

# **ENSEÑANZA DE LA INGENIERÍA NUCLEAR CON RECURSOS DE LAS TIC**

**François, J.L.<sup>1</sup>**

<sup>1</sup> Universidad Nacional Autónoma de México, México

## **RESUMEN**

La enseñanza de la ingeniería nuclear básica se viene ofreciendo generación tras generación desde hace ya cinco décadas o más. Los temas fundamentales, que deben aprender los futuros ingenieros nucleares, son prácticamente los mismos desde entonces. Incluso, los textos clásicos de introducción al tema, como el de J.R. Lamarsh, o más recientemente el de E.E. Lewis, cubren los mismos principios de base. De esta manera, lo que un docente de esta materia necesita agregar, como valor agregado a su enseñanza, es el uso de nuevas técnicas de aprendizaje que permitan al alumno comprender los conceptos de una manera ágil, que despierte su interés y su creatividad. En este trabajo se presentan cuatro ejemplos del uso de las Tecnologías de la Información y la Comunicación para lograr este propósito. En primera instancia, se presenta el uso del sistema JANIS, desarrollado por la Agencia de Energía Nuclear, para ejemplificar y comprender la interacción de los neutrones mediante la sección eficaz transversal. Enseguida, se muestra el uso de un código de “celda” para estudiar conceptos básicos de la física de reactores, como la razón de moderación, el efecto de los venenos consumibles en el factor de multiplicación de neutrones y su dependencia con el quemado del combustible, el efecto Doppler, y el coeficiente de reactividad por cambio de densidad en el moderador. Como tercer ejemplo, se presenta el uso de un código de difusión tridimensional para buscar la criticidad del reactor a plena potencia, mediante el movimiento de las barras de control y el flujo del refrigerante. Finalmente, se ejemplifica el balance de masa y la evolución isotópica del combustible en un ciclo abierto y en un ciclo con reciclado de plutonio, mediante la utilización del Sistema de Simulación del Ciclo de Combustible Nuclear, desarrollado por el Organismo Internacional de Energía Atómica.

## **1. INTRODUCCIÓN**

La enseñanza de la ingeniería nuclear básica se viene ofreciendo generación tras generación desde hace ya cinco décadas o más. Los temas fundamentales, que deben aprender los futuros ingenieros nucleares, son prácticamente los mismos desde entonces. Incluso, los textos clásicos de introducción al tema, como el de J.R. Lamarsh [1], o más recientemente el de E.E. Lewis [2], cubren los mismos principios de base. De esta manera, lo que un docente de esta materia necesita agregar, como valor agregado a su enseñanza, es el uso de nuevas técnicas de aprendizaje que permitan al alumno comprender los conceptos de una manera ágil, que despierte su interés y su creatividad.

Organismos internacionales, como la Agencia de Energía Nuclear (NEA, por sus siglas en inglés) de la OCDE y el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), además de instituciones de investigación en el ámbito nuclear, como el Laboratorio Nacional de Los Alamos, de los Estados Unidos de América y el Instituto de Investigaciones de Energía Atómica, de Corea del Sur, por mencionar algunos, han desarrollado y puesto en la Web, a disposición de la comunidad internacional, recursos que diseminan el conocimiento nuclear acumulado de muchos años de desarrollo. Estos son recursos que pueden ser aprovechados por los docentes para ser incorporados en sus clases. A continuación, se describen algunos

---

<sup>1</sup> E-mail del primer autor: [jlfl@fi-b.unam.mx](mailto:jlfl@fi-b.unam.mx)

ejemplos del uso de las Tecnologías de la Información y la Comunicación (TIC) para lograr este propósito.

## 2. EJEMPLOS DEL USO DE LAS TIC

### 2.1. Interacción de los Neutrones con la Materia

Uno de los conceptos fundamentales para el ingeniero nuclear es el de sección eficaz transversal, o simplemente sección eficaz. Esta variable que mide la probabilidad que tiene un neutrón de interactuar con un nucleído, de diferentes maneras: dispersión (elástica e inelástica), captura radiactiva, fisión, etc., y que depende fuertemente de la energía del neutrón y del núcleo objetivo, es la base para el análisis y diseño de reactores nucleares. Como una ayuda para el docente en la enseñanza de este concepto, se recomienda el uso del sistema JANIS (Java-based Nuclear Data Information System) desarrollado por la NEA y que se puede descargar, o ejecutar en línea desde: <https://www.oecd-nea.org/janis/> (ver Figura 1).

janisinfo@oecd-nea.org'."/>

NEA  
NUCLEAR ENERGY AGENCY

Search

OECD  
BETTER POLICIES FOR BETTER LIVES

Data Bank > Nuclear Data Services > JANIS

# Janis 4

## Java-based Nuclear Data Information System

- ▶ What is JANIS?
- ▶ Screen-shots
- ▶ **What's new in 4.0?** (Sept 2013)
- ▶ Content of the NEA database
- ▶ Help pages

**Launch JANIS 4.0**  
Java Web start

**JANIS Web**  
Online version, no Java required

**Downloads**  
Software, Manual, DVD 4.0 ISO

**Order a DVD 4.0**  
(NEA Data Bank member countries)

**Projects**

- Nuclear data
- JEFF project
- WPEC
- HPRL
- NRDC

**Software**

- JANIS 4.0
- NDaST

**Services and Resources**

**JANIS Books**

- Nuclear databases
- Browse databases
- Search databases**
- Evaluated data
- Experimental data
- Bibliographic data
- CD/DVD

