

INGENIA-NUCLEAR:

Diseño y Simulación de un Reactor Nuclear de Agua a Presión

**Oscar Cabellos* (coordinador), N. García-Herranz, D. Cuervo,
E. Gallego, G. Jiménez**

Universidad Politécnica de Madrid

*E-mail: oscar.cabellos@upm.es

con la colaboración de

C. Ahnert (Catedrática Emérita)

Universidad Politécnica de Madrid

Presentación de la Asignatura

1. Profesorado
2. Alumnado: Delegado/Subdelegado
3. Temario: “El simulador de un reactor PWR”
4. Actividades y metodología docente
5. La clase y la documentación
6. Presentaciones de Expertos
7. Curso on-line sobre Tecnología Nuclear de la IAEA
8. Petición del Simulador NEL de la OIEA
9. Calificación de la asignatura y Evaluación de competencias
10. Presentación fin de trabajo: Poster y Presentación oral
- 11. Alumnos de Ingenia-Nuclear curso 2018-2019**
- 12. Referencias internacionales del curso Ingenia-Nuclear**

- ❑ Oscar Cabellos de Francisco (coordinador)

**ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR DE INGENIEROS INDUSTRIALES
UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID**

Oscar Cabellos | Energy Technology Engineering | Nuclear Engineering

José Gutiérrez Abascal, 2 | 28006 Madrid

TEL +34 9106 77 121

E-MAIL oscar.cabellos@upm.es



- ❑ Nuria García Herranz: nuria.garcia.herranz@upm.es
- ❑ Diana Cuervo Gómez: d.cuervo@upm.es
- ❑ Gonzalo Jiménez Varas: gonzalo.jimenez@upm.es
- ❑ Eduardo Gallego Díaz: eduardo.gallego@upm.es

- ❑ Carolina Ahnert: carolina.ahnert@upm.es

- ❑ Asignatura del MII y del Doble Título (MII + MCyTN)
 - Alumnos del GITI (ETSIIM)
 - Especialidad Técnicas Energéticas ~ 75% de alumnos
 - Otras Especialidades
 - Alumnos de Otros Grados

En las clases teóricas, se introducirán los principios básicos de la ingeniería y la tecnología nuclear suficientes para el buen desarrollo de la asignatura.

Para los alumnos que no han cursado la especialidad de Técnicas Energéticas se les facilitará material complementario y las tutorías que los alumnos soliciten para el seguimiento de la asignatura.

El número máximo de alumnos será de 20 por curso.

Los alumnos que hayan solicitado la doble titulación MII (especialidad Técnicas Energéticas) y MCyTN tendrán preferencia.

- ❑ Delegado/Subdelegado : papel muy importante ; en la Gala de los Ingenia !

❑ **Diseño y Simulación de un Reactor Nuclear de Agua a Presión**

- **Objetivo...** familiarizar a los alumnos con el diseño de “simuladores”
... transformar el conocimiento científico en un proyecto práctico y real
- La simulación computacional permite
 - Análisis de múltiples escenarios para la operación y optimización de la planta
 - Formación y entrenamiento de los operadores de instalaciones industriales
- Q&A de las herramientas de simulación computacional
 - Verificación: comprobación de que las ecuaciones están correctamente implementadas
 - Validación: comprobación de la exactitud del modelo respecto a una aplicación real
 - Cuantificación de incertidumbres
- La asignatura se desarrolla en el ámbito de la Tecnología Nuclear

❑ **Objetivos de la asignatura**

1. Concebir, diseñar, crear y desarrollar un SIMULADOR
2. Validación del SIMULADOR del reactor nuclear de agua a presión
3. Implementación y operación del SIMULADOR.

Módulo A

Lección magistral
(30 horas)

14 sesiones

(2 hora/sesión)

presenciales de clase
en el PRIMER SEMESTRE.

Para reforzar conceptos
teóricos y guía de orientación
sobre los aspectos prácticos
del simulador

1. Introducción: ¿Qué es un simulador?
2. Introducción a los fundamentos del reactor nuclear de agua a presión (PWR). Conceptos básicos.
3. Características de un simulador: Operación de un PWR.
4. Introducción a la simulación: Metodología de simulación de PWR.
5. Las bases de datos del simulador: los datos nucleares.
6. El procesamiento de las bases de datos.
7. Validación de las bases de datos.
8. Códigos de cálculo para la simulación: códigos de transporte neutrónico e inventario.
9. Concepto de benchmarking y validación del simulador.
10. Simulación en estado estacionario y transitorio: la evolución temporal del reactor.
11. Diseño y especificaciones de funcionamiento del reactor: Límites de diseño.
12. El simulador SEANAP. Introducción. Modelización del reactor.
13. El simulador SEANAP. Simulación de la operación nominal.
14. El simulador SEANAP. Simulación de transitorios operacionales.

Módulo A

Clases prácticas

(60 horas)

30 horas en 14 semanas

en el PRIMER SEMESTRE

(prácticas 1-14) de: Sesiones presenciales de clase de trabajo práctico del “alumno” con la supervisión del profesor para trabajar los aspectos prácticos del Simulador.

El alumno se familiarizará con los programas de simulación que forman las diferentes etapas del simulador.

