

第一章 綜合概述

目 錄

第一章 綜合概述	1-i
一、 概論	1-1
(一) 緣由及目的	1-2
(二) 專有名詞	1-3
(三) 引用法規及設計準則	1-7
(四) 參考文獻	1-14
二、 除役目標及範圍	1-14
(一) 除役之預計達成目標	1-14
(二) 除役各階段時程與作業目標及其拆除範圍	1-15
(三) 除役期間改建或新建之設施	1-17
三、 設施說明及除役範圍工程圖件	1-18
(一) 待除役設施系統、重要組件、建築、區域等之現況說明	1-20
(二) 核一廠廠區地圖及及相關工程圖件	1-25
附錄 1.A 核子反應器設施除役計畫導則與本計畫章節對照表	1-50
附錄 1.B 專有名詞中英對照表	1-63
附錄 1.C 第一章綜合概述之重要管制事項	1-75

圖 目 錄

圖 1-1 核一除役時程規劃圖	1-26
圖 1-2 核一廠除役後保留區域	1-27
圖 1-3 核一廠廠區平面圖	1-28
圖 1-4 聯合結構廠房地下二樓(引用 9891-g-133).....	1-29
圖 1-5 聯合結構廠房地下一樓(引用 9891-g-134).....	1-30
圖 1-6 聯合結構廠房地面一樓(引用 9891-g-135).....	1-31
圖 1-7 聯合結構廠房地面二樓(引用 9891-g-136).....	1-32
圖 1-8 聯合結構廠房地面三樓(引用 9891-g-137).....	1-33
圖 1-9 聯合結構廠房地面四樓(引用 9891-g-138).....	1-34
圖 1-10 聯合結構廠房地面五樓(引用 9891-g-139).....	1-35
圖 1-11 聯合結構廠房剖面圖-1 (9891-g-140)	1-36
圖 1-12 聯合結構廠房剖面圖-2 (9891-g-141)	1-37
圖 1-13 聯合結構廠房剖面圖-3 (9891-g-142)	1-38
圖 1-14 聯合結構廠房剖面圖-4 (9891-g-143)	1-39
圖 1-15 汽機廠房地下一樓(引用 9891-g-128).....	1-40
圖 1-16 汽機廠房地面一樓(引用 9891-g-129).....	1-41
圖 1-17 汽機廠房地面三樓(引用 9891-g-130).....	1-42
圖 1-18 汽機廠房剖面-1 (9891-g-131)	1-43
圖 1-19 汽機廠房剖面-2 (9891-g-132)	1-44
圖 1-20 反應器壓力槽 3D 模型	1-45
圖 1-21 設備 3D 模型(6 in 管相關)	1-46
圖 1-22 管路 3D 模型	1-47
圖 1-23 反應器廠房及汽機廠房 3D 模型	1-48

表 目 錄

表 1-1 核一廠除役規劃作業參考圖面清單.....	1-49
----------------------------	------

第一章 綜合概述

依據「核子反應器設施管制法」之規定，經營者應於核子反應器設施預定永久停止運轉之3年前向主管機關提出除役申請。台灣電力公司(以下簡稱本公司)第一核能發電廠(以下簡稱核一廠)一號機及二號機之預定停止運轉日期分別為107年12月5日及108年7月15日，故本公司依據「核子反應器設施管制法」第23條及「核子反應器設施除役許可申請審核辦法」第2條、第3條之規定，提出本公司核一廠除役計畫(以下簡稱本計畫)。

由於除役期程長達25年，本計畫將配合除役執行現況進行定期或不定期之檢討，內容若有涉及「核子反應器設施管制法施行細則」第18條所規定之重要管制事項變更者(增加環境輻射之虞、增加除役工作人員輻射劑量之虞、增加放射性廢棄物產量之虞、發現除役計畫中有未涵蓋安全問題之虞及除役作業之完成時程變更等)，將報請主管機關核准後，再據以執行。

本章綜合概述將說明核一廠除役之需求與目的，進行除役相關專有名詞、參考文獻與引用法規之彙整，並界定核一廠除役目標與範圍，以及提供核一廠重要系統、重要組件之現況說明及廠區地圖、相關工程圖件等資料，可作為本計畫其他章節編撰時之依據與原則。本計畫之章節係依據前行政院原子能委員會(以下簡稱前原能會)103年9月19日發布之「核子反應器設施除役計畫導則」所撰寫，本計畫符合導則之對照表詳如附錄1.A。

6

一、概論

本公司核一廠位於新北市石門區乾華里，廠址地址為新北市石門區小坑路12號。核一廠佔地約為248.5公頃(含102年收購廠區西南側用地約5.9公頃)，離台北市直線距離約28 km，廠區內裝置兩部63萬6千瓩汽輪核能發電機組，總裝置容量為127萬2千瓩。核一廠兩部機組之設計相同，設備亦同時訂購。主要之蒸汽產生系統係採用美國奇異公司所承造之沸水式反應器(BWR4)。汽輪發電機由美國西屋公司承造，採再熱生式汽力循環，熱效率可達35%。每部機每

年發電約 50 億度，經由 345 kV 之超高壓輸電線分四路匯送至北部地區供電系統。

每座反應器壓力槽之鋼板厚約 12.7 cm，重量(槽體空重含頂蓋)約 450 MT (Metric Ton)。發電使用之二氧化鈾核子燃料丸密封於燃料護套形成燃料棒，再組裝成燃料束後，套上燃料匣成燃料元件，裝置在反應器壓力槽之核心位置，每座爐心安裝核子燃料元件 408 束；另有 97 支十字型控制棒穿插其間，用以控制反應器啟動、停機及功率調節。

反應器壓力槽外，為厚度約 1.6 cm 之鋼製一次圍阻體，將反應器及主要的冷卻設備密封在內。一次圍阻體外利用厚度約 152 cm 之鋼筋混凝土遮蔽牆圍繞，以阻擋輻射線。再外層則是混凝土結構的反應器廠房，作為反應器壓力槽的二次圍阻體，並將一次圍阻體包封在內，以保持大氣負壓；出入口設置雙重氣鎖門裝置，確保輻射物質洩漏時也都會包封在多重的隔離之內，不致擴散到電廠外造成環境污染。

核一廠於 59 年核准興建，60 年底開始施工，一號機反應器於 64 年 5 月完成吊裝，66 年 10 月裝填鈾核子燃料，11 月併聯發電，核定正式運轉日期為 67 年 12 月 6 日；二號機反應器則於 65 年 11 月完成吊裝，67 年 10 月裝填鈾核子燃料，12 月併聯發電，核定正式運轉日期為 68 年 7 月 16 日。

(一) 緣由及目的

1. 緣由

核一廠兩部機組依主管機關核發之運轉執照有效期均為 40 年，一號機及二號機之運轉執照，將分別於 107 年 12 月 5 日及 108 年 7 月 15 日屆滿。本公司遵照 100 年 11 月 3 日政府發布：在「不限電、維持合理電價、達成國際減碳承諾，積極實踐各項節能減碳措施。」之前提下，確定核一、二、三廠在運轉執照有效期限結束後不延役之國家能源政策，據以推動核一廠之除役工作。

2. 目的

- (1) 核一廠一號機及二號機之停止運轉年限分別為 107 年 12 月 5 日及 108 年 7 月 15 日。依據「核子反應器設施管制法」之規定，核能電廠應於預定永久停止運轉前 3 年，檢附除役計畫向主管機關提出除役申請。
- (2) 本公司將依「核子反應器設施管制法」第 21 條之規定，採取拆除之方式進行核一廠除役工作；並依「核子反應器設施管制法施行細則」第 16 條之規定，於取得主管機關審核發給除役許可後，25 年內完成除役作業。拆除或移出之放射性污染設備、結構或物質，將貯存於主管機關核准之設施。除役完成後廠址之輻射劑量，應符合主管機關所定之標準。
- (3) 本公司將以安全、嚴謹之程序，規劃及執行核一廠除役工作。除役相關之輻射防護作業及放射性物料管理均需符合相關法令，以保障工作人員及附近民眾健康安全，並維持環境及生態之健全。
- (4) 除役之廢棄物，宜先從來源減廢做起，儘量避免廢棄物產生，已產生者，亦應先適當分類，將其與非放射性廢棄物分離；之後施以切割、除污及有效工程管理等減量措施，以降低廢棄物產量，減少貯存空間及最終處置費用。
- (5) 除役後，廠址之輻射劑量將符合非限制性使用之標準，除保留區(含放射性廢棄物貯存設施)外，其餘土地將朝電力事業用途來做規劃。

(二) 專有名詞

本計畫中重要名詞定義如下列所示，詳細之專有名詞中英文對照表如附錄 1.B。

核子反應器設施(Nuclear Reactor Facilities)	指核子反應器與其相關附屬廠房及設備。
-------------------------------------	--------------------

除役(Decommissioning)	指核子反應器設施永久停止運轉後，為使設施及其土地資源能再度供開發利用，所採取之各項措施。
拆除(Dismantling)	允許自一核設施將某些或全部法規管制之設備、結構表面、系統或設備內部，將放射性物質或材料完整或部分移除，所採取的管理與技術行動。
放射性廢棄物(Radioactive Waste)	指具有放射性或受放射性物質污染之廢棄物，包括備供最終處置之用過核子燃料。
導出濃度指引基準(Derived Concentration Guideline Levels, DCGLs)	指核電廠除役後，廠址符合法規要求之非限制性使用之特定放射性核種的濃度限值。
活度(Activity)	指一定量之放射性核種在某一時間內發生之自發衰變數目。
比活度(Specific Activity)	指單位質量之活度。
合理抑低(As Low As Reasonably Achievable, ALARA)	指盡一切合理之努力，以維持輻射曝露在實際上遠低於游離輻射防護安全標準之劑量限度。
最終處置(Final Disposal)	指放射性廢棄物之永久隔離處置。
外釋(Release)	指固體放射性廢棄物釋出設施外回收、掩埋或焚化之行為。

解除管制(Clearance)	放射性物質或固體放射性廢棄物，當其輻射影響衰減至可忽略程度，經確認其輻射影響小於特定之法規限值後，其所含之核種可免除所有輻射防護管制措施，且其後續處理與使用均與非放射性物質相同。
核子反應器(Nuclear Reactor)	指裝填有核子燃料，而能發生可控制之原子核分裂自續連鎖反應之裝置，簡稱反應器。
圍阻體(Containment)	環繞反應器的氣密(鋼質)殼或其他包封結構體，用來侷限事故發生時所釋出的分裂產物。若無此種結構體，分裂產物將會釋入大氣中。
污染(Contamination)	一般物質因放射性物質的附著而被視為放射性污染物質。在狹義上僅指接觸、附著污染。但廣義上，亦包含被活化之污染。
除污(Decontamination)	將不必要之放射性物質從結構、系統、設備或組件中移除。
豁免(Exemption; Exempt)	管制機關制定一套標準值，使凡是低於此標準之輻射源所造成之輻射傷害可以忽略，故可以不受原子能法規之管制。其與 clearance levels 之差別，在於 exemption 是指從未受原子能法規之管制。clearance 是指曾受管制，但合乎清除標準後而解除管制。
A 類廢棄物(Class A Waste)	指低放射性廢棄物所含核種濃度低於(含)「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」表一濃度值之十分之一倍及低於(含)表二第一行之濃度值者；或廢棄物所含核種均未列入表一及表二者。

B 類廢棄物(Class B Waste)	指低放射性廢棄物所含核種濃度高於「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」表二第一行之濃度值且低於(含)第二行之濃度值者
C 類廢棄物(Class C Waste)	指低放射性廢棄物所含核種濃度高於「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」表一濃度值十分之一倍且低於(含)表一之濃度值者；或高於表二第二行之濃度值且低於(含)第三行之濃度值者。
超 C 類廢棄物 (Greater-Than-Class-C waste, GTCC)	指低放射性廢棄物所含核種濃度高於「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」表一之濃度值者；或高於表二第三行之濃度值者。

(三) 引用法規及設計準則

本計畫所引用之法規及設計準則彙整如下，另本計畫各章節將分別說明採用之資料，其調查、分析、推估之方法，所引用之法規及設計準則，並將其引用之法規及設計準則詳列於「參考文獻」一節中。

1. 中華民國「原子能法」，60 年 12 月 24 日。
2. 中華民國「核子反應器設施管制法」，92 年 01 月 15 日。
3. 中華民國「游離輻射防護法」，91 年 1 月 30 日。
4. 中華民國「放射性物料管理法」，91 年 12 月 25 日。
5. 中華民國行政院原子能委員會「原子能法施行細則」，91 年 11 月 22 日。
6. 中華民國行政院原子能委員會「核子反應器設施管制法施行細則」，92 年 8 月 27 日。
7. 中華民國行政院原子能委員會「游離輻射防護法施行細則」，97 年 2 月 22 日。
8. 中華民國行政院原子能委員會「放射性物料管理法施行細則」，98 年 4 月 22 日。
9. 中華民國行政院原子能委員會「核子反應器設施除役計畫導則」，103 年 9 月 19 日。
10. 中華民國行政院原子能委員會「核子保防作業辦法」，92 年 9 月 10 日。
11. 中華民國行政院原子能委員會「核子反應器設施安全設計準則」，97 年 1 月 11 日。
12. 中華民國行政院原子能委員會「核子反應器設施異常事件報告及立即通報作業辦法」，93 年 5 月 5 日。
13. 中華民國行政院原子能委員會「核子反應器設施品質保證準則」，92 年 6 月 25 日。
14. 中華民國行政院原子能委員會「核能組件安全分類導則」，82 年 7 月 15 日。
15. 中華民國行政院原子能委員會「核子反應器設施設計修改及設備變更申請審核作業規範」，98 年 12 月 7 日。
16. 中華民國行政院原子能委員會「核子設施違規事項處理作業要點」，97 年

1 月 28 日。

17. 中華民國行政院原子能委員會「放射性物質與可發生游離輻射設備及其輻射作業管理辦法」，101 年 12 月 24 日。
18. 中華民國行政院原子能委員會「高強度輻射設施種類及運轉人員管理辦法」，101 年 12 月 24 日。
19. 中華民國行政院原子能委員會「放射性污染建築物現場輻射偵檢及劑量評估作業要點」，94 年 3 月 17 日。
20. 中華民國行政院原子能委員會「嚴重污染環境輻射標準」，100 年 1 月 7 日。
21. 中華民國行政院原子能委員會「放射性物質安全運送規則」，96 年 12 月 31 日。
22. 中華民國行政院原子能委員會「放射性污染建築物事件防範及處理辦法」，95 年 1 月 4 日。
23. 中華民國行政院原子能委員會「游離輻射防護安全標準」，94 年 12 月 30 日。
24. 中華民國行政院原子能委員會「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」，93 年 10 月 20 日。
25. 中華民國行政院原子能委員會「輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準」，91 年 12 月 11 日。
26. 中華民國行政院原子能委員會「放射性物質及可發生游離輻射設備或其設施年度偵測項目」，99 年 12 月 22 日。
27. 中華民國行政院原子能委員會「環境輻射監測規範」，98 年 11 月 11 日。
28. 中華民國行政院原子能委員會「核子設施廠(場)區試樣放射性分析行動基準」，89 年 7 月 6 日。
29. 中華民國行政院原子能委員會「環境輻射偵測品質保證規範」，86 年 7 月 11 日。
30. 中華民國行政院原子能委員會「放射性液、氣體排放輻射劑量限值規定」，77 年 5 月 24 日。
31. 中華民國行政院原子能委員會「輻射工作人員劑量異常案件處理作業導則」，97 年 2 月 1 日。

32. 中華民國行政院原子能委員會「環境輻射監測試樣分析能力應符合可接受最小可測量」，99 年 8 月 16 日。
33. 中華民國行政院原子能委員會「核子反應器設施除役許可申請審核辦法」，101 年 7 月 9 日。
34. 中華民國行政院原子能委員會「放射性廢棄物處理設施運轉人員資格管理辦法」，98 年 4 月 22 日。
35. 中華民國行政院原子能委員會「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。
36. 中華民國行政院原子能委員會「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」，101 年 7 月 9 日。
37. 中華民國行政院原子能委員會「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，93 年 12 月 29 日。
38. 中華民國行政院原子能委員會「核能電廠除役管理方針」，80 年 3 月 1 日。
39. 中華民國行政院原子能委員會「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」，100 年 11 月 24 日。
40. 中華民國行政院原子能委員會「低放射性廢棄物最終處置盛裝容器審查規範」，99 年 12 月 23 日。
41. 中華民國行政院原子能委員會「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」，99 年 4 月 22 日。
42. 中華民國行政院原子能委員會「放射性廢棄物處理設施運轉人員訓練計畫審查作業要點」，99 年 4 月 16 日。
43. 中華民國行政院原子能委員會「放射性物料設施興建申請聽證程序要點」，96 年 6 月 26 日。
44. 中華民國行政院原子能委員會「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」，95 年 12 月 29 日。
45. 中華民國行政院原子能委員會「一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則」，95 年 10 月 19 日。
46. 中華民國行政院原子能委員會「放射性廢料管理方針」，86 年 9 月 2 日。
47. 10 CFR 2, Code of Federal Regulations, “Rules of Practice for Domestic

- Licensing Proceedings and Issuance of Orders”, 2012/08.
48. 10 CFR 20, Code of Federal Regulations, "Standards for Protection Against Radiation.", 2006/01.
 49. 10 CFR 50, Code of Federal Regulations, "Licensing and Regulatory Policy and Preparedness for Production and Utilization Facilities.", 2006/01.
 50. 10 CFR 51, Code of Federal Regulations, "Licensing and Regulatory Policy and Procedures for Environmental Protection.", 2006/01.
 51. 10 CFR 52, Code of Federal Regulations, “Licenses, Certifications, and Approvals for Nuclear Power Plants” , 2012/08.
 52. 10 CFR 60, Code of Federal Regulations, “Disposal of High-Level Radioactive Wastes in Geologic Repositories” , 2012/07.
 53. 10 CFR 61, Code of Federal Regulations, “Licensing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste” , 2012/07.
 54. 10 CFR 71, Code of Federal Regulations, "Packaging and Transportation of Radioactive Material", 2010/12.
 55. 10 CFR 72, Code of Federal Regulations, "Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High-Level Radioactive Waste and Reactor-Related Greater Than Class C Waste" , 2006/01.
 56. 10 CFR 171, Code of Federal Regulations, “Annual Fees for Reactor Licenses and Fuel Cycle Licenses and Materials Licenses, Including Holders of Certificates of Compliance, Registrations, and Quality Assurance Program Approvals and Government Agencies Licensed by the NRC” , 2012/12.
 57. Regulatory Guide 1.86, "Termination of Operating Licenses for Nuclear Reactors", US Nuclear Regulatory Commission, 2011/12.
 58. Regulatory Guide 1.159, "Assuring The Availability of Funds for Decommissioning Nuclear Reactors", US Nuclear Regulatory Commission, 2011/10.
 59. Regulatory Guide 1.179, "Standard Format and Content of License Termination Plans for Nuclear Power Reactors", US Nuclear Regulatory Commission, 2011/06.

60. Regulatory Guide 1.184, "Decommissioning of Nuclear Power Reactors", US Nuclear Regulatory Commission, 2013/10.
61. Regulatory Guide 1.185, "Standard Format and Content for Post-Shutdown Decommissioning Activities Report", US Nuclear Regulatory Commission, 2013/06.
62. Regulatory Guide 1.191, "Fire Protection Program for Nuclear Power Plants During Decommissioning and Permanent Shutdown", US Nuclear Regulatory Commission, 2011/10.
63. Regulatory Guide 1.202, "Standard Format and Content of Decommissioning Cost Estimates for Nuclear Power Reactors", US Nuclear Regulatory Commission, 2005/02.
64. NUREG/CR-0130, "Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Pressurized Water Reactor Power Station", US Nuclear Regulatory Commission, 1978/06.
65. NUREG-0586, "Final Generic Environmental Impact Statement [GEIS] on Decommissioning of Nuclear Facilities" US Nuclear Regulatory Commission, 2002/11
66. NUREG/CR-0672, "Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station", US Nuclear Regulatory Commission, 1980/06.
67. NUREG-1409, "Backfitting Guidelines", US Nuclear Regulatory Commission, 1990/07
68. NUREG-1496, "Generic Environmental Impact Statement in Support of Rulemaking on Radiological Criteria for License Termination of NRC-Licensed Nuclear Facilities", US Nuclear Regulatory Commission, 1997/07.
69. NUREG-1575, "Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM)", Revision 1, US Nuclear Regulatory Commission, 2009/01.
70. NUREG-1576, "Multi-Agency Radiological Laboratory Analytical Protocols Manual (MARLAP, 2004)", Revision 1, US Nuclear Regulatory Commission,

2004/07.

