

The Effective Thermal Properties Calculation in the Fluent Simulation Program for the Fuel Bundles and Cladding of the Spent Fuel Dry Storage System

Wei-Keng Lin¹, Jong-Rong Wang², Yung-Shin Tseng², Jui-En Chang¹, Chunkuan Shih¹

¹Department of Engineering and System Science, National Tsing Hua University, Hsinchu

²Institute of Nuclear Energy Research, Taoyuan

Email: wklin@ess.nthu.edu.tw

Received: Aug. 6th, 2011; revised: Sep. 13th, 2011; accepted: Sep. 14th, 2011.

Abstract: The safety of Nuclear Power Plant needs to keep developing because of its feature. People don't want to see any accident even that is just a simple error. So, the SOP of Nuclear Power Plant is revised every time when there's in normal situation of operation. After the Fukushima Disaster, Complex Disasters and Spent Fuel Storage are the two points that Nuclear Engineering should notice. Power plants put spent fuel into spent fuel pool before we have a better way to deal with spent fuel. In Station Black Out situation, spent fuel pool can't remove decay heat. That's why 4th and 5th units of Fukushima 1st Plant damaged in disaster. Spent Fuel Dry Storage System can avoid this kind of accident because it can remove decay heat completely by natural circulation. To build the system, we need to analyze the heat transfer condition, so INER introduced CFD-FLUENT to do the simulation. FLUENT is a CFD program with accurate calculation ability, but it always takes long time to get the calculating results and also some other disadvantages. To save time of simulations, we want to conduct a new program which has modularized some computation processes. It can also improve quality of simulation.

Keywords: Dry Storage System; Spent Fuel; CFD; Windows Operation Interface

核燃料束和燃料护套之等效热传性质在 Fluent 仿真计算之研究

林唯耕¹, 王仲容², 曾永信², 张睿恩¹, 施纯宽¹

¹台湾清华大学工程与系统科学系, 新竹

²台湾核能研究所, 桃园

Email: wklin@ess.nthu.edu.tw

收稿日期: 2011年8月6日; 修回日期: 2011年9月13日; 录用日期: 2011年9月14日

摘要: 由于本身的特性及社会大众的感受, 核电厂的安全必需不断的精进, 并视各种不正常的运作状况做出改进。福岛核灾之后, 未来核电厂除了会针对复合性灾难做出评估外, 用过燃料的贮存也是改进的重点。放置于乏燃料池中的乏燃料在电厂全黑时无法移热, 而干式贮存系统则能在室温下完全移除燃料的衰变热。为完成干式贮存系统的建置, 吾人引进计算流体力学软件——FLUENT 来对系统的热传导状况进行分析及认证。FLUENT 计算能力卓越, 但强大的功能也附带了繁琐的操作, 本研究之目地在于将 FLUENT 其中一部份计算过程以 Visual Basic(VB)另外独立写成一窗口化操作接口软件, 将干贮系统热流分析中常需计算之组件预先模块化, 以期进行热流分析时, 得以加速整体工作之进展。

关键词: 干式贮存; 用过核子燃料; 计算流体力学; 窗口化操作接口

1. 引言

追溯到核电厂开始商转初期,即是公元 1979 年金山核电厂开始商转之时,核电厂最初的设计并没有料想到因为种种因素使得核电厂必延长运转年限。如此一来,当初设计上未考虑到的问题便衍生而出。其中,对于用过核燃料的储存问题便是其一,目前世界上对用过核燃料的最终处置并未有一完善的方案,台湾的状况也是如此,因此现阶段的解决之道是将用过核燃料存放于核电厂的用过核燃料池之中。然而,最初的设计容量并无考虑到延役的部分,用过核燃料池的容量未来将不敷使用。近年来核 1 厂正进行着用过核燃料池的改装,以提升用过核燃料的储存空间;另一方面,也引进了能有效提高储存效率的干式贮存系统。