Concebir, diseñar, crear y desarrollar un simulador de un reactor PWR

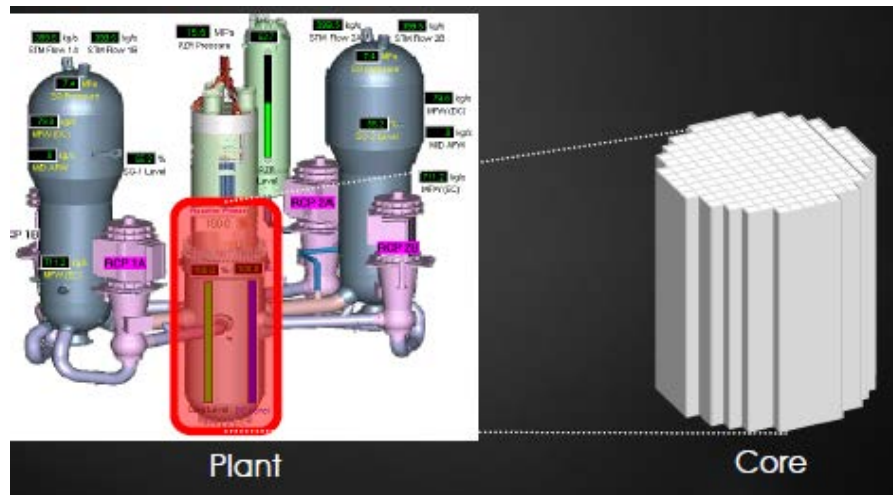
1. Práctica 1. Invitación de expertos
2. Práctica 2. Análisis de un diseño PWR: IAEA-TECDOC-815
3. Práctica 3. El simulador OIEA/NEL
4. Práctica 4. Fuentes de información NEA y OIEA.
5. Práctica 5. La librería JEFF-3.3.
6. Práctica 6. Procesamiento de la librería JEFF-3.3 con NJOY2016. Visualización de datos nucleares con el programa NEA/JANIS.
7. Práctica 7. Procesamiento de JEFF-3.3 en formato WIMSD
8. Práctica 8. Simulación con WIMSD5 de una celda y de un elemento combustible.
9. Práctica 9. Validación del código WIMSD5 y de las librerías de datos nucleares. Comparación con experimentos integrales de la base de datos ICSBEP.
10. Práctica 10. Evolución de la criticidad con el quemado del combustible.

Validación del simulador

1. Práctica 11. Seguimiento de parámetros de operación nominal con el simulador OIEA/NEL
2. Práctica 12. Primeras etapas de cálculo. Cálculo 2D de un núcleo PWR con el programa COBAYA
3. Práctica 13. Cálculo 3D de un núcleo PWR. Operación nominal con el programa SIMULA.
4. Práctica 14. Cálculo 3D de un núcleo PWR. Maniobras operacionales con la versión SIMTRAN del programa SIMULA.

- **Área de conocimiento:** Física de Reactores
⇒ muy importante para la Seguridad Nuclear
- **Objetivos de la asignatura:**
 - 1) Concebir, diseñar, crear y desarrollar un simulador de un reactor nuclear de agua a presión (PWR)
 - 2) Validar el simulador del reactor
 - 3) Implementar y operar el simulador

Objetivo de la Simulación: PWR de 1000 MWe



- Elemento de combustible
- Bancos de control
- Concentración de boro
- Refrigerante/moderador
- Estructuras internas del reactor

Figura: El simulador OIEA/NEL

❑ Neutrónica

- Transporte de neutrones en el elemento: Ordenadas discretas, Monte Carlo,...
- Difusión de neutrones en el núcleo 2D/3D: Ecuación de Difusión

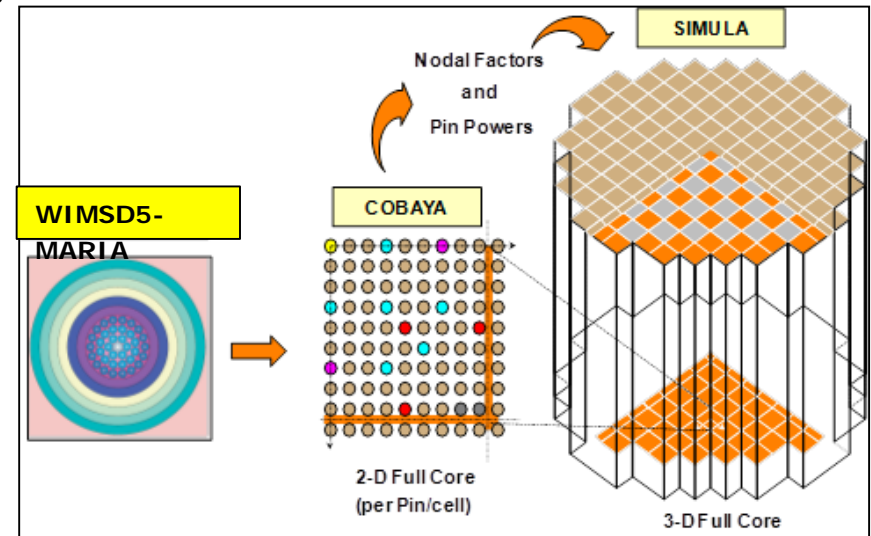
$$-\nabla \cdot D_g \nabla \phi_g + \Sigma_{a,g} \phi_g = \frac{\chi_g}{k_{eff}} \sum_{g'} \nu \Sigma_{f,g'} \phi_{g'} + \sum_{g'} \Sigma_{s,g' \rightarrow g} \phi_{g'}$$

- Resolución numérica: ϕ (n/cm².s)
⇒ Potencia de fisión

❑ Termohidráulica:

⇒ Extracción de calor de fisión: refrigerante

❑ Quemado del combustible



Referencia: JEFDOC-1917: "Upgraded SEANAP-PWR core simulator with JEFF-3.3: Impact of Nuclear Data Uncertainties for PWR cycle operation", JEFF Meeting, April 2017

Módulo A

30 horas en 7 semanas en el
SEGUNDO SEMESTRE

(TRABAJOS 1-4) de:
Sesiones presenciales de
clase de trabajo práctico del
“grupo” con la supervisión del
profesor para servir de apoyo
y resolver dudas sobre los
trabajos seleccionados

Implementación y operación del simulador.

- PROPUESTA DE TRABAJOS DE LA ASIGNATURA.
 - Cada grupo debe escoger un trabajo para desarrollar en el segundo semestre del curso
1. **TRABAJO 1.** Optimización del simulador mediante el análisis de diversas hipótesis utilizadas: modelos de cálculo y simplificaciones en la modelización.
 2. **TRABAJO 2.** Generación de nuevas bases de datos para el simulador. Validación del simulador utilizando datos de operación real de un reactor.
 3. **TRABAJO 3.** Optimización de la operación de un determinado ciclo de operación del reactor mediante criterios económicos y de seguridad nuclear.
 4. **TRABAJO 4.** Introducción a la metodología de propagación de incertidumbres. Aplicación de la propagación de incertidumbres de datos nucleares y datos tecnológicos en el diseño del reactor mediante la técnica de Monte Carlo.