**JANIS Books**

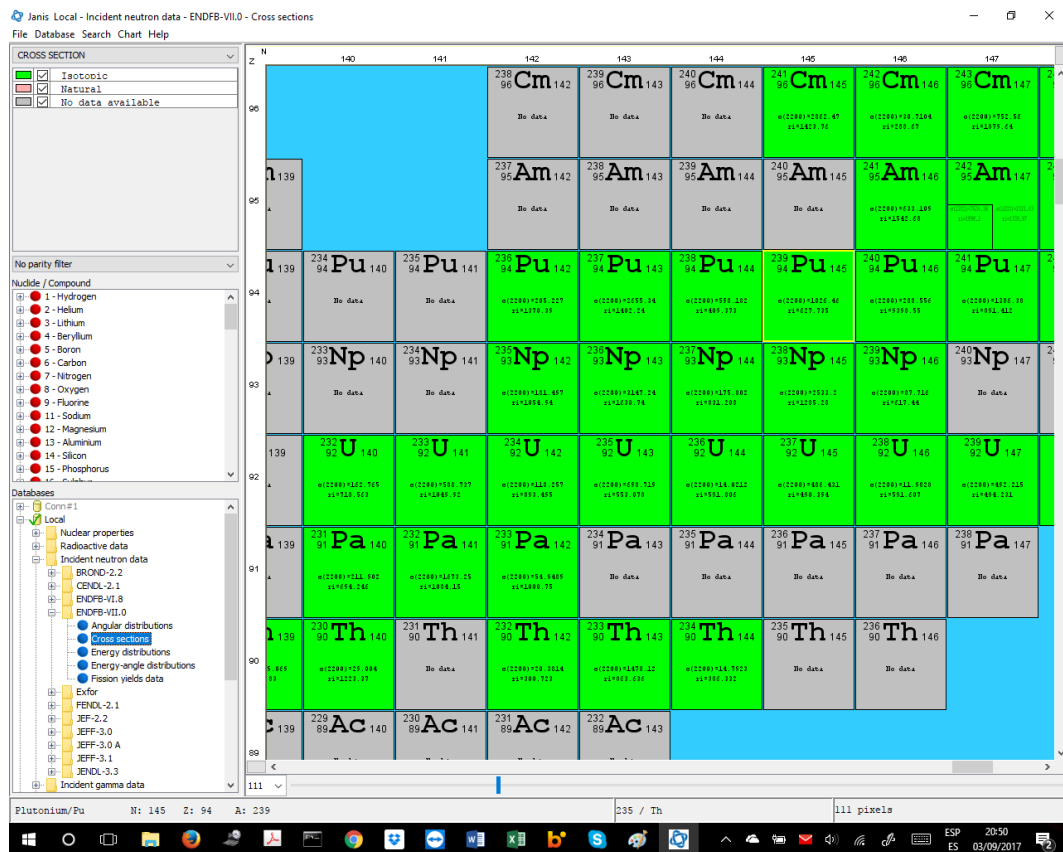
- ▶ Comparison of experimental and evaluated cross-sections

**Feedback**

Do not hesitate to request more information or to send feedback to [janisinfo@oecd-nea.org](mailto:janisinfo@oecd-nea.org)

Figura 1. Portal de JANIS

JANIS es un sistema de información con un manejador de base de datos y despliegues gráficos muy poderosos, que permite, una vez ingresado al sistema, seleccionar un isótopo particular para desplegar información como: propiedades nucleares, datos radioactivos, datos de interacción de neutrones, y dentro de esta última categoría se puede seleccionar secciones eficaces (*cross sections*), como se ilustra en la Figura 2.



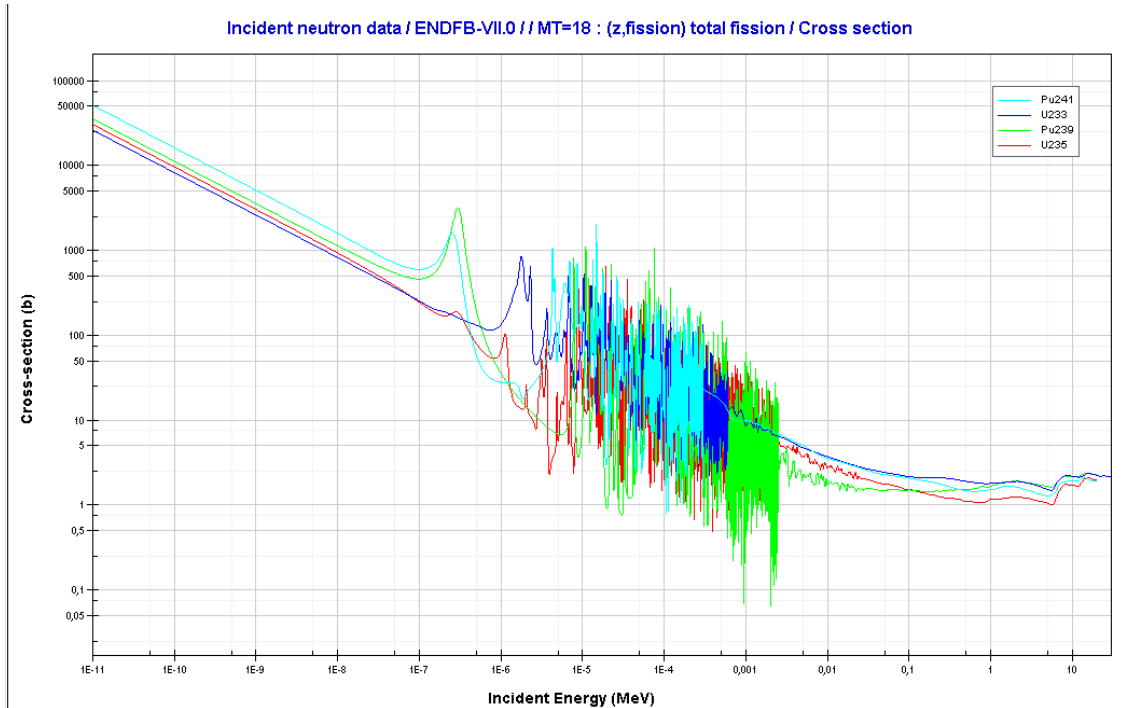
**Figura 2. Pantalla de diálogo para la selección de secciones eficaces**