71. NUREG-1700, “Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plans”, 2003/04.
72. NUREG-1713, “Standard Review Plan for Decommissioning Cost Estimates for Nuclear Power Reactors” , US Nuclear Regulatory Commission, 2004/12.
73. NUERG-1757 Vol.2 “Consolidated Decommissioning Guidance: Characterization, Survey, and Determination of Radiological Criteria”, US Nuclear Regulatory Commission, 2006/09.
74. NUREG/CR-5884, “Revised Analyses of Decommissioning for the Reference Pressurized Water Reactor Power Station” , US Nuclear Regulatory Commission, 1995/11.
75. NUREG/CR-6174, “Revised Analyses of Decommissioning for the Reference Boiling Water Reactor Power Station”, US Nuclear Regulatory Commission, 1996/07.
76. NUREG-1501, “Background as a Residual Radioactivity Criterion for Decommissioning”, US Nuclear Regulatory Commission , 1994/08.
77. NUREG/CR-6821, “Solubility and Leaching of Radionuclides in Site Decommissioning Management Plan (SDMP) Soil and Ponded Wastes”, US Nuclear Regulatory Commission , 2003/06.
78. NUREG/CR-6656, “Information on Hydrologic Conceptual Models, Parameters, Uncertainty Analysis, and Data Sources for Dose Assessments at Decommissioning Sites”, US Nuclear Regulatory Commission, 1999/11.
79. NUREG/CR-6632, “Solubility and Leaching of Radionuclides in Site Decommissioning Management Plan (SDMP) Slags”, US Nuclear Regulatory Commission, 2002/02.
80. NUREG/CR-6477, “Revised Analyses of Decommissioning Reference Non-Fuel-Cycle Facilities”, US Nuclear Regulatory Commission, 2002/12.
81. NUREG-1853, “History and Framework of Commercial Low-Level Radioactive Waste Management in the United States”, US Nuclear Regulatory Commission, 2007/01.

82. NUREG-1814, "Status of the Decommissioning Program : 2006 Annual Report", Rev.1, US Nuclear Regulatory Commission, 2007/02.
83. NUREG-1761, "Radiological Surveys for Controlling Release of Solid Materials", US Nuclear Regulatory Commission, 2002/09.
84. NUREG-1567, "Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities", US Nuclear Regulatory Commission, 2000/03.
85. NUREG-1536, "Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems", US Nuclear Regulatory Commission, 2012/03.
86. NUREG-1628, "Staff Responses to Frequently Asked Questions Concerning Decommissioning of Nuclear Power Reactors", US Nuclear Regulatory Commission, 2000/06.
87. NUREG-1577, "Standard Review Plan on Power Reactor Licensee Financial Qualifications and Decommissioning Funding Assurance", US Nuclear Regulatory Commission, 1999/02.
88. NUREG-1757, "Consolidated Decommissioning Guidance", 2006.
89. MARSSIM. Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (Revision 1). Nuclear Regulatory Commission NUREG-1575 Rev. 1, Environmental Protection Agency EPA 402-R-97-016 Rev. 1, Department of Energy DOE EH-0624 Rev. 1, August 2002.
90. IAEA Safety Standards WS-R-5, "Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material", 2006.
91. IAEA Safety Standards WS-G-2.1, "Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors", 1999.
92. IAEA Safety Standards TRS-389, "Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactors for Decommissioning Purposes", 1998.
93. IAEA Safety Guide No. WS-G-5.2, "Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material", 2008.
94. IAEA General Safety Requirements Part 6 No. GSR Part 6, "Safety Standards for Decommissioning", 2014.

(四) 參考文獻

1. EPRI 1003025, “Decommissioning Pre-Planning Manual”, 2001.
2. 台灣電力公司核能後端營運處，「核能一廠除役規劃及作業研究期末報告」，98 年 5 月。
3. 台灣電力公司第一核能發電廠，「核能發電訓練基本訓練教材 沸水式反應器系統介紹」，101 年 5 月。
4. 台灣電力公司，「第一核能發電廠營運手冊程序書」。
5. 行政院原子能委員會雙語詞彙，<http://www.aec.gov.tw/category/原能會雙語詞彙/311.html>，網站更新時間為 104 年 3 月 10 日，引用時之最新日期為 104 年 10 月。

二、除役目標及範圍

核一廠除役作業規劃係遵循「核子反應器設施管制法」及「核子反應器設施管制法施行細則」等相關法規規定，以拆除之方式進行，並以廠址再利用為目標。此作法亦呼應本公司為實踐永續經營之理念。

(一) 除役之預計達成目標

核一廠之除役作業規劃，將採取拆除之方式進行，並於取得主管機關核發之除役許可後 25 年內完成除役。拆除或移出之放射性污染設備、結構或物質，將貯存於主管機關核准之放射性廢棄物貯存設施。

除役時產生之低放射性廢棄物，將暫存於廠內之貯存庫中，俟低放射性廢棄物最終處置設施或放射性廢棄物集中貯存設施建置完成後，併同運轉之低放射性廢棄物運送至最終處置設施進行處置或放射性廢棄物集中貯存設施貯存。

核一廠未來完成除役後，除保留區(含放射性廢棄物貯存設施)外，其餘土地將朝電力事業用途來做規劃，如興建各類電力設施等。

(二) 除役各階段時程與作業目標及其拆除範圍

本節主要說明核一廠除役各階段工作時程規劃、作業目標與拆除範圍之重點工作項目，細部之時程規劃、作業目標，請參考本計畫第六章、一、(三)節。

1. 核一廠除役各階段工作時程規劃

核一廠除役主要分成四個階段，包括除役過渡階段、除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段，各階段工作時程規劃如圖 1-1 所示。其中除役過渡階段約 8 年、除役拆廠階段約 12 年、廠址最終狀態偵測階段約 3 年，以及廠址復原階段約 2 年，共計 25 年。

2. 核一廠除役各階段主要作業目標

(1) 除役過渡階段(Transition Period)

- A. 除役廠商招標作業
- B. 除役停機作業
 - (a) 核一廠運轉執照屆滿停機後，爐心內之用過核子燃料將先全部退出並安全存放於用過核子燃料池中。
 - (b) 用過核子燃料池需維持安全運作能力。
- C. 除役系統與設備水電氣源切斷與隔離作業
- D. 停機後現場輻射特性調查作業
- E. 系統除污及洩水
 - (a) 進行反應器冷卻水再循環系統、餘熱移除系統及爐水淨化系統之除污。
 - (b) 執行除污作業之規劃，將以下列作業方式為優先考量，以維護作業人員之安全。
 - I. 採取合理抑低(ALARA)方式來減少人員劑量。
 - II. 儘量減少空浮。
 - III. 儘量採用移動式空氣過濾設備。

IV. 儘量採用移動式電源。

V. 避免污染區擴大，施以必要之污染隔離措施。

F. 除役工程規劃

G. 興建用過核子燃料室內乾貯設施(含再取出單元)

以一號機運轉執照到期日起算，以 8 年¹為目標，完成第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施建置。

H. 興建除役所需新建設施

低放射性廢棄物貯存庫及其處理設施、行政或安全管理設施等新建設施之興建時程規劃，請參考本計畫第六章。

I. 其他

(2) 除役拆廠階段

A. 將用過核子燃料移至用過核子燃料室內乾式貯存設施(不排除使用一期乾式貯存設施)

B. 汽機廠房大型組件拆除

C. 反應器壓力槽及其內部組件拆除

D. 反應器冷卻系統管路拆除

E. 用過核子燃料池拆除

F. 一次圍阻體拆除

G. 其他輻射污染系統及設備的拆除

H. 建物除污

I. 其他

¹ 原除役計畫規劃將第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施興建於廠區西南側用地區域，新建低放射性廢棄物貯存庫則規劃於現有氣渦輪機廠房及日用油槽區。依循 105 年 9 月 13 日物二字第 1050002318 號函指示，依室內貯存方式檢討修正除役計畫。故本公司重新啟動地點評估，後將第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)規劃於現有氣渦輪機廠房及日用油槽區；新建低放射性廢棄物貯存庫則緊鄰第二期用過核子燃料乾式貯存設施北側。依 107 年 6 月 13 日召開之「除役安全管制專案小組第六次會議」會議紀錄：「因室內乾貯為國內首例，另亦涉及更換場址，須補充場址調查，整體計畫執行時程緊迫並具有高度挑戰性，請台電公司積極辦理。惟台電公司於計畫執行過程，倘有不可歸責之情事，得敘明具體理由，依核一廠除役計畫重要管制事項第一項：「核一廠除役年度執行報告及除役計畫修正版，應每年提報主管機關審核。」之規定，申請計畫時程變更。」，後續將依會議記錄所述，於取得除役許可後辦理時程變更。

(3) 廠址最終狀態偵測階段

- A. 聯合結構廠房拆除
- B. 汽機廠房拆除
- C. 廢氣廠房、修配大樓、新修配大樓...等建物拆除
拆除範圍請參閱本章、二、(二).3.節。
- D. 廠址最終狀態偵測

除役後之廠址輻射劑量將符合非限制性使用標準。依「核子反應器設施管制法」及其施行細則之規定，非限制性使用者對一般人造成之年有效劑量不得超過 0.25 mSv 之限值。

- E. 其他

(4) 廠址復原階段

- A. 拆除範圍外其他建物之拆除
配合電力事業用途之規劃，視需要進行其他建物之拆除。

- B. 土地復原
廠址應執行覆土作業，以達地面之平整。

- C. 報告提送
最終輻射偵測作業完成後 6 個月內提送除役後之廠址環境輻射偵測報告及除役完成報告，送主管機關審查同意後解除除役管制，以符合核子反應器設施管制法第 28 條及核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法第 13 條。

6

- D. 其他

3. 拆除範圍

拆除範圍主要包括發電設備廠區(Power Block Side)之所有建物(除役保留區除外，如圖 1-2)，拆除的建物包括一號及二號機聯合結構廠房及汽機廠房、廢氣廠房、EDG-5 廠房、修配大樓、新修配大樓及氫氣產生室等，以及主煙囪與連接管線。有關核一廠除役保留區域以及除役後土地再利用之規劃，請參考本計畫第十七章、一、(二)節。

6

(三) 除役期間改建或新建之設施

考量核一廠除役作業需求，本公司將新建放射性廢棄物處理及貯存設施，包括低放射性廢棄物貯存庫、第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)及減容設施(包含低放射性廢棄物焚化爐、低放射性廢棄物超高壓壓縮機)等。相關放射性廢棄物處理/貯存設施於興建及運轉前，將

依我國相關法規規定(放射性物料管理法第 17、18 條及其施行細則第 26、28 條，以及放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法)，向主管機關提出申請。另於核一廠內原屬於重機械房、28 號倉庫、29 號倉庫之地點，新設核一廠離廠再確認中心，以確保量測作業之準備、進行、結束均能符合法規及品管要求。

6

核一廠於除役期間規劃新建之主要設施，除鋼筋混凝土塊分離場設置於乾華區側之停車場與貨櫃區外，其餘設施均規劃設置於 345 kV 開關場以南至新購廠區西南側用地的區域內(保留區)。第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施，規劃於現有氣渦輪機廠房及日用油槽區；新建低放射性廢棄物貯存庫則緊鄰第二期用過核子燃料乾式貯存設施北側。低放射性廢棄物焚化爐及低放射性廢棄物超高壓壓縮機，則規劃設置於二號低放射性廢棄物貯存庫旁之熱處理設施廠房，有關除役新建設施之細部規劃，請參考本計畫第九章及第十七章，而設施之設置規劃時程，則請參考本計畫第六章、一、(三)節。

3 | 6

三、設施說明及除役範圍工程圖件

核一廠區主要可分為小坑區側、乾華區側及周邊區域，小坑區側有小坑大門、放射實驗室、倉庫區等，並無發電所需之相關設備；乾華區側為發電區側，為主要核能設施所在，包含主警衛室、行政大樓、一號機、二號機、修配大樓及新修配大樓、345 kV 與 69 kV 開關場、廢氣廠房、一號低放射性廢棄物貯存庫、二號低放射性廢棄物貯存庫、洗衣房、氣渦輪機廠房、油槽、二次變電所、包商貨櫃區及停車場等；周邊區域包含模擬操作中心、保警中隊部、茂林宿舍、油槽、生水池等，詳圖 1-3 所示。廠區之重要範圍以安全警戒網隔離，沿線配置警亭。廠區出入管制大門，在小坑區北端臨淡金公路旁。

6

一、二號機廠房主要分為聯合結構廠房與汽機廠房，位於乾華溪以東開關場北側，一號機聯合結構廠房為鋼筋混凝土建築，長寬各 65.53 m (215 ft)，地上高 44.41 m (145.71 ft)，地下 12.39 m (40.66 ft) 不含 2.44 m (8 ft) 筏式基礎。中央部份是反應器廠房，外圍是廢料廠房、聯合廠房，以及服務大樓；聯合結構廠房西側連接汽機廠房。汽機廠房南北向長 85.04 m (279 ft)、東西向寬 53.04 m (174 ft)、

高 45.1 m (147.96 ft，包含地下 14.58 m (47.83 ft)與地上 30.57 m (100.31 ft))，內裝汽輪發電機一部及附屬設備，主、輔變壓器位於汽機廠房西側。二號機廠房布置與一號機相同，位於一號機北邊。另一、二號機服務大樓有空中走廊相通。

開關場在一號機南側，有 345 kV 超高壓輸電線分匯送至北部地區供電系統。電廠所需的補充生水取自乾華溪，抽蓄於廠區西側丘陵上之生水池，生水池容量為上池 52,000 m³，下池 48,000 m³。

蒸汽冷凝所需之冷卻水由廠區東北角之抽水站抽取海水，經由進水隧道到冷凝器，再經廠房西側南北向之出口海水渠道排流入海。

全黑起動氣渦輪發電機組二部在 69 kV 開關場南側，其燃油儲存槽 35,000 公秉油槽在茂林山上。

一號及二號低放射性廢棄物貯存庫位於廠區內西南方，一號低放射性廢棄物貯存庫建築樓層二層樓(地下一層、地面一層)，西側有廢棄物壕溝；二號低放射性廢棄物貯存庫位於廠區內西南方，建築樓層六層樓(地下一層、地面五層)，其西鄰乾華溪的廠內道路，東側為 27 號倉庫，南側為輻射防護衣物洗衣廠房與熱處理設施廠房，與輻射防護衣物洗衣廠房輻射安全管制站與周圍的管制圍籬，形成一個完整的輻射管制區域。新燃料貯存庫位於開關場南側，二號低放射性廢棄物貯存庫北側。

另本公司依據前原能會於 101 年 8 月提送行政院「國內核能電廠現有安全防护體制全面體檢方案總檢討報告」之要求，提升核一、二及三廠防海嘯能力，確保發生海嘯事故時，各電廠與運轉安全有關之設施(備)能受到保護。

以下將針對待除役各系統與其設施作說明。

6

3

(一) 待除役設施系統、重要組件、建築、區域等之現況說明

1. 反應器系統

反應器系統位於聯合結構廠房中央的反應器廠房，廠房內主要系統與設備可區分為反應器爐心系統、控制系統、附屬系統、圍阻屏障、隔離系統、緊急系統，其配置與各樓層之布置參考圖 1-4~1-10，樓層剖面圖參考圖 1-11~1-14。以下是各項系統的主要設備說明：

(1) 爐心系統：反應器兩部機組之設計完全相同，主要之蒸汽產生系統係採用美國奇異公司所承造之沸水式反應器。反應器內徑 5.16 m，壁厚 12.7 cm，內部容積 397 m³，總淨重(含頂蓋)439 MT，額定運轉壓力 1,020 psi。

A. 爐心：核一廠一、二號機的爐心額定熱功率 1,775 MWt(101 年 11 月中幅度功率提升後為 1,840 MWt)，整個爐心由 408 組燃料元件及 97 支十字型控制棒組成。每 18 個月運轉後，停爐一次以更換燃料。

B. 再循環水系統：循環水作為爐心冷卻劑，此系統包括反應器壓力槽外部兩個循環水迴路。

C. 反應器壓力槽：為直立圓桶狀容器，厚度 12.7 cm (5 in)，槽壁材料是 ASME SA533 Grade B 高強度低碳錳鉬合金鋼；半球形的壓力槽頂蓋厚度 9.5 cm (3.75 in)，壓力槽設計壓力為 1,250 psi、設計溫度為 575°F。

(2) 反應器控制系統：

A. 壓力控制：由汽機數位式電子液壓控制系統控制反應器壓力。

B. 反應器水位控制：調整飼水控制閥開度維持爐水內的水位以確保反應器安全運轉。

C. 功率控制：包括控制棒、急速停機、再循環水系統控制。

(3) 反應器附屬系統：

A. 爐水淨化系統：維持反應器爐水水質。

B. 用過核子燃料池冷卻淨化系統：用來移除用過核子燃料元件之衰變熱，並保持池水純淨。用過核子燃料池位於反應器廠房五樓之南邊，長 12.2 m (40 ft)、寬 7.9 m (26 ft)、深 11.9 m (39 ft)。

C. 餘熱移除系統：主要設備組成包含熱交換器、泵浦與管路等。

(4) 圍阻屏障：包括燃料丸體、燃料護套、爐水及反應器系統、一次與二次圍阻體系統。

A. 一次圍阻體系統：包括乾井、壓力抑制器、通洩管、真空破除器、隔離閥與穿越器等，以及配合之管路與儀控系統。

B. 二次圍阻體系統：由反應器廠房與穿越器之二次圍阻體，備用氣體處理系統與反應器廠房通風系統構成，設在一次圍阻體系統外圍，作為二次包容放射性物質，防止其外洩。其特性包括：保持大氣負壓、圍阻體洩漏率低可得較長滯留時間、過濾去除粒狀放射性物質與高空釋放。

備用氣體處理系統是一高度過濾能力之排氣系統，其設計是為處理一次與二次圍阻體抽出氣體，確保意外情況下外釋劑量不超過 10 CFR 100 規定，或是核能事故及一次圍阻體隔離或正常通氣系統所排放劑量超過限制值時，排氣經過處理以減少釋放到廠外周圍的放射性劑量。

反應器廠房正常通風系統包含供氣與排氣各二台風機，自廠房外送氣進入，廠房內的空氣依序自乾淨區流往污染區再過濾後經廠房煙囪排出。

(5) 隔離系統：其設計當核能系統發生事故時，可防止放射性產物自一次系統外洩。

(6) 緊急系統：包括備用硼液系統、緊急爐心冷卻系統。

2. 蒸汽發電系統

位於汽機廠房，一、二號機組系統設計相同，系統設備包括汽輪機、冷凝器、汽水分離再熱器、發電機及勵磁機等設備。汽機廠房樓層布置圖與剖面圖參考圖 1-15~1-19。蒸汽系統的主要設備包括以下：