- SEANAP system has been developed and implemented as an on-line simulator ~36 cycles of three PWRs (Vandellós-II, Ascó-I and Ascó-II)
 - **Every 5 minutes, continuous operational surveillance:** boron concentration, reaction rates at the excore detectors, A.O., temp. at the location of thermocouples, temperatures at hot legs...
 - **Every month** incore flux maps: Incore/excore calibrations
 - **Planning of Optimal Maneuvers, Dynamic Core Analysis** for safety and training for plant engineers and operators

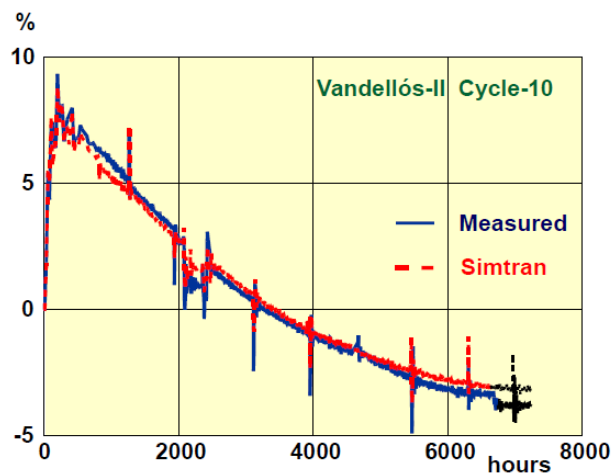


Figure: Delta-I of Incore Power as Measured and Calculated by SIMTRAN on-line

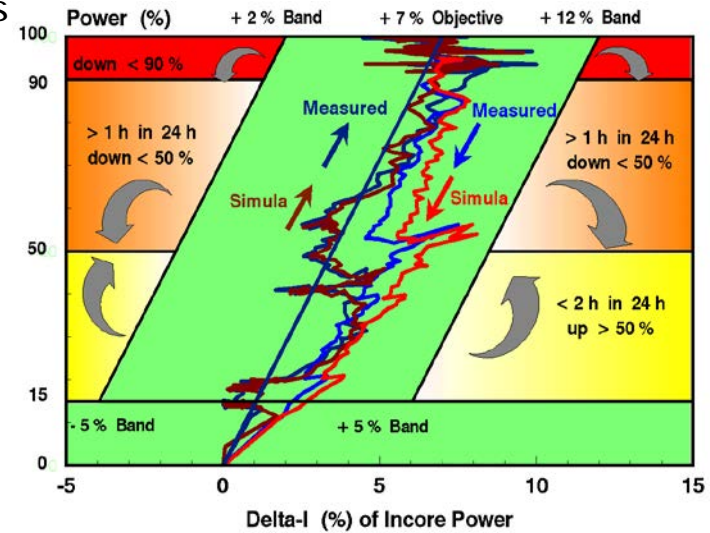


Figure: Measured and Simulated Power vs Delta-I in return to Power after a Short Shutdown

- Con qué precisión podemos calcular la distribución del flujo neutrónico, las tasas de reacción, el inventario isotópico, la radiactividad, la tasa de dosis, el calor residual, la reactividad,?

- Transporte de neutrones y evolución isotópica: Importancia de los datos nucleares

Boltzmann: Neutron transport

$$\frac{1}{v} \frac{\partial f}{\partial t} + \Omega \cdot \nabla f + \Sigma_T f = S + \int_{dE' d\Omega'} f(E', \Omega') \Sigma_{s(E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega)}$$

$$S = S_{PF} + S_{dn} + S_{\alpha n} + S_{ext}$$

$$S_{PF} = \sum_i N_i \int_{dE'} f(E') \bar{v}_i(E') \sigma_{F,i}(E') f_{P,i}(E', E)$$

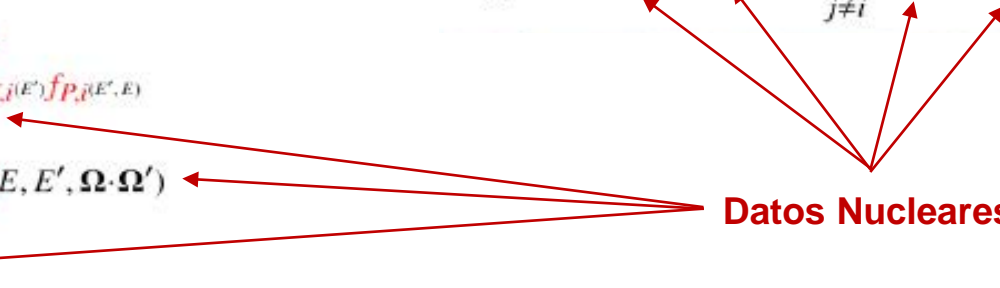
$$\Sigma_{s(E \rightarrow E', \Omega \rightarrow \Omega')} = \sum_i N_i \frac{d^2 \sigma_{s,i}}{dE' d\Omega'}(E, E', \Omega, \Omega')$$

$$\Sigma_T = \sum_i N_i \sigma_{T,i}$$

Bateman: Nuclide evolution

$$\frac{dN_i}{dt} = -\lambda_i N_i - r_i N_i + \sum_{j \neq i} \{ \lambda_{j \rightarrow i} + r_{j \rightarrow i} \} N_j$$

Datos Nucleares



- Cuál es el coste de la falta de exactitud de estas predicciones?**
 - Márgenes de seguridad muy conservadores: reactividad, distribución de potencia, coeficientes de reactividad, quemado del combustible,
 - Límites de seguridad establecidos mediante costosos experimentos integrales

Módulos B y C
(30 horas)

