

The Establishment of the Interactive Program on the Analysis of the Equivalent Thermal Properties of the Nuclear Fuel Bundle and Nuclear Fuel Casing Materials

Wei-Keng Lin¹, Jong-Rong Wang², Yung-Shin Tseng², Jui-En Chang¹, Ting-Yu Hsiung¹

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. 17th, 2012; revised: Sep. 20th, 2012; accepted: Oct. 9th, 2012

Abstract: Nuclear is now an important energy source for people, however, when the operation of the nuclear power plants, spent fuel is definitely produced as the waste material. Unfortunately, these spent fuel not only undisposed but also a big problem for the storage. Insufficient of storage space can let power plants stop operating and unsafe storage can cause the nuclear disaster. A well-developed spent fuel dry storage system is one of the methods to solve the storage problem. For last decade, Taiwan Taipower Company introduces a system module from USA, but it turns out not a suitable program for spent fuel dry storage system in Taiwan. To design and construct a suitable system for Taiwan, we need to do CFD simulations. FLUENT is a commercial CFD program with strong ability. With the help of FLUENT, INER get the accurate result of simulations. However, some of the simulation steps were inconvenient, such as the parameters were not friendly and hard on database renewing for FLUENT. With Visual Basic, we produce a new program, namely ADSS, to solve above problems. This program contains modularize calculation models for fuel assembly, homogenization model for fuel bundles and power distribution. With the help of the windows operation interface, the program connects with FLUENT very easy and makes the simulation processes be more effective as well. The simulation results shown the error were within 10% for the temperature distribution compare with the temperature use by the traditional method.

Keywords: Spent Fuel; Dry Storage System; Window Operation Interface; CFD; Fluent

交互式之核燃料束及核燃料套管材料的等效热性质之应用程序之建立

林唯耕¹, 王仲容², 曾永信², 张睿恩¹, 熊庭渝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: 2012年8月17日; 修回日期: 2012年9月20日; 录用日期: 2012年10月9日

摘要: 核能是对人类来说是相当重要的能源, 但使用核能发电后会有一些放射性产物, 如用过核燃料, 这些用过核燃料因为会持续发出衰变热及放射线, 必须小心贮存, 若电厂没有足够的空间贮存这些乏燃料, 电厂将强制停止运转, 不安全的贮存则可能造成危险甚至是燃料毁损。很多研究显示, 干式贮存系统能有效的解决用过燃料的屯贮问题。建构适合台湾使用的系统或是系统正式启用前的审核工作, 都必须进行详细的热流模拟分析, 对于这项需求, 核能研究所引进商用 CFD 软件 Fluent 来辅助分析工作的实行。目前的分析流程已趋于完善, 并且在此套流程下所进行的分析工作在精确度上确实达到建构系统所需要的水平, 但部份的流程却为分析人员所垢病; 例如过多重复性且无必要的计算工作, 以及 Fluent 数据库更新上的不便。本研究利用 Visual Basic 软件

撰写自定义软件 ADSS，从以上问题点切入，将干贮系统热流分析中常需简化之燃料组件与燃料提篮之均质化模式以及功率分布预先模块化，并与 Fluent 数据库作联结，配合窗口化的操作接口，使热流仿真分析工作能更有效率。本研究结果显示以模式建立计算后之 K_{eff} 值代入 FLUENT 进行运算，其燃料束温度分布透过新方法得出温度略低于传统之旧有之方法，其误差不超过 10%。

关键词：用过核子燃料；干式贮存系统；窗口化操作接口；CFD；Fluent

1. 前言

自从核电厂在台湾开始运种以后，可说是台湾电力的重要来源，但对于如何处理核电厂运作所产生的高阶核废料，一直是重要的课题。目前提供主要空间的乏燃料池已有容量不足的问题，不论是使电厂延寿或是直接除役，台电都需要有更充足的乏燃料屯贮空间。

故台电开始发展高阶废料干式贮存系统。此套系统为将已存放在池中一段时间之燃料取出，这些燃料已衰变足够故之后所产生的放射性物质较少，衰变热也仅靠自然对流就能移除。

而在发展此系统时，需要对系统做热传分析。现有的热传分析技术虽然足以计算出正确的结果，但是使用上有些许的不便，改善现有的分析技术便是本研究的目标。干式贮存系统放在常温之中也可依靠主动式热传来排除所剩不多的衰变热，此套系统在设计上依据美国 NRC 对用过核子燃料束护套温度之限制^[1-3]为基础进行设计。在引进相关的计术及设备并且经过初始的设计及评估后，最终台湾采用的系统是以美国 NAC 公司所发展之 NAC-UMS^[4]干贮系统为基础，进而针对适用于台湾环境及辐防之相官法规之系统 INER-HPS^[5]。