- (1) 汽輪機：包括主汽機是由一組高壓汽機及二組低壓汽機串列組成，出力 634,768 kW，進汽壓力 950 psi，進汽溫度 540.3°F，真空度 28 in Hg。
- (2) 冷凝器：每部汽輪機有兩個冷凝器，每個冷凝器內有 20,104 支、直徑 2.54 cm (1 in)、22 BWG、13.72 m (45 ft) 長之 ASTM B338 G2 鈦管，單流式循環冷卻水，冷凝面積約 21,900 m²。
- (3) 汽水分離再熱器：汽機機組兩側設置兩台汽水分離再熱器，位於汽機廠房地板下方。
- (4) 發電機：容量 706.7 MVA、定子電流 2,147 A、電壓 19 kV、功率因素 0.9、轉子電流 5,475 A、3 相 4 極 60 Hz、轉速 1,800 rpm。
- (5) 無電刷勵磁機：無碳刷式，由發電機直接帶動，容量是 3,200 kW、500 V、6,400 A、轉速 1,800 rpm、磁場電阻 0.5 Ω 、磁場絕緣 49 M Ω /500 V 附永磁式發電機作為勵磁機磁場之電源。
- (6) 變壓器：
 - A. 主變壓器：規格是 345/19 kV、3 ϕ 、60 Hz、Class FOA、Y- Δ 連接、670 MVA@55 °C、750.4 MVA@65 °C。
 - B. 輔變壓器：規格是 19/4.16 kV、3 ϕ 、60 Hz、Class FOA、 Δ - Δ - Δ 連接、40/20/20 MVA@55 °C、44.8/22.4/22.4 MVA@65 °C。
 - C. 345 kV 起動變壓器(ST-B、ST-BS)：為一油浸強制循環強風冷卻式變壓器。一次側電壓為 345 kV，二次側電壓為 4.16 kV，容量為 44.8 MVA。

D. 69 kV 起動變壓器(ST-A、ST-AS)：為一強油強風冷卻式變壓器。一次側電壓為 69 kV，二次側電壓為 4.16 kV，容量為 20 MVA。

(7) 蒸汽抽氣與再結合系統：係在功率運轉時，設計用來移除主冷凝器內之不凝結氣體，並將其中之氫氣與氧氣再結合。

(8) 汽封冷凝器排氣處理系統：主要收集汽封冷凝器排氣風扇出口與機械真空泵排氣，廢氣在滯留管內置留 1.75 min 後經主煙囪排放。

3. 廠用電力系統

核一廠一、二號機之額定出力是 636 MWe，經主變壓器送電至廠內 345 kV 匯流排，供給電廠各種運轉情況。電廠出力經 345 kV 匯流排經核一廠汐止線、核二二路與頂湖線送入系統，當廠內用電在機組出力運轉時，可由發電機經 40 MVA 廠內用電變壓器降壓至 4.16 kV 供電；在起動或停機時，廠用電力可由廠外 345 kV 或 69 kV 輸電線經二個起動變壓器 ST-A 或 ST-B 供電，ST-A 由大武崙變電所之 69 kV 系統供電至 4.16 kV 匯流排 #1、#3，ST-B 由 345 kV 匯流排供電至 4.16 kV 匯流排 #2、#4。當廠外電源全失時，廠內之交流電源來自核一廠的二台柴油發電機，直流電源來自蓄電池組。另外，一、二號全黑起動氣渦輪發電機組之輸出經變壓加入核一廠 69 kV 系統，提供核一廠另一個電源做為全黑起動時之用。

4. 緊急柴油發電機系統

柴油發電機系統位於聯合結構廠房內南側，當失去廠外交流電源時，廠內緊急電源—柴油發電機系統會立刻起動併入電力系統，做為緊急用電。柴油發電機組屬於電氣第一類交流電力系統，具備第一類裝設與防震構造。一、二號機各含二部柴油發電機組，每部柴油發電機組額定容量 3,600 kW。在停機情況下，分別由 345 kV 及 69 kV 兩個廠外交流電源，經過起動變壓器—ST-A 與 ST-B 供電。一旦機組停止發電且失去廠外交流電源，造成核能安全系統失電，廠內緊急柴油發電機立即自動起動併入緊要匯流排，依時序供給緊急用電。

核一廠一號及二號機原各有兩串緊急柴油發電機，為了緊急電源的可
靠性，另增設第五台備用緊急柴油發電機(或稱五號柴油發電機)，當廠內
任一串緊急柴油發電機不可用時，可作為替代。

5. 放射性廢棄物處理系統

放射性廢棄物處理系統的目的是能有效地且安全地收集、處理核能電
廠運轉時產生的放射性固體、液體與氣體廢棄物，以控制外釋的放射性劑
量低於法規限值，使電廠運轉免受限制。其中放射性固體及液體廢棄物處
理系統設置於聯合結構廠房北側與東側的廢料廠房內，而放射性氣體處理
系統則設置於廢氣廠房。以下就三個系統作說明：

- (1) 放射性固體廢棄物處理系統：系統主要處理兩大類廢棄物，濕性放
射性廢棄物及乾性放射性固體廢棄物。濕性放射性廢棄物包括廢樹脂、
廢預敷樹脂、過濾渣與濃漿物；乾性放射性固體廢棄物包括污染衣物、
防護衣具、排氣或放射性通風系統冷空氣過濾器、廢紙與防火氈等。
- (2) 放射性液體廢棄物處理系統：主要是在收集、處理、儲存與處置全
廠放射性廢水，容納並處理停機、起動、運轉時所產生之廢水。大部
份處理後廢水均能回收到系統再利用，以減低並控制外釋廢水的放射
性使不超過法規限制值。本系統主要廢水來源為設備(機件)洩水、地
面洩水、化學廢液、循環海水、空調凝結水、洗浴及清潔劑廢水、廢
氣坑道地下滲水。
- (3) 放射性氣體廢棄物處理系統：主要利用滯留、吸附與濾除等方式降
低廢氣中所含的放射性惰性氣體、放射性碘及微粒，以減少核能設施
外釋到大氣中的放射性活度。放射性廢氣的來源包括運轉產生之系統
廢氣與廠房通風排氣兩部份。系統廢氣包括：(A)主冷凝器蒸汽抽氣
和再結合器出口廢氣，經廢氣處理系統之活性炭床吸附、滯留及高效
率過濾器處理；(B)汽機格蘭蒸汽冷凝器排氣與主冷凝器機械真空泵
排氣；(C)備用氣體處理系統及乾井沖放之排氣，由管路經隧道送至
東側丘陵頂上 140 m 高之主煙囪排放於大氣中。廠房通風排氣部分，

反應器廠房、汽機廠房與廢料廠房之通風匯集到汽機廠房屋頂上之廠房煙囪排氣口排放，其他廠房則由各自獨立之通風系統排氣口排放。

6. 空調通風系統

核一廠的空調通風系統(Heating, Ventilation and Air Conditioning, HVAC)依各廠房與系統的特性與需求，於空氣調節及暖房通風具備不同的設計。核一廠空調通風系統包括：控制室 HVAC 系統、二次圍阻體 HVAC 系統、乾井冷卻與沖放系統、開關設備室通風系統、柴油機房通風系統、辦公室區通風與空氣調節系統、電氣設備與電池室通風系統、放射性廢棄物處理區通風系統、汽機房通風系統等。

(二) 核一廠廠區地圖及相關工程圖件

核一廠設施分布概況如圖 1-3，聯合結構廠房主要系統與設備配置及各樓層布置參考圖 1-4~1-10，樓層剖面圖參考圖 1-11~1-14。汽機廠房樓層布置圖與剖面圖參考圖 1-15~1-19。核一廠除役規劃作業參考圖面、文件清單詳如表 1-1，相關工程圖件之建立及保存皆依循核一廠程序書 1117 系列之規定辦理。

另為配合輻射特性調查及規劃拆除程序，本公司特針對核一廠廠區之建築物、設施、設備及管路/閥件(包含反應器廠房內之 RPV 與其內部組件、生物屏蔽、用過核子燃料池與圍阻體、汽機廠房及聯合結構廠房等結構建物，及其內部之機械系統設備、組件與管路等)，建立電腦 3D 模型，如圖 1-20~1-23，其中管路/閥件係以口徑 6 in 以上為限，詳細之主要組件 3D 圖，請參考本計畫第六章、二節。



註：細部時程規劃，請參考本計畫第六章、一、(三)節。

圖 1-1 核一除役時程規劃圖

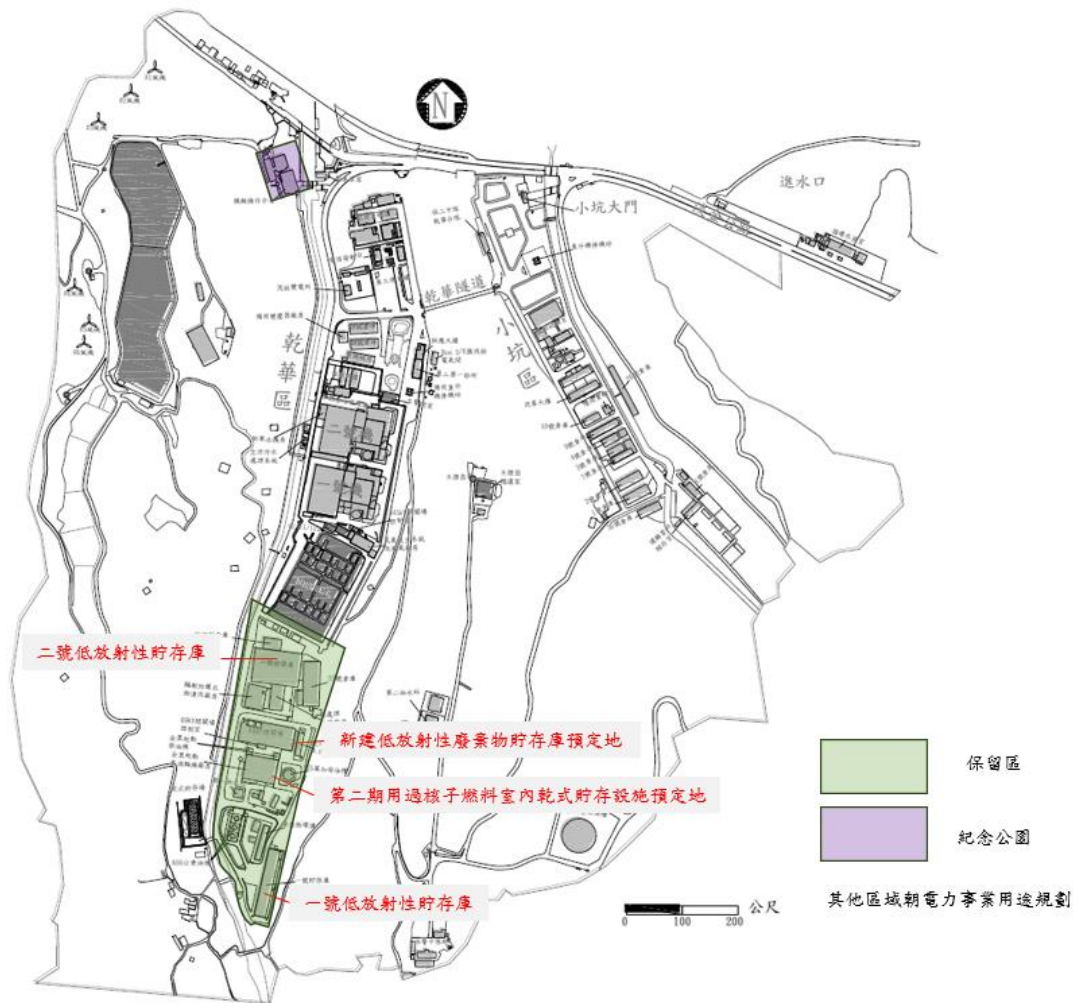


圖 1-2 核一廠除役後保留區域

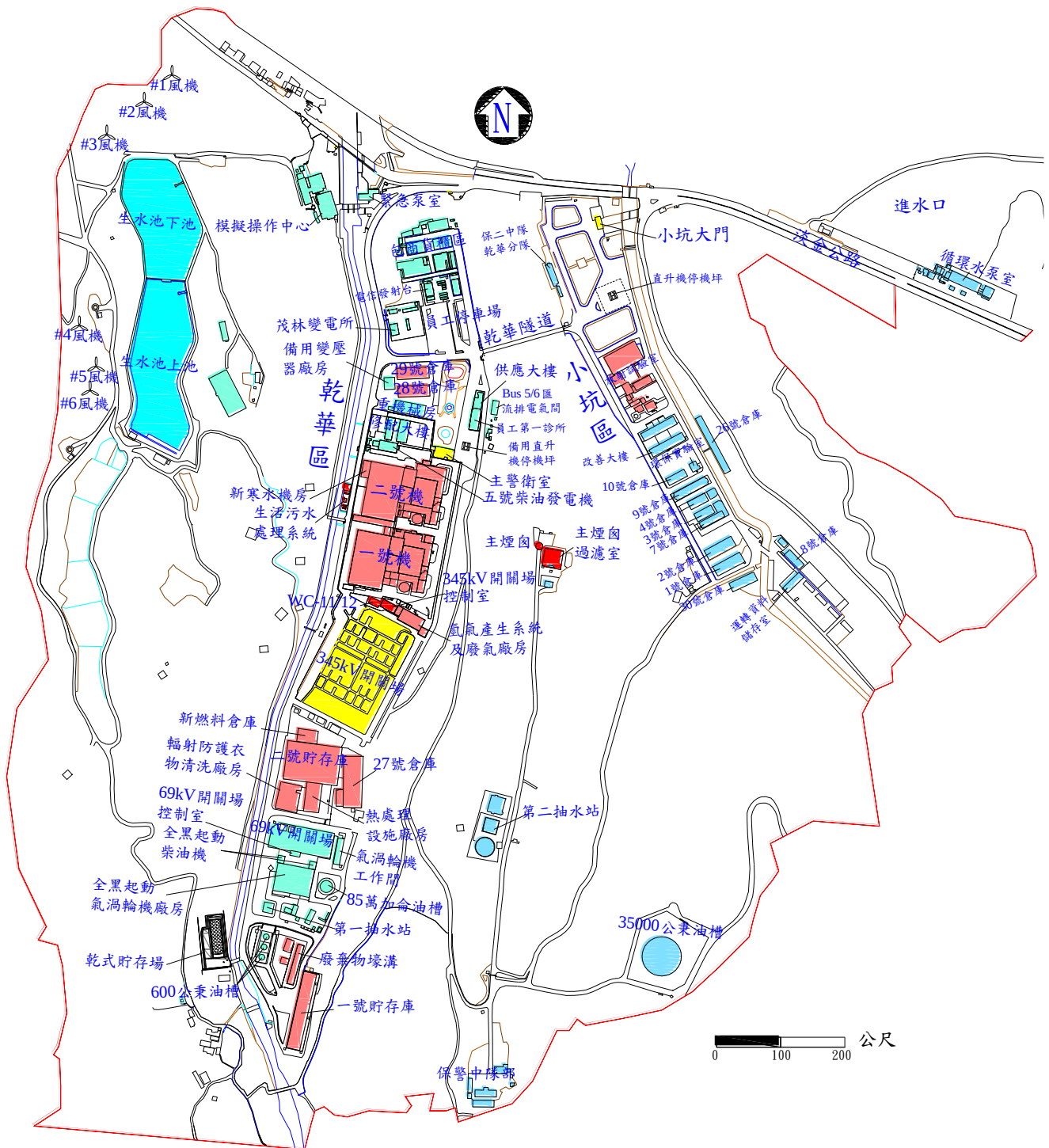


圖 1-3 核一廠廠區平面圖

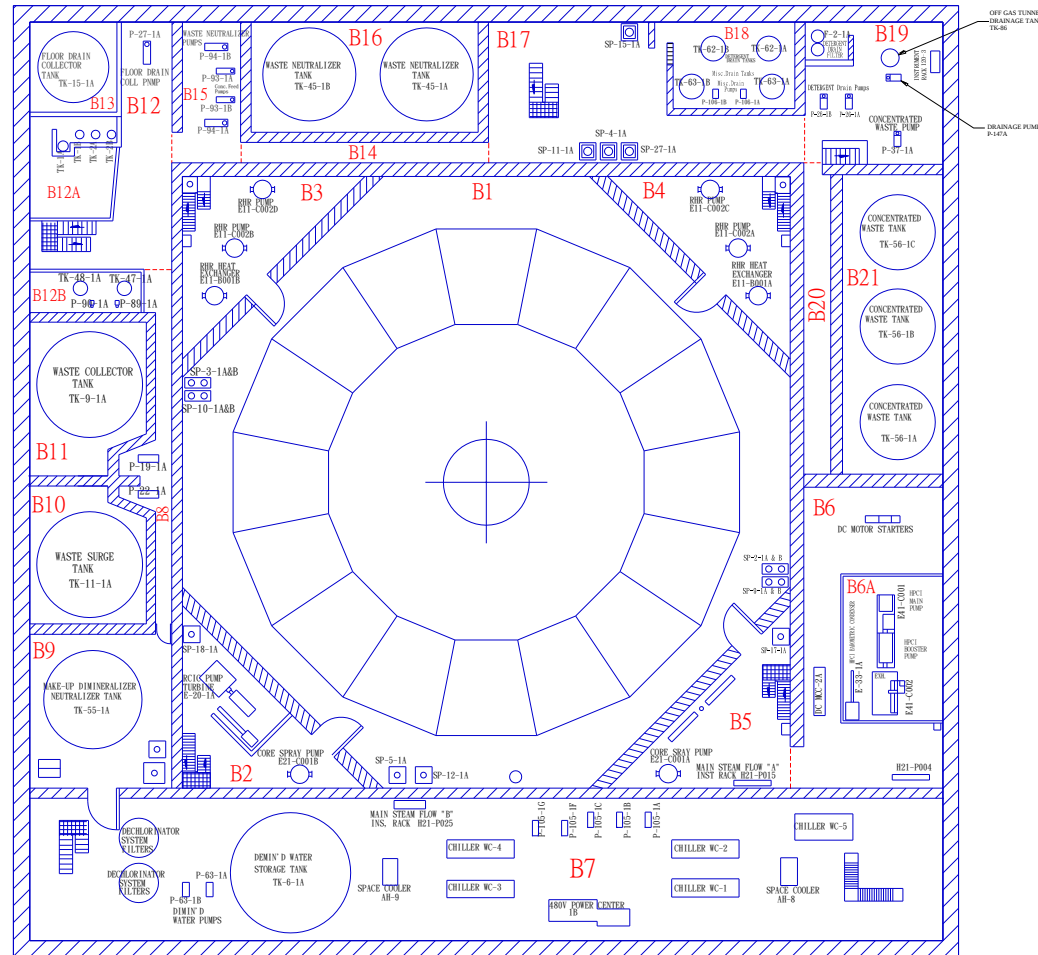
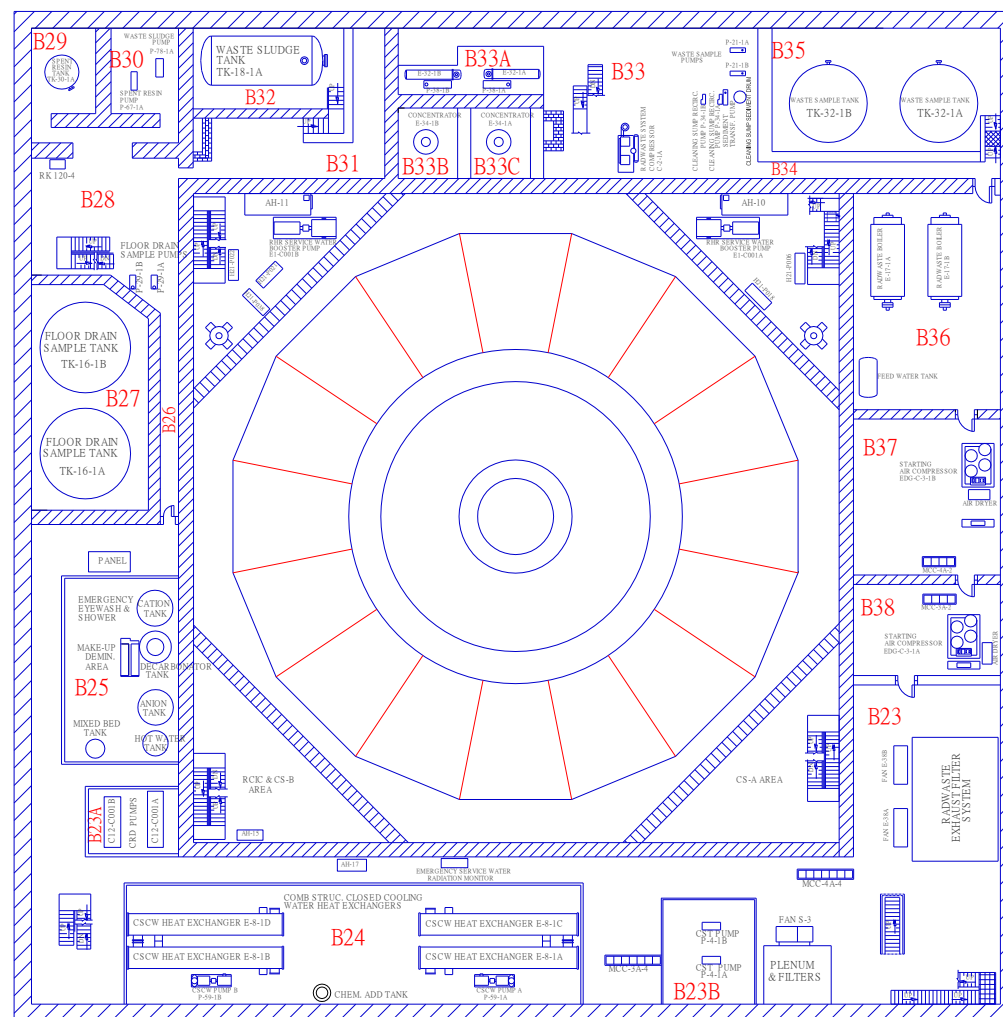