干式贮存系统之原理系利用贮存器内部的填充氦气及外部四周空气便可以达成被动式(passive)移热的效果,其主要设计依据乃以美国核能管理委员会(NRC)对于用过核燃料束护套温度之限制^[1-3]为基础进行设计而得。此外,干式贮存系统是将使用过的燃料放至室外,因此储存时并不会受限于燃料池的大小,不过同时也要考虑到放置室外时如何隔绝辐射的问题。为了使系统符合国内的需求,核研所着手于干式贮存系统的评估与设计,最终以美国 NAC 公司所发展之 NAC-UMS^[4]干贮系统为基础,发展出适合我国相关辐射法规之 INER-HPS 系统^[5]以存放用过核燃料。

被引进的系统能帮助干式贮存系统的设计以及相关产业的申照,然而还是有许多改善的空间,在系统设计时,核研所引进商用 CFD 软件 FLUENT^[6]进行新分析技术之开发,其结果准确度足以应付系统设计需求。但利用 FLUENT 进行分析的操作过程略嫌复杂,为改善此类问题,研究团队编写出一全新软件辅助 FLUENT 计算。

2. 研究概念

在核电厂设计之初,借由拟定的设计寿命来实施核燃料池空间的规划,但也导致电厂进行延役申照时,遭遇了燃料池空间不足的情况。

为了使核能电厂顺利延役申照,必须解决用过燃料池空间不足的问题,于是我们利用引进的分析技术与经验确实能够进行干贮系统之设计及申照,但是在使用上却有诸多的不便之处。例如,以往的分析技术

因为分析工具之故,无法于单一软件中计算共轭热传(conjugate heat transfer),因此旧有之软件无法确实的仿真干贮系统中传导、对流以及辐射并存之热传现象,故需多套软件整合,以达到分析之需求^[7]。然而,亦因为分析工具之不完备,而造成了操作繁琐以及计算效能受限等瓶颈。

在进行设计及申照时,对计算结果的精确性需求相当严格,核研所遂开始使用商用 CFD 软件 FLUENT^[6]对热传状况进行模拟分析。对于 FLUENT 一些使用上的不便,如计算过程及操作界面复杂,研究团队编写了一套全新辅助软件的计划。目前相关研究成果^[8,9]皆显示此工具不论计算精度,及计算效能皆较未使用软件前有了明显的提升。

此辅助软件的开发,首先对实际的干式贮存桶结构做完整的解析,以了解各部件的材料性质及各部件设定的尺寸,以便回归基本的热流基础理论,并建立适用于系统的模块化工具。除了增加计算效率外,本团队也希望辅助软件能帮助 FLUENT 更新其材料性质数据库,这部份的操作有太多无意义的重复动作以致于时间浪费。透过简易的窗口化操作接口并且将 VB 程序与 FLUENT 作有效联结,使得分析人员的工作效能提升,更便利地进行计算工作。

3. 研究方法

干式贮存系统是否能完全将衰变热完全移除,关键在于贮存桶的设计,而在进行干式贮存桶的构造解析前,先要了解在一个假设为均质化之组件里,要如何计算其热物理性质,尤其是热传导系数。单一材料之热传导系数皆可从热力表中查出,组件中不一定只含有单一物质,因此在进行组件之热传导系数的计算时,可采用以下两种方式算出等效热传导系数:其一为热阻之概念,物理上的计算可由热通量、温差得到材料之热阻值,实际运用到工程上,通常是由热力性质表得到各种材料之热阻值,总热阻值则由材料排列方式而有串并联两种计算方式,

