美國法規，因此依據美國消防法規 **NFPA 801：Standard for Fire Protection for Facilities Handling Radioactive Materials**。

該法規要求，消防計畫應被建立並執行其內容，包含：

- (1) 管理與政策指引；
- (2) 設施消防系統設計、運轉之標準、程序書、操作程序或相關文件；
- (3) 火災危害分析的準備與更新；
- (4) 設施組態變更對消防產生的影響。
- (5) 提供所有員工、承包商有關消防安全相關資訊；
- (6) 每月至少一次將消防設施檢查結果文件化；

- (7) 透過廠務管理控制移動類型的火源或爆炸物；
- (8) 偵煙系統定期偵測試驗；
- (9) 透過文件體系管理可燃物、爆炸物或助燃物；
- (10) 控制閃燃源，例如焊接、切割或其他熱工作；
- (11) 設施內禁菸；
- (12) 消防系統檢查、測試與維護；
- (13) 檢整程序針對消防系統預期或非預期的損壞；
- (14) 防火報告，包含視察後的矯正事項；
- (15) 採取消防建築，改用防燬素材；
- (16) 緊急程序與相關要求；
- (17) 設施火災權責組織；
- (18) 準備消防預防計畫書；
- (19) 針對上述要求建立品質保證程序；
- (20) 提供人員相關訓練確保上述程序能被確實的執行。

以確保火災不致對核能安全之共同目標產生衝擊，整理如下：

- (1) 包封放射性物質；
- (2) 控制外部輻射劑量；
- (3) 預防用過燃料再臨界可能；
- (4) 預防熱移除不良造成的損害。

4. 火源分析

針對用過燃料中期貯存設施，火源分析如下表 25：

區域	火源
貯存區	電纜拖網、電器箱與迴轉機設備。
裝卸平台	電纜拖網、電器箱與迴轉機設備。
電氣室	電纜拖網、電器箱、電池與迴轉機設備。
空調室	電纜拖網、電器箱與迴轉機設備。
控制室	電纜拖網、電器箱與迴轉機設備。

表 25 用過燃料中期貯存設施火源分析表

針對低放射性廢棄物貯存倉庫，火源分析如下表 26：

區域	火源
貯存區	可燃性或具爆炸性廢棄物； 卡車卸載； 電纜拖網、電器箱與迴轉機設備。
裝卸平台	電纜拖網、電器箱與迴轉機設備。
電氣室	電纜拖網、電器箱、電池與迴轉機設備。
空調室	電纜拖網、電器箱與迴轉機設備。
控制室	電纜拖網、電器箱與迴轉機設備。

表 26 低放射性廢棄物貯存倉庫火源分析表

5. 消防設計與需求

中期貯存設施消防需求，應考慮以下項目：

- (1). 火源預防；
- (2). 水源供應；
- (3). 外部消防栓；
- (4). 手提式滅火器、水線與龍頭；
- (5). 火源偵測；
- (6). 防火隔間；
- (7). 消防車輛進入；
- (8). 排煙與排熱；
- (9). 燃料撤離；
- (10). 緊急撤離；
- (11). 避雷設施。

上述原則適用用過燃料中期貯存設施與低放射性廢棄物貯存倉庫。

針對火源控制，可透過以下策略進行：

- (1). 使用防爆、防蝕材料；
- (2). 設施內無輸油、輸燃氣管路；
- (3). 當貯存區無作業時，電源總開關應關閉；
- (4). 貯存區減少不必要的舉吊或機械工作。

針對防火隔間，可透過以下策略進行：

- (1). 舉吊機械應存放在獨立隔離房間；
- (2). 具可燃性或潛在爆炸性廢棄物，應貯於防火隔間；
- (3). 貯存區與裝載區應隔離。

針對火災偵測，應於各區域建置偵煙器與偵焰器，警報系統應自備電池電源並可耐受至少 72 小時失電。手提式滅火器應配置充足且易於取得，並定期檢查確認滅火材料

之有效性；固定式滅火系統則需透過火災危害或相關之安全分析，決定安裝與否。

按常理，一般建築物偵煙器或偵焰器應裝置於於室內上方或天花板上；但依據比利時經驗，在用過燃料中期貯存設施中，偵煙器或偵焰器應避免裝置在金屬護箱上方，因偵煙器或偵焰器可能因為輻射照射受損而喪失功能。比利時的作法，是將偵煙器或偵焰器裝置在屏蔽牆後（可減少定期巡視人員與維護人員之輻射劑量），於金屬護箱上方之天花板上裝置導氣管路，利用小型風扇（Aspirating Smoke Detector，ASD）將氣體抽出並通過偵煙器或偵焰器；萬一有火災發生，透過風扇將煙霧抽向導氣管路並通過位於屏蔽牆後方之偵煙器或偵焰器，可確保偵煙器或偵焰器之可靠度與有效性。