Una vez seleccionado un isótopo, posteriormente se puede graficar algún tipo de interacción en particular, por ejemplo la fisión, y graficar su dependencia con la energía del neutrón incidente (también se puede desplegar de manera tabular). Incluso, se puede graficar la misma sección eficaz para diferentes isótopos y compararlas en la misma pantalla (ver Figura 3); o también se puede comparar diferentes secciones eficaces para un mismo o varios isótopos (no mostrado en este artículo por economía de espacio). Algunos otros sitios con información similar, relacionada con datos nucleares son: <http://t2.lanl.gov/nis/data.shtml> y <http://atom.kaeri.re.kr/nuchart>.

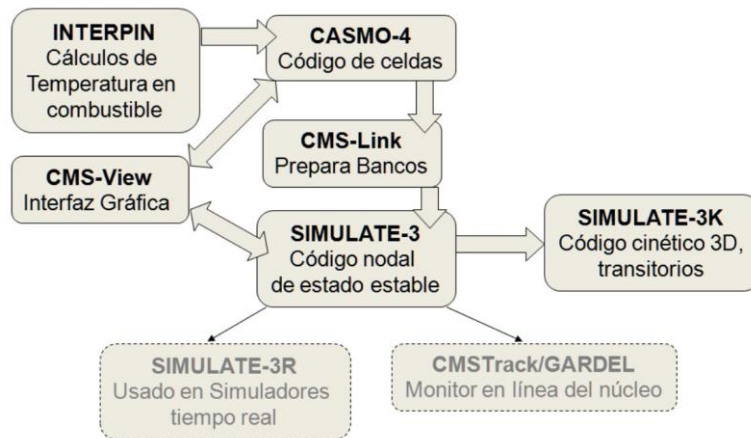
## 2.2. Conceptos básicos de la física de reactores con un código de “celda”

La enseñanza de algunos de los principios básicos del diseño de reactores nucleares de fisión puede lograrse con un código de celda (lattice en inglés). Éstos son programas computacionales (software) que generalmente resuelven la ecuación multigrupo de transporte de neutrones en dos dimensiones, y que corren en tiempos de cómputo accesibles. Algunos ejemplos son: CASMO, HELIOS, WIMS, DRAGON, etc., siendo este último de descarga libre desde la página de la Escuela Politécnica de Montreal (<http://www.polymtl.ca/merlin/version4.htm>). Con estos códigos no es necesario tener un simulador tridimensional de un reactor nuclear para mostrar a los alumnos algunos conceptos básicos del diseño de reactores. Para los ejemplos que se mostrarán a continuación,

utilizamos CASMO-4, el cual forma parte de un paquete de códigos desarrollados por la compañía Studsvik (<http://www.studsvik.com/our-solutions/products/casmo/>) para análisis de reactores de agua ligera y utilizado en la Facultad de Ingeniería de la UNAM (ver Figura 4).



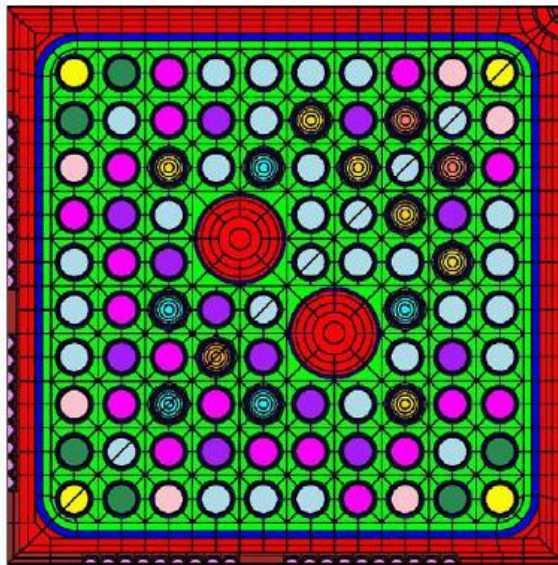
**Figura 3. Pantalla con la comparación de la sección eficaz de fisión en función de la energía para diferentes isótopos físiles**



**Figura 4. Paquete de códigos CMS (Core Management System: [https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig\\_q=RN:23017596](https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:23017596))**

### 2.2.1. Razón de moderación

Con este ejercicio, lo que se busca es que el alumno adquiera la sensibilidad de la importancia que tiene sobre el factor de multiplicación de neutrones, la variación del volumen de moderador con respecto al volumen del combustible. En teoría se puede encontrar la relación óptima combustible-moderador que produzca un máximo en el factor de multiplicación de neutrones. Para esto, entonces, se proporciona acceso al alumno a la computadora en donde puede correr el CASMO-4, y previamente se le ha explicado acerca del uso del código, de la estructura del archivo de entrada, y en donde ha de modificar el modelo de un ensamble de combustible de un reactor de agua en ebullición (BWR, por sus siglas en inglés), como el mostrado en la Figura 5, para cambiar la relación volumen de moderador a volumen de combustible.