圖 1-4 聯合結構廠房地下二樓(引用 9891-g-133)



1-30

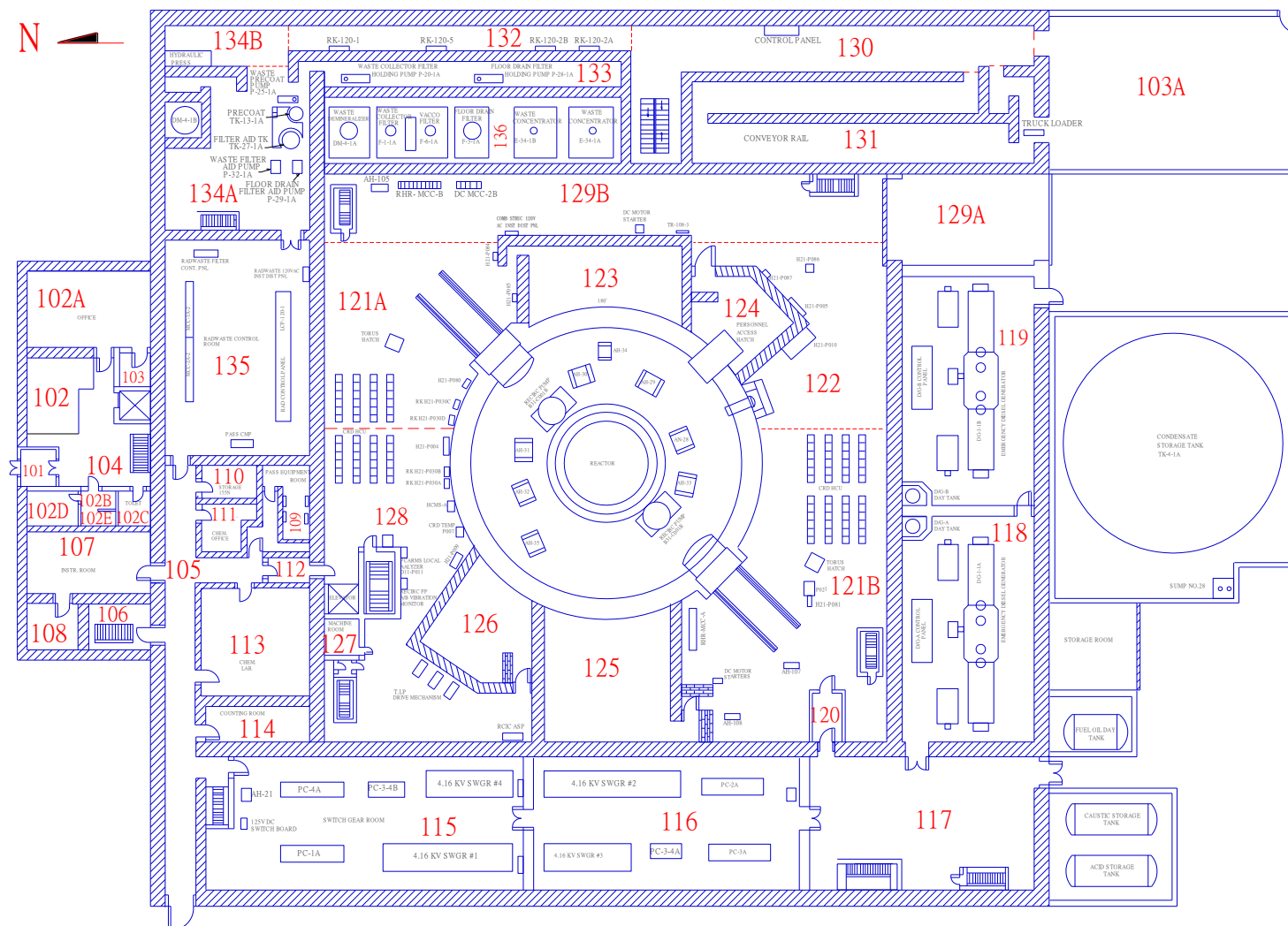


圖 1-6 聯合結構廠房地面一樓(引用 9891-g-135)

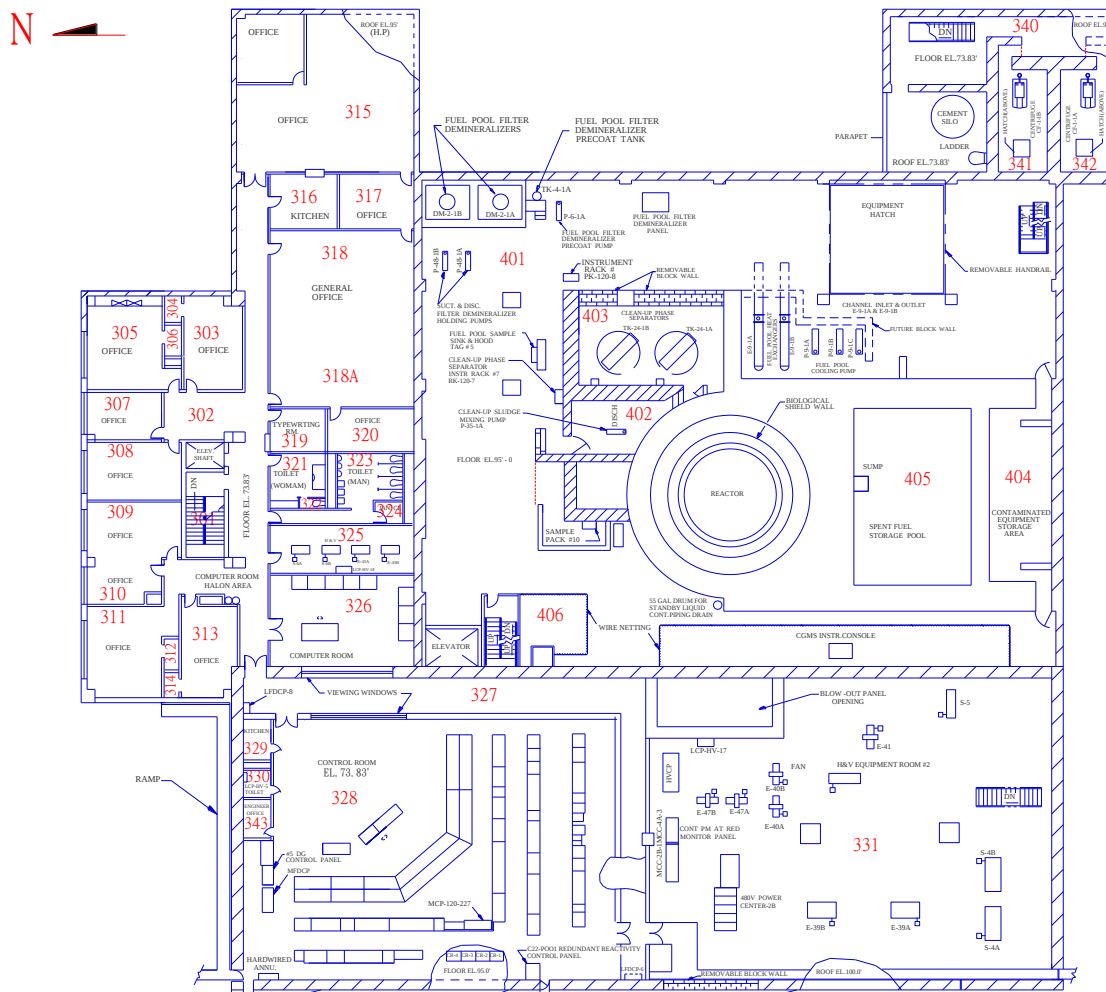


圖 1-8 聯合結構廠房地面三樓(引用 9891-g-137)

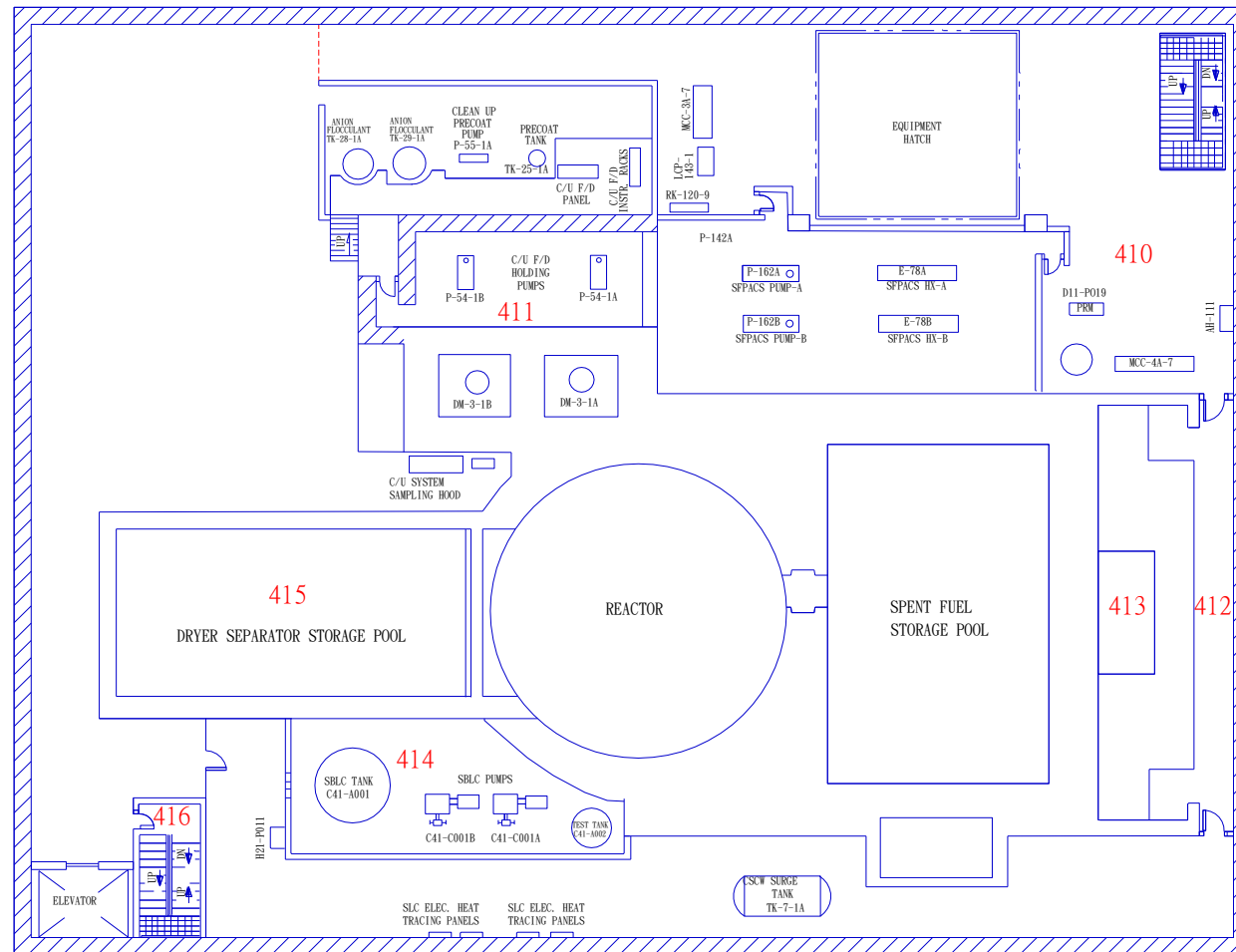


圖 1-9 聯合結構廠房地面四樓(引用 9891-g-138)

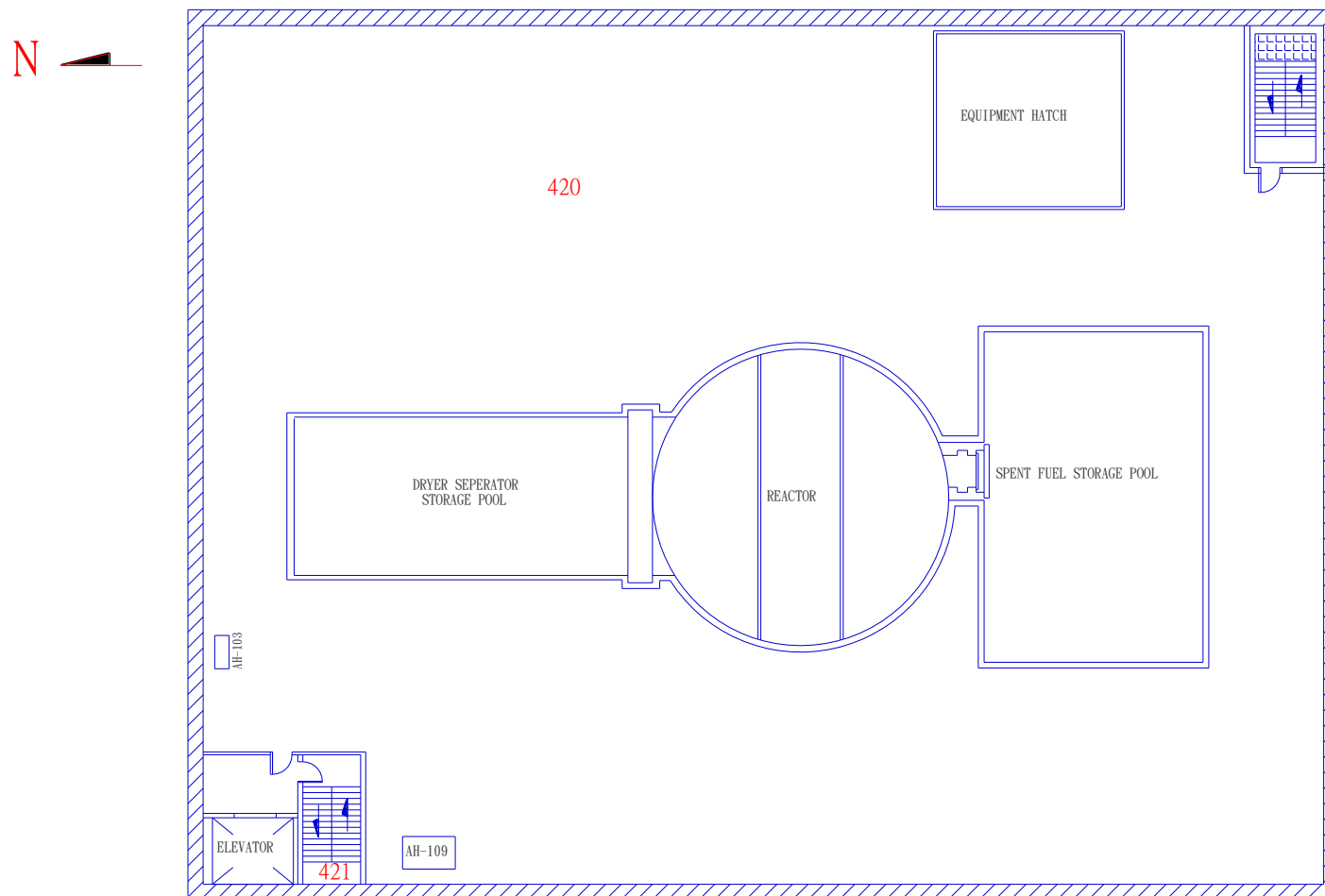


圖 1-10 聯合結構廠房地面五樓(引用 9891-g-139)

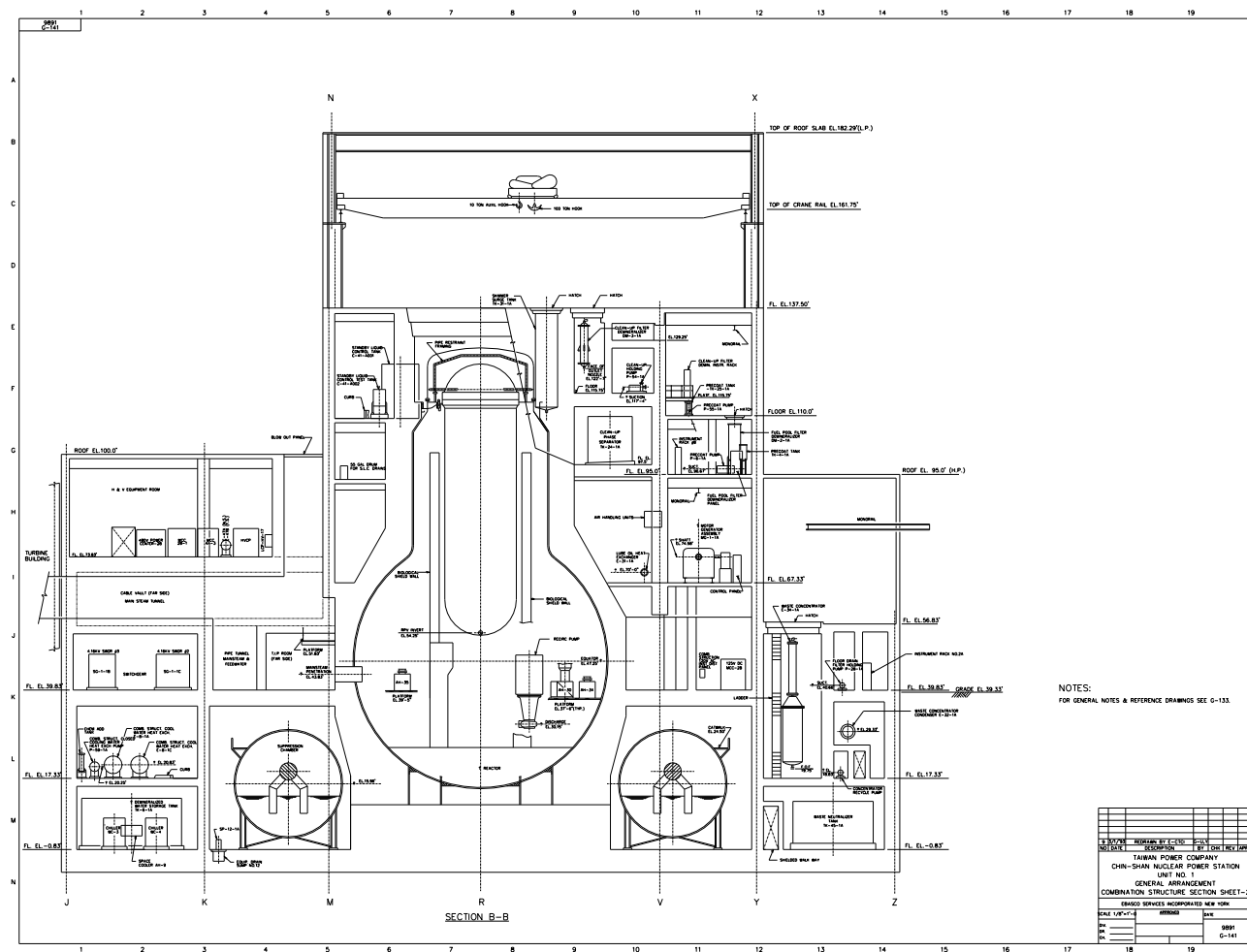


圖 1-12 聯合結構廠房剖面圖-2 (9891-g-141)