肆、參訪紀要

一、參訪 Doel 核能發電廠之用過燃料中期貯存設施

(一) Doel 核能發電廠介紹

Doel 核能發電廠位於比利時北部斯海爾德河河畔，近荷蘭之邊界處，於 1975 年開始啟用(1 號機)，電廠由 Tractbel 公司負責設計，由電力公司 Electrabel 負責營運，現有員工 1,043 人，年發電量 230 億度電，供應 660 萬家庭用戶，佔比例時電力供應之 25%。其四部機組之資料詳列於表 27。

表 27 Doel 核能發電廠四部機組基本資料

機組	製造商	迴路	燃料矩陣	燃料高度(ft)	發電量 (Mwe)	運轉起始年度
1&2	西屋	2	14x14	8	2x433	1075
3	Areva	3	17x17	12	1006	1982
4	西屋	3	17x17	14	1039	1985

(二) Doel 核能發電廠管制區介紹

管制區為編號 11 之建築，任何進入廠區之參訪人員必須於管制區之櫃台提供身分證件辦理手續以換取入廠磁卡與劑量徽章，在配戴安全帽與工作鞋後方能進入廠區。進入廠區前亦須先設定磁卡密碼並掃描手背之血管分佈網路圖樣作為辨識身分之用，由廠區出入口之安全系統進行辨識，確認身分後方能通行。據現場工作人員表示，傳統之指紋或眼睛虹膜之辨識，皆有可能因手指或眼珠被截取而遭破解，惟手掌因截取後血液便停止流動，血管分佈網路圖樣改變，故無法被有心人士當作識別之用。其管制之嚴謹與設備之創新值得學習。

(三) Doel 核能發電廠用過燃料中期貯存設施(Doel's SCG)介紹

1. 外觀

用過燃料中期貯存設施為編號 31 之建築，位於 Doel 核能發電廠廠區之西側。

2. 控制室

控制室位於平面圖之 A 區，備有電腦監控設備，掌握設施內之所有金屬護箱之溫度、壓力等數據狀況。控制室內平時並無工作人員負責在場監控，數據如有異常，控制室將直接傳送訊號製廠區之主控室。

3. 準備區

準備區位於平面圖之 B 區，金屬護箱由鍋板車運送至中期貯存設施時會先運送至準備區，再由天車吊舉至上層之等待區，在進行檢查後吊舉至貯存區內。

4. 貯存區

貯存區位於平面圖之 C 區，貯存區以水泥牆面分隔為兩區，分別可存放 53 及 112 桶金屬護箱。

金屬護箱桶之表面溫度超過 100 度，在近距離下(約 3 公尺)可感受其高溫。透過連接金屬護箱內與護箱外氦氣瓶(固定於牆面上)管路(其護箱外之黑色導管)上安裝壓力錶，可即時監控壓力變化。四周之水泥護牆材質中含有硼，其目的在於增加對中子之屏蔽效果。

貯存設施內以自然對流之方式傳導熱能，目前裝載用過燃料之金屬護箱共計 98 桶，型號包括 TN24D、TN24XL、TN24DH、TN24XLH 及 TN24SH，貯存區內仍有部分為空箱。

