

# CAPACIDADES DEL SISTEMA DE CÓDIGOS SCALE PARA EL ANÁLISIS DE REACTORES RÁPIDOS AVANZADOS



**ANTONIO JIMÉNEZ-CARRASCOSA**  
Estudiante de doctorado  
UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID



**NURIA GARCÍA-HERRANZ**  
Profesora titular de Universidad  
UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID



**ÓSCAR CABELLOS**  
Catedrático de Universidad  
UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID

## INTRODUCCIÓN

El sistema de códigos SCALE, desarrollado por Oak Ridge National Laboratory (ORNL), se presenta como una potente herramienta para el estudio de la física de reactores gracias a su amplio e integrado conjunto de herramientas computacionales [1]. SCALE permite abordar gran variedad de análisis, desde cálculos de criticidad hasta cálculos de blindaje pasando por cálculos de quemado, calor residual o análisis de sensibilidad e incertidumbre. Desde hace más de 40 años, SCALE es empleado por reguladores, instituciones y centros de investigación de todo el mundo para diseño y análisis de sistemas nucleares. Desde la primera versión, liberada en 1980, sucesivas actualizaciones y modificaciones han derivado en la versión más reciente, SCALE 6.2.4, distribuida en 2020.

Teniendo en cuenta dichas capacidades, desde la Universidad Politécnica de Madrid (UPM) se ha seleccionado SCALE como herramienta fundamental para el análisis de la física de reactores. Una de las principales aplicaciones de SCALE está relacionada con la plataforma de simulación de reactores de agua ligera (LWR) [2]. En este caso, SCALE se utiliza para la generación de librerías de secciones eficaces homogeneizadas que alimentan posteriormente a COBAYA4, el simulador tridimensional de núcleo incluido en dicha plataforma. Por otro lado, SCALE ha sido también seleccionado como principal herramienta computacional para el análisis de reactores avanzados. Con ello, desde la UPM se ha contribuido al análisis de dichos reactores en el marco de diferentes proyectos de la Unión Europea durante prácticamente la última década. La Figura 1 presenta la evolución



**Figura 1.** Participación de la UPM en diferentes proyectos europeos y sistemas avanzados considerados.

temporal de estos proyectos, así como los diseños que se han abordado en cada uno de ellos.

En 2013 arrancaba el proyecto *Preparing ESNII for Horizon 2020* (ESNII+) [3], dedicado principalmente a desarrollar un amplio marco estratégico para los sistemas de fisión avanzados incluidos en el *European Sustainable Industrial Initiative* (ESNII). En esta iniciativa se consideran diversos sistemas, incluyéndose todos en la Generación IV de reactores nucleares. Desde la UPM se ha contribuido activamente al análisis de reactores como ASTRID o ALFRED, siendo ambos reactores de espectro neutrónico rápido refrigerados por metales fundidos, sodio en el primer caso y plomo en el segundo. SCALE fue ampliamente utilizado para cálculos neutrónicos de ambos reactores, especialmente el código de transporte neutrónico de Monte Carlo KENO-VI. Uno de los primeros pasos en la utilización de esta herramienta estuvo centrado en la caracterización neutrónica de ASTRID, incluyendo coeficientes de reactividad relevantes para la seguridad de este tipo de reactores, así como una extensiva comparación con otros códigos usualmente empleados en cálculos de física de reactores [4]. Muchos esfuerzos se dedicaron entonces al análisis del impacto de las incertidumbres asociadas a datos nucleares sobre los parámetros clave de ambos diseños, ASTRID [5] y ALFRED [6]. SCALE cuenta con el código TSUNAMI-3D, utilizado para este tipo de cálculos y del que posteriormente se hablará más en detalle.