15. Sostenibilidad y responsabilidad Social (15 horas)

16. Trabajo en equipo, Comunicación y Creatividad (15 horas)

Primer semestre

- ❑ Las clases impartidas en este primer semestre incluyen sesiones de 2 horas de lección magistral y 2 horas de ejercicios computacionales.
 - Esta parte práctica de ejercicios computacionales es muy importante para la concepción, diseño, programación y desarrollo del simulador
- ❑ En esta primera fase, el trabajo realizado en clase por el alumno será suficiente para seguir la asignatura. No siendo necesario actividades extras fuera del horario lectivo.
- ❑ La asignatura se ha concebido para que pueda ser cursada por alumnos de todas las especialidades del Grado de Ingeniería en Tecnologías Industriales. En las clases teóricas, se introducirán los principios básicos de la ingeniería y la tecnología nuclear suficientes para el buen desarrollo de la asignatura.
 - Para los alumnos que no han cursado la especialidad de Técnicas Energéticas se les facilitará el material complementario necesario para seguir la asignatura

Segundo semestre

- ❑ El trabajo de la asignatura será un trabajo en equipo
 - Los alumnos, con la supervisión del profesor, se plantearán una serie de trabajos de interés para la comunidad internacional. Los equipos deberán poner la máxima creatividad para dar su respuesta a estos temas.
- ❑ Estos grupos se crearán para fomentar el trabajo multidisciplinar, y conseguir una organización planificada y más eficaz.
 - Exposición semanal de cada equipo: logros conseguidos y planificación de trabajo
 - En esta fase, los alumnos deberán realizar un trabajo adicional durante la semana
- ❑ Seguimiento del trabajo ... tutorías individuales o colectivas, y utilizando las herramientas de comunicación más adecuada (mail, chat, Skype, o presencial).
- ❑ Trabajo final de la asignatura: poster y una presentación oral
 - Los mejores trabajos sobre aspectos relevantes en datos nucleares, serán presentados en la reunión internacional JEFF - Nuclear Data Week

La clase:

- Las clases magistrales y las computacionales ... en Aula no-informática
- Los alumnos deben disponer de portátil ... por cada dos alumnos
- Todos los programas de simulación utilizados podrán ser ejecutados en ordenadores portátiles con sistema Windows con acceso a internet
- Los programas de cálculo podrán ser copiados por los alumnos, aunque para algunos de estos programas, se facilitará a los alumnos un acceso con clave restringida

Documentación:

- Presentaciones pptx:** Aulaweb – Indusnet, ...
- Ejercicios y sesiones prácticas:** Dropbox (oscar.cabellos@upm.es),...

Curso 2018-2019:

- 1) Nuclear Data Activities at NEA (**NEA/DB, F. Michel-Sendis**)
- 2) Introduction to IAEA Nuclear Data Service and introduction to EXFOR Library-Mother of all libraries (**IAEA, N. Otsuka**)
- 3) Introduction into the field of nuclear data evaluation and Recent developments in the field of nuclear data evaluation (**TUW, H. Leeb**)
- 4) Experience in the Use and Development of Simulators (**TECNATOM, I. Parrado**)
- 5) BEACON Core Monitoring System (**ENUSA, J. Herrero**)
- 6) Development of the SEANAP simulator (**UPM, C. Ahnert**)
- 7) PWR - Interactive Graphic Simulator (**UPM, D. Piedra**)

❑ **Material complementario para alumnos que no cursaron GITI/Tec. Energéticas**

DIES, J.; PUIG, F.; PEREIRA, C.; "Nuclear Reactor Physics Multimedia"
(languages: Chinese, English, French, Spanish, and Russian)
v. 6, 800 slides, E-book, Barcelona, Spain, 2016.

<http://elearning.iaea.org/multimedia-nuclear-reactor-physics>



NEUTRON MULTIPLICATION IN A NUCLEAR REACTOR

Another definition of the multiplication factor k can be expressed in terms of a balance:

$$k = \frac{\text{neutron production rate in the reactor}}{\text{neutron loss rate (absorption + leakage) in the reactor}} = \frac{P(t)}{L(t)} \quad (2)$$

In this way lifetime of the free neutron (l) can be defined, being equal to:

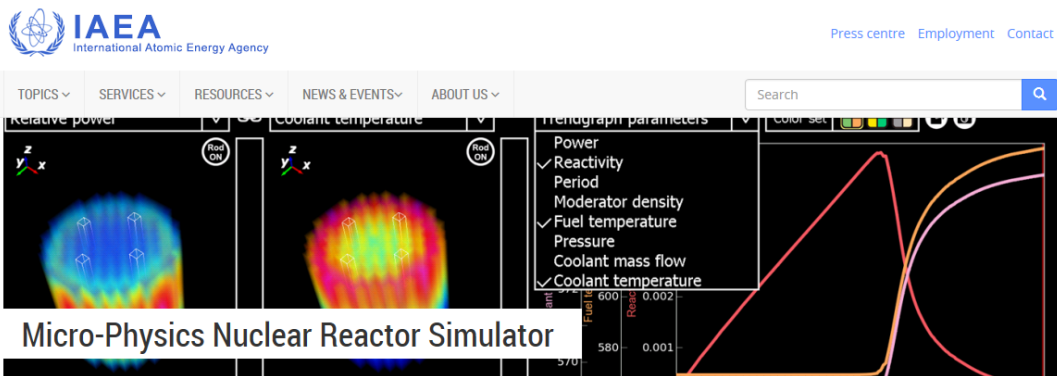
$$l = \frac{N(t)}{L(t)} \quad (3)$$

where $N(t)$ is the total population of neutrons in the reactor at time t .



❑ Micro-Physics Nuclear Reactor Simulator (Nuclear Engineering, Ltd. (NEL), Japan, 2014)

<https://www.iaea.org/topics/nuclear-power-reactors/nuclear-reactor-simulators-for-education-and-training/micro-physics-nuclear-reactor-simulator>



The screenshot shows the IAEA website interface for the Micro-Physics Nuclear Reactor Simulator. The main display area features two 3D visualizations of a reactor core, a list of parameters to monitor (Power, Reactivity, Period, Moderator density, Fuel temperature, Pressure, Coolant mass flow, Coolant temperature), and a graph showing the transient behavior of these parameters. The graph plots Power (red line) and Reactivity (orange line) against time, showing a sharp increase in power and reactivity during a transient event.