此中期貯存設施之貯存空間預計於 2025 年滿載，屆時位於廠區內新建之中期貯存設施(位於原中期貯存設施西側)將可同時啟用。

二、 拜訪比利時 BELGOPROCESS 並考察其集中式貯存設施

(一) BELGOPROCESS 簡介



圖 4 比利時核子設施位置圖

BELGOPROCESS 於 1984 年成立，當時主要負責用過核燃料再處理的相關工作；1986 年比利時政府決定中止比利時境內所有的再處理業務，於是 BELGOPROCESS 轉移為比利時放射性廢棄物管理機構 ONDRAF/NIRAS(National Institute for Radioactive Waste and Enriched Fissile Materials)的附屬子公司。比利時由 ONDRAF/NIRAS 負責所有放射性廢棄物之管理，包括貯存及處置，其主要設施在 Mol 及 Dessel，由其附屬機構 BELGOPROCESS 負責營運。BELGOPROCESS 的職掌為負責放射性廢棄物處理、貯存與處置，以及核能設施除役與除污。



圖 5 、 ONDRAF/NIRAS 與 BELGOPROCESS 公司關係

BELGOPROCESS 位於比利時東北方接近國界處，有兩個場區，分別位於 Dessel(1 號場區)及 Mol (2 號場區)，而放射性廢棄物營運相關設施主要位於 Dessel 之 1 號場區。



圖 6 參訪 BELGOPROCESS



圖 7 BELGOPROCESS 地理位置

表 28 BELGOPROCESS 集中式貯存設施

	Dessel貯存場設施配置	處理/貯存內容
處理設施	137X處理廠房	低放射性固體與液體廢棄物處理設施、中低放射性污泥與蒸發濃縮廢液之處理與固化設施、α污染廢棄物處理設施
主要貯存設施	150、151	低放射性廢棄物貯存設施
	127、155X	中放射性廢棄物貯存設施
	129、136、156	中高放射性廢棄物貯存設施
短期貯存設施	103、153	尚未處理的α污染廢棄物

	廠區	貯存內容	容器型式	設計容量	備註
中高放廢棄物	129	<ul style="list-style-type: none"> Eurochemic再處理之玻璃固化高放射性廢棄物 BR2及BR3反應器所產生的水泥固化之中、高放射性廢棄物 	60公升 與 150公升的包件	250 m ³	
	136	比利時委託法國再處理用過核子燃料所產生的高放射性廢棄物	壓縮固化廢棄物、廢料罐	<ul style="list-style-type: none"> 1000m³的壓縮固化廢棄物 600個廢料罐 	兼具貯存、分運與接收站的功能
	156	高放射性廢棄物	用過核燃料貯存罐	8個CASTOR乾貯系統	每罐可收納30燃料組件

(二) BELGOPROCESS 之公眾溝通

BELGOPROCESS 之場區設有民眾接待中心(IOTOPOLIS)，提供民眾所有廢棄物貯存及貯置計畫之詳細資訊，中心內並設有主題展示館，由現場工作人員提供導覽服務。導覽服務是採預約之方式進行。圖示如下：



圖 8 茶水接待區



圖 9 主題展示館



圖 10 低放射性廢棄物貯存桶展示物



圖 11 低放射性廢棄物展示物



圖 12 高放射性廢棄物處置設施展示區



圖 13 實驗教室

BELGOPROCESS 之溝通工作以鎖定學生族群為策略，特別針對中小學校進行邀約，請師長安排時間帶隊參訪，其目的在於學生族群為未來國家政策之決策者，將正確之核廢料處理觀念向下紮根，有助於未來之計畫推動。由上圖示可知接待中心已針對學生族群設計一系列生動之展示教材，部分展示物具有可互動之特性，可適時引發學生之學習動機。中心另設有實驗室，可讓學生進行實務操作。接待中心之規劃近似台灣之科學博物館，可見 BELGOPROCESS 對於溝通工作的重視。

(三) 「放射性廢棄物處理與貯存」

BELGOPROCESS 負責比利時境內所產放射性廢棄物相關業務，主要工作可分為放射性廢棄物「處理與貯存」及「核能設施除役與除汙」兩大類，詳列說明如下：

1. 中、低放射性廢棄物處理及安定化

BELGOPROCESS 接收來自國內核電廠、醫院、實驗室等各界所產放射性廢棄物，統一於 137X 與 280X 處理廠房內，依廢棄物特性執行對應的處理及安定化作業，包括化學處理、高溫焚化、高壓縮減容、撕碎與裁切處理等。137X 處理廠房內具備三套功能不同的中、低放射性廢棄物處理設施：