串联为

$$R_{th,tot} = \sum_{i=1}^n R_{th,i} \quad (1)$$

并联则为

$$\frac{1}{R_{th,tot}} = \sum_{i=1}^n \frac{1}{R_{th,i}} \quad (2)$$

因此其有效 K 值为:

$$(K_L)_{eff} = (L_L/A_{L,C})_{eff} [1/R_{th,tot}] \quad (3)$$

其中 $R_{th,tot}$ = 总等效热阻

$(K_L)_{eff}$ = 总等效热导系数

$(L_L)_{eff}$ = $0.5 \times$ 控制容积的宽度

$(A_{L,C})_{eff}$ = 控制容积的截面积

然而, 上述方法在燃料棒上并不完全适用, 因其燃料棒的组成并非单一物质, 且排列复杂, 在本计划将采取第二种模式, 亦即假设其为均匀物质 (Homogeneous Model), 所以等效热导系数值可以重量平均法 (Weighted Average) 计算:

$$K_{eff} = (k_{M1} \times t_{M1} + k_{M2} \times t_{M2} + \dots) / (t_{M1} + t_{M2} + \dots) \quad (4)$$

其中 t = 各组成组件之厚度 (thickness of the segment) / 平面面积。

了解计算方式后, 接下来便是分析干式贮存桶的实际结构。干式贮存桶的组件包括有密封钢筒内部组件及筒外部组件, 前者包括密封钢筒外壳、屏蔽上盖、

结构上盖、燃料组件、燃料套管、屏蔽材料、支撑钢架; 后者包括密封钢筒外壳、空气流动道、屏蔽塞、混凝土护箱、混凝土护箱与外加屏蔽间之间缝以及外加屏蔽, 实物如图 1。

对于贮存统的 K_{eff} 值计算, 我们设计出可自行选择组件壳层数及对应不同材质之选单, 最多可设定五层, 并可以标定计算的温度范围。程序可计算出不同温度对应 K_{eff} 的方程式, 并且绘出 X-Y 散布图, 其中横轴 X 坐标轴为温度, 纵轴 Y 坐标轴为不同温度所对应的热导系数, 此部份功能如图 2, 我们可在程序中