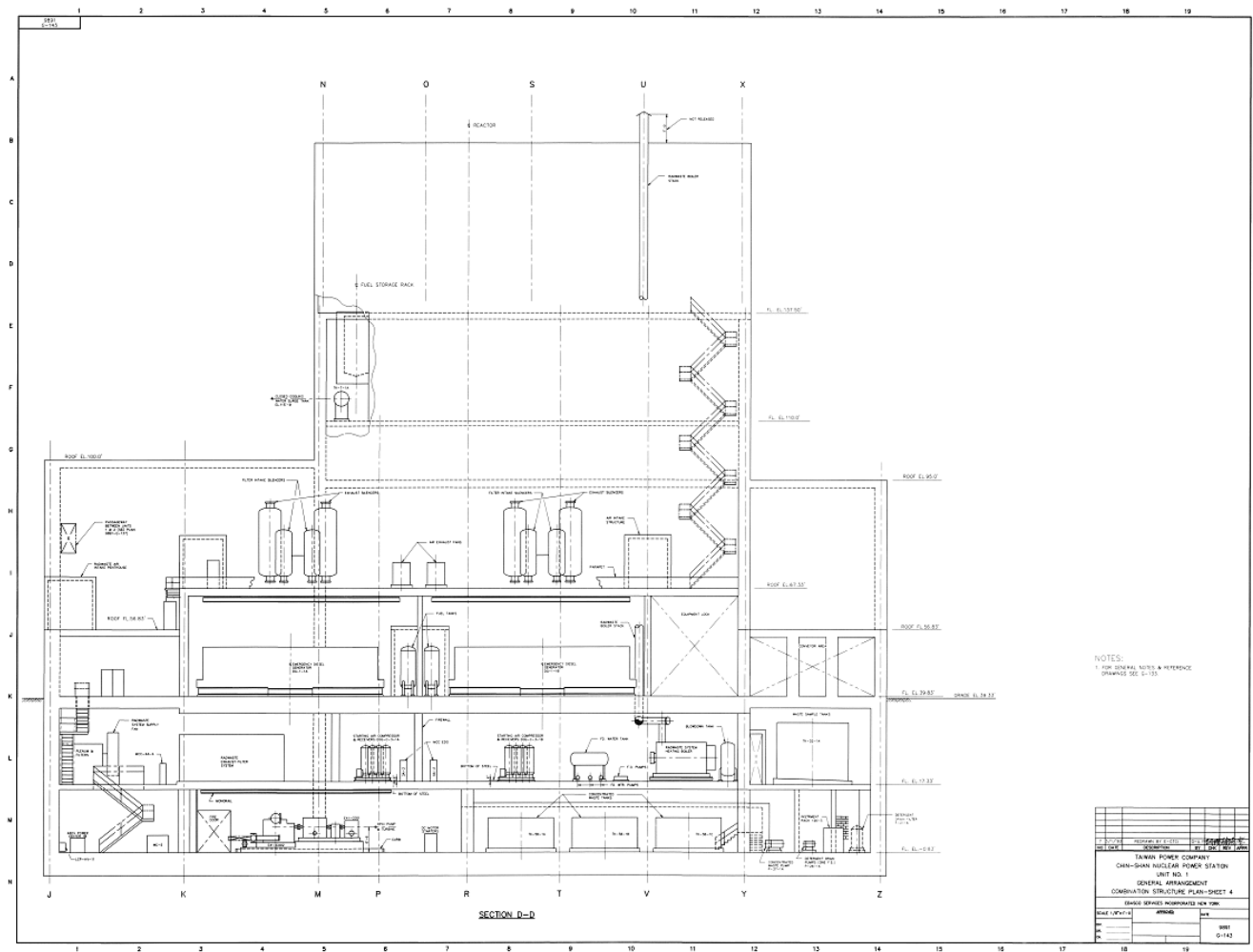


圖 1-14 聯合結構廠房剖面圖-4 (9891-g-143)

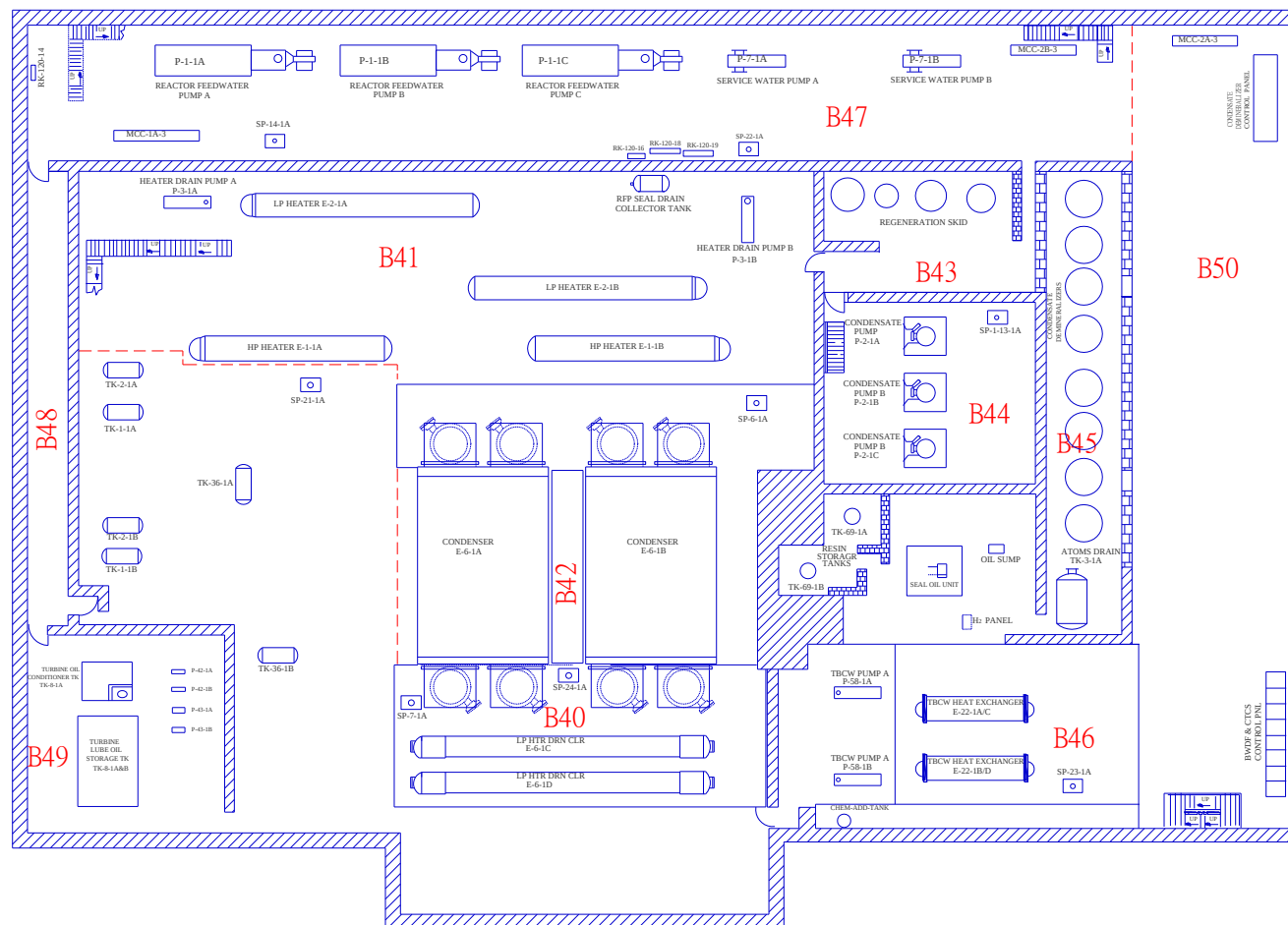


圖 1-15 汽機廠房地下一樓(引用 9891-g-128)

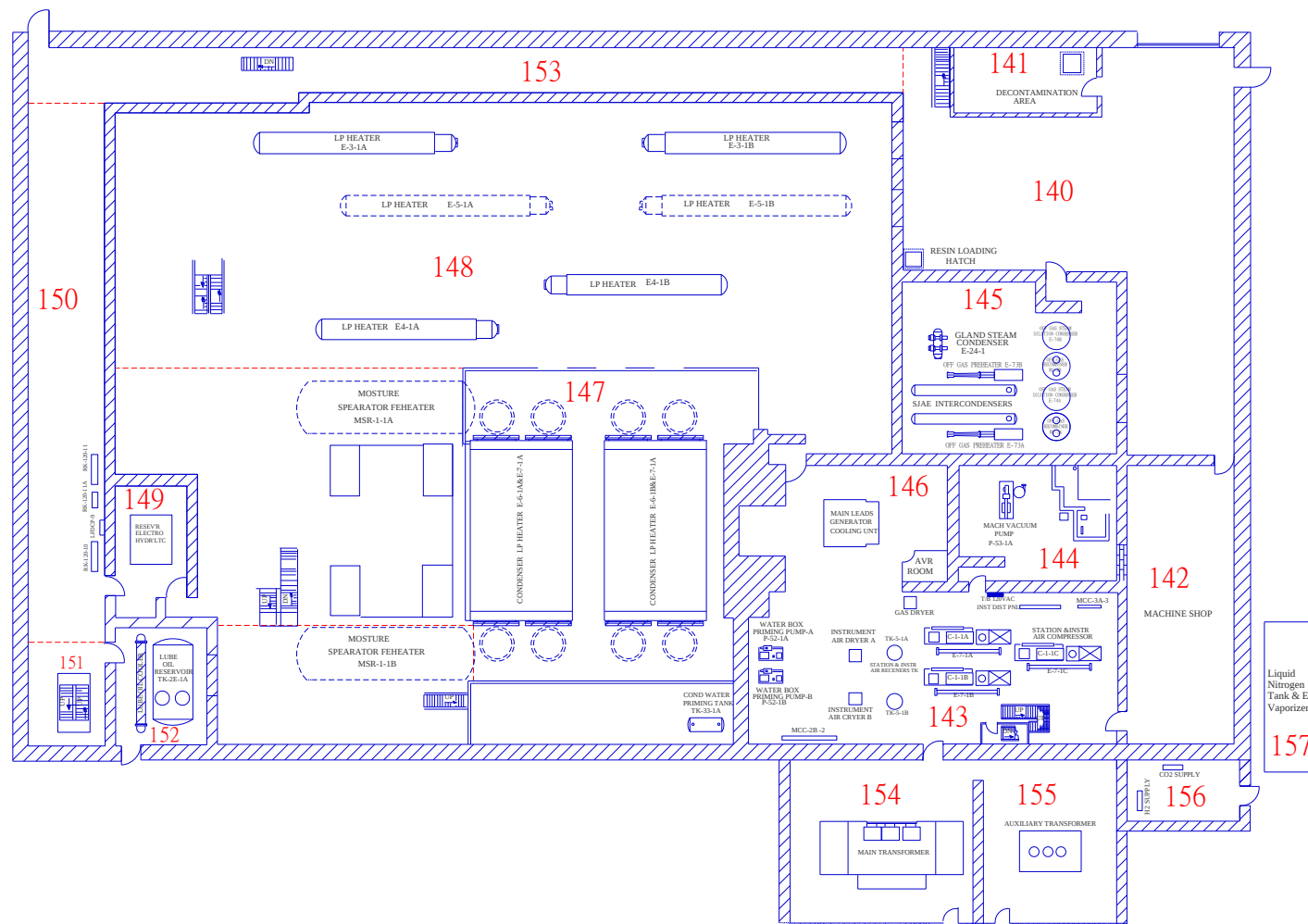


圖 1-16 汽機廠房地面一樓(引用 9891-g-129)

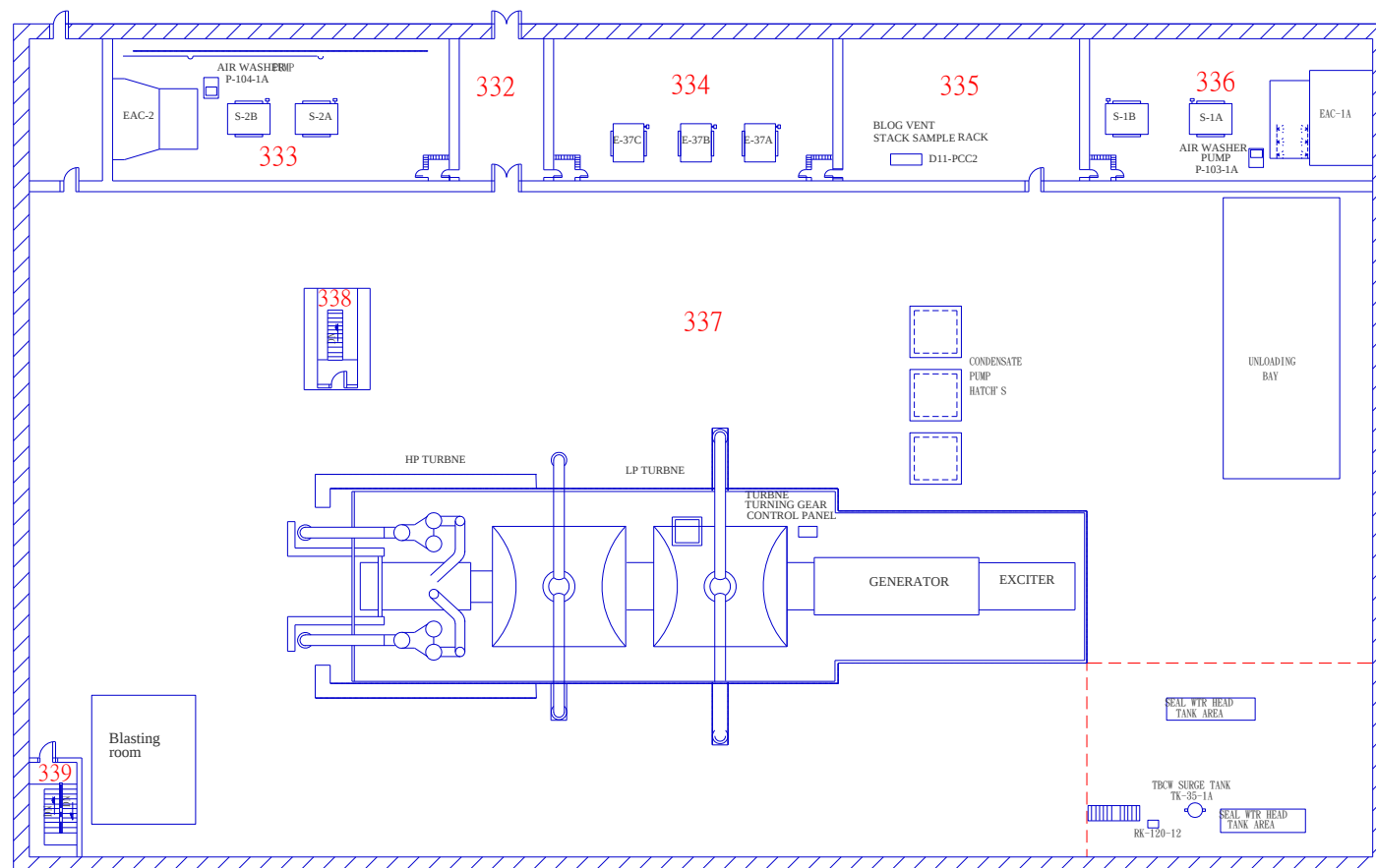


圖 1-17 汽機廠房地面三樓(引用 9891-g-130)

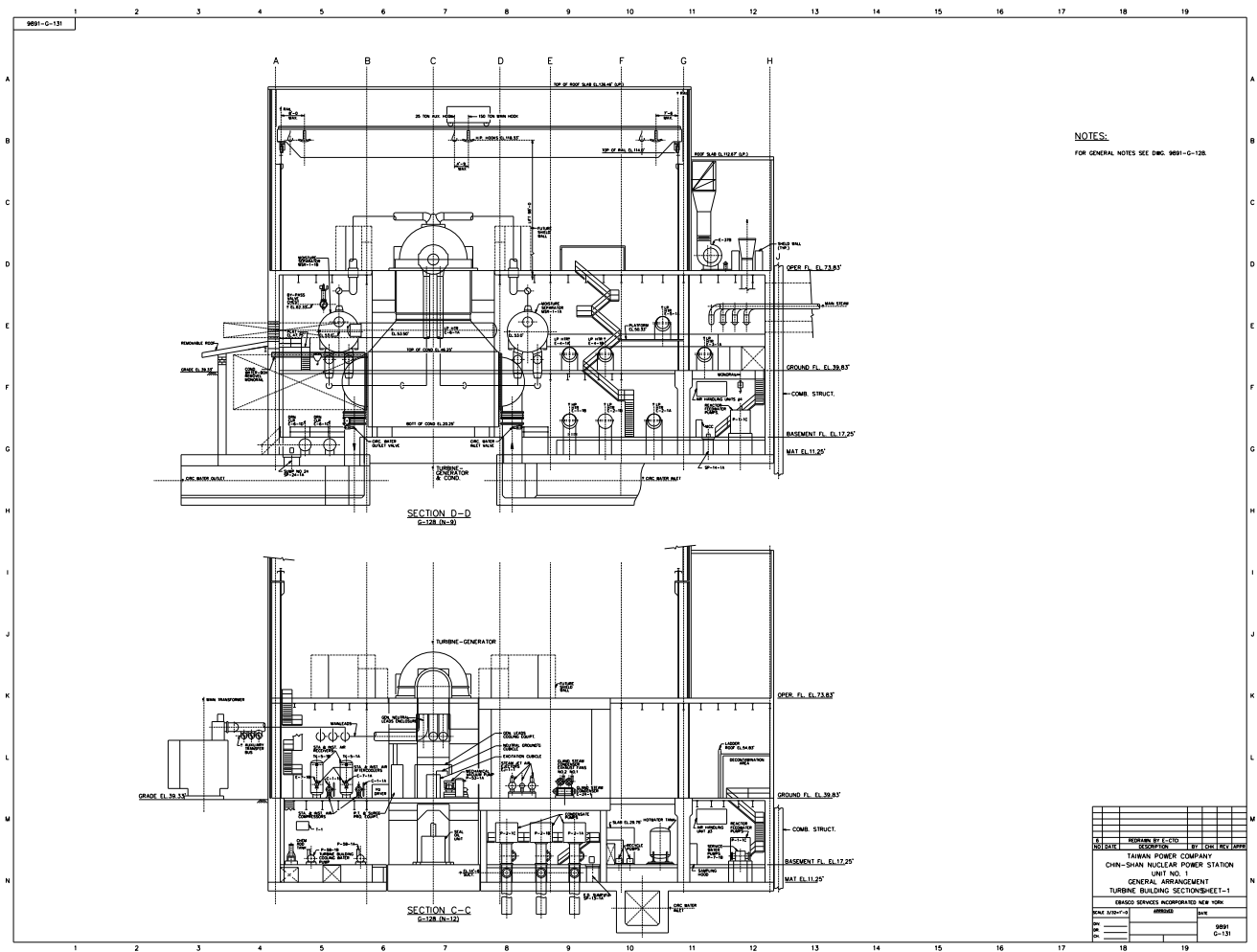


圖 1-18 汽機廠房剖面-1 (9891-g-131)