CILVA 是一座低放射性固體與液體廢棄物處理設施，於 1994 年開始運轉，具備超高壓壓縮機和焚化爐。焚化爐仍為傳統爐，並非電漿爐，工作溫度在 900°C 至 1,050 °C，下灰部分以超高壓壓縮機壓成餅塊，但焚化減容比低於 1/50。超高壓壓縮機的壓縮減容比約為 1/2.5。

EUROBITUM 於 1978 年啟動運轉，處理來自廢液處理過程中產生的中、低放射性污泥與蒸發濃縮廢液。此設施具柏油固化設備，但目前 BELGOPROCESS 已不再採用柏油固化處理方式。

PAMELA 於 1985 年開始運轉，針對 Eurochemic 再處理廠產生的高放射性廢棄物進行玻璃固化，至 1991 年為止，期間共處理 860 立方公尺的高放射性廢棄物。之後，PAMELA 設施的水泥固化單元，改裝成中放射性固體廢棄物的水泥固化單元，其處理的中放射性固體廢棄物，是來自其本身運轉期間及玻璃固化單元拆除時所產生的廢棄物；此外，亦處理 BR2 反應器整修及 BR3 反應器拆除產生的廢棄物。

該設施已修改為可針對阿伐污染廢棄物與中高固體廢棄物進行固化的設施。經過執照申請與測試後，該設施於 2007 年初開始運轉。

2. 放射性廢棄物貯存

BELGOPROCESS 場區內的放射性廢棄物依其放射性各自貯存於不同貯存廠房內，所貯存廢棄物數量之相關說明詳列表 29:

表 29 BELGOPROCESS 集中式貯存設施

	低放射性廢棄物	中放射性廢棄物	高放射性廢棄物
貯存設施 廠房編號	150 廠房、151 廠房	127 廠房	129 廠房、136 廠房
貯存設施 牆壁厚度 (鋼筋混凝土)	25 cm	80 cm	豎井設計
放射性廢棄物 體積(m ³)	17,127	3,839	324
放射性廢棄物 體積百分比	80.4 %	18.03 %	1.52 %

資料來源:BELGOPROCESS

(1) 中、低放射性廢棄物中期貯存設施

150 廠房從 1986 年開始運轉，用來貯存低放射性廢棄物。其牆壁為 25 公分厚之鋼筋混凝土，其貯存容量為 2,000 立方公尺，分為 3 區：北區、南區、及中區。所接收的廢棄物包件之體積分為 400、500、1,000、1,200、1,500、1,600、及 2,200 公升等 7 種。此廠房接收 Doel 及 Tihange 核能電廠所產生之廢棄物（過濾器、濃縮物、廢樹脂等），及前 SKC · CEN 之廢棄物部門所產生之廢棄物（由 Belgroprocess 2 廠區所產生之廢棄物）。而 **151 廠房**是在 1988 年開始運轉，所貯存廢棄物之來源與種類與 Building 150 相同，但具有較大之貯存容量（14,000 立方公尺）。

127 廠房的牆壁較厚，為 80 公分厚之鋼筋混凝土，容量為 5,000 立方公尺，主要用以貯存 Eurochemic 先導型再處理廠運轉時所產生之瀝青固化及水泥固化之中放射性廢棄物，有 220 及 400 公升兩種包件。

(2) 高放射性廢棄物中期貯存設施

BELGOPROCESS 位於 Dessel 之 1 號場區原本為 Eurochemic 再處理廠之廠區，場區內即具備用來貯存固化後的中放射性廢棄物與經玻璃固化的高放射性廢棄物之貯存設施，其中包括目前正在使用中的 129 廠房及 136 廠房二座高放射性廢棄物中期貯存設施。

136 廠房為模組式設計，主要是用來貯存比利時委託法國再處理用過核子燃料所產生的高放射性廢棄物；可貯存 590 罐玻璃固化高放射性廢棄物，820 罐壓縮後的結構性廢棄物（即用過核子燃料元件之外殼及尾件），及 2,000 桶（210 公升桶）之瀝青固化廢棄物。比利時共委託法國再處理 670 公噸的用過核子燃料，所產生之玻璃固化高放射性廢棄物都已在 2007 年底分 14 趟運回比利時（有 12 次每次運回 28 罐，有 2 次每次運回 27 罐），因此目前貯存有 390 罐的玻璃化高放射性廢棄物、528 罐壓縮的技術性及結構性廢棄物（用過核子燃料元件外殼及尾件）以及 1,100 桶瀝青固化之殘留物。