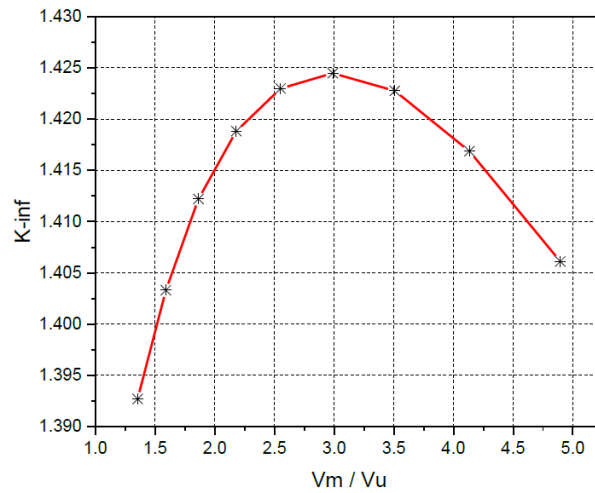


**Figura 5. Modelo de un ensamble de combustible de un BWR**

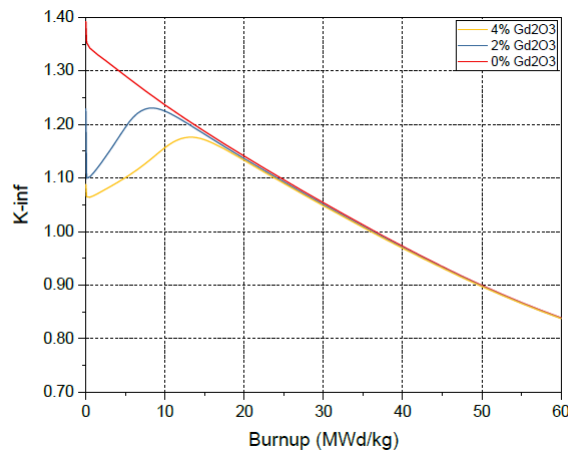
El estudiante graficará los resultados obtenidos con CASMO-4 e identificará el comportamiento esperado, analizando la curva encontrada (ver Figura 6).

### 2.2.2. Efecto de los venenos consumibles en el factor de multiplicación de neutrones

Con el objeto de compensar el exceso de reactividad al inicio del ciclo de operación, los reactores de agua ligera, y en particular los BWR, utilizan venenos consumibles, tales como la gadolinia:  $Gd_2O_3$ . En este ejercicio el alumno podrá identificar y explicar el efecto que tiene la inclusión de la gadolinia en el combustible y su evolución con el quemado. Nuevamente, el estudiante tendrá acceso al CASMO-4, modificará el archivo de entrada, de acuerdo a las instrucciones proporcionadas por el docente y efectuará las corridas correspondientes. Posteriormente, graficará los resultados obtenidos y explicará los comportamientos observados (ver Figura 7).



**Figura 6. Curva de factor de multiplicación de neutrones vs razón de moderación**



**Figura 7. Efecto del veneno consumible sobre el factor de multiplicación de neutrones**

### 2.2.3. Efecto Doppler y coeficiente de reactividad por cambio de densidad en el moderador

Dentro de los parámetros de diseño más importantes en los reactores nucleares de agua ligera, están el debido al cambio de la temperatura del combustible, conocido como coeficiente Doppler, y el debido al cambio en la densidad del moderador, y su efecto en la reactividad del reactor. En ambos casos se debe tener un valor negativo. Como en los ejercicios anteriores, el alumno modificará los archivos de entrada de CASMO-4, de manera que cambiará tanto la temperatura del combustible como la densidad del moderador. Después de realizar las corridas pertinentes, el estudiante recabará los datos necesarios de los archivos de salida del código y calculará los coeficientes requeridos en el ejercicio, como se muestra en la Figura 8.

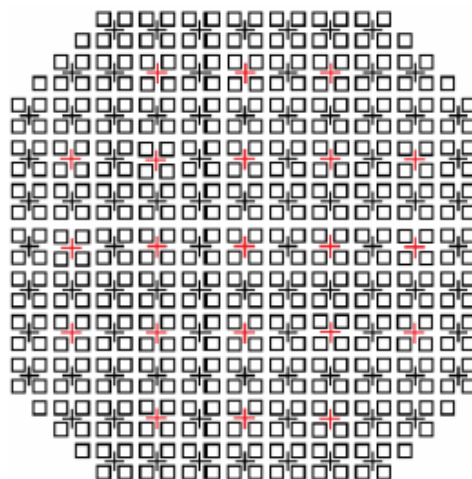
|                                    |            |         |
|------------------------------------|------------|---------|
| $Tu(K)$                            | 772        | 560     |
| $k_{\infty}$                       | 1.42298    | 1.42860 |
| $v$ (%)                            | 40         |         |
| $Vm/Vu$                            | 2.5511     |         |
| $\alpha_D$<br>[[ $\Delta k/k$ ]/K] | -1.304E-05 |         |

|                                    |            |         |           |
|------------------------------------|------------|---------|-----------|
| $v$ (%)                            | 0          | 40      | 70        |
| $k_{\infty}$                       | 1.42330    | 1.42298 | 1.41156   |
| $Tu(K)$                            | 772        |         |           |
| $Vm/Vu$                            | 2.5511     |         |           |
| $\alpha_v$<br>[[ $\Delta k/k$ ]/K] | -3.950E-06 |         |           |
|                                    |            |         | -1.895E-4 |