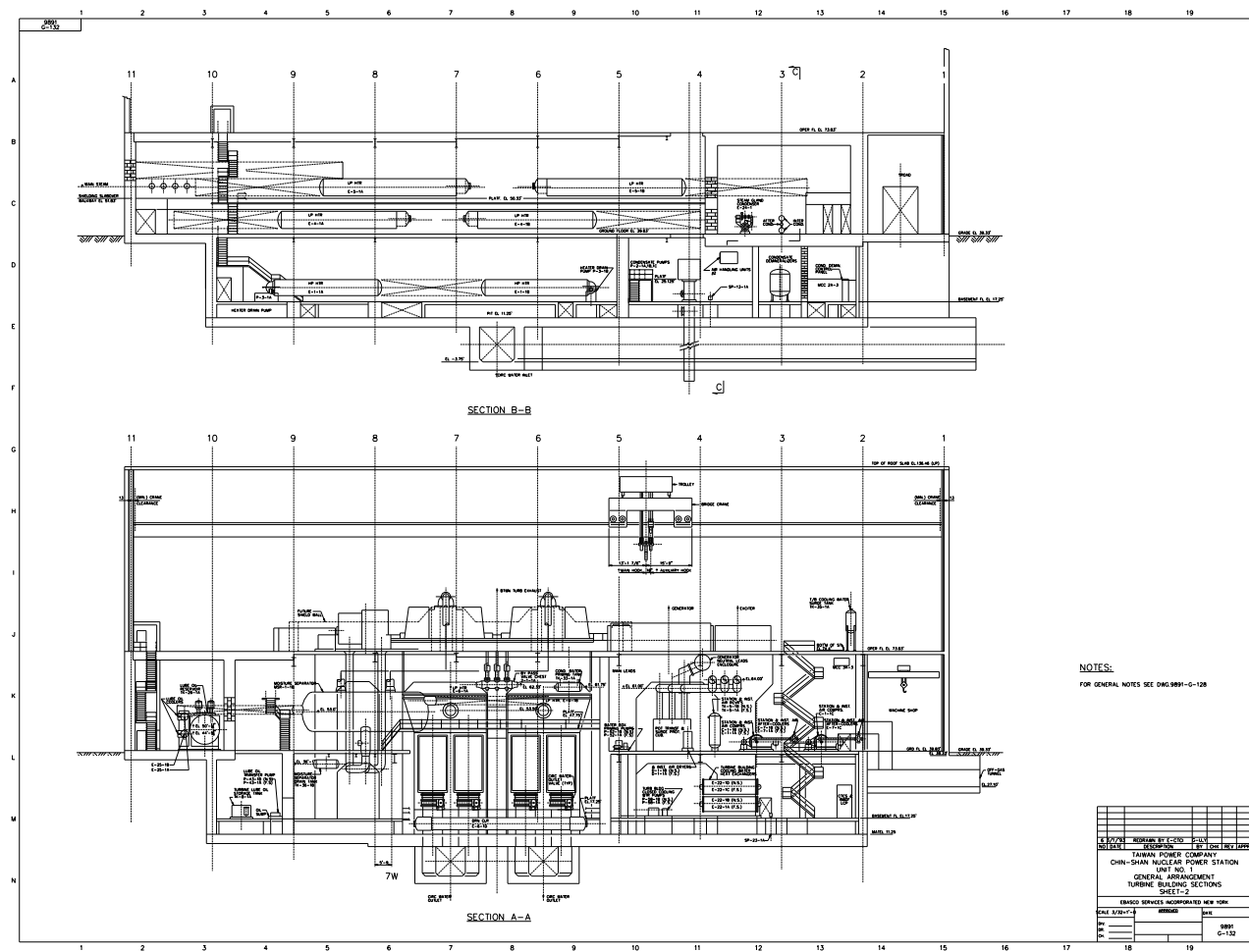
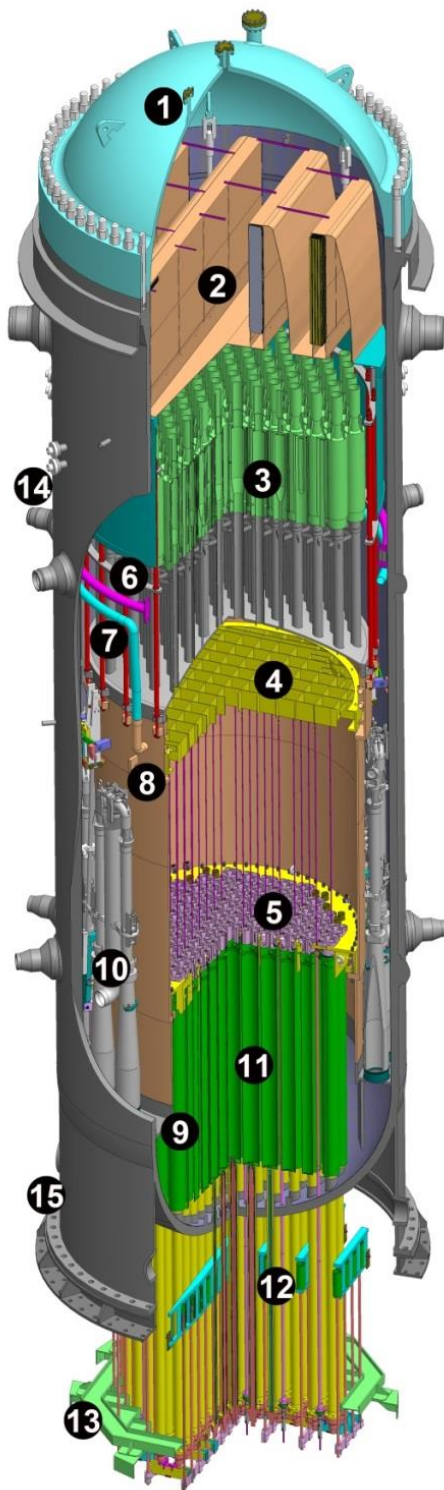


圖 1-19 汽機廠房剖面-2 (9891-g-132)



1	壓力槽頂蓋
2	蒸汽乾燥器
3	汽水分離器與側板頂蓋
4	頂部導板
5	爐心底板
6	飼水噴嘴
7	爐心噴灑噴嘴
8	爐心側板
9	爐心側板支持板
10	噴射泵組件
11	控制棒導管
12	控制棒驅動殼
13	控制棒驅動殼支架
14	反應器壓力槽
15	壓力槽支撐裙板

圖 1-20 反應器壓力槽 3D 模型

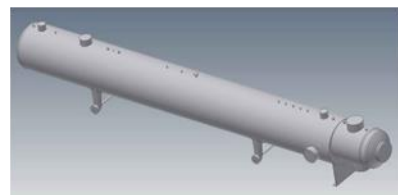
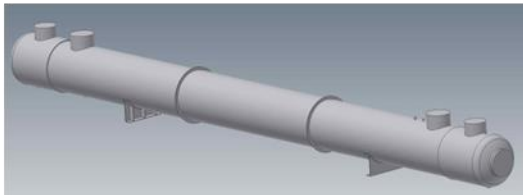
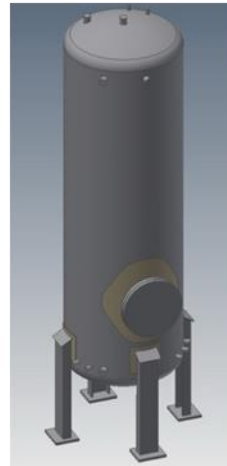
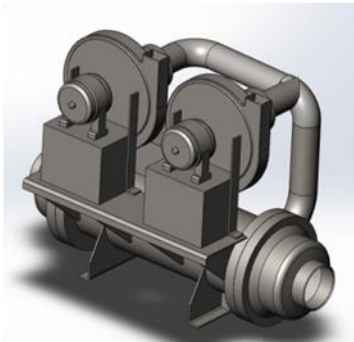
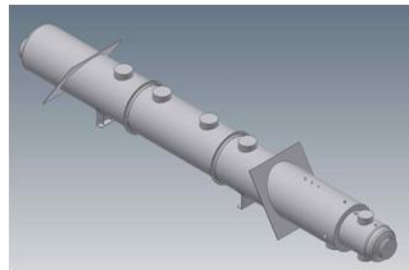
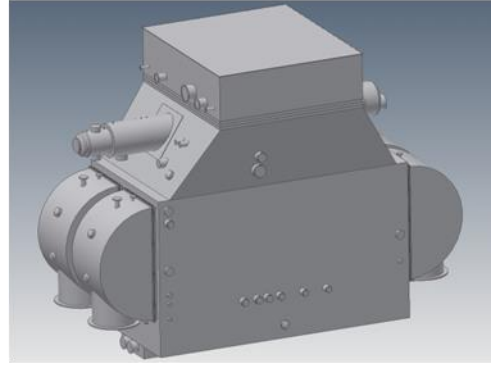
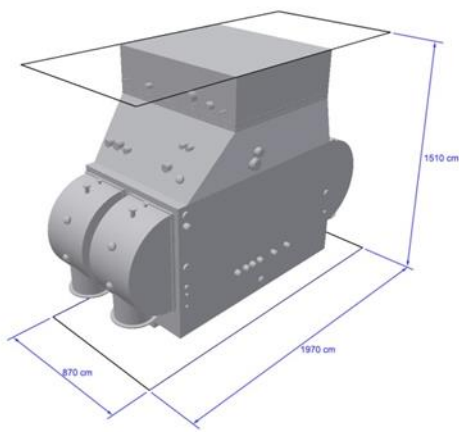


圖 1-21 設備 3D 模型(6 in 管相關)

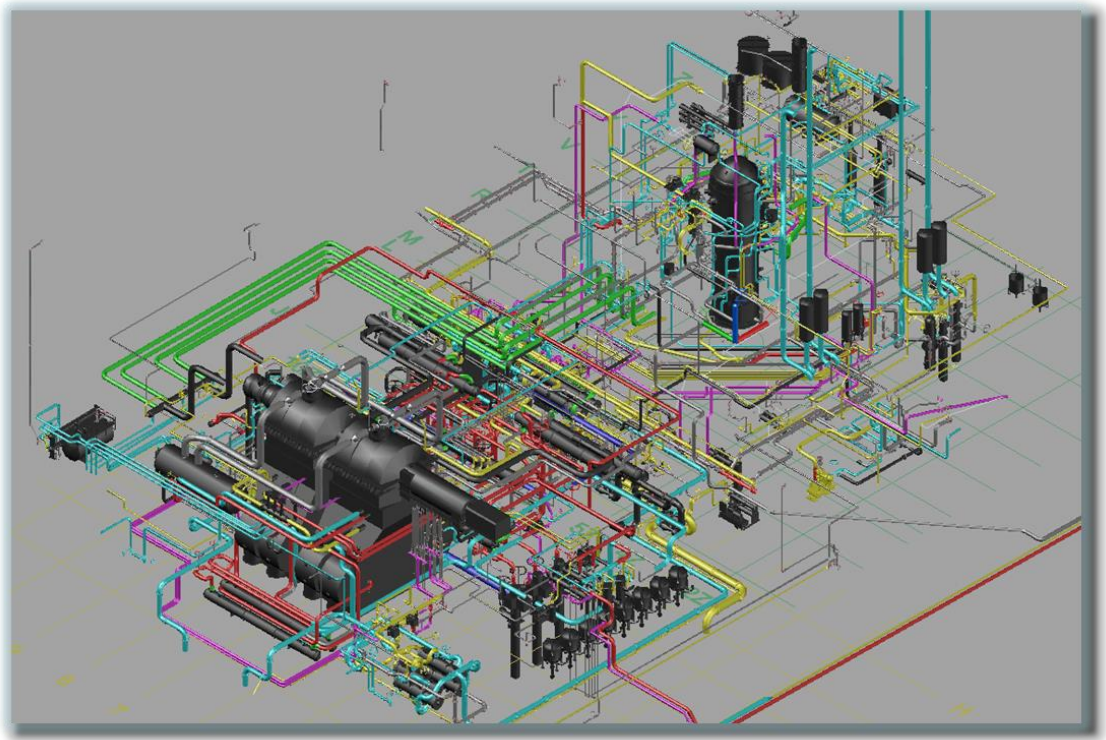


圖 1-22 管路 3D 模型

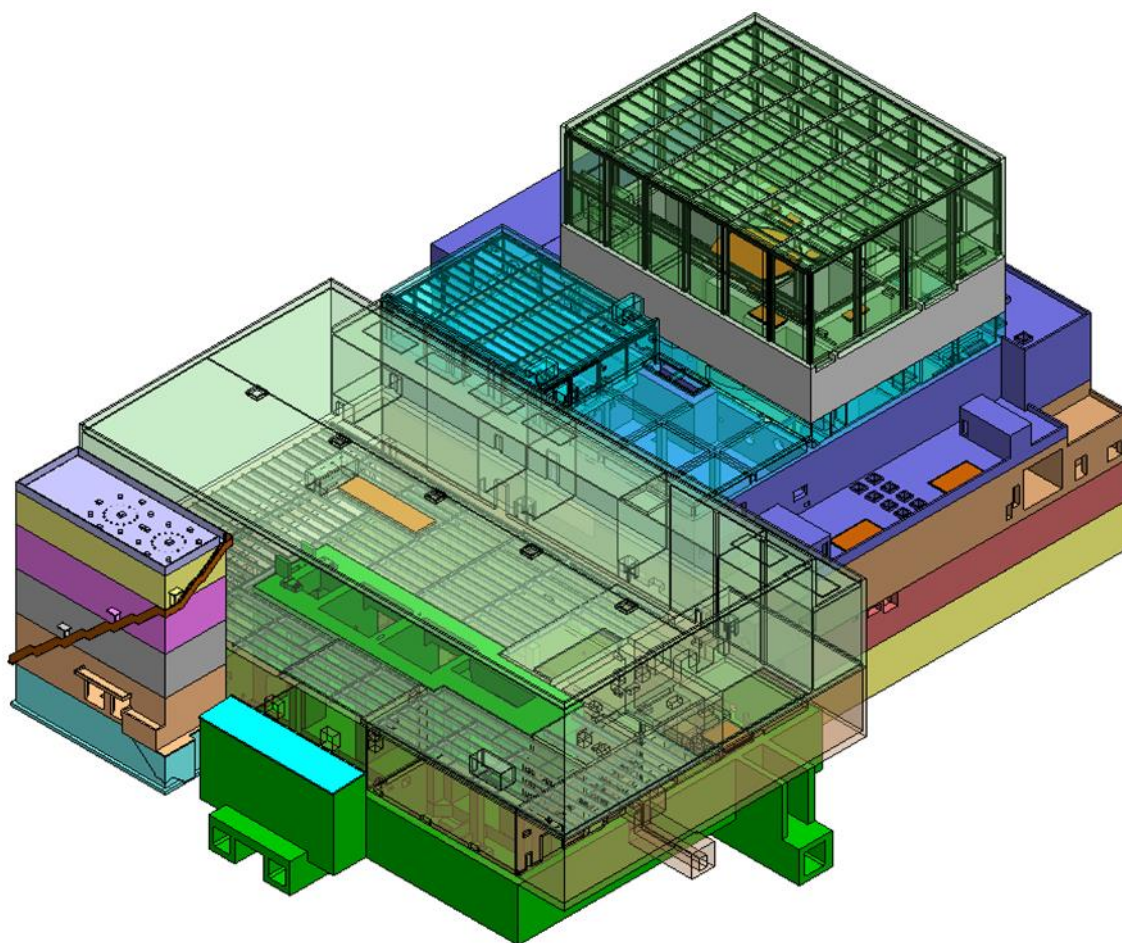


圖 1-23 反應器廠房及汽機廠房 3D 模型

表 1-1 核一廠除役規劃作業參考圖面清單

項次	參考資料	圖號範圍/出版者
1	核一廠管線清單(Line list)	核一廠 DWG. NO. TPC-9891-B-070S
2	核一廠閥件清單(Valve list)	核一廠 DWG. NO. TPC-9891-A-069S
3	核一廠設備清單(Equipment list)	核一廠 FNPS-M-0013
4	*核一廠 P&ID 圖	圖號 9891-G-126~884
5	*核一廠管線 ISO 圖	圖號 9891-G-126~884
6	聯合結構廠房平面圖(含剖面)	圖號 9891-G-128,133~143
7	汽機廠房平面圖(含剖面)	圖號 9891-G-129~132
8	聯合結構廠房與汽機廠房隔間編號配置圖	圖號 9891-G-792~796
9	核一廠全廠區地下管線圖	圖號 FNPS-P-135~140
10	核一廠運轉知識管理系統	核一廠

*核一廠 P&ID 與管線 ISO 圖之圖號有部分未按順序排列，故以範圍標示。

附錄 1.A 核子反應器設施除役計畫導則與本計畫章節對照表

核子反應器設施除役計畫導則	核一廠除役計畫
第一章 綜合概述 一、概論 (一)緣由及目的 說明申請機構之除役需求與目的。 (二)專有名詞 使用政府主管機關所頒訂之專有名詞，若非常用或自行編譯之專有名詞，需明確定義並加註原文，以利對照。 (三)引用之法規及準則 1.撰寫計畫時所採用之各種資料，其調查、分析、推估之方法，凡於現行國內法規中有規定者，需從其規定。 2.詳列撰寫計畫時所引用的國內外法規、準則及技術規範，並註明其名稱、公（發）布單位、日期及版次。 (四)參考文獻 引用法規、準則及技術規範以外之其他參考文獻，依內容性質歸類整理並詳列文獻出處。 二、除役目標及範圍 說明除役之目的、預計達成目標、除役各階段時程與作業目標與拆除範圍(如建築結構、系統、設備及重要組件等)等；另為配合除役改建或新建之設施，亦應說明之。 三、設施說明及除役範圍工程圖件 提供設施建築、區域、系統、重要組件等的現況說明及工程圖件(或數位 3D 立體模型與資料庫等)及廠區地圖。	第一章 綜合概述 一、 概論 (一) 緣由及目的 (二) 專有名詞 (三) 引用法規及設計準則 (四) 參考文獻 二、 除役目標及範圍 (一) 除役之預計達成目標 (二) 除役各階段時程與作業目標及其拆除範圍 (三) 除役期間改建或新建之設施 三、 設施說明及除役範圍工程圖件 (一) 待除役設施系統、重要組件、建築、區域等之現況說明 (二) 核一廠廠區地圖及及相關工程圖件 附錄 1.A 核子反應器設施除役計畫導則與本計畫章節對照表 附錄 1.B 專有名詞中英對照表
第二章 設施及廠址環境說明 一、設施概述 提供設施名稱及其所在地等資料，並說明除役廠址的位置、面積及範圍，包括廠界之所有變更。	第二章 設施及廠址環境說明 一、設施概述 (一) 廠址現況 (二) 未來廠址周圍土地之利用狀況

核子反應器設施除役計畫導則	核一廠除役計畫
二、廠址環境說明 敘述廠址水文、地質、地形、地貌及氣象等自然環境，以及廠址附近之居民、城鎮、重要設施等人文環境。	二、廠址環境說明 (一) 廠址自然特徵說明 (二) 廠址人文環境說明 三、參考文獻
第三章 設施運轉歷史及曾發生之重大事件與其影響 一、運轉歷史 提供設施的運轉紀錄及說明。 二、曾發生之重大事件及影響 說明曾經發生之重大事件及其處理情形與影響。	第三章 設施運轉歷史及曾發生之重大事件與其影響 一、廠址歷史評估方法簡介 (一) 設施或廠址先期調查 (二) 廠址考察 (三) 廠址歷史資料評析 二、運轉歷史 (一) 受檢文件 (二) 運轉歷史與廢棄物管理現況概述 三、曾發生之重大事件及影響 (一) 特殊事件及影響 (二) 意外事件報告 四、結語 五、參考文獻
第四章 廠址與設施之輻射特性調查及評估結果 一、調查範圍 說明特性調查的範圍，包括廠址環境(如土壤、地表水及地下水等)及設施(如建築結構、系統、設備與重要組件等)。 二、輻射特性調查 說明調查項目、調查基準、品保計畫、評估方法及使用儀器。調查項目包括：廠址環境(如土壤、地表水及地下水等)及設施(如建築結構、系統、設備與重要組件等)；	第四章 廠址與設施之輻射特性調查及評估結果 一、調查範圍 二、輻射特性調查規劃 (一) 調查項目 (二) 調查基準 (三) 評估方法 (四) 使用儀器