Micro-Physics Nuclear Reactor Simulator

The Micro-Physics Nuclear Reactor Simulator was developed by Nuclear Engineering, Ltd. (NEL), in Japan, in 2014, as a platform for analysis and visualization of behaviour of the nuclear reactor core from the viewpoint of reactor physics, fuel performance and thermal-hydraulics. The simulator is mainly used as an educational tool.

The Micro-Physics simulator operational specifics are listed as follows:

- The simulator provides visualizations of calculations performed with the neutronics code, RAMBO-T, developed by NEL that is built in the simulator. The RAMBO-T solves two group neutron diffusion equation in 3D for analysis of a generic two loop type PWR core in stationary and transient conditions.
- Visualization of depletion calculations of the core and transient calculations are available
- The transient conditions that can be simulated include:
 - Abnormal Control Rods Withdraw at Hot Zero Power
 - Control Rods Withdrawal at Hot Full Power
 - Loss of Flow Accident (LOFA)
 - Main Steam Line Break (MSLB)
- The well designed Graphical User Interface (GUI) allows for ease use of the simulator
- Severe accidents modeling is not available in this simulator

Related resources

- ◻ Nuclear Power Reactors
- ◻ Nuclear Reactor Simulators for Education and Training
- ◻ Developer

Contact

- ✉ Simulators Contact Point

Nuclear Engineering, Ltd.

<https://sims.neltd.co.jp>

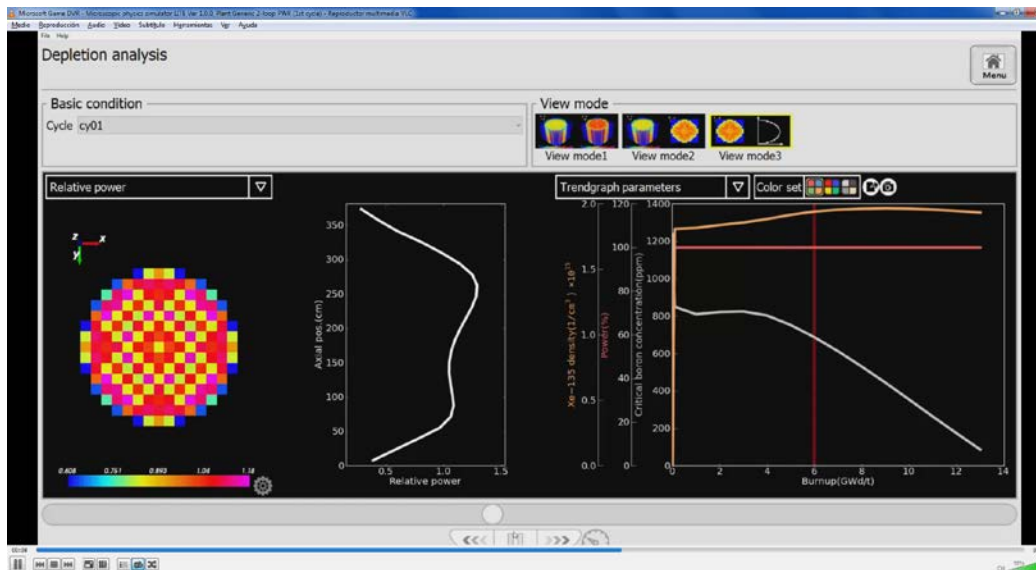
❑ Cambios de la reactividad del reactor

○ Sistema de control

- ❖ Bancos de control
- ❖ Boro disuelto en el refrigerante
- ❖ Gadolinio en el combustible

○ Coeficientes de reactividad

- ❖ Temperatura del combustible
- ❖ Temperatura del moderador
- ❖ Efecto del quemado
- ❖ Efecto de la concentración de boro



NOTA: [Click para ver la película](#)

Figura: El simulador OIEA/NEL

Individual: 30% (calificación por las actividades del primer semestre)

- 1) **Cuestionarios tipo test (individual)** durante las sesiones prácticas del primer semestre para valorar la capacidad de destreza del uso de las herramientas de simulación.
- 2) **Memoria del Simulador.** Breve manual del simulador, que incluya sus especificaciones técnicas. ENTREGA en formato digital y **por grupo** tras finalizar el primer semestre.

Grupo: 70% de la calificación (trabajo en equipo)

- 1) **Memoria de selección de trabajo.** Antecedentes y objetivos del trabajo. ENTREGA en formato digital y por grupo tras el primer mes del segundo semestre.
- 2) Documentación de **actividades semanales.** Informe “individual/grupo” muy breve de las actividades semanales dedicadas al proyecto como parte del equipo al que pertenece el alumno. ENTREGA en formato digital y con periodicidad semanal
- 3) **Memoria del proyecto.** Memoria final – Poster, incluyendo los aspectos más relevantes del trabajo, resultados y bibliografía. ENTREGA en formato digital por grupo a fin de curso. Presentación ORAL del trabajo.

1. Poster A0 – Fin de trabajo

2. Para el mejor trabajo sobre datos nucleares... presentación oral en la reunión semestral de la JEFF - Nuclear Data Week a finales de abril, en París!!!

International Conference on Nuclear Data for Science and Technology ND2013 – New York (USA), March 4-8, 2013

Processing and validation of JEFF3.1.2 cross-section library into various formats: ACE, PENDF, GENDF, MATXS and BOXER

O. Cabellos
oscar.cabellos@upm.es
Department of Nuclear Engineering, Universidad Politécnica de Madrid, Spain

1. INTRODUCTION

- In February 2012, the JEFF-3.1.2 General Purpose Incident Neutron Library is released which contains 115 updated material files since JEFF-3.1.1. This new release includes incident neutron data for 381 materials from ^1H to ^{249}Fm , including important light nuclei, structural materials, fission products, control rod materials and burnable poisons, all major and minor actinides
- This library is processed with the NJOY99.364 nuclear data processing system plus some specific updates required for correct processing. The NJOY99 modules used are: MODER, RECONR, BROADR, HEATR, GASPR, PURR, ACER, GROUPL, MATXS, ERRORR, COVR and VIEWR
- To cover a large number of applications with MCNP, the library has been processed in ACE format at a wide range of temperatures: 293.8, 300, 400, 500, 600, 700, 800, 900, 1000, 1200 and 1800 Kelvin degrees
- In addition, it has been processed the Thermal Scattering JEFF-3.1.1 Library for Hydrogen bound in polyethylene, water and ZrH; Graphite, D bound in D2O and Be
- The library has undergone strict Q&A procedures
- Results of the Q&A procedure are documented in a complete report distributed together with the ENDF and ACE files by NEA Data Bank