在系统设计的当时，台湾的核研所深感所拥有的热传分析技术并不完善，需要多套软件整合始能达到分析的需求^[6]，考虑到若是未来大量使用干式贮系统，恐无法应付如此大量的申照审核需求。核研所遂引进新的热传分析技术，便是利用商用 CFD 软件-FLUENT^[7]进行新分析技术之开发并将 FLUENT 所计算之结果与国外研究之实验数据^[8]进行比对校验。相关研究成果^[9-12]皆显示此工具不论计算精度以及计算效能明显的提升^[13]，这说明了 FLUENT 是对于干式贮存系统计算工作^[14]需求的解答。至于其它细部的问题，如使用上的不便，便需要透过研发外插部件或计

算方案来进行修正^[15,16]。鉴于核研所购置之软件功用之不足，我们于是开发了一个辅助工具软件，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，也希望该软件能帮助 FLUENT 更新其材料性质数据库^[17,18]，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。

2. 实验方法

1) 采用之干贮系统

本研究所采用之系统为 VSC-17，此系统为商用型号，并未用于商业用途。VSC-17 为配合 PWR 燃料贮存的需求所设计，核燃料束会先从燃料组件中移出再放入套筒(canister)中，该套筒为长 4.05 m、截面积 0.22 m² 之不锈钢柱，可容纳 410 支核燃料束。PWR 的每个燃料组件可装载 204 支核燃料束，也就是说，VSC-17 套筒在收纳两个完整的燃料组件后，还会有两个额外的空槽，表 1 为系统中重要部件之尺寸。

Table 1. The major component size for VSC-17
表 1. VSC-17 重要单元尺寸

组件	尺寸(cm)
MSB shell 厚度	1.27
MSB 外径	133.2
MSB 高度	459.7
LINER 外径	166.8
Lid 直径	146
LINER 厚度	9.0
VCC 外径	266.7
VCC 高度	574
Supporter 高度	72

装满 408 支燃料束的套筒会放入密封提篮(multi-assembly sealed basket, MSB), MSB 的结构由外而内为外壳(shell); 结构盖(structure lid); 障壁盖(shielding lid)及燃料提篮(fuel basket)(图 1)。每个提篮可容纳 17 个套筒, 再以三个支撑架(supporter)固定如图 2。

MSB 装满后, 会充入气体(e.g. 氦气、氮气)并加以密封, 再装入水泥外壳层(ventilated concrete cask, VCC)。VCC 是以厚 0.09 m 之钢衬为骨架, 再覆上 0.51 m 的混凝土(图 1)。

在此系统中, 主要通风口为 VCC 底部的四个进气口及顶部的四个出气口。靠着 MSB 壳层和 VCC 钢衬间的 9 cm 流道, 被动式气流能移去燃料中的衰变热, 此一流动力主要来自系统与外界的温差, 在此系统中, 此流动系为主要之移热机制。