Más tarde se inició el proyecto *Solving Challenges in Nuclear Data* (CHANDA) [7], cuyo principal objetivo era identificar las principales necesidades en el ámbito de los datos nucleares, incluyendo las relacionadas con el diseño de sistemas avanzados de fisión. En este caso, SCALE se empleó para estudiar el impacto de los datos nucleares y sus campos de mejora de cara al desarrollo, evaluación de seguridad y licenciamiento del reactor rápido refrigerado por plomo-bismuto MYRRHA [8]. Los isótopos y reacciones más relevantes en este diseño se identificaron como resultado de los análisis de sensibilidad realizados con TSUNAMI-3D para diferentes configuraciones del núcleo.

Más recientemente, en 2017, se lanzó el proyecto *European Sodium Fast Reactor – Safety Measures Assessment and Research Tools* (ESFR-SMART) [9]. Este proyecto nació con el objetivo de abordar un análisis de seguridad más exten-

sivo pero aplicado a un diseño específico, el reactor rápido refrigerado por sodio ESFR. La producción de nuevos datos experimentales, el estudio de la instrumentación, la calibración y validación de las herramientas computacionales utilizadas para todo tipo de análisis junto al estudio de las medidas de seguridad implementadas son los principales pilares del proyecto. Con ello, surgió un marco de trabajo donde aplicar SCALE de forma amplia y abordando gran variedad de análisis. La participación de la UPM en este proyecto ha permitido evaluar las capacidades de la herramienta SCALE para el análisis de reactores rápidos mediante la verificación con otros códigos y la validación respecto a datos experimentales.

Es de destacar que recientemente y gracias al interés creciente en los sistemas avanzados de fisión, SCALE y sus capacidades son objeto de evaluación para su aplicación a otro tipo de reactores innovadores. Especialmente relevantes son los trabajos que abordan aspectos relacionados con reactores de alta temperatura [10] o reactores de sales fundidas [11].

En este artículo se presenta una visión general acerca de las actividades llevadas a cabo en el marco del proyecto ESFR-SMART, contribuyendo a la caracterización neutrónica con el uso de SCALE. En primer lugar, se presentan de forma esquemática todas las herramientas computacionales empleadas pasando posteriormente a la presentación de los resultados más destacables como resultado de la participación en dicho proyecto.

## ESQUEMA DE CÁLCULO BASADO EN SCALE

Como se ha indicado anteriormente, SCALE proporciona un amplio conjunto de herramientas computacionales para una gran diversidad de aplicaciones. La Figura 2 presenta de forma simplificada los códigos empleados durante el proyecto ESFR-SMART que componen el esquema de cálculo seguido.

En primer lugar, y como paso previo al resto de aplicaciones, AMPX es el código encargado del procesamiento de datos nucleares [12]. SCALE proporciona ciertas librerías por defecto, pero el manejo del código AMPX se hace fundamental