2. Processing ENDF to ACE format

- The JEFF-3.1.2 evaluated nuclear data file has been processed using NJOY-99.364 with some additional updates

```

    graph TD
      NJOY --> MODER
      MODER --> RECONR
      RECONR --> PURR
      PURR --> BROADR
      PURR --> HEATR
      PURR --> GASPR
      BROADR --> THERMR
      HEATR --> ACER["ACER (check ACE file)"]
      GASPR --> ACER
      THERMR --> ACER
  
```

Figure 1. NJOY processing sequence for ACE-format neutron library

3. Quality Assurance procedure

- Checking NJOY output messages for each nuclide
 - Compiling warnings and messages from NJOY
 - Processed files with PTs with negative cross section values cannot be allowed and the library file are re-processed without PTs
- Q&A with ACELST code
- Comparison between JEFF-3.1.2 and ENDFB-VII.1
- A criticality validation suite taken from the ICSBEP-2010 is used to assess JEFF-3.1.2 in criticality calculation

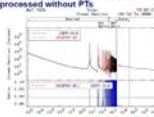


Figure 2. Comparison of $^{191}\text{Cf}(k_{\text{inf}})$ between JEFF-3.1.2 and ENDFB-VII.1

4. Validation

- An extensive (119) criticality validation suite (ICSBEP-2010) is used to assess the overall performance of JEFF-3.1.2

Table 2. Summary of Criticality Validation Suite with differences larger than two times the experimental standard deviation

CASE	Reactor	Material	ICSBEP Benchmark Name	Benchmark	ENDFB-VII.1 [1]	JEFF-3.1.2 [2]
Fast	Unreflected	HEU	u233-mat-fast-001	1.00040-0010	0.9965-0.0000	1.00040-0000
			u233-mat-fast-002-CASE_2	1.00020-0011	1.0000-0.0000	1.00020-0000
			u233-mat-fast-003-CASE_1	1.00040-0010	0.9999-0.0000	1.00040-0000
			u233-mat-fast-003-CASE_2	1.00040-0010	0.9999-0.0000	1.00040-0000
			u233-mat-fast-008	1.00040-0014	0.9999-0.0000	1.00040-0000
			u233-mat-fast-004-CASE_1	1.00040-0027	0.9999-0.0000	1.00040-0000
	Reflected	Tungsten	u233-mat-fast-004-CASE_2	1.00040-0028	0.9999-0.0000	1.00040-0000
			u233-mat-fast-009	1.00040-0012	0.9999-0.0000	1.00040-0000
			u233-mat-fast-010	1.00040-0015	0.9999-0.0000	1.00040-0000
			u233-mat-fast-011	1.00040-0016	0.9999-0.0000	1.00040-0000
			u233-mat-fast-012	1.00040-0017	0.9999-0.0000	1.00040-0000
			u233-mat-fast-013	1.00040-0018	0.9999-0.0000	1.00040-0000
Fast	Beryllium	u233-mat-fast-010-corr1	1.00040-0016	0.9999-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-011-corr1	1.00040-0017	0.9999-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-012-corr1	1.00040-0018	0.9999-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-013-corr1	1.00040-0019	0.9999-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-014-corr1	1.00040-0020	0.9999-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-015-corr1	1.00040-0021	0.9999-0.0000	1.00040-0000	
	Water	u233-mat-fast-016-corr1	1.00040-0022	0.9999-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-017-corr1	1.00040-0023	0.9999-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-018-corr1	1.00040-0024	0.9999-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-019-corr1	1.00040-0025	0.9999-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-020-corr1	1.00040-0026	0.9999-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-021-corr1	1.00040-0027	0.9999-0.0000	1.00040-0000	
Intermediate	Graphite	u233-mat-inter-006-corr1	1.00170-0000	1.0000-0.0004	1.00170-0000	
		u233-mat-inter-006-corr2	1.00170-0000	1.0000-0.0004	1.00170-0000	
		u233-mat-inter-006-corr3	1.00170-0000	1.0000-0.0004	1.00170-0000	
		u233-mat-inter-006-corr4	1.00170-0000	1.0000-0.0004	1.00170-0000	
		u233-mat-inter-006-corr5	1.00170-0000	1.0000-0.0004	1.00170-0000	
		u233-mat-inter-006-corr6	1.00170-0000	1.0000-0.0004	1.00170-0000	
	Duranium	u233-mat-inter-006-corr7	1.00170-0000	1.0000-0.0004	1.00170-0000	
		u233-mat-inter-006-corr8	1.00170-0000	1.0000-0.0004	1.00170-0000	
		u233-mat-inter-006-corr9	1.00170-0000	1.0000-0.0004	1.00170-0000	
		u233-mat-inter-006-corr10	1.00170-0000	1.0000-0.0004	1.00170-0000	
		u233-mat-inter-006-corr11	1.00170-0000	1.0000-0.0004	1.00170-0000	
		u233-mat-inter-006-corr12	1.00170-0000	1.0000-0.0004	1.00170-0000	
Fast	Duranium	u233-mat-fast-022-corr1	1.00040-0028	1.0000-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-023-corr1	1.00040-0029	1.0000-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-024-corr1	1.00040-0030	1.0000-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-025-corr1	1.00040-0031	1.0000-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-026-corr1	1.00040-0032	1.0000-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-027-corr1	1.00040-0033	1.0000-0.0000	1.00040-0000	
	Thermal U	u233-mat-fast-028-corr1	1.00040-0034	1.0000-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-029-corr1	1.00040-0035	1.0000-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-030-corr1	1.00040-0036	1.0000-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-031-corr1	1.00040-0037	1.0000-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-032-corr1	1.00040-0038	1.0000-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-033-corr1	1.00040-0039	1.0000-0.0000	1.00040-0000	
Fast	Thermal U	u233-mat-fast-034-corr1	1.00040-0040	1.0000-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-035-corr1	1.00040-0041	1.0000-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-036-corr1	1.00040-0042	1.0000-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-037-corr1	1.00040-0043	1.0000-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-038-corr1	1.00040-0044	1.0000-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-039-corr1	1.00040-0045	1.0000-0.0000	1.00040-0000	
	Thermal U	u233-mat-fast-040-corr1	1.00040-0046	1.0000-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-041-corr1	1.00040-0047	1.0000-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-042-corr1	1.00040-0048	1.0000-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-043-corr1	1.00040-0049	1.0000-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-044-corr1	1.00040-0050	1.0000-0.0000	1.00040-0000	
		u233-mat-fast-045-corr1	1.00040-0051	1.0000-0.0000	1.00040-0000	
Thermal	Unreflected	Water	u233-sol-inter-001-corr1	1.00040-0052	1.0000-0.0000	1.00040-0000
			u233-sol-inter-001-corr2	1.00040-0053	1.0000-0.0000	1.00040-0000
			u233-sol-inter-001-corr3	1.00040-0054	1.0000-0.0000	1.00040-0000
			u233-sol-inter-001-corr4	1.00040-0055	1.0000-0.0000	1.00040-0000
			u233-sol-inter-001-corr5	1.00040-0056	1.0000-0.0000	1.00040-0000
			u233-sol-inter-001-corr6	1.00040-0057	1.0000-0.0000	1.00040-0000
	Unreflected	Water	u233-sol-therm-001-corr1	1.00040-0058	1.0000-0.0000	1.00040-0000
			u233-sol-therm-001-corr2	1.00040-0059	1.0000-0.0000	1.00040-0000
			u233-sol-therm-001-corr3	1.00040-0060	1.0000-0.0000	1.00040-0000
			u233-sol-therm-001-corr4	1.00040-0061	1.0000-0.0000	1.00040-0000
			u233-sol-therm-001-corr5	1.00040-0062	1.0000-0.0000	1.00040-0000
			u233-sol-therm-001-corr6	1.00040-0063	1.0000-0.0000	1.00040-0000