2) 分析之边界条件设定

此研究所使用的干贮分析模式边界条件描述如下; 底面定义为一绝热平面, 而进气口依 VSC-17 实

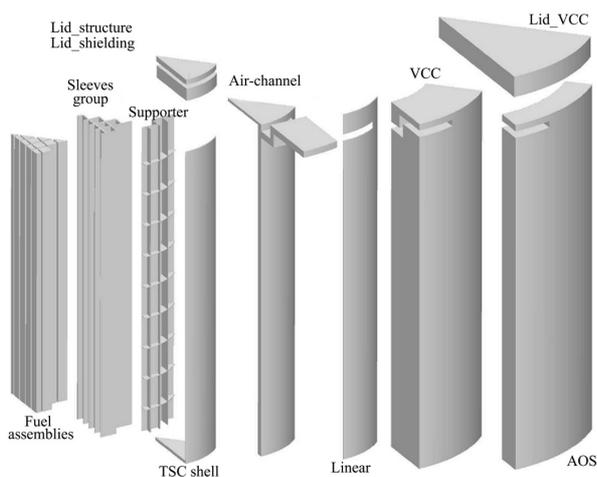


Figure 1. The multi-layer structure of the VSC-17
图 1. VSC-17 多层结构分解图

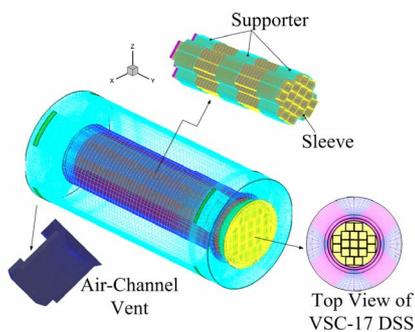


Figure 2. Network of the VSC-17
图 2. VSC-17 之网格

验状况设定为 $T_{\infty} = 21^{\circ}\text{C}$ 之恒温; 底面外的其它表面边界条件都会同时考虑热辐射和热对流效应。考虑到流体的影响, 在流体和固体交界皆使用无滑动边界条件(no-slip condition)。流体和固体间的热平衡使用以下式子:

$$q''_{w,cond} = q''_{w,conv} + q''_{w,rad} \quad (1)$$

在各部件间皆有很多小间隙, 其中不乏会占据大量网格的间隙。我们将流体皆假设为接触式的热阻, 可使用下列式子:

$$R = \Delta X / kA \quad (2)$$

对于自然对流场, 其浮力项以帕斯卡尔定理表示:

$$\rho = \rho_0 (1 - \beta(T - T_{\infty})) \quad (3)$$

为了将以上模型之计算结果与 ANSYS/RELAP5-3D 之结果作对照, 在某些计算中, 我们会关闭自然对流, 将气体传热方式设为固体(热物理性质维持), 如此热传递将完全藉由热传导与热辐射效应来进行。

本实验中, 各套筒的真实衰变热皆列于图 3(a), 17 个套筒的功率以四个平均功率表示, 分别为 707、744.05、963.75 及 1048.5 W(图 3), 真实状况与模拟的最大功率分布相差不到 1%。此分析还需用到轴向功率分布的情狂, 全部套筒的轴向功率分布是以 gamma profile 测得。

3) 程序内建计算模块

核燃料棒并不是某一种纯物质, 其内部所含各种

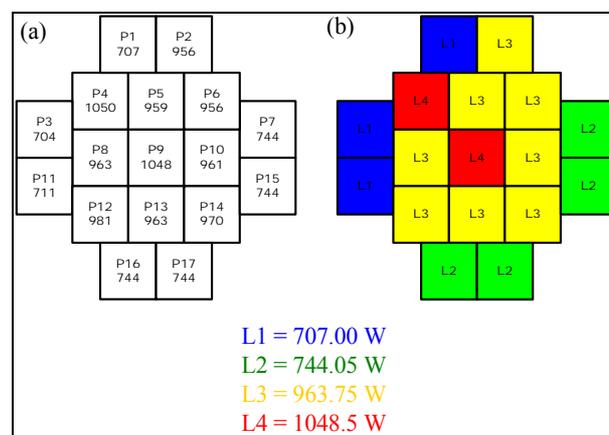


Figure 3. Power distribution of the VSC-17: (a) Actual power distribution; (b) Block power distribution
图 3. VSC-17 中的功率源分布: (a) 实际功率源分布; (b) 区块功率分布

不同物质的排列也很复杂,即使详细将各种物质的热性质查出,也无法以单纯的串并联模式重建模型,本研究将燃料棒假设为一均匀物质(homogeneous),其等效 K 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 $t = (\text{volume of the segment}) / (\text{planar area})$ 。

于燃料的部份,本计划照着实际堆栈的方式建构了计算模块。在 Assembly 中,每三个圆柱状的燃料棒如图 4 般堆积,单一燃料棒截面如图 5。我们定义一个 Cell 面积为单一燃料圆柱截面面积加上 Assembly 中不含燃料之流体空间(Fluid Space)之小部份面积,计算一个 Cell 面积方法如下:

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,这个三角型面积为:

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

此面积包括三片 $1/6$ 圆,也就是一个 $1/2$ 圆,以及中间部份的 Fluid Space,将三角型面积乘以两倍,得

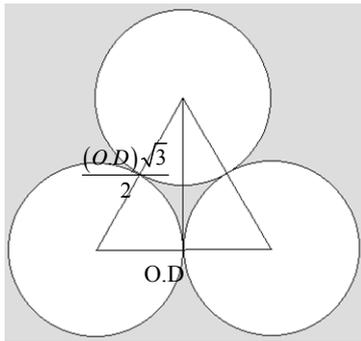


Figure 4. Schematic diagram of the fuel rod stack
图 4. 燃料棒堆栈示意图

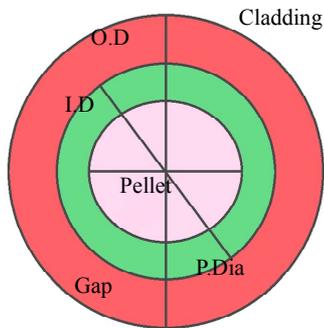


Figure 5. Cross section of the fuel rod stack
图 5. 燃料棒截面图

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

此面积包含一个圆截面积,以及部份 Fluid Space,将此定义为程序计算时的一个 Cell。

在燃料棒本身,包含最外圈的 Cladding、中间的 Gap、内层的 Pellet 三层,最外层含 Cladding 之直径为外径 $O.D$,含 Gap 直径为内径 $I.D$,Pellet 直径为 $P.Dia$,各别部份截面积如下:

$$\text{C.S area of Cladding} = \frac{(O.D)^2 - (I.D)^2 \times \pi}{4} \quad (7)$$

$$\text{C.S area of Fuel Rod} = \frac{(O.D)^2 \times \pi}{4} \quad (8)$$

$$\text{C.S area of Gap} = \frac{[(I.D)^2 - (P.Dia)^2] \times \pi}{4} \quad (9)$$

$$\begin{aligned} \text{C.S area of Fluid Space} &= \text{Cell area} \\ &\quad - \text{C.S area of Fuel Rod} \quad (10) \\ &= \frac{(O.D)^2 \sqrt{3}}{2} - \frac{(O.D)^2 \times \pi}{4} \end{aligned}$$

4) 数学模型在自定义程序的使用

在本计划中,自定义程序可以负担两个部份的计算工作,第一个部份是干式贮存桶的外壳层,这部份我们假设其几何结构为简单的堆栈,如图 6,提供给程序各层不同的材料和厚度,透过简单的计算就能算出其总热传导系数,呈现在窗口的效果如图 7,程序也能依不同的温度范围和节点数,绘出温度和热传导系数的 X-Y 散布图;第二个部份是计算燃料束的热传导系数,依建构而成的数学模型写入程序中,窗口上如图 8,设定 Assembly 的长宽、直径及材质,便可计算出各部件的截面积以及单一 Cell 对应不同温度的热传导系数,同样也能绘出不同温度对应热传导系数之 X-Y 散布图。

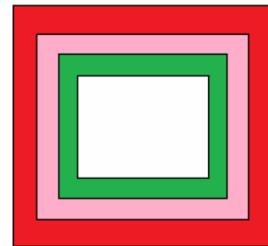


Figure 6. Schematic diagram of a simple layer stack storage tank
图 6. 贮存桶外壳层简单堆栈示意图

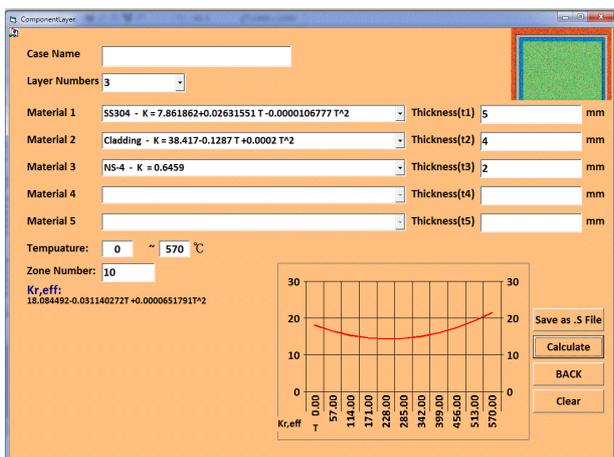


Figure 7. Operation menu for the thermal conductivity calculation of the fuel composite shell layer
图 7. 计算燃料贮存桶复合外壳层热传导系数窗口