**Figura 8. Cálculo del coeficiente Doppler (izquierda) y del coeficiente de cambio de densidad del moderador (derecha)**

### 2.3. Patrones de barras de control

En este ejercicio, el estudiante podrá realizar el control de un reactor tipo BWR con el simulador estático tridimensional SIMULATE-3, el cual forma parte del CMS descrito con anterioridad (ver Figura 4). Este código resuelve la ecuación de difusión de neutrones en dos grupos de energía, en estado estacionario, con acoplamiento a un modelo termohidráulico. El alumno podrá llevar a crítico al reactor a 100% de potencia nominal, mediante el uso de la secuencia A2 de las barras de control y el flujo de refrigerante en el núcleo, dentro de una ventana del 94% al 106% del valor nominal. En la Figura 9 se presenta una imagen del núcleo del BWR (444 ensamblajes combustibles y 109 barras de control), en donde se muestran en rojo (cruces rojas) las barras de control de la secuencia A2. El estudiante deberá, entonces, encontrar la criticidad del reactor a diferentes pasos de quemado hasta llegar a 3 GWd/t, con pasos de 0.5 GWd/t. En cada paso, además de encontrar un factor de multiplicación de neutrones igual a uno (más-menos 200 pcm), el alumno vigilará que tanto el factor de forma de potencia radial, como el axial, no rebasen el valor de 1.55. En la Figura 10 se presenta una selección de los resultados obtenidos para este ejercicio, en donde se muestra el patrón de barras de control para un paso de quemado, la distribución axial de potencia promedio del núcleo y, hasta debajo de la figura, un resumen de los principales parámetros obtenidos en cada uno de los pasos de quemado simulados. Cabe mencionar que la posición de las barras de control se mide en pasos de extracción; es decir: 48 indica una barra totalmente extraída y 0 significa una barra totalmente insertada.



**Figura 9. Núcleo de un BWR: 444 ensamblajes combustibles y 109 barras de control**



```

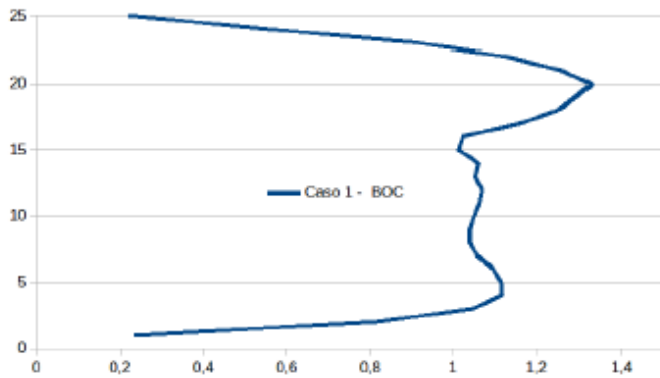
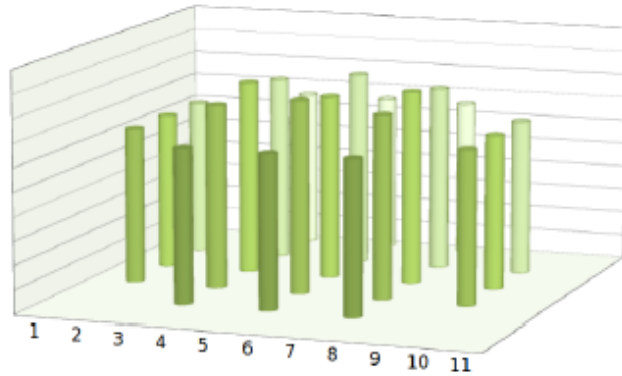
'III.CAS' 'Caso 1, LV-1, Patron de barras de control al BOC'/
'COR.OPE' 100.0 100.0 6974453.9/ $Mwt, $kg/s, Pa
'COR.SUB' 44.0/ kJ/kg
'CRD.POS' 1
48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48
48 48 48 16 48 16 48 16 48 48 48
48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48
48 16 48 10 48 08 48 10 48 16 48
48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48
48 16 48 08 48 10 48 08 48 16 48
48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48
48 16 48 10 48 08 48 10 48 16 48
48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48
48 48 48 16 48 16 48 16 48 48 48
48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48/
'DEP.STA' 'AVE' -0.0/ Gwd/TU
'DEP.FPD' 4/ ! explicit I/Xe Fm/Sm
'STA'/

```

```

48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48
48 48 48 16 48 16 48 16 48 48 48
48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48
48 16 48 10 48 8 48 10 48 16 48
48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48
48 16 48 8 48 10 48 8 48 16 48
48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48
48 16 48 10 48 8 48 10 48 16 48
48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48
48 48 48 16 48 16 48 16 48 48 48
48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48