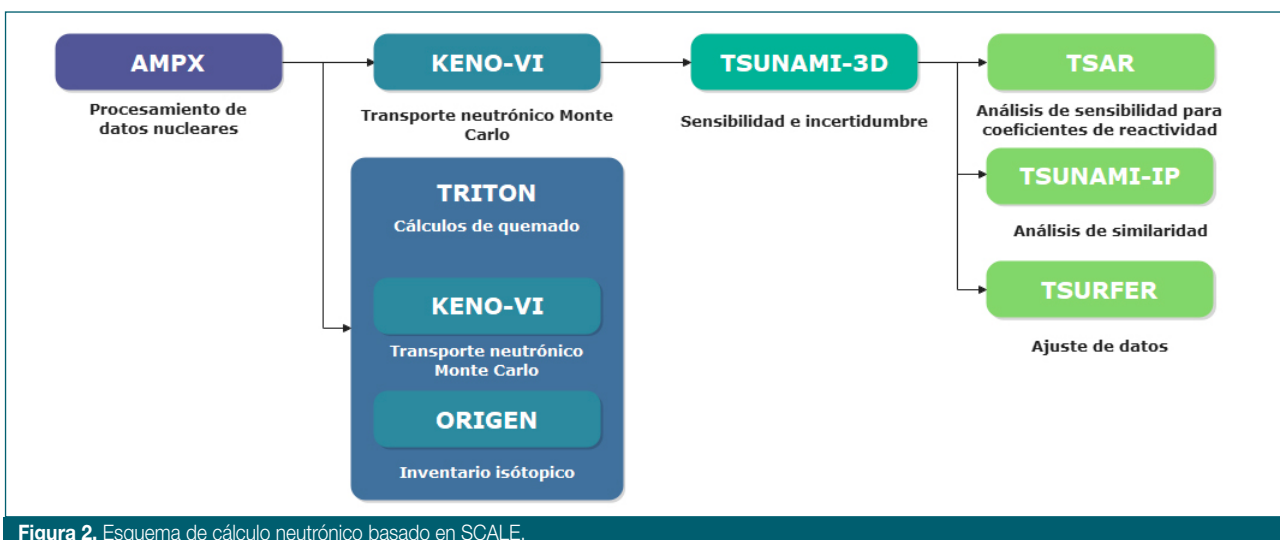


Figura 2. Esquema de cálculo neutrónico basado en SCALE.

si se quieren utilizar otras librerías de datos nucleares y matrices de covarianzas que pueden ser más adecuadas en función de la aplicación. Con esta información se alimentan posteriormente los códigos de transporte neutrónico incluidos en SCALE.

KENO-VI es el código de transporte neutrónico de Monte Carlo utilizado ampliamente durante el proyecto ESFR-SMART para la evaluación del comportamiento del ESFR. KENO-VI puede utilizarse con librerías en energía continua o en multigrupos y trabajar de forma independiente para cálculos de criticidad o de forma acoplada con el código de inventario isotópico ORIGEN para cálculos de quemado, integrados en la secuencia TRITON. TRITON ha sido empleado para cálculos de ciclos de operación y evaluación del combustible irradiado a final de ciclo. Esta información es de extrema importancia dado que permite caracterizar la evolución del calor residual en el núcleo, para lo que se ha utilizado ORIGEN de forma independiente.

Dentro de las metodologías de cálculos de sensibilidad incluidas en SCALE, TSUNAMI-3D es la más conocida y permite cuantificar la sensibilidad del factor de multiplicación ( $k_{eff}$ ) a los distintos isótopos y reacciones. La combinación de los coeficientes de sensibilidad proporcionados junto con las matrices de covarianzas generadas con AMPX en el primer paso del esquema permiten evaluar la incertidumbre asociada a cualquier parámetro integral debida a las incertidumbres de los datos nucleares.

Por último, son varios los módulos que pueden utilizarse en el ámbito de la cuantificación de incertidumbres debida a los datos nucleares. TSAR es el encargado de proporcionar coeficientes de sensibilidad asociados a coeficientes de reactividad (como el coeficiente de vaciado de sodio o el coeficiente Doppler). Por otro lado, TSUNAMI-IP se ha empleado para análisis de similitud y representatividad a partir de los coeficientes de sensibilidad de dos casos distintos, lo que ha permitido tanto el desarrollo de una metodología para predecir las correlaciones entre los coeficientes de reactividad, como la identificación de experimentos útiles para la aplicación de técnicas de asimilación de datos como la implementada en TSURFER. Con estas técnicas se persigue mejorar las predicciones computacionales y la incertidumbre asociada usando medidas experimentales.

## APLICACIÓN DE SCALE PARA EL ANÁLISIS DE REACTORES RÁPIDOS DE SODIO

A continuación, se ofrecen ejemplos concretos resultado de la aplicación de los distintos módulos presentados en la sección anterior para el análisis de reactores rápidos de sodio y, en particular, para el diseño ESFR.