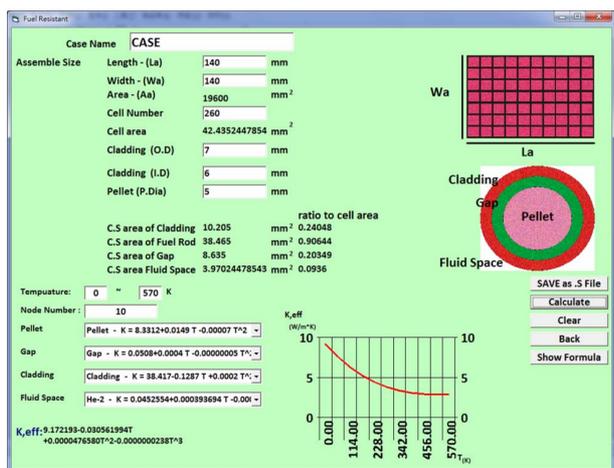


Figure 8. Operation menu for the thermal conductivity calculation of the fuel rod
图 8. 计算燃料束的热传导系数窗口

5) 自定义材料性质数据库

由于 VB 和 Microsoft Office 的优秀兼容性, 本计划选择了 Office Access 作为数据库的主架构, 透过 VB, 可将 MDB 文件内的信息读到窗口上, 若 MDB 文件内数据如图 9, 在 OS 上呈现的效果则如图 10, 此部份, 自定义程序也可将 MDB 文件内数据输出为 S 档案供 FLUENT 读取, 也可将信息写入 MDB 文件中以更新数据库, 呈现效果如图 11。

6) 轴向功率分布输入档之解析与编写器制作

干式贮存系统热流仿真分析的输入档案由 C 语言编辑器写成。档案前面是宣告, 标定了总功率大小和节点数(p0~p6), 以及每个节点的 X 坐标, 后面三个除了名称外重复的程序代码则定义每两个节点间的

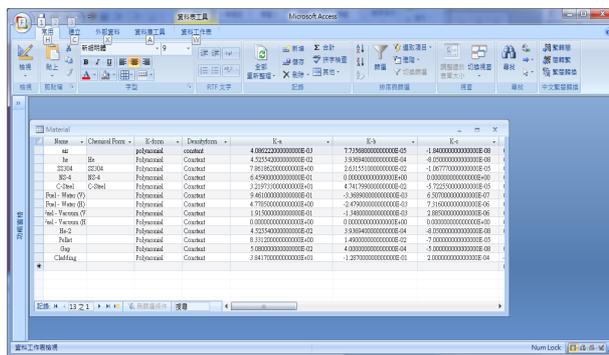


Figure 9. MDB document example
图 9. 范例 MDB 文件

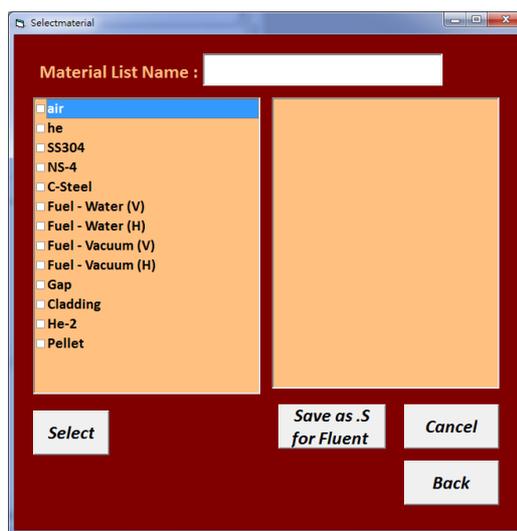


Figure 10. Read the MDB files to the program
图 10. 读取范例 MDB 文件至程序窗口画面



Figure 11. Menu for data update
图 11. 更新数据库信息用窗口

功率表现, 接着则是另一个总功率的宣告, 其它部份和前面相同。此档案输入 Fluent 后, 读出的效果会类似图 12 所示, 以此图来说, 标定了四个节点, 分别

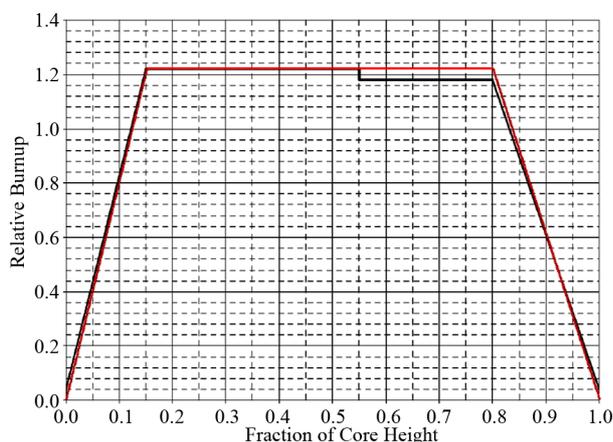


Figure 12. Power distribution for axial coordinate
图 12. 轴向功率分布图

是起始点、两个转折点以及终点，因此定义越多节点便会有越多转折点，对于功率分布的表现也会越接近真实情况。

作为模块化编写器，要处理的就是会在每次使用时都会改动到的程序代码，主要会变动之处便是总功率大小、节点数及坐标、节点间表现，以上就是 ADSS 的输入档编写器的制作要点。