129 廠房則是用來貯存 Eurochemic 之玻璃固化高放射性廢棄物（有 60 及 150 公升包件）以及 BR2 及 BR3 反應器所產生的水泥固化之中、高放射性廢棄物。

2014 年 BELGOPROCESS 工作人員平均吸收劑量為 0.47 mSv/yr，最高值為 5.64 mSv/yr，仍遠較一次斷層掃描所吸收的劑量(5~10mSv)低，足證其放射性廢棄物營運作業之安全性。

(四) 核能設施除役除汙

1991 年起，ONDRAF/NIRAS 依法負責蒐集除役相關資訊，審核除役計畫。持照者在其除役計畫中應包含除役的成本預估及財務準備等相關資料。

BELGOPROCESS 負責研發計畫及小規模先導型之拆除及除汙計畫，發展合適的切割、廢棄物處理等放射性組件移除技術以及除汙、受污染物質的處理可回收物量測等技術。其中針對放射性核種沉積於表面而非中子活化所致之金屬放射性廢棄物(如電廠管路)，BELGOPROCESS 以硬度極高之金剛砂進行噴砂處理，將其表面所沉積之放射性核種沖刷下來，達到表面除汙的效果。完成表面除汙的金屬廢棄物，當作一般工業廢棄物處理；直接接觸到放射性核種之已汙染金剛砂，做為放射性廢棄物處理；而未汙染的金剛砂則回收再次使用，如此，可以達到極佳之減容效果

1987 年比利時開始進行 Eurochemic 再處理廠除役之準備工作。該再處理廠是由歐洲 13 個國家共同合資設立，但該廠停機後則僅由比利時負責除役工作及所需之大部份經費，除役工作由 BELGOPROCESS 負責，並已於 2014 年完成 Eurochemic 再處理廠除役。

核能電廠的除役作業因廢棄物數量龐大，比利時核能電廠除役所產放射性廢棄物規劃將採場內原址(on-site)處理與暫時貯存，之後直接最終處置，而非由 BELGOPROCESS 負責中期貯存。

伍、心得及建議

一、心得

(一) 比利時依據其電廠特性，採行濕式貯存 (Tihange) 與乾式貯存 (Doel) 兩種方式，其中濕式貯存的模式類似龍門電廠規劃，先於用過燃料池貯存，待冷卻後再裝入傳送護箱，送至濕式貯存設施 (類似龍門電廠之輔助燃料廠房) 貯存，未來規劃裝入兩用型 (可運輸或貯存) (Dual-Purpose) 金屬護箱進行乾式貯存；而乾式貯存的模式則類似其它電廠規劃，先於用過燃料池貯存，經較充分冷卻後裝入兩用金屬護箱乾式貯存。

(二) 由於比利時對於其燃料之貯存，保有最大的運用彈性，因此選用兩用型金屬護箱，雖然金屬護箱可能會因未來國際運輸相關協定 (海事或飛航等) 的改變受到影響，但是兩用金屬護箱可減少運輸準備的作業複雜度，可裝載冷卻時間較不充裕的燃料，可加快燃料移出燃料池的時間。

(三) 比利時兩用型金屬護箱之採購規範主要依循的美國聯邦法規及國際性法規如下：

1. 運輸部分依據 10CFR71 : Packaging and Transportation of Radioactive Material ;
2. 貯存部分依據 10CFR72 : Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Fuel, High-Level Radioactive Waste and Reactor-related Greater than Class C Waste 。
3. 運輸部分依據 IAEA SSR-6 : Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material ;
4. 貯存部分依據 IAEA SSG-15 : Storage of Spent Nuclear Fuel 。

上述法規的共同要求，整理如下：

1. 包封放射性物質；
2. 控制外部輻射劑量；
3. 預防用過燃料再臨界可能；
4. 預防熱移除不良造成的燃料護套損害。

(四) 比利時乾式貯存設施，因為用過核子燃料貯存護箱於貯存時必須同時俱備有運輸執照，所以採用金屬護箱，但因受限於金屬護箱總重且金屬對中子輻射屏蔽效果較差，因此，基於保安、輻防、天候及民眾觀感之考量，都採用室內貯存。我國核一、二廠現行之用過核子燃料第一期乾式貯存系統採室外混凝土護箱型式，混凝土護箱內的密封鋼筒用於承裝及包封用過核子燃料；而混凝土護箱用於提供輻射屏蔽。