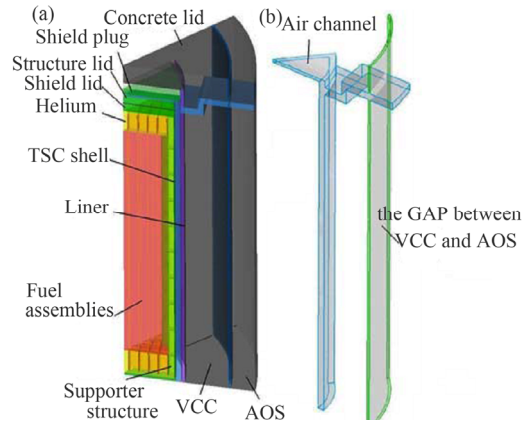


Figure 1. Schematic 3D diagram of the high-capacity dry storage system

图 1. 高容量干式贮存系统增加被动式热传之各组件 3D 示意图

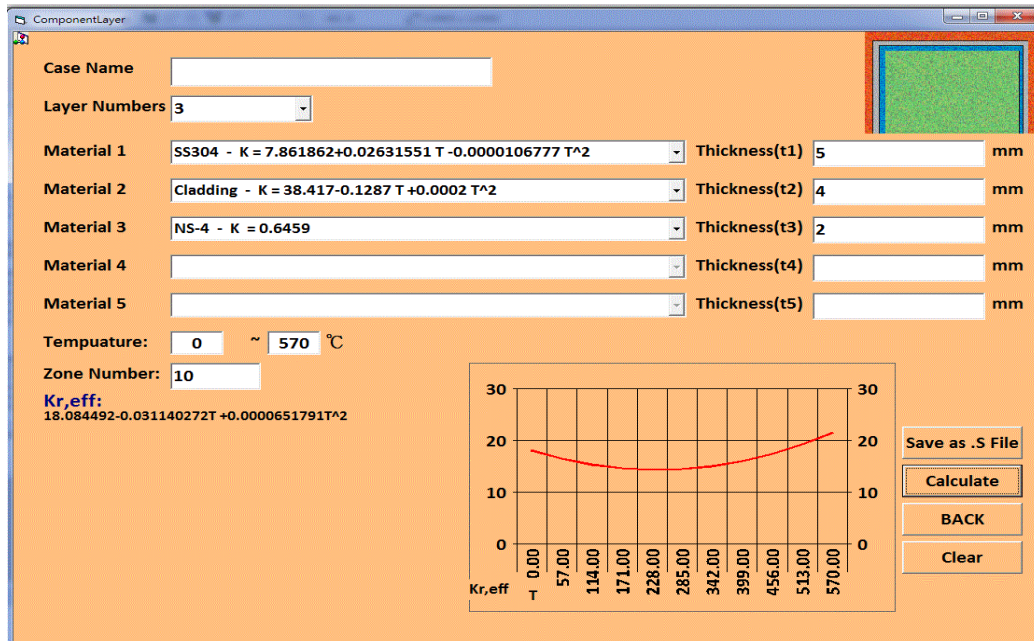


Figure 2. Calculation of the k_{eff} on composite Layers

图 2. Composite Layers 计算 k_{eff} 部份

设定壳层数(Layer numbers), 定义各层的材料, 决定计算的温度范围(Temperature range)及截点数(node number)以为成绘图的工作。

燃料的部份, 本程序照着实际堆栈的方式建构了计算模块。在燃料组件中, 每三个圆柱状的燃料束如图 3 般堆积, 单一燃料棒截面如图 4, 由三个同心圆组成, 内圈到外圈分别是护套(Cladding)、中间的间隔层(Gap)、内层的燃料丸(Pellet)。我们定义一个单元面积为单一燃料圆柱截面积加上燃料束中不含燃料之流体空间(Fluid Space)之小部份面积, 计算一个单元面积方法如下:

如图 3 所见, 两圆连心线亦为燃料棒直径, 定义为 $O.D.$ 。三个堆栈的圆柱截面可画出三条连心线, 形成一三角型, 三角型面积为

$$(O.D) \times \frac{(O.D) \cdot \sqrt{3}}{2} \times \frac{1}{2} = \frac{(O.D)^2 \sqrt{3}}{4} \quad (5)$$

此三角型面积包括三片 1/6 圆, 也就是一个 1/2 圆, 以及中间部份的流体空间, 将三角型面积乘以两倍,

$$\text{得} \frac{(O.D)^2 \sqrt{3}}{4} \times 2 = \frac{(O.D)^2 \sqrt{3}}{2} \quad (6)$$

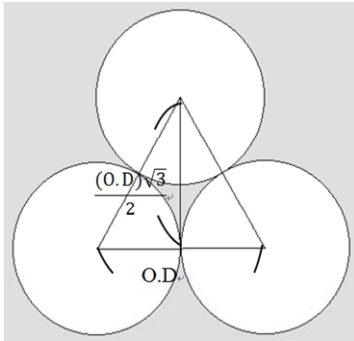


Figure 3. Diagram of stacking fuel rod
图 3. 燃料棒堆栈示意图

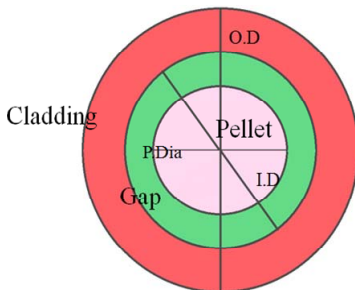


Figure 4. Cross section of fuel rod
图 4. 燃料棒截面图

此面积包含一个圆截面积, 以及部份流体空间, 将此定义为程序计算时的一个单元。

在燃料棒本身, 最外层含护套之直径为外径 $O.D.$, 含间隔层直径为内径 $I.D.$, 燃料丸直径为 $P.Dia$, 各别部份截面积如下:

$$\text{护套截面积} = \frac{(O.D)^2 - (I.D)^2 \times \pi}{4} \quad (7)$$

$$\text{燃料棒截面积} = \frac{(O.D)^2 \times \pi}{4} \quad (8)$$

$$\text{间隔层截面积} = \frac{[(I.D)^2 - (P.Dia)^2] \times \pi}{4} \quad (9)$$

流体空间截面积 = 单元面积 - 燃料棒截面积

$$= \frac{(O.D)^2 \sqrt{3}}{2} - \frac{(O.D)^2 \times \pi}{4} \quad (10)$$

计算这部份 K_{eff} 值的界面, 可设定燃料组件的长宽、单元数、各部份(护套、间隔、流体空间)之直径及材质, 便可计算出各部份的截面积以及一单元对应不同温度的 K_{eff} , 以及 X-Y 散布图。整体界面如图 5。