根据需求，模块化的编写器分成两个窗口，第一个窗口如图 13，在此接口中，分析人员需要设定的有输入档的档名(file name)，之后可以用下拉式选单选择要在此输入档中加入多少个不同的功率(可选择 1~9)，接着是设定各别的功率大小，以图 13 为例，选择加入四个不同的功率，所以需要设定 Power 1~4，完成后以“Next”键进入第二个窗口。第二个窗口如图 14 所示，分析人员首先要设定节点数(point numbers)，

Figure 13. Data input menu for axial power distribution
图 13. 轴向功率分布输入文件编写器接口之一

Figure 14. Geometric data input menu for axial power distribution
图 14. 轴向功率分布输入文件编写器接口之二

此下拉式选单可以选择的数字为 2~7，依据所选择的数字不同，下方的各节点坐标及右方的节点间定义才会变得可写入，根据功率分布的不同，节点间的功率表现可能是不同的方程式，所以在编写器上，分析人员可以在下拉式选单“Formula form”选择为常数、一次方、二次方、三次方多项式，依不同选择输入下方的各项系数，再写入体积及(volume)及功率面积(power area)，全部完成后以“Create file”键将轴向功率分布输入文件以纯文本文件的型式输出。

3. 结果与讨论

3.1. 运用在分析工作上的可能性

目前本计划已经以 VB 完成计算程序的基本架构，在计算的功能方面，可设定单位燃料束的尺寸并计算其热传导系数，也可设定燃料容器外壁壳层数及其各层材料以计算燃料容器的热传导系数，将来若有需求也可加上其它热物理性质之计算。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，可写入的热物理性质除了干贮系统热传分析常用的几项外，也可以依不同需求而增加。

3.2. 我们将程序实际使用在计算上可发现：

1) 以过去之计算流程，欲得出燃料或容器外壳之热传导系数，因为是以人工计算，需一天至一个礼拜之工作天，以 VB 编写之自定义程序来取代此部份，则能在一个小时之内完成计算。

2) 设定一个 Case，Assembly 是一 216 mm*216

mm 之正方形平面，内含 408 个 Cell，每个 Cell 外径 (O.D)10.71 mm，内径(I.D)9.47 mm，燃料丸直径(P.Dia) 9.26 mm，将以自定义程序导出之热传导系数(K_{eff})与旧有方法得出之值做比较，从表 2 可发现以自定义程序算出之结果略小于旧有之方法，但差距小于 10%。

3) 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 15 燃料束温度分布图来说，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，透过自定义程序所计算出热传导系数数值，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。

Table 2. The Comparison of the K_{eff} using the traditional method and VB program calculation

表 2. 传统方式与程序计算得到之 K_{eff} 比较

T(K)	传统方法 K_{eff} (W/M-K)	自定义程序 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%

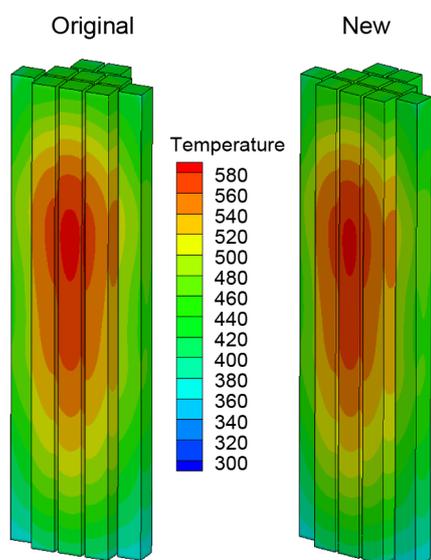


Figure 15. Temperature distribution for the fuel rod
图 15. 燃料束温度分布图

3.3. 数学模型误差探讨

如上所述，依本计划的数学模型在自定义程序中执行计算后，会有约 10% 误差出现，这样的误差在一般工程计算中有过大之疑虑，故有讨论之空间，经研究后，可列出以下原因：