### Procesamiento de librerías de datos nucleares

El procesamiento de los datos nucleares es el proceso de conversión de librerías de datos nucleares evaluadas (*Evaluated Nuclear Data Files* – ENDF) a librerías aptas para aplicación final como puede ser un cálculo de transporte neutrónico o de inventario isotópico. Como se ha indicado anteriormente, AMPX es el código de procesamiento de SCALE, encargado de producir las librerías de datos nucleares a utilizar poste-

riormente por el resto de módulos de la plataforma. Durante el proyecto ESFR-SMART, la librería JEFF-3.1 (*Joint Evaluated Fission and Fusion*) fue seleccionada como referencia para todos los cálculos neutrónicos dado que esta librería y sus siguientes versiones incorporan notables mejoras para el análisis de reactores de espectro rápido, fruto de los programas de desarrollo de reactores avanzados.

Dado que SCALE no contiene esta librería en su repositorio por defecto, su procesamiento ha de ser llevado a cabo por el usuario usando AMPX. En este sentido y en línea con uno de los objetivos del proyecto *Supplying Accurate Nuclear Data for energy and non-energy Applications* (SANDA) [13], desde la UPM se ha trabajado ampliamente con AMPX para incorporar las librerías JEFF en energía continua al esquema de cálculo basado en SCALE. En recientes trabajos se aborda el procesamiento y evaluación comparativa de las librerías JEFF-3.3 y JEFF-3.1.1 con AMPX utilizando un conjunto de 120 *benchmarks* de ICSBEP (*International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project*) [14]. Además, AMPX se ha utilizado para generar la librería de covarianzas asociada para los posteriores análisis de incertidumbre.

Estas librerías se han utilizado extensivamente durante el proyecto ESFR-SMART. Los resultados incluidos en siguientes secciones han sido principalmente obtenidos usando la librería JEFF-3.1.

## Caracterización neutrónica de reactores rápidos de sodio

Para la caracterización neutrónica del reactor ESFR se ha desarrollado un modelo heterogéneo tridimensional del núcleo del reactor, modelizando detalladamente cada uno de los elementos que lo configuran (Figura 3). Este diseño se trata de un reactor de 3600 MWth de potencia con dos regiones dentro del núcleo activo, una interna que consta de 216 elementos combustibles, y una externa que contiene 288. Los elementos combustibles de ambas regiones contienen una sección con combustible fisible enriquecido al 18 % en plutonio (zona amarilla y roja, respectivamente). En la zona inferior incluyen un *blanket* reproductor (zona azul), donde se produce Pu-239 a partir de U-238 aprovechando el espectro neutrónico rápido del reactor, y un *blanket* de acero (zona marrón). Se observan también las barras de control, un total de 36, que controlan la reactividad en el sistema. Una de las medidas de seguridad se localiza en la parte inmediatamente superior de la zona activa, donde se ubica un plenum de sodio. Esta sección favorece la inserción de reactividad negativa en el sistema en caso de que se reduzca la densidad del sodio y es un diseño habitual en reactores de este tipo, conocidos como conceptos low-void. El modelo lo completan 3 anillos reflectores que rodean la parte activa del núcleo.

KENO-VI ha sido empleado para la caracterización del núcleo en distintas condiciones de operación, tanto a inicio de vida [15] como a final de ciclo de operación [16], evaluándose parámetros como la reactividad, curva de inserción de barras de control, coeficientes de vaciado de sodio, constantes Doppler o coeficientes de expansión térmica.

No obstante, la toma de decisiones basada en simulaciones exige que el esquema computacional empleado (código + esquema de cálculo + datos de entrada asociados) sea previamente verificado y validado, aspectos que han sido abordados en el proyecto.