核子反應器設施除役計畫導則	核一廠除役計畫
調查方法包括：放射性污染設施盤點、歷史廠址評估、污染活度偵測、中子活化評估、輻射劑量推估等。 三、放射性存量評估結果 提供廠址環境(如土壤、地表水及地下水等)與設施(如建築結構、系統、設備與重要組件等)污染或活化之程度、範圍及廢棄物分類的評估結果。	(五) 品保計畫 三、放射性存量評估結果 (一) 輻射背景值 (二) 可能受輻射影響之建物、結構物、設備的表面(A類偵檢包) (三) 初判不受輻射影響之建築結構表面(B類偵檢包) (四) 可能受輻射影響與不受輻射影響的系統管線(C、D類偵檢包) (五) 可能受輻射影響及不受輻射影響的環境(R類偵檢包) 四、結語 五、參考文獻 附錄 4.A 各偵檢包詳細的調查結果
第五章 除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及其運轉方式 一、安全分析 說明各除役階段廠區設施維持安全運作之分析結果，以防止放射性污染擴散並確保用過核子燃料之安全貯存。 二、系統安全分類 說明除役期間各階段系統安全分類原則與分類結果。分類項目區分為： (一)需維持運轉的系統(包含安全相關與非安全相關)。 (二)停止運轉的系統。 三、需維持運轉之安全相關系統的運轉說明 說明除役期間仍須運轉及需要修改或新設之安全相關系統、設備、組件與其運轉方式。	第五章 除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及其運轉方式 一、安全分析 (一) 除役期間意外分析 (二) 除役各階段安全分析 二、系統安全分類 (一) 除役期間規劃 (二) 系統安全分類原則 (三) 系統安全分類結果 三、需維持運轉之安全相關系統的運轉說明 (一) 運轉方式說明 (二) 監視與維護計畫 (三) 設計修改 (四) 終期安全分析報告與運轉規範修改原則

核子反應器設施除役計畫導則	核一廠除役計畫
四、需維持運轉之非安全相關系統的運轉說明 說明除役期間仍須運轉及需要修改或新設之非安全相關系統、設備、組件與其運轉方式。 五、停止運轉系統的說明 說明除役期間可停止運轉系統的斷電、洩水及隔離作業方法，以及可減免管制之事項。	四、 需維持運轉之非安全相關系統的運轉說明 (一) 運轉方式說明 (二) 監視與維護計畫 (三) 終期安全分析報告與運轉規範修改原則 五、 停止運轉系統的說明 (一) 停止運轉系統說明 (二) 隔離、斷電及洩水作業方法 (三) 終期安全分析報告與運轉規範修改原則 六、結語 七、參考文獻 附錄 5.A 核一廠除役期間運轉所需重要系統評估清單
第六章 除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序 一、除役時程 說明除役各階段之目標及時程，並佐以甘特(Gantt)或計畫評核術(PERT)圖示各階段之拆除程序，以及完成時間。 二、拆除作業 (一)說明各階段核子反應器設施廠房(以下簡稱廠房)結構及各系統、設備、組件等的拆除工法與時序。 (二) 拆除方法及程序 1.說明具活化效應之機械系統、設備、組件與廠房結構的拆除方法及其使用之設備，以及拆除作業中安全作業程序及其相關之輻射防護與防治污染擴散的設計。 2.說明放射性污染之機械系統、設備、組件及廠房結構的拆除方法及其使用之設備，以及拆除作業中安全作業程序及其相關之輻射防護與防治污染擴散的設計。	第六章 除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序 一、 除役時程 (一) 時程規劃基礎 (二) 除役各階段作業目標規劃之依據與原則 (三) 除役各階段之目標及時程 二、 除役各階段之拆除作業 (一) 受中子活化之結構、系統、組件之拆除作業 (二) 放射性污染之機械系統、設備及組件之拆除作業 (三) 放射性污染之廠房結構之拆除作業

核子反應器設施除役計畫導則	核一廠除役計畫
	三、 結語 四、 參考文獻
第七章 除役期間預期之意外事件安全分析 說明設施除役期間可能發生之意外事件，依性質可分為：意外事件（如，核安、輻安、工安、火災等）、自然災害事件（如，颱風、地震、豪雨及海嘯等）及人為破壞等，並敘述各項意外事件的發生原因、評估方法及影響分析。	第七章 除役期間預期之意外事件安全分析 一、 核一廠除役期間之意外事件界定與分類 二、 與用過核子燃料貯存相關之意外事件 (一) 重物墜落撞擊用過核子燃料池 (二) 臨界 (三) 用過核子燃料池喪失冷卻能力事件 (四) 用過核子燃料池冷卻水流失事件 (五) 地震、颱風、洪水、海嘯等自然災害事件 三、 除役作業活動潛在之輻射意外事件 (一) 除污意外事件 (二) 拆除意外事件 (三) 吊卸意外事件 (四) 低放射性廢棄物包裝意外事件 (五) 放射性廢棄物暫存之意外事件 (六) 裝有放射性廢棄物之貯存容器廠內運送意外事件 (七) 廢氣處理系統之排氣管路破裂意外 (八) 廢液處理系統之桶槽破裂意外 四、 火災及爆炸事件 (一) 火災 (二) 爆炸 五、 地震及洪水、土石流事件 (一) 地震事件 (二) 洪水事件 (三) 土石流事件 六、 雷擊事件 七、 輔助系統功能喪失事件 八、 外部電力喪失事件 九、 行政控管與意外事件之預防 (一) 人員疏失 (二) 惡劣氣候

核子反應器設施除役計畫導則	核一廠除役計畫
	(三) 海嘯 (四) 飛機撞擊 十、結語 十一、參考文獻 附錄 7.A 核一廠除役期間用過核子燃料池喪失冷卻能力熱流分析 附錄 7.B 美國法規指引 RG 1.191” 核能電廠除役及永久停機期間之消防計畫” 摘要
第八章 除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理 一、除污方式 (一) 說明除污範圍規劃，包括可能受到污染的環境(土壤、地表水與地下水)、結構、系統、組件、可再除污的廢棄物等。 (二) 說明除污作業規劃，包括除污準則、除污程序、除污技術、作業場所、作業安全及輻射防護等。 (三) 說明除污作業可能衍生的二次廢棄物及減廢措施 二、除役期間放射性廢氣、廢液處理 (一)說明除役期間放射性廢氣及廢液產生來源。 (二)說明除役期間放射性廢氣、廢液之管理作業，包括收集與輸送、處理方法、排放標準、監測方法及排放管控等。	第八章 除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理 一、除污方式 (一) 除污範圍規劃 (二) 除污作業規劃 (三) 二次廢棄物管理規劃 二、除役期間放射性廢氣、廢液之處理規劃 (一) 除役期間放射性廢氣處理規劃 (二) 除役期間放射性廢液處理規劃 三、結語 四、參考文獻
第九章 除役放射性廢棄物之類別、特性、數量、減量措施及其處理運送、貯存與最終處置規劃 一、放射性廢棄物之類別、特性、數量： (一) 說明放射性廢棄物數量及特性之推估方法。 (二) 說明推估之放射性廢棄物來源、類別、型態、數量。	第九章 除役放射性廢棄物之類別、特性、數量、減量措施及其處理、運送、貯存與最終處置規劃 一、除役低放射性廢棄物類別、特性與數量 (一) 除役低放射性廢棄物來源、類別與型態 (二) 低放射性廢棄物數量及特性之推估方法

核子反應器設施除役計畫導則	核一廠除役計畫
(三) 說明放射性廢棄物實測或推估之主要核種、比活度、表面污染、中子活化性、空間劑量率等特性。 (四) 說明除役作業可能衍生二次廢棄物及廢棄物管理措施。 二、減量措施 說明配合除役廢棄物數量及特性、除污作業、拆除方法、廢棄物外釋處理方式等，規劃採行之減量措施。 三、放射性廢棄物之處理 說明放射性廢棄物的處理規劃，包括規劃使用的處理設施、位置、處理方法、處理量，以及使用的盛裝容器等。 四、低放射性廢棄物之運送、貯存及處置 (一) 運送：說明低放射性廢棄物於廠內或廠外運輸的規劃，包括可能路徑、運輸作業、運輸容器與輻射安全等。 (二) 貯存：說明低放射性廢棄物的貯存規劃，包括規劃使用的貯存設施、位置、貯存方法，以及貯存的廢棄物類別、數量等資訊。 (三) 處置：說明除役計畫對應於低放射性廢棄物處置計畫之間的整合規劃措施。 五、用過核子燃料之運送、貯存及處置 (一) 運送：說明用過核子燃料於廠內或廠外運輸的規劃，包括可能路徑、運輸作業、運輸容器與輻射安全等。 (二) 貯存：說明用過核子燃料的貯存規劃，包括規劃使用的貯存設施、位置、貯存方法，以及貯存的用過核子燃料類別、數量等資訊；若採用乾式貯存時，應說明用過核子燃料再取出之考量。 (三) 處置：說明除役計畫對應於用過核子燃料處置計畫之間的整合規劃措施。	(三) 除役低放射性廢棄物推估 (四) 除役作業衍生二次廢棄物及廢棄物管理措施 二、除役低放射性廢棄物減量減容措施 (一) 廢棄物除污減量措施 (二) 配合設備拆除之減量措施 (三) 廢棄物減容措施 (四) 廢棄物外釋減量 三、除役低放射性廢棄物處理規劃 (一) 固、液及氣體廢棄物處理技術 (二) 除役低放射性廢棄物處理設施規劃 (三) 低放射性廢棄物包裝容器規劃 四、除役低放射性廢棄物運送、貯存及處置規劃 (一) 低放射性廢棄物運送規劃 (二) 低放射性廢棄物貯存規劃 (三) 低放射性廢棄物處置規劃 五、用過核子燃料之運送、貯存、再取出與處置規劃 (一) 用過核子燃料運送規劃 (二) 用過核子燃料貯存規劃 (三) 用過核子燃料再取出規劃 (四) 用過核子燃料處置規劃

核子反應器設施除役計畫導則	核一廠除役計畫
	六、 結語 七、 參考文獻 附錄 9.A 核一廠除役各廠房低放射性金屬組件之重量與活度估算結果 附錄 9.B 核一廠除役廢棄物數量與國外電廠的比較
第十章 輻射劑量評估及輻射防護措施 一、民眾劑量評估 說明除役各階段及廢棄物運送、貯存對一般民眾可能造成的輻射劑量評估。內容應包括：評估方法與程序、評估結果及紀錄保存。 二、作業人員劑量評估 說明除役各階段及廢棄物運送、貯存對作業人員之劑量評估。內容應包括：評估方法與程序、評估結果及紀錄保存。 三、輻射防護措施 依各階段設施除役之作業特性、處理放射性廢棄物之活度與特性及「合理抑低」之原則，說明其輻射防護措施。	第十章 輻射劑量評估及輻射防護措施 一、民眾劑量評估 (一) 除役各階段放射性氣液體排放之輻射劑量評估 (二) 除役放射性廢棄物廠內運送之輻射劑量評估 (三) 除役各階段廢棄物處理與貯存設施之輻射劑量評估 (四) 除役計畫對民眾輻射劑量影響總結分析 (五) 輻射管制與監測 (六) 紀錄保存 二、作業人員劑量評估 (一) 除役各階段活動對作業人員劑量影響來源分析 (二) 作業人員輻射劑量評估方法論 (三) 除役各階段活動對作業人員之輻射劑量評估 (四) 除役計畫各階段活動對作業人員集體劑量預估分析 (五) 放射性廢棄物處理與貯存設施對作業人員劑量之分析 (六) 輻射管制作業之管理 (七) 紀錄保存 三、輻射防護措施 (一) 輻射防護管理組織與權責區分 (二) 人員防護 (三) 人員訓練 (四) 人員劑量 (五) 醫務監護 (六) 管制區劃分及區域管制作業 (七) 除役作業之防護措施

核子反應器設施除役計畫導則	核一廠除役計畫
	(八) 合理抑低措施 (九) 紀錄保存 四、結語 五、參考文獻 附錄 10.A 核一廠廢氣排放途徑民眾劑量評估使用量因子 附錄 10.B 核一廠廢水排放途徑民眾劑量評估使用量因子
第十一章 環境輻射監測 說明除役期間之環境輻射監測規劃，包含設施內、外之偵測項目（含環境直接輻射之偵測、環境試樣取樣與放射性活度分析、氣象觀測作業等），並說明規劃之偵測方法、偵測對象、目的、取樣地點、取樣頻率、活度單位及重要之附記等。	第十一章 環境輻射監測 一、設站選擇依據 (一) 考量因素 (二) 監測站概述 二、環境輻射監測作業內容 (一) 環境試樣取樣及頻度分析作業 (二) 直接輻射劑量度量 (三) 放射化學分析與放射性核種活度計測 (四) 紀錄與試樣保存 (五) 民眾劑量估算 (六) 品質保證 (七) 監測結果陳報 三、結語 四、參考文獻 附錄 11.A 現行(104 年)核一廠廠區外取樣站之詳細方位與距離表 附錄 11.B 現行(104 年)核一廠環境輻射監測取樣站設站說明 附錄 11.C 現行(104 年)核一廠廠區內輻射監測站設站說明
第十二章 組織及人員訓練	第十二章 組織及人員訓練

核子反應器設施除役計畫導則	核一廠除役計畫
一、組織與任務編組 敘述組織及任務編組。其中至少應包含除役工程規劃、廠址輻射特性調查、設施除污、拆除切割、廢棄物處理與運貯、輻射防護、環境偵測、工程支援、品質保證等項目。 (一) 組織架構 說明設施除役作業管理組織架構之編組、功能、責任與權限。 (二) 任務編組 說明人員編制、權責及資格，包括各級管理、監督、工安、輻安及品保/品管人員之權責與資格等。 (三) 管理程序 說明除役相關作業活動之管制與管理程序，包括設備管制、維護管理、工安、品保及人員與車輛出入之污染管制等。 (四) 審查與稽核 說明除役各項作業之審查與稽核程序，包括施工、運轉作業之審查及安全措施之稽核，作業程序或系統變更之審查，審查與稽核文件之管制等。 二、人員訓練方案 針對設施除役作業提出人員訓練方案，包括各項作業之訓練規劃，訓練課程內容、時程及授課人員資格，訓練成效評估及資格檢定辦法等。對於除役作業中所需之特殊專長(如拆解及破壞、除污、遙控設備操作、用過核子燃料吊運等)，亦應說明其人員訓練要求。	一、組織與任務編組 (一) 組織架構及任務編組 (二) 管制與管理程序 (三) 審查與稽核 二、人員訓練方案 (一) 核一廠除役訓練課程規劃 (二) 授課人員資格 (三) 訓練成效評估或資格檢定辦法 (四) 訓練紀錄之維護保存 三、參考文獻
第十三章 核子保防物料及其相關設備之管理 一、核子保防物料：說明核子保防物料之名稱、數量、儲存方法、位置及其監視管理程序。 二、核子保防設施：說明核子保防設施之名稱、數量、設置位置及其監視管理程序。	第十三章 核子保防物料及其相關設備之管理 一、核子保防物料 (一) 核子保防物料名稱、數量、儲存方法及位置 (二) 核子保防物料管理程序 二、核子保防設施 (一) 核子保防設施名稱、數量及設置位置 (二) 核子保防設施監視管理程序

核子反應器設施除役計畫導則	核一廠除役計畫
三、核子保防器材：說明核子保防器材之名稱、數量、設置位置及其保養、維修與管理。	三、核子保防器材 (一) 核子保防器材之名稱、數量與設置位置 (二) 核子保防器材之保養、維修與管理 四、參考文獻
第十四章 保安措施 一、門禁管制 說明門禁管制作業程序，包括警衛人員的組成、輪班、保安設備之配置、使用等。 二、人員管制 說明人員管制作業程序，包括經營者、承攬商、外籍工作人員等。 三、物品管制 說明物品管制作業程序。 四、紀錄保存 說明各項保安作業紀錄的保存規定。	第十四章 保安措施 一、門禁管制 (一) 停機過渡階段及除役拆廠階段之門禁管制 (二) 廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段之門禁管制 (三) 警衛人員的組成、輪班 (四) 保安設備之配置、使用 二、人員管制 (一) 工作人員安全查核 (二) 承包商管理 (三) 其他 三、物品管制 四、紀錄保存 五、參考文獻 附錄 14.A 第一核能發電廠保安計畫各章節名稱
第十五章 品質保證方案 說明除役相關作業的品質保證計畫，其所涵蓋之除役作業需列表承諾，其內容應包括： 一、組織 二、品質保證方案 三、設計管制 四、採購文件管制 五、工作說明書、作業程序書及圖面 六、文件管制	第十五章 品質保證方案 一、除役作業之品質保證方案 (一) 組織 (二) 品質保證方案 (三) 設計管制 (四) 採購文件管制 (五) 工作說明書、作業程序書及圖面 (六) 文件管制

核子反應器設施除役計畫導則	核一廠除役計畫
七、採購材料、設備及服務之管制 八、材料、零件及組件之標示與管制 九、特殊製程管制 十、檢驗 十一、試驗管制 十二、量測及試驗設備管制 十三、裝卸、貯存及運輸 十四、檢驗、試驗及運轉狀況之管制 十五、不符合材料、零件或組件之管制 十六、改正行動 十七、品質保證紀錄 十八、稽查	(七) 採購材料、設備與服務之管制 (八) 材料、零件及組件的標識與管制 (九) 特殊製程之管制 (十) 檢驗 (十一) 試驗管制 (十二) 量測及試驗設備管制 (十三) 裝卸、儲存及運輸 (十四) 檢驗、試驗與運轉狀況之管制 (十五) 不符合材料、零件或組件之管制 (十六) 改正行動 (十七) 品質保證紀錄 (十八) 稽查 二、參考文獻 附錄 15.A 核一廠除役計畫品質保證方案作業要求 權責區分表
第十六章 意外事件應變方案 一、應變組織編組與職責分工 說明應變組織體系及各單位權責，並提供有支援需求時可 循體系動員之相關單位組織。 二、應變場所與設備 說明意外應變指揮作業地點、意外醫護救助、除污設施及 聯絡系統等事項。 三、意外應變程序 說明預期之各類意外事件的應變導則或程序，並說明平時 設備整備與演練、消防防護計畫及疏散路線等規劃。	第十六章 意外事件應變方案 一、核電廠除役期間用過核子燃料安全管理說明 二、應變組織編組與職責分工 (一) 核子事故緊急應變組織體系、權責及廠外緊急 支援組織 (二) 廠內意外事件應變組織體系、權責及廠外緊急 支援組織 三、應變場所與設備 (一) 核子事故緊急應變場所與設備 (二) 廠內意外事件應變場所與設備 四、意外應變程序 (一) 核子事故緊急應變程序 (二) 廠內意外事件應變程序

核子反應器設施除役計畫導則	核一廠除役計畫
	五、參考文獻
第十七章 廠房及土地再利用規劃 一、再利用的範圍與規劃 說明除役後廠址內廠房及土地再利用的範圍，以及將如何再利用的規劃；再利用的規劃方式可能包括：無限制性使用、限制性使用、部分限制使用或轉為其他用途等。 二、復原工作 說明設施除役後的廠址如何復原，以符合廠址輻射劑量或比活度之法規標準。 三、最終輻射偵測規劃 說明最終輻射偵測規劃，內容應包括：偵檢目標與說明、偵測設計(包含標準的應用與推導及偵測點數目的決定等)、偵測位置的決定、調查基準的決定、偵測方法、品質保證方案、偵測結果的評估及外釋標準等。最終輻射偵測計畫應驗證設施符合除役計畫所建議的釋出使用限制，以及準備釋出區域之場址輻射劑量能符合法規標準。	第十七章 廠房及土地再利用規劃 一、再利用的範圍與規劃 (一) 除役後廠址內廠房及土地再利用範圍 (二) 再利用之規劃說明 二、復原工作 (一) 相關法規要求 (二) 復原作業 三、最終輻射偵測規劃 (一) 偵檢目標與說明 (二) 偵測設計(包含標準的應用與推導及偵測點數目的決定等) (三) 偵測位置的決定 (四) 調查基準的決定 (五) 偵測方法 (六) 品質保證方案 (七) 偵測結果的評估及廠址使用劑量標準 (八) 廠址特性輻射偵測期間未考量之殘留放射性活度 四、參考文獻