(五) 用過核燃料中期貯存管理法規有下列項目需進行評估：

- 1.防止用過燃料臨界(全部或部份充水情況下)
- 2.輻射屏蔽
- 3.圍阻功能
- 4.燃料餘熱移除功能
- 5.監測與控制系統相關設施
- 6.火災防制
- 7.貯存設施地質條件
- 8.地震防制
- 9.保安功能(人為非法入侵防制)
10. 設計基準下最大意外事故輻射外洩之評估與復原計畫(比利時:軍用戰鬥機直接撞擊)
11. 金屬護箱功能
12. 接收用過燃料設施
13. 二次放射性廢棄物處理設施
14. 不斷電系統與預備電源
15. 通信連絡設備
16. 設施須有能確實監測並記錄之功能，如下：
 - 能監控並記錄金屬護箱雙蓋夾層內壓，確定蓋子的氣密功能。
 - 能監視貯存設施環境溫度有沒有異常上升。
 - 為評估用過燃料及金屬護箱的溫度維持在限制值以下，利用必要的測量方法取得必要的資料。
 - 室內、外輻射值(中子與 γ 射線)

(六) 兩用型金屬護箱在共同目標上，有卓越的表現，但仍有部分貯存上技術性問題要考慮，如貯存間隔距離，因兩用金屬護箱熱限制值受限在兩個規範：

1. 控制燃料護套平均表面溫度需在攝氏 400 度以內；
2. 金屬護箱表面最高熱點溫度不能超過攝氏 115 度，平均表面溫度需在攝氏 100 度以內；

為了滿足以上兩個規範，金屬護箱的熱移除能力主要依賴自然對流與熱輻射兩種型式。

(七) 比利時允許金屬護箱表面溫度超過攝氏 100 度，但這個溫度明顯高於混凝土攝氏 93

度之溫度限制(老化管理考量)，需要考慮金屬護箱與結構物混凝土間需保持適當間距以免造成混凝土的損壞。而最嚴重的地方就是金屬護箱底部與樓板混凝土的接觸面，在比利時過去的經驗中發現建築物在此處的損害最為嚴重，比利時依據此經驗，將於護箱底部安裝隔熱層或是金屬基座上，避免此類的混凝土熱損。

(八) 比利時在貯存與運輸法規，大體上均採用美國聯邦法規，與台灣類似，因此比利時的相關經驗可以順利的與台灣接軌，且該國亦有類似放射性廢棄物之專責機構，**ONDRAF/NIRAS**，與目前台灣規劃成立之行政法人放射性廢棄物管理中心類似，因此無論在法規面上、組織規劃上，都與台灣非常近似。比利時選用兩用金屬護箱，也符合歐盟（**WENRA**）與其他國際相關機構（如 **IAEA**）各方面要求。

(九) 貯存建築物在設計上，盡可能的採用被動式的防禦，例如透過良好的自然通風設計，對燃料護箱進行良好的散熱，而無需加裝電扇或空調等冷卻系統。

(十) 比利時在其貯存與處置地地點之策略皆以該地已有核設施或核能機構之場地為優先，其理由為該地已有核設施或核能機構，相關環境條件已經過篩選或改善以符合核能相關法規之要求，轉換為貯存或處置場後，相關環境條件之匹配性高；另因為已有核能相關之從業人員，因此在遴聘貯存或處置場工作人員時，可透過轉任使有經驗之工作人員不因工作場所改變增加不願赴任因子。該作法非常務實也合乎人性。

(十一) 而比利時針對低放射性廢棄物，**A 類廢棄物**（與台灣之 **A 類**、**B 類**與 **C 類**低放射性廢棄物類似）於集中式貯存後，現規劃地表處置；**B 類**與 **C 類廢棄物**（與台灣之超 **C 類**低放射性廢棄物或高放射性廢棄物類似），則於集中式貯存後，未來將採地質處置。比利時採集中式貯存的原因係事權分離，當移轉給專責機構後，專責機構的主要職責就是確保放射性核種不致外釋，影響環境與公眾的健康風險，如果電力公司同時扮演供電及廢料之貯存與處置等多種角色，容易增加工作與財務上的複雜度。