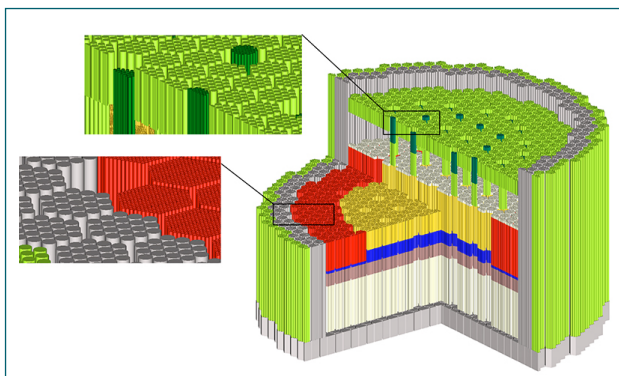


Figura 3. Modelo 3D en KENO-VI / SCALE del núcleo ESFR.

Con respecto a la verificación, la Figura 4 presenta los resultados obtenidos con diferentes herramientas para la reactividad nominal del núcleo, así como para los dos escenarios de vaciado de sodio que involucran al *sodium plenum* tanto de la zona interna del núcleo (*Void 3*) como la zona externa (*Void 4*). Se puede observar un buen acuerdo entre los 4 códigos de Monte Carlo involucrados, a saber, Serpent (HZDR), MCNP (CIEMAT y JRC), KENO-VI (UPM) y MORET (IRSN) dado que todos ellos predicen una reactividad que varía en un rango de 60 pcm. Así mismo, para los coeficientes de reactividad por vaciado de sodio también se obtienen resultados consistentes entre todos los códigos de Monte

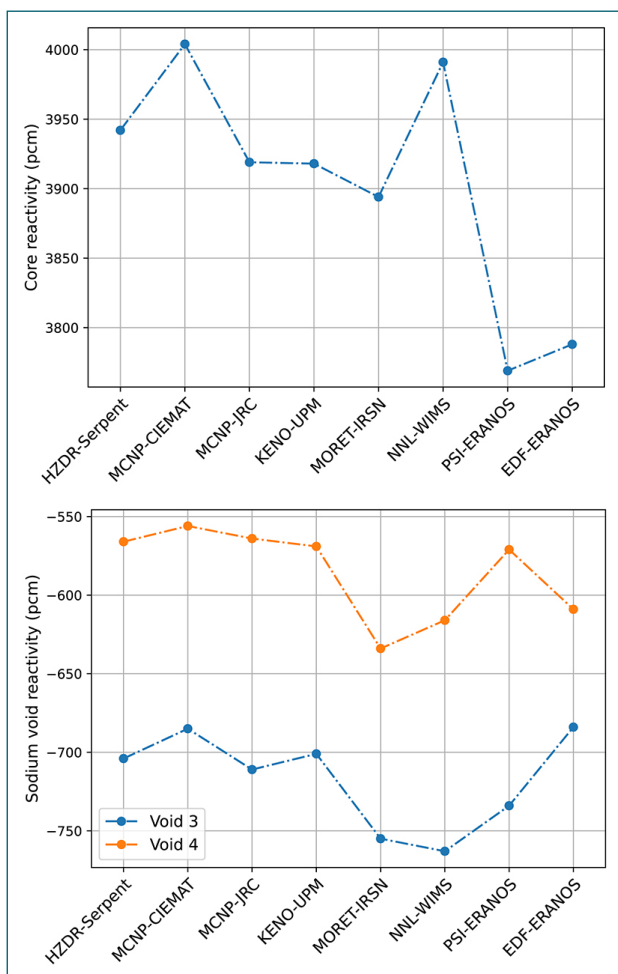


Figura 4. Reactividad del núcleo a inicio de vida y coeficientes de densidad de sodio asociados al vaciado del plenum [16].

Carlo, con discrepancias prácticamente despreciables. Estos resultados, junto con el resto incluidos en [15] y [16], indican que tanto las librerías de datos nucleares procesadas con AMPX como la modelización del núcleo en KENO-VI son apropiadas. Cabe mencionar que los primeros pasos dados en el proceso de verificación permitieron identificar inconsistencias en el rango de resonancias no resuelto de las librerías de energía continua ENDF/B-VII.1 en la versión SCALE 6.2.3, posteriormente subsanadas por ORNL en sucesivas versiones [17