4. 结果与讨论

目前本实验已完成 VB 程序的基本架构, 在计算功能方面, 可设定单位燃料束的尺寸并对其进行热传系数的计算, 也可设定燃料桶外壁壳层数及其性质并进行热传系数计算。另外针对材料性质数据库, 也可以简单的窗口操作界面就进行更新。

将程序实际使用在计算上可发现:

- 过去之计算流程(图 6), 欲得出燃料或容器外壳之 K_{eff} , 因为是以人工计算, 需一天至一个礼拜之工作天, 但如此费时并无法增加工作之质量, 为无意义之时间浪费, 以 VB 编写之程序来取代图六红色虚线之部份, 迅速完成核燃料束的模块及计算, 一个小时之内便能完成工作。
- 设定一个案例, 燃料束是 216×216 毫米平方之正方形平面, 内含 408 个单元, 每个单元外径($O.D$)10.71 毫米, 内径($I.D$)9.47 毫米, 燃料丸直径($P.Dia$)9.26 毫米, 温度范围为开氏温标 300 度至 700 度, 所用到的材料性质如表 1, 公式为

$$K_{eff} = A + B \cdot T + C \cdot T^2 \quad (11)$$

T: 为绝对温度, 将以 VB 程序导出之 K_{eff} 与旧有方法得出之值做比较, 从表 2 可发现以 VB 程序算出之结果略小于旧有之方法, 但差距小于 10%。