(十二) 比利時核廢料專責機構 **ONDRAF/NIRAS**，面對低放射性廢棄物因需便於監管，且遠離地下水等水系的危害，決定採用地表處置，整個廠房墊高，於地表基礎上留有檢查通道，可派遣遠端機器人進行定期檢查是否有滲水或是其它危害，並於監管 **300 年**後，進入無監管無限制使用的情況。

(十三) 針對樹脂類之低放射性廢棄物，台灣目前之處理策略採取先貯存暫不處理，比利時則是先使其乾燥，再使用特殊配方骨材與水泥固化，不會出現脹裂或粉化的現象，

未來可能使用電漿燒結，使用電漿之高溫破壞其酸鹼化學組態，可更穩定地處理樹脂類廢料，目前 Belgoprocess 已經完成驗證，並於流體環境下測試放射性物質之瀝濾率，表現優異。Belgoprocess 亦表示，目前電漿技術已有突破性發展，可兼具品質與經濟性。

(十四) 金屬護箱表面溫度如果低於攝氏 60 度，可利用自然對流散熱，但金屬護箱表面溫度如果高於攝氏 60 度，必須運用對流與熱輻射散熱，此時金屬護箱間距必須適當，否則熱輻射散熱效果不佳。另排熱煙囪愈高，可以增加熱對流散熱效益，但其防地震能力將減弱，故必須有平衡點。

(十五) 比利時高放射性廢棄物的處置，需考慮高放射性廢棄物的冷卻問題（高放射性廢棄物在冷卻百年後表面溫度仍可能高達攝氏百度），比利時在 2070 年以前，不會進行處置工作，避免高放射性產生的高溫破壞地質特性(黏土層不耐高溫)。

(十六) 每個用過燃料護箱，必須進行各種放射性核種的各別總量管制，其目的是萬一單護箱發生事故，內部燃料護套全部破損，且護箱氣密性喪失，則外洩之輻射氣體總量可被限制。

(十七) 用過燃料金屬護箱，建議放置於室內，主要考量為：

1. 氣候可能導致護箱老化；
2. 大規模貯存需建築物進行輻射屏蔽；
3. 民眾的觀感(心理因素)。

(十八) 貯存建築物在設計上，可考慮由金屬護箱與建築物共同達成安全需求，使金屬護箱不需要完全承擔所有的安全需求，而是透過建築物補強安全需求。盡可能的採用被動式的設施，例如透過良好的通風設計，對金屬護箱進行良好的散熱，而無需加裝電扇或空調等冷卻系統；

(十九) 集中式貯存設施，為維護工作人員之健康，在輻射屏蔽考慮上，可於進出口考慮迷宮式的設計，減少入口處因輻射散射產生的劑量增建；另使用不同物質間隙，使輻射線不致可直接穿透。

(二十) 集中式貯存不採自動滅火設備，全用手動滅火，配置手提滅火器，並配備水路以防萬一，但集中貯存設施經評估著火的機率非常低。

(二十一) 輻射之大氣散射(Sky Shine)是重要的輻射劑量增加(build up)機制，可透過以下策略

需予以避免：

1. 強化屏蔽建築物之屏蔽效果；
2. 用過燃料護箱或模組屏蔽強化；
3. 用過燃料護箱或模組排列陣列的改變；
4. 貯存區四週區域行政管制，限制工作人員停留時間。

二、建議

本次研習，有相關建議如下：

- (一) 本次訓練研習達三週，充分汲取比利時目前營運用過核子燃料及低階放射性廢棄物集中式貯存設施之經驗，並就其從設計、安全分析、申照、興建乃至營運過程間所需之技術、考慮事項、經驗回饋、經歷之困難進行探討及說明，並進一步探討本公司目前辦理之困境，以作為未來辦理「集中式貯存設施興建計畫」之借鏡，收穫豐碩，建議未來應可再繼續辦理類似之訓練研習。
- (二) 成立核後端專責機構，事權分離，由電力公司扮演廢料之貯存與處置工作易增加工作與財務上的複雜度，專責機構專責廢料貯存、處理與處置等研究，可遴聘相關專業之研究人員，權責統一。