```



Summary File Name = SUMMARY

| Case Step | Step Exp | R-eff   | NQ | Bor ppm | AX / K  | A-O    | Peak Powers Rad | Node | Dens 3PIN | Power g/cc | Flow % | CRD Pos | Pres MPa | Subc kJ/kg | Core Exp | Reference Exp | Num    |     |
|-----------|----------|---------|----|---------|---------|--------|-----------------|------|-----------|------------|--------|---------|----------|------------|----------|---------------|--------|-----|
| 1 0       | 0.000    | 1.00158 | 14 | 0       | 1.33/20 | 0.018  | 1.52            | 2.10 | 2.62      | 0.414      | 100.0  | 100.0   | 734      | 7.07       | 44.0     | 17.957        | 14.408 | 377 |
| 2 0       | 0.500    | 1.00132 | 12 | 0       | 1.41/12 | -0.125 | 1.50            | 2.19 | 2.46      | 0.387      | 100.0  | 94.0    | 156      | 7.06       | 44.0     | 18.457        | 14.408 | 377 |
| 3 0       | 1.000    | 1.00058 | 7  | 0       | 1.40/12 | -0.108 | 1.49            | 2.15 | 2.46      | 0.390      | 100.0  | 94.0    | 156      | 7.06       | 44.0     | 18.957        | 14.408 | 377 |
| 4 0       | 1.500    | 1.00017 | 5  | 0       | 1.39/12 | -0.096 | 1.48            | 2.13 | 2.45      | 0.392      | 100.0  | 94.0    | 156      | 7.06       | 44.0     | 19.457        | 14.408 | 377 |
| 5 0       | 2.000    | 1.00022 | 6  | 0       | 1.42/12 | -0.094 | 1.47            | 2.12 | 2.45      | 0.393      | 100.0  | 94.0    | 148      | 7.06       | 44.0     | 19.957        | 14.408 | 377 |
| 6 0       | 2.500    | 1.00038 | 6  | 0       | 1.41/12 | -0.084 | 1.46            | 2.10 | 2.44      | 0.399      | 100.0  | 96.0    | 148      | 7.06       | 44.0     | 20.457        | 14.408 | 377 |
| 7 0       | 3.000    | 1.00060 | 10 | 0       | 1.39/11 | -0.129 | 1.46            | 2.08 | 2.40      | 0.393      | 100.0  | 96.0    | 104      | 7.06       | 44.0     | 20.957        | 14.408 | 377 |

Figura 10. Resultados del control del reactor tipo BWR con SIMULATE-3

## 2.4. Simulación del ciclo de combustible nuclear

En esta sección se ejemplifica el cálculo del balance de masa y la evolución isotópica del combustible en un ciclo abierto y en un ciclo con reciclado de plutonio, mediante la



utilización del Sistema de Simulación del Ciclo de Combustible Nuclear (NFCSS, por sus siglas en inglés), desarrollado por el Organismo Internacional de Energía Atómica: <https://infcis.iaea.org/NFCSS/About.cshtml> (ver Figura 11 y Figura 12). En este ejercicio, al alumno se le plantea el problema siguiente, el cual debe resolver utilizando el NFCSS:

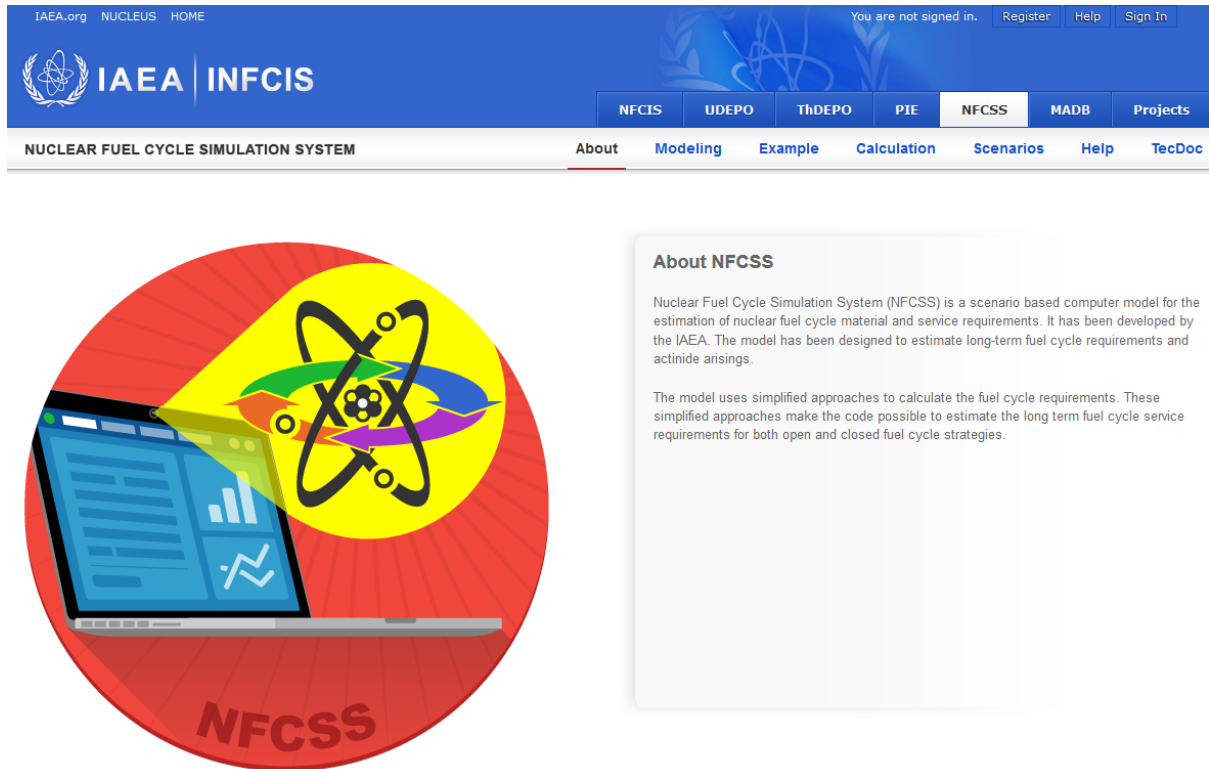


Figura 11. Sistema de Simulación del Ciclo de Combustible Nuclear del OIEA

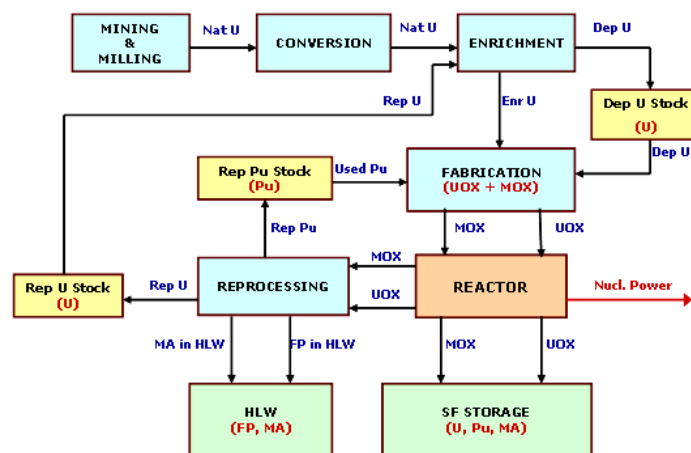


Illustration of material flow simulated in NFCSS (UOX + MOX Fuel use case).

Figura 12. Diagrama de flujo de materiales en el NFCSS para un ciclo de combustible con reprocesamiento

El proveedor del combustible de la Central Laguna Verde (CLV) está proponiendo cambiar por un combustible que soporte un mayor quemado de descarga, pero, para lo cual es necesario enriquecerlo un poco más. Es decir, el combustible actual tiene un enriquecimiento de 4% y un quemado de descarga de 45 GWD/t, mientras que el nuevo combustible propuesto es de 4.2% de enriquecimiento y un quemado de descarga de 50 GWD/t. En ambos casos las colas del proceso de enriquecimiento (*tails assay*) es de 0.25%. Considerar que la potencia de la CLV es de 800 MWe, que opera con un factor de carga del 90% y con una eficiencia térmica de 32%.

Estimar el costo total del ciclo del combustible propuesto y compararlo con el del original, para determinar si es conveniente realizar el cambio de combustible. Los costos unitarios para cada etapa del ciclo del combustible son:

| Etapa                                 | Unidad  | Costo (\$)* |
|---------------------------------------|---------|-------------|
| Uranio: U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | /kg U   | 50          |
| Conversión                            | /kg U   | 6           |
| Enriquecimiento                       | /kg SWU | 110         |
| Fabricación: UO <sub>2</sub>          | /kg U   | 280         |
| Almacenamiento del comb. gastado      | /kg SF  | 90          |

\*Costos en dólares americanos

En la Figura 13 se presenta la pantalla de diálogo en donde se introducen los parámetros de la CLV descritos en el enunciado del problema (para un quemado de descarga de 50 GWD/t).

Fuel Cycle Option Once Through

| Reactor  |     |                                 |      |
|--|-----|---------------------------------|------|
| Reactor Type   | BWR | Fuel Type                       | UOX  |
| Scenario Parameters (Default numbers are typical values for the selected option) |     |                                 |      |
| Nuclear Power (MWe)  | 800 | Load Factor (%)                 | 90   |
| Thermal Efficiency (%)   | 32  | Tails assay from enrichment (%) | 0.25 |
| Fuel Parameters (Default numbers are typical values for the selected option)     |     |                                 |      |
| Mine Grade (% U)   | 1   |                                 |      |
| Enrichment (%)   | 4.2 | Burnup (GWD/t)                  | 50   |
| Conversion Type  | UF6 |                                 |      |

**Figura 13. Pantalla de diálogo del NFCSS**

El estudiante correrá el simulador y obtendrá el balance de materiales del ciclo de combustible abierto, para un quemado de descarga de 45 GWD/t y para el de 50 GWD/t. Con los resultados obtenidos (ver Figura 14), podrá calcular los costos y responder al problema planteado.