- 进一步将两种方法得出之 K_{eff} 值代入 FLUENT

进行运算, 比较得出之结果, 以图 7 温度分布图来说, 透过新方法得出温度略低于旧有之方法, 而温度之分布状况相似。

从以上三点可知, VB 编写之程序所计算出 K_{eff} 值, 不论在计算速度或精准度来说, 都具有取代旧有方法的价值。

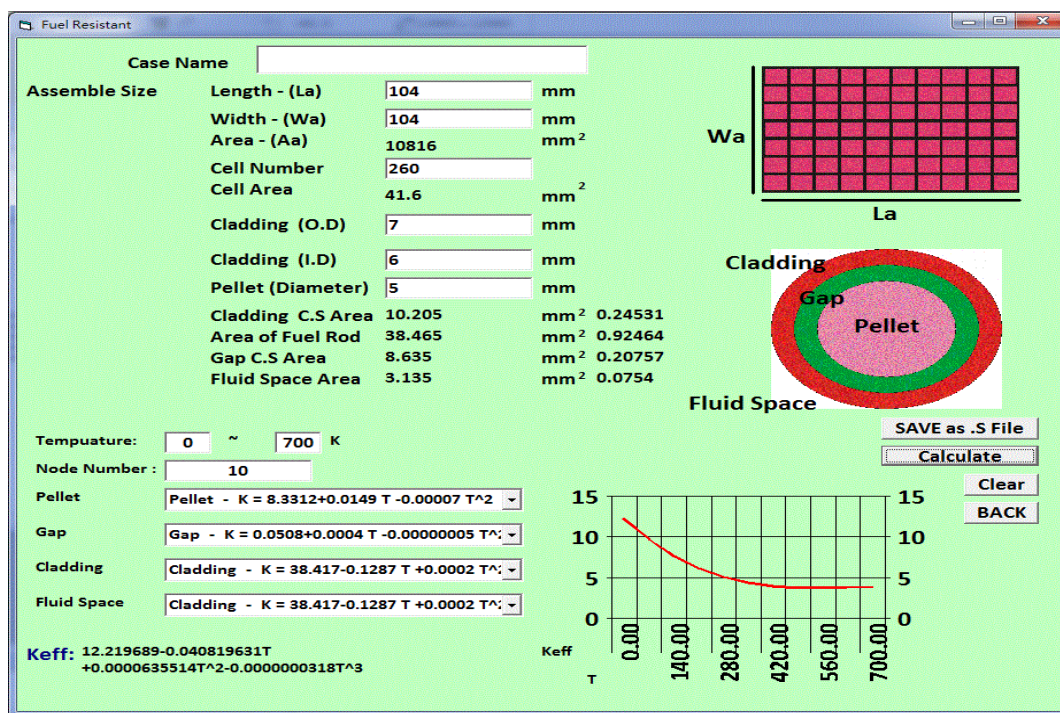


Figure 5. The K_{eff} calculation on the fuel thermo resistant
图 5. Fuel Resistant 计算 K_{eff} 部份

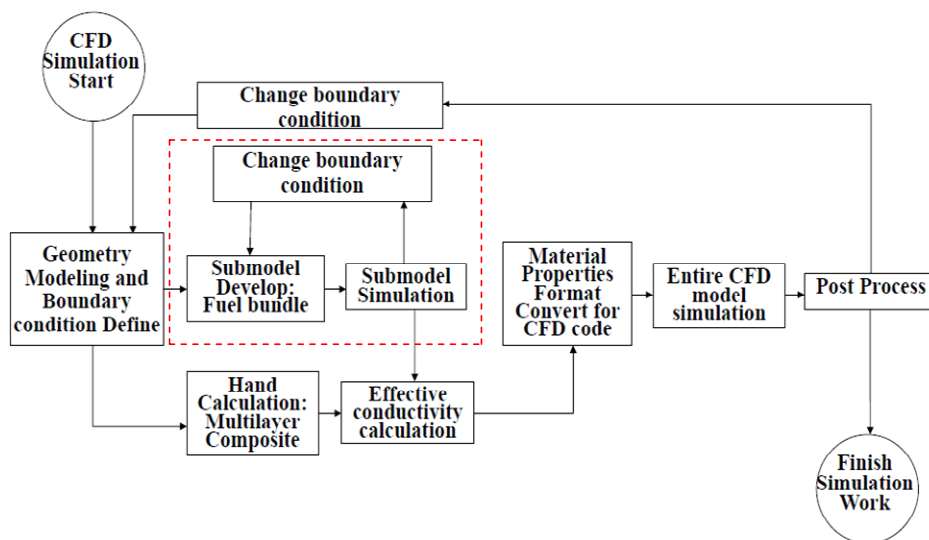


Figure 6. Flow chart of CFD Simulation
图 6. 旧有方法流程图

Table 1. Material properties
表 1. 材料性质

| Name | A | B | C |
|------|------------|-------------|-------------|
| 氢气 | 0.04525542 | 0.000393694 | -8.050E-08 |
| 燃料丸 | 8.3312 | 0.0149 | -0.00007 |
| 间隔 | 0.0508 | 0.0004 | -0.00000005 |
| 护套 | 38.417 | -0.1287 | 0.0002 |

Table 2. K_{eff} Error between two methods
表 2. 两种方式得到之 K_{eff} 比较

| 温度(K) | 实际值 $K_{eff}(W/M-K)$ | 计算值 $K_{eff}(W/M-K)$ | 误差 |
|-------|-------------------------|-------------------------|--------|
| 300 | 3.79E+00 | 3.74E+00 | -8.55% |
| 350 | 3.50E+00 | 3.19E+00 | -9.01% |
| 400 | 3.22E+00 | 2.94E+00 | -8.73% |
| 450 | 2.96E+00 | 2.73E+00 | -7.79% |
| 500 | 2.73E+00 | 2.56E+00 | -6.29% |
| 550 | 2.55E+00 | 2.43E+00 | -4.48% |
| 600 | 2.43E+00 | 2.36E+00 | -2.78% |
| 650 | 2.39E+00 | 2.35E+00 | -1.71% |
| 700 | 2.45E+00 | 2.40E+00 | -1.77% |