5. Conclusion

- For criticality calculations, the expanded suite of 119 criticality benchmarks provides a general indication of the overall performance of JEFF-3.1.2
- ENDF library, processed library, NJOY inputs and documentation are distributed by NEA Data Bank upon request

References:
[1] R.D. Mosteller et al., LA-UR-11-00240 (2011)
[2] O.Cabellos, JEFF/DOC-1436 (2012)

2019 INGENIA-NUCLEAR !!!



Seminario “BEACON Core Monitoring System”
(**ENUSA, J. Herrero**)



Seminario “Introduction to IAEA Nuclear Data Service and introduction to EXFOR Library-Mother of all libraries” (**IAEA, N. Otsuka**)

Comparison of JEFF-3.3 and ENDF/B-VIII.0 in PWR simulations

A. Alonso, E. de la Fuente, et al. **(Grupo INGENIA)**
MASTER IN INDUSTRIAL ENGINEERING
E.T.S. de Ingenieros Industriales
Universidad Politécnica de Madrid (UPM), Madrid, Spain

O. Cabellos
Universidad Politécnica de Madrid (UPM), Madrid, Spain
E-mail: oscar.cabellos@upm.es

1. Course "INGENIA" at ETSII/UPM

- What 'INGENIA' course is?
- INGENIA: "PWR Design and Simulation"
- Conferences and Lectures in our 'INGENIA-NUCLEAR'
- Main Activities in our 'INGENIA-NUCLEAR'

2. Update and Optimization of SEANAP System

- Applying WLUP procedures to generate WIMS-D libraries: JEFF-3.3 and ENDF/B-VIII.0
- Benchmarking and Validation: WLUP Benchmark suite
- Upgraded SEANAP system with new data libraries

3. Validation of SEANAP System: Comparison with Design and Measurements

- Values: Critical Boron Concentration, A.O., Assembly Power Distributions, ...
- Extended validation: more PWRs and more cycles
- Example of simulation of Operational Maneuvers: Impact of Nuclear Data

4. Uncertainty Propagation of ND in PWRs

- SANDY - SEANAP methodology
- Uncertainty Quantification (UQ) applied for:
 - Core Measurements
 - An example of operational maneuvers

5. Conclusion

Experiencia de datos nucleares en simulaciones PWR

F. Burón, S. López et al. **Grupo INGENIA**

MASTER IN INDUSTRIAL ENGINEERING

E.T.S. de Ingenieros Industriales

Universidad Politécnica de Madrid (UPM), Madrid, Spain

O. Cabellos

Universidad Politécnica de Madrid (UPM), Madrid, Spain

E-mail: oscar.cabellos@upm.es

1. Ideas sobre Datos Nucleares aplicados en LWRs

- ❑ Cuál es el TARGET u objetivo de los cálculos en LWRs ?
- ❑ Qué son los errores de compensación en los datos nucleares ?
- ❑ Qué tipos de incertidumbres tienen los datos nucleares ?
- ❑ Qué necesidades existen de DNs en LWRs?
- ❑ Qué librerías se han distribuido recientemente ?

2. Scheme of the PWR Core Analysis SEANAP System

3. Calculations using SEANAP System

- ❑ Core Measurements: Measured Boron Concentrations (ppm)
- ❑ Example of Operational Maneuver: "to recover HFP after a reactor trip with 12 hours at HZP"
- ❑ Example of simulation of Operational Maneuvers: Impact of Nuclear Data

4. Propagación de incertidumbres de DNs: SANDY methodology - "Random files"

- ❑ U&Q for Core Measurements: Measured Boron Concentrations (ppm)

Acknowledgments



Jornada de presentación de los proyectos realizados por estudiantes del Máster de Ingeniería Industrial y del Máster de Ingeniería de Organización



Programación 25 Junio

- 10:00** Gala presentación
Salón de actos
- 12:00** Demostración
Sala de la Máquina
- 14:00** Fin de Jornada



ETSII - Calle de José Gutiérrez Abascal, 2.