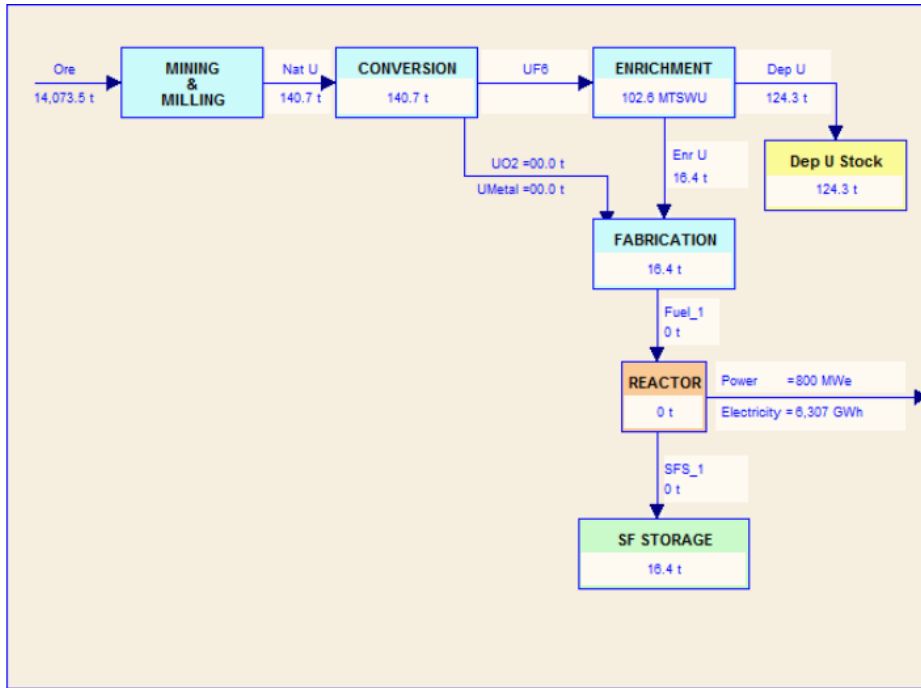


Figura 14. Resultados del NFCSS para un quemado de descarga de 50 GWd/t

En una segunda parte del problema, se plantea lo siguiente: Suponiendo que la CLV puede reprocessar el combustible gastado, recuperar el Pu-239 y venderlo para la fabricación de combustible MOX, ¿cuánto dinero obtendría del Pu-239 en cada tipo de combustible (el nuevo propuesto y el original)?, si el precio del miligramo de Pu-239 es de \$5.24 dólares americanos. Para esto, el estudiante podrá conocer el detalle de la composición isotópica del combustible gastado, como se muestra en la Figura 15, y en particular saber la cantidad de Pu-239 para responder a la pregunta planteada.

| Isotope     | Contents of Fuels (tonnes) |             |
|-------------|----------------------------|-------------|
|             | Fresh Fuel                 | Stored Fuel |
| U235        | 0.689850                   | 0.087859    |
| U236        | 0.000000                   | 0.092076    |
| U238        | 15.735150                  | 15.212235   |
| Np237       | 0.000000                   | 0.013328    |
| Pu238       | 0.000000                   | 0.005605    |
| Pu239       | 0.000000                   | 0.079477    |
| Pu240       | 0.000000                   | 0.042864    |
| Pu241       | 0.000000                   | 0.025324    |
| Pu242       | 0.000000                   | 0.013251    |
| Am241       | 0.000000                   | 0.001253    |
| Am242m      | 0.000000                   | 0.000012    |
| Am243       | 0.000000                   | 0.003415    |
| Cm242       | 0.000000                   | 0.000382    |
| Cm244       | 0.000000                   | 0.001310    |
| Total HM    | 16.425000                  | 15.578390   |
| Total FP    | -                          | 0.846610    |
| Grand Total | 16.425000                  | 16.425000   |

Figura 15. Composición del combustible gastado calculado por el NFCSS

Finalmente, si se plantea al alumno la posibilidad de reprocessar el plutonio en la CLV, utilizando combustible tipo MOX, y calcular el balance de materiales involucrado para operar la central bajo las mismas condiciones que con combustible de UO<sub>2</sub>, entonces deberá

correr nuevamente el NFCSS, pero esta vez con la opción de ciclo de combustible cerrado. La Figura 16 muestra el balance de materiales obtenido con el NFCSS para el caso de quemado de descarga de 45 GWd/t.

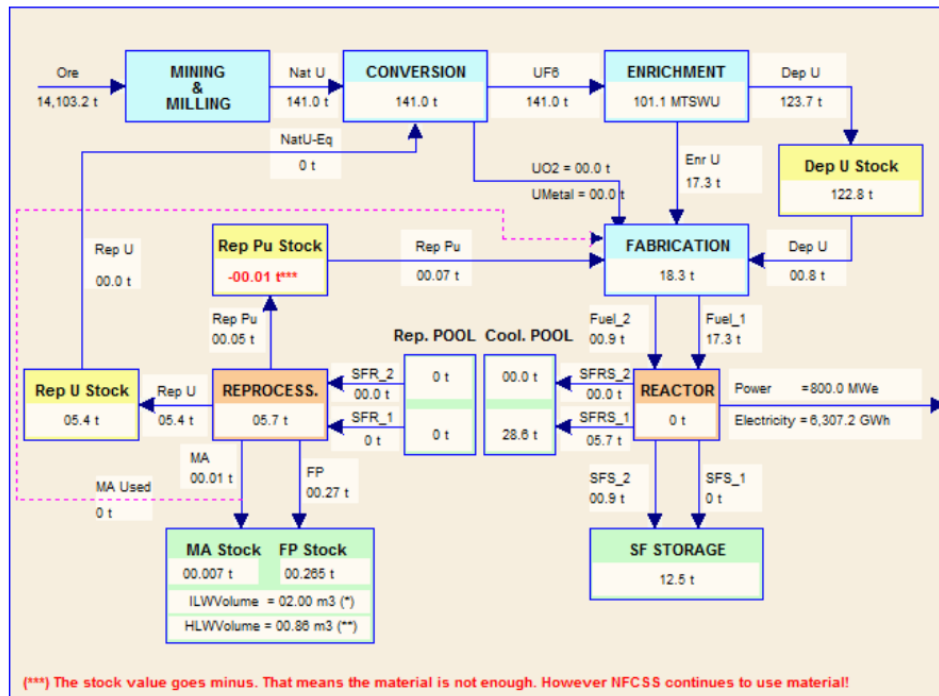


Figura 16. Resultados del NFCSS para el caso con reprocesamiento

### 3. CONCLUSIONES

Las TIC son, hoy en día, una herramienta de gran utilidad e indispensable para la enseñanza de la ingeniería nuclear.

### 4. REFERENCIAS

1. Lamarsh, J.R.. *Introduction to Nuclear Engineering, 2nd Edition*, Addison-Wesley, Menlo Park, California, USA (1983).
2. E.E. Lewis, *Fundamentals of Nuclear Reactor Physics*, Academic Press, London, UK (2008).