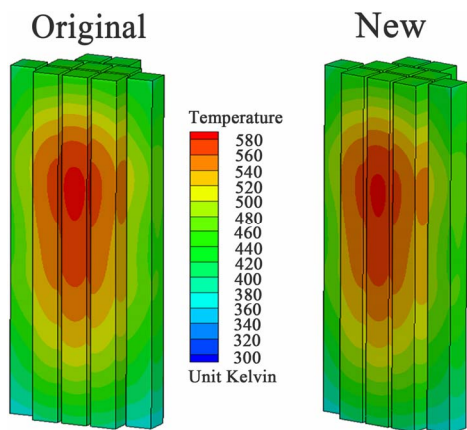


Figure 7. Temperature distribution
图 7. 温度分布图

至于会有约 10% 误差出现，有以下原因：

- VB 程序所计算的 K_{eff} 仅为整个系统之一小部份，放大到整个系统后，自然会产生较大的误差。
- CFD 计算中，会将计算之空间切割成上万个的格点，在 VB 程序中，我们为了节省计算时间，并未作这样的处理，只将整个空间视为一完整格点，所以必然会与真实状况有误差。

这样的误差在理论上或许并不能让人满意，但在核能安全评估上，较低的估计热阻值有助于增加安全

余裕，所以我们不会再针对这样大小的误差做出修正。

在完成计算工作后，便是将计算结果和 FLUENT 作联结，FLUENT 能读取的纯文字格式档案之扩展名为 S，统称 S 档案，VB 程序可将计算结果输出为 S 档案让 FLUENT 读取。

在材料性质数据库的更新方面，FLUENT 本身内建的操作接口对于初学程序者来说，需要花很多时间才能通晓如何操作，且操作麻烦，目前 VB 程序也已建构出一能透过简单操作来更新的材料性质数据库，同时也能输出为 S 档案，让 VB 程序和 FLUENT 的联结更加完善。

5. 结论

在深入探讨干贮系统之热流现象并了解热传分析工作之需求后，本研究成功建立适合分析工作之计算模块，并将其导入 VB 软件所建之程序中，此程序也已可和 FLUENT 作连结，待此程序完成最后之整理，即可将本程序投入实际之分析工作之中，提高干贮系统建立之效率。

6. 致谢

本论文为 NSC 计划编号 NSC-100-NU-E-007-007-NU 之计划，由于 NSC 的支持，使本计划得以顺利进行，特此致上感谢之意。

参考文献 (References)

- [1] US Nuclear Regulatory Commission. Packaging and transportation of radioactive material. 10 CFR Part 71, 1996-4.
- [2] US Nuclear Regulatory Commission. Standard review plan for dry cask storage systems. NUREG-1536, 1997-1.
- [3] US Nuclear Regulatory Commission. Cladding considerations transportation and storage of spent fuel. ISG-11, Rev. 3.
- [4] NAC Inc. NAC-UMS Universal MPC system final safety analysis report. NAC International, R-208624, Rev. 8A, 2009-2.
- [5] 台湾电力公司. 核一厂用过核子燃料干式贮存设施安全分析报告[R]. 热流分析, 第 6 章第 3 节, 2007.
- [6] ANSYS Inc. Ansys Flunet V12. 01 User's Manuals, 2009-2.
- [7] 杨宗佑. 核一厂干式贮存设施密封钢管稳态热传分析计算书[Z]. ISFSI-04-CAL-04-06002-03.
- [8] Y.-S. Tseng, J.-R. Wang, Y.-H. Cheng and C.-K. Shih. The cooling design investigation for a high capability dry-storage system through CFD simulation. ANS 2008 Winter Conference, Fuel Cycle and Waste Management: General—III: 213-215.
- [9] Y.-S. Tseng, J.-R. Wang, Y.-H. Cheng and C.-K. Shih. Validation study of fluent for the application of dry-storage system thermal analysis. ICAPP 09 Tokyo, 10-14 May 2009, Paper 9051.