Síguenos en



7. INGENIERANDO UN SISTEMA ELÉCTRICO

Coordinador: Jaime Rodríguez y Rosa M^a de Castro (jarribas@etsii.upm.es y rosanaria.decastro@upm.es)
Simulación por ordenador a nivel micro y macroscópico de los materiales del futuro

8. COMPUTER AIDED ENGINEERING

Coordinador: Katerina Fotinopoulou (kfoteno@etsii.upm.es)
Proyectos de investigación en laboratorio

14. INGENIERÍA ACÚSTICA

Coordinador: Guillermo Arcas (g.dearcas@upm.es)
Introducción a la ingeniería acústica de manera práctica

9. PROYECTO DE MÁQUINAS

Coordinador: Juan Manuel Muñoz Guíjosa (jmguijosa@etsii.upm.es)
Diseño y fabricación de prototipos electromecánicos

10. DISEÑO EN BIOINGENIERÍA & MEDTECH

Coordinador Bioingeniería: Andrés Díaz Lantana (andres.diaz@upm.es)
Coordinador MEDTECH: Luis Ballesteros (luisignacio.ballesteros@upm.es)
Desarrollo de dispositivos médicos desde su diseño hasta su fabricación y ensayo.

12. SISTEMAS DE FABRICACIÓN LÁSER Y DETECCIÓN ÓPTICA

Coordinador: Miguel Morales Furió (miguelmorales@upm.es)
Desarrollo de sistemas de fabricación láser, utilizando técnicas propias del ámbito de la industria



11. FÓRMULA SAE

Coordinador: Javier Pérez Ayuso (franciscojavier.paez@upm.es)
Diseño, fabricación ensayo y demostración de componentes orientados a la mejora del vehículo FSAE de UPM Racing

6. INGENIERÍA DE SISTEMAS

Coordinador: Ricardo Sanz (ricardo.sanz@upm.es)
Diseño e implementación de sistemas basados en modelos SysML para el desarrollo de un sistema UAV/drone

5. PROYECTO DE PLANTAS INDUSTRIALES

Coordinador: Juan Manuel Vargas (jm.vargas@upm.es)
Desarrollo de una planta cervecera

4. VIDEOJUEGOS Y SIMULADORES

Coordinador: José María Cabanellas Becerra (jmcabanelas@etsii.upm.es)
Creación de videojuegos en Unity3D

13. MOTOR-GEN

Coordinador: Jesús Casanova y Rubén Abbas (jesus.casanova@upm.es y ruben.abbas@upm.es)
Diseño y construcción de un motor de aire comprimido a alta temperatura

3. REACTOR NUCLEAR DE AGUA A PRESIÓN

Coordinador: Óscar Cabellos (oscar.cabellos@upm.es)
Diseño y simulación de reactor nuclear de agua a presión

2. SMART-ETSII

Coordinador: Jorge Portilla (jorge.portilla@upm.es)
Diseño y construcción de dispositivos electrónicos que mejoren la comodidad de la ETSII

1. DISEÑO DE PRODUCTOS PARA LA VIDA COTIDIANA

Coordinador: M^a Luisa Martínez Muneta (luisa.mtmuneta@upm.es)
Diseño de productos para mejorar la vida de personas con pocos recursos



12. Referencias internacionales del curso Ingenia-Nuclear

"This is excellent work both in terms of education and in terms of contribution to our field.

The study of the performance of the new nuclear data libraries JEFF-3.3 and ENDF/B-VIII.0 for operational parameters of a typical PWR with the code system SEANAP provides a first important step in validating these libraries for important nuclear energy applications. It would be very beneficial if this validation step could be carried out prior to release of the JEFF-4 nuclear data library so that we can facilitate the acceptance of this library with industry, technical support organisations and regulators.

*The **INGENIA course** is an outstanding example of higher education in which students are actively and successfully engaged at the frontline of research and development in the field of nuclear energy and the domain of nuclear data development for science and technology.*

My congratulations for this interesting and successful program for education."

Arjan PLOMPEN
Head of Unit Standards for Nuclear Safety, Security & Safeguards.
Chair of the OECD/NEA JEFF Project
European Commission - Joint Research Centre (JRC), Belgium

12. Referencias internacionales del curso Ingenia-Nuclear

"The provision of well-trained scientists and engineers is one of the major challenges that the development and deployment of present and future nuclear energy technologies will be facing.

*Enrolling in the **INGENIA course** will provide you with a unique overview of the many aspects in the design and simulation of light water reactors, delivered by international experts. More importantly, it will provide a solid foundation to develop your future expertise and network as a nuclear engineer.*

Congratulations for the work that UPM is doing in connecting the experts of today with the experts of tomorrow."

Franco MICHEL-SENDIS
Head of Nuclear Data Services
OECD/NEA Data Bank, France

12. Referencias internacionales del curso Ingenia-Nuclear

*"This **INGENIA course** represents a very good mix of different activities of the “nuclear life cycle”. The students can then have a view on various aspects, presented by specialists.*

It is very important and vital to support such initiatives and the education of the young generation. I hope that this is a successful beginning of a long series of course.

Congratulations !."

Dimitri ROCHMAN
Reactor Physics and Thermal hydraulic Laboratory
Co-Chair of TENDL project
Paul Scherrer Institut (PSI), Switzerland

12. Referencias internacionales del curso Ingenia-Nuclear

*"With a series of lectures covering all aspects of a PWR design and delivered by renown experts in their fields, the **INGENIA course** is a great opportunity for any students who wants to have a clear and thorough understanding of nuclear science applied to reactors."*

Luca FIORITO
Reactor Physicist - author of SANDY code
SCK.CEN, Belgium

12. Referencias internacionales del curso Ingenia-Nuclear

"INGENIA course covers wide range of reactor engineering - from nuclear data to PWR simulation. It is very ambitious and attractive! Congratulations!"

Naohiko OTSUKA
Responsible for the International Network of Nuclear Reaction Data
Centres (NRDC) and EXFOR Database
IAEA/NDS, Austria