1) 自定义程序所计算的热传导系数值仅为整个干式贮存系统之一小部份，放大到整个系统后，自然会产生较大的误差。

2) 在进行数值模拟计算时，为了逼近真实情况，通常会将计算之空间切割成上万个的格点，在本计划之自定义程序中，为了节省计算时间，并未作这样的处理，而是如一般在计算解析解时，将整个空间视为一个完整格点，所以会偏离真实情况较多是必然的。

3) 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，计算热阻值低于真实热阻值有助于增加安全余裕，而安全余裕对于核能安全的重要性远超过其它工程。

基于以上三点可知，10% 的误差并不会减损本计划目前成果之价值，所以并无针对误差而对自定义程序或数学模型做出调整之必要。

4. 结论

本研究之核心目标为对干式贮存系统热流分析工作程序进行改善，评估分析人员的需求后编写自定义程序 ADSS，而经过长时间的探讨即验证，可有以下结论：

1) 以 ADSS 中模块化的计算程序取代过去人工来计算热传导系数，模块的简化以及假设所造成的误差并不会对热传分析的准确度造成太大的影响，未来在进行新的分析工作时，可将 ADSS 直接引入。

2) 燃料于电厂燃烧后所造成的结构改变，在热的传递上不会有很大的影响，过去的分析虽然将此部份的改变忽略，分析的结果依然有足够的可靠度。核能管理单位对此问题的疑虑可以解除

3) 在材料性质数据库与可和 Fluent 通用后，更新数据库不再是麻烦的工作，且 ADSS 内之数据库所支持的材料热物理性质留有扩充的空间，若对分析工作有其它需求或是要支持其它种类的分析，ADSS 都可胜任。

4) 使用者自定义文件编写器启用后，便不需要在

此项工作上耗费多余的人力。

5. 致谢

本研究国科会计划编号为 NSC100-NU-E-007-007-NU，感谢国科会的支持。

参考文献 (References)

- [1] US NRC. Backgrounder on the three mile island accident, 2008.
- [2] EPRI (Electric Power Research Institute). Evaluation of the proposed high-level radioactive waste repository at Yucca Mountain using total system performance assessment. Technical Report 1003031, Palo Alto, 2002.
- [3] OECD Nuclear Energy Agency. Management of recyclable fissile and fertile materials. Paris: OECD Publishing, 2011: 34.
- [4] NAC Inc. NAC-UMS universal MPC system final safety analysis report. NAC International, R-208624, Rev. 8A, February 2009.
- [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]. 台北, 2008 .
- [6] 杨宗佑. 核一厂干式贮存设施密封钢筒稳态热传分析计算书[M]. 台北, 2005.
- [7] Pacific Northwest Laboratory and Idaho National Engineering Laboratory. Performance testing and analyses of the VSC-17 ventilated concrete cask. EPRI TR-100305, Final Report, May 1992.
- [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 on Fuel Cycle and Waste Management: General-III, 2008: 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: 9051.
- [10] US NRC. Packaging and transportation of radioactive material. 10 CFR Part 71, April 1996.
- [11] US NRC. Standard review plan for dry cask storage systems. NUREG-1536, January 1997.
- [12] US NRC. Cladding considerations transportation and storage of spent fuel. ISG-11, Rev. 3, 2000.
- [13] A. Billerey. Evolution of fuel rod support under irradiation impact on the mechanical behavior of fuel assemblies. IAEA-TECDOC-1454, November 2004: 101-111.
- [14] ANSYS Inc. FLUENT 6.2 UDF Manual, 2005.
- [15] 张自豪. 熔盐式反应器 - 速度分布器设计仿真研究[D]. 国立清华大学硕士论文, 2011.
- [16] 杨凯钧. 高容量干式贮存系统之等效热阻与灵敏度分析及热传改善研究[D]. 国立清华大学硕士论文, 2011.
- [17] 张庭硕. 利用 FLUENT 进行高容量干式贮存系统传送护箱瞬时热流分析[D]. 国立清华大学硕士论文, 2011.
- [18] W.-K. Lin, J.-R. Wang and Y.-S. Tseng. Development of software for evaluations of K_{eff} in spent fuel dry storage system. ANS 2010 Winter Meeting, November 2010: 2309.