附錄 1.B 專有名詞中英對照表

Abrasive Blasting	噴砂
Abrasive Water Jet, AWJ	磨料注入水刀
Acceptable Minimum Detectable Amount , AMDA	可接受最小可測量
Accident	意外事故
Acid Digestion	酸消化
Activation	活化
Activation Product	活化產物
Activated Corrosion Product	活化腐蝕產物
Activity Removal	拆卸活動
Adsorbent	吸附劑
Air-Recycle	空氣再循環式
Aluminosilicate Inorganic Matrix, Sial	鋁矽酸鹽固化法
American National Standards Institute, ANSI	美國國家標準學會
American Society of Mechanical Engineers, ASME	美國機械工程師學會
American Society of Quality Control, ASQC	美國品質管理學會
American Society of Testing And Materials, ASTM	美國試驗材料學會
Annual Limit on Intake, ALI	年攝入限度
As Low As Reasonably Achievable, ALARA	合理抑低
Atomic Absorption Spectroscopy, AA	火焰式原子吸收光譜儀
Audit	稽查、稽核
Augmented Quality, AQ	額外品質
Baffle Plate	爐心側板支持板
Bead Blasting	細珠噴射
Biodegradation	生物降解法
Bioleaching	生物瀝濾法
Biological Shielding	生物屏蔽
Biotechnological Process	生物技術法
Boiling Water Reactor, BWR	沸水式反應器
Boron	硼
Boundary	隔離邊界
Bounding Analysis	極限涵蓋分析
Buried Radiation-Contaminated Material	放射性掩埋物
Burnup	燃耗
Bypass	旁通

Cavity	爐穴
Certificate of Compliance, C of C	合格證
Charcoal Filter	活性碳吸附床
Chelation Treatment	螯合處理法
Chemical Decontamination	化學除污
Chemical Precipitation Process	化學沈降法
Chipping	刮除
Circulating Water System	循環水系統
Clamshell Pipe Cutters	軌道切割機
Class IE AC Power System	電氣第一類交流電力系統
Code of Federal Regulations, CFR	(美國)聯邦法規
Cold Cutting	冷切割
Collective Effective Dose	集體有效劑量
Committed Effective Dose	約定有效劑量
Committed Equivalent Dose	約定等價劑量
Compaction	壓縮
Component Decontamination	組件除污
Compressed Air System	壓縮空氣系統
Conceptual Design	概念設計
Combination Structure Cooling Water System, CSCW	聯合結構廠房冷卻水系統
Concrete Scabbling	混凝土刨除
Condensate Storage Tank, CST	凝結水儲存槽
Condensate Storage and Transfer System	凝結水儲存與傳送系統
Condenser	冷凝器
Conditioning	調節
Configuration	組態
Contact Arc Metal Cutting, CAMC	接觸式電弧金屬切割
Contact Arc Metal Grinding, CAMG	接觸式電弧金屬研磨
Contact Arc Metal Process	金屬接觸弧程序
Containment Building	圍阻體
Contamination	污染
Controlled Area	管制區
Control Rod Guide Tube	控制棒導管
Core	爐心
Core Plate	爐心底板
Core Drilling	鑽挖
Core Shroud	爐心側板

Core Spray Sparger	爐心噴灑噴嘴
Core Spray System, CS	爐心噴灑系統
Corrective Action	改正行動
Critical Group	關鍵群體
Cropping	裁剪
Crud	鏽垢層
Current Licensing Basis, CLB	現行持照基準
Cutting	切割
Decommissioning	除役
Decommissioning Funding	除役基金
Decommissioning Plan, DP	除役計畫
Decontamination	除污
Decontamination Factor, DF	除污因子
Deferred Dismantlement	延期拆除
Defueled Safety Analysis Report, DSAR	燃料移除後安全分析報告
Defueled Technical Specification, DTS	燃料移除後運轉規範
Demineralized Water Storage Tank, DST	除礦水儲存槽
Demineralized Water System	除礦水系統
Demineralized Water Makeup System	除礦水儲存與傳送系統
Demolition	拆除
Derived Air Concentration, DAC	推定空氣濃度
Derived Concentration Guideline Level, DCGL	導出濃度指引基準
Design Basis Accident, DBA	設計基準事故
Design Basis Loss of Coolant Accident	設計基準冷卻水流失事故
Design Change Requested, DCR	設計變更要求
Diamond Wire Saw	鑽石索鋸
Diamond Wire Slicing	鑽石索線切割
Diesel Range Organics, DRO	柴油類有機物
Digital Electro-Hydraulic, DEH	數位式電子液壓控制
Direct Chemical Oxidation	直接化學氧化
Discriminator	鑑別器
Dismantling	拆除
Disposal	處置
Distillation	蒸餾
Dose Conversion Factor, DCF	劑量轉換因數
Dose Equivalent	等價劑量
Dose Limit	劑量限值

Dosimeter	劑量偵測儀
Drain System	洩水系統
Dry Ice Blasting	乾冰噴射
Dryer Separator Storage Pool	乾燥器及汽水分離器存放池
Effective Dose	有效劑量
Effective Full Power Year, EFPY	全功率運轉累積年
Electrical Discharge Machining, EDM	放電加工
Electrochemical Decontamination	電化學除污
Electrochemical Oxidation	電化學氧化
Electrochemical Process	電化學法
Electron Capture Detector, ECD	電子捕捉偵測器
Emergency Core Cooling System, ECCS	緊急爐心冷卻系統
Emergency Public Information Center, EPIC	緊急民眾資訊中心
Encapsulation	封裝
End Plug Welds Corrosion	端塞銲道腐蝕
Entombment	塚埋
Environmental Protection Administration, TWEPA	中華民國環境保護署
Environmental Protection Agency, EPA	美國環境保護署
Essential Service Water System, ESW	緊要海水系統
Evaporation Process	蒸發濃縮法
Explosive	爆炸
Exposure Pathway	曝露路徑
External Exposure	體外曝露
External Radiation Dose	體外劑量
Feedwater Sparger	飼水噴嘴
Feedwater System, FW	飼水系統
Final Safety Analysis Report, FSAR	終期安全分析報告
Final Status Survey	最終輻射狀態偵測
Fission Product	分裂產物
Flame	火焰
Flame Ionization Detector, FID	火焰離子化偵測儀
Foam Method	泡沫法
Fuel Basket	燃料提籃
Fuel Storage Rack	燃料池格架
Fuel Support	燃料墊塊
Functional	具有功能的
Gantt Chart	甘特圖

Gas-Filled	充氣式
Gas Multiplication	氣體增殖
Gas Chromatography, GC	氣相層析儀
Gas Turbine, G/T	氣渦輪發電機
Greater Than Class C, GTCC	超 C 類放射性廢棄物
Groundwater	地下水
Half-Life	半化期
Hand-Held Saws	手提鋸
Hazardous Waste	有害廢棄物
Health Physics Center, HPC	保健物理中心
Heat Sink	熱沉
Heater Bay	加熱器區域
Heating, Ventilation and Air Conditioning, HVAC	空調通風系統
High Burnup Fuel	高燃耗燃料
High Efficiency Particulate Air, HEPA	高效率空氣過濾器
High-Integrity Container, HIC	高完整性容器
High Intensity Discharge, HID	高強度氣體放電燈泡
High Performance Liquid Chromatography, HPLC	高效能液相層析儀
High Pressure Core Injection System, HPCI	高壓注水系統
High-Pressure Water Jet Method	高壓水噴射法
Historical Site Assessment, HSA	廠址歷史評估
Hot Cutting	熱切割
Hydrogenation, HYD	氫化
Hydrolysis	水解
Immediate Dismantlement	立即拆除
Immobilisation	固定化
Incineration Process	焚化法
Inconel	英高鎳
Independent Spent Fuel Storage Installation, ISFSI	獨立用過核子燃料乾式貯存設施
Inductively Coupled Plasma Atomic Emission Spectrometry, ICP-AES	感應耦合電漿原子發射光譜儀
Inductively Coupled Plasma-Mass Spectrometry, ICP-MS	感應耦合電漿質譜儀
Initial Site Characterization	特性調查計畫
In-Site Cutting Technique	現地切割技術
Instrument Detection Limit, IDL	儀器偵測極限

Intercooler	中間冷卻器
Interim Onsite (Radwaste) Storage Building	現場放射性廢棄物臨時貯存 廠房/庫
Internal Exposure	體內曝露
Internal Radiation Dose	體內劑量
International Atomic Energy Agency, IAEA	國際原子能總署
International Laboratory Accreditation Cooperation, ILAC)	國際實驗室認證組織
International Organization For Standardization, ISO	國際標準組織
Iodine	放射性碘
Ion Exchange Process	離子交換法
Ion-Exchange Resin	離子交換樹脂
Jet Pump	噴噴射泵
Laser Cutting	雷射切割
Laser Scabbling	雷射刨除
Leakage Detector	洩漏偵檢器
License Amendment	執照修正
License Termination Plan, LTP	執照終止計畫
Limiting Condition For Operation, LCO	運轉限制條件
Liquid Chromatography, LC	液相層析儀
Liquid Radwaste, LRW	廢液處理系統
Loss of Coolant Accident, LOCA	冷卻水流失事故
Loss of Outside Power, LOOP	喪失廠外電源
Low Level Radioactive Waste, LLRW	低放射性廢棄物
Low Level Waste Disposal Site	低放射性廢棄物處置場
Low Pressure Core Injection System, LPCI	低壓注水系統
Low Specific Activity	低比活度
Main Control Room, MCR	主控制室
Main Steam System, MS	主蒸汽系統
Major Decommissioning Activities	主要除役作業
Major Radioactive Components	主要放射性組件
Manipulator	機械臂
Maximum Burnup	最大燃耗
Maximum Contaminant Level, MCL	最大污染物容許濃度
Maximum Individual Dose	最大個人輻射劑量
Maximum Initial Enrichment	最大初始濃縮度
Mechanical Cutting	機械式切割

Mechanical Decontamination	機械除污
Membrane Process	薄膜分離法
Metal Disintegration Machining, MDM	金屬解體加工
Metal Melting	金屬熔融
Method Detection Limits, MDL	方法偵測極限
Milestone	里程碑
Minimum Detectable Concentration	最小可測濃度
Minimum Detectable Counting Rate	最小可測計數率
Moisture Separator Reheater, MSR	汽水分離再熱器
Molten Salt Oxidation	熔鹽氧化
Motor Control Center, MCC	480V 馬達控制中心
Multi-Agency Radiological Laboratory Analytical Protocols Manual, MARLAP	美國多部會實驗室分析手冊
Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment manual, MARSAME	美國多部會物質與設備輻射 偵檢與評估手冊
Multi-Agency Radiation Survey And Site Investigation Manual, MARSSIM	美國多部會輻射偵檢與場址 調查手冊
Multichannel Analyzer, MCA	多頻道分析儀
Mwd/Mtu	百萬瓦日/公噸鈾
Nature Phenomenon Event	天然災害事件
Near Term Task Force, NTTF	美國核管會近期專案小組
Neutron Activation Evaluation	中子活化評估
Nibbler	壓穿式電剪
Noble Gas	惰性氣體
Nonconformance	不符合
Non-Safety Related, NSR	非安全相關
Normal	正常
Nature Phenomenon Event	天然災害事件
Nuclear Energy Institute, NEI	美國核能研究院
Nuclear Quality Assurance, NQA	核能品保
Nuclear Steam Supply System, NSSS	核能蒸汽供應系統
Off-Gas Building	廢氣廠房
Off-Normal	異常
Operable	可用
Operating History(Record)	運轉歷史(紀錄)
Operation Support Center, OSC	作業支援中心
Orbital Cutters	軌道切割機

Organ Dose	器官劑量
Oxidation	氧化
Oxy-Acetylene	氧乙炔
Oxy-Arc	氧弧
Oxy-Fuel	氧-燃料
Oxy-Propane	氧丙烷
Partial Site Release	部分廠址釋出
Particulates	微粒
Partly Radiological Scope Characterization	部分輻射範圍特性調查
Parts Per Billion, PPD	十億分率
Parts Per Million, PPM	百萬分率
Pellet Cladding Interaction, PCI	燃料丸護套交互作用
Permissible Exposure Limits , PEL	容許曝露濃度
Phase Separation	相分離
Photochemical Oxidation	光化學氧化
Photoionization Detector, PID	光游離偵測器
Plant Location Data	廠址資料
Plasma	電漿
Plasma Melting	電漿熔融
Polychlorinated Biphenyls, PCB	多氯聯苯
Polycyclic Aromatic Hydrocarbons, PAH	多環芳香烴化合物
Polyvinyl Chloride, PVC	聚氯乙烯
Power Block Side	發電區側
Preheater	加熱器
Preliminary Plan	初步規劃
Prefilter	預濾網
Primary Containment Isolation System, PCIS	一次圍阻體隔離系統
Process Leakage	製程洩漏
Process Knowledge	程序知識
Program Evaluation And Review Technique, PERT	計畫評估術
Project Management	專案管理
Protective Action Guides, PAG	防護行動規範
Purification	淨化
Pyrolysis	熱解
Quality Assurance, QA	品質保證
Quality Policy	品質政策
Radiation Exposure	輻射曝露

Radiation Survey And Site Investigation	輻射偵測及廠址調查
Radioactive Waste	放射性廢棄物
Radiological Characterization Surveys	輻射特性調查
Radiological Environmental Monitoring Program	輻射環境監控程序
Radiological Scope (Characterization) Surveys	輻射範圍(特性)調查
Radiologically Controlled Area	輻射控制區域
Radiologically Restricted Area	輻射限制區域
Radionuclide	放射性核種
Reactor Container	反應器容器
Reactor Core Isolation Cooling System, RCIC	爐心隔離冷卻系統
Reactor Pressure Vessel, RPV	反應器壓力槽
Reactor Pressure Vessel Insulation	反應器壓力槽保溫材
Reactor Vessel	反應器
Reactor Water Clean-up System, RWCU	爐水淨化系統
Recirculation Water System, Recir	再循環水系統
Recombiner	再結合器
Redox Treatment	氧化還原處理法
Refueling floor	更換燃料樓層
Refueling Shut-Down Margin	燃料挪移停機餘裕
Release Criterion	釋出標準
Remote Control	遙控
Remotely Operated Vehicle, ROV	遙控偵檢設備
Required Equipment Status, RES	所要求設備之狀態
Residential Heat Removal System, RHR	餘熱移除系統
Residualradioactive	DOE、NRC 計算劑量之軟體
Resource Conservation And Recovery Act, RCRA	資源保護與回收法
Safety Classification, SC	安全等級分類
Safety Evaluation Report	安全評估報告
Safety Related, SR	安全相關
Safety Shutdown Earthquake, SSE	安全停機地震
Sawing	鋸切
Scrabbling	刨除
Seal System	封緘系統
Secondary Waste	二次廢棄物
Segregation	分置
Semi-Volatile Organic Compounds, SVOC	半揮發性有機物

Sensitivity Analysis	靈敏度分析
Service Water System, SW	廠用海水系統
Severe Accident Guideline, SAG	嚴重核子事故處理指引
Shaving	刮
Shearing	剪切
Shutdown Cooling System	停機冷卻系統
Single Failure Proof	防止單一失效功能
Site Decommissioning Management Plan	廠址除役管理計畫
Site Radiological Characterization Survey	現場輻射特性調查作業
Skyshine	天空散射
Solidification	固化
Solidification Process	固化法
Solid Radwaste System, SRW	固體廢棄物處理系統
Solvent Extraction Process	溶劑萃取法
Sparger Pipe	噴灑器管線
Special Nuclear Material, SNM	特種核物料
Spent Fuel	用過核子燃料
Spent Fuel Pool	用過核子燃料池
Spent Fuel Pool Cooling and Cleanup System, SFPCCS	用過核子燃料池冷卻淨化系統
Spent Fuel Pool Additional Cooling System, SFPACS	新增用過核子燃料池冷卻系統
Spent Nuclear Fuel/ Spent Fuel	用過核子燃料
Standard Operating Procedure, SOP	標準作業程序
Stand-By Gas Treatment, SBT	備用氣體處理系統
State System of Accounting for and Control of Nuclear Material, SSAC	國家級核物料料帳及控制系統
Steam Dilution	蒸汽稀釋
Steam Dryer	蒸汽乾燥器
Steam Generator	蒸汽產生器
Steam Jet Air Ejector, SJAE	蒸汽抽汽器
Steam Separator and Shroud Head	汽水分離器與側板頂蓋
Storage	貯存
Storage Capacity	貯存容量
Strippable Coating	可剝塗料
Sub-Surface Soil	次表土
Supercritical Water Oxidation	超臨界水氧化

Surface Dose Rate	表面劑量率
Surface Water	表面水
System Decontamination	系統除污
Survey Package	偵檢包
Survey Unit	偵檢單元
Taiwan Accreditation Foundation, TAF	財團法人全國認證基金會
Technical Specification, TS	運轉規範
Technical Support Center, TSC	技術支援中心
Teledosimetry	遠端輻射監測
Thermal Chemical Treatment	熱化學處理
Thermoluminescence Dosimeter	熱發光劑量計
Time Schedule	時程
Top Guide	頂部導板
Top of Active Fuel, TAF	有效燃料頂端
Topsoil	表土
Total Effective Dose Equivalent	有效等效劑量
Total Organic Halides, TOX	總有機鹵化物
Total Petroleum Hydrocarbon, TPH	總石油碳氫化合物
Total Petroleum Hydrocarbon As Diesel, TPH _d	柴油總碳氫化合物
Toxicity Characteristic Leaching Procedure, TCLP	毒性特性溶出程序
Transfer Cask, TFR	傳送護箱
Transport	運送
Transport And Storage Cask	運輸貯存兩用護箱
Transport Canister	運輸容器
Transportable Storage Canister, TSC	密封鋼筒
Transuranic [Radionuclides]	超鈾元素
Traversing In-core Probe, TIP	爐心探針偵檢器
Traversing In-core Probe Room, TIP Room	插入式爐心中子偵測器間
Treatment	處理
Tritium	氚
Turbine	汽機
Transuranic, TRU	超鈾元素
Turbine Building	汽機廠房
Turbine-Generator	汽輪發電機
Ultra High Pressure Water Jetting	超高壓水噴射
Ultrasonic Bath	超音波浴洗
Ultrasonic Decontamination Method	超音波除污法

Underground Pipest	地下埋管
Underground Storage Tanks	地下貯存桶
Vacuum Blasting	真空噴砂
Vapor Container	蒸汽儲槽
Ventilation System	通風系統
Vertical Concrete Cask, VCC	垂直混凝土護箱
Vessel Head	壓力槽頂蓋
Vibration Grinding	震動研磨
Volatile Organic Compounds, VOC	揮發性有機物
Volume Reduction	減容
Water Abrasive Suspension, WAS	磨料懸浮水刀
Water Cleanup System	水淨化系統
Waste Debris	廢棄土石
Waste Disposal System	廢棄物處置系統
Waste Form	廢棄物型式
Waste Inventory	廢棄物存量
Waste Management	廢棄管理
Waste Sludge Tank	廢棄物淤泥槽
Work Breakdown Structure, WBS	工作分解結構
Work Log	工作日誌
Worker Radiation Dose	作業人員劑量

附錄 1.C 第一章綜合概述之重要管制事項

項次	內 容	管制時程		
1-1	除役年度執行報告及除役計畫修正版，應每年提報主管機關審核。	107.12~133.07 (除役期間每年 3 月底 提報更新)	3	6
	盤點廠址內主要拆除範圍外之其他建物、設施與設備，並提報除役管理/管控狀態。	(每年提報更新)		
1-2	除役各項作業執行前，應完備各相關程序書，並完成人員訓練。	107.12~133.07 (除役期間)	3	6
	除役期間組織與人力變動，應進行規劃評估，定期提報主管機關。	107.12~133.07 (除役期間每年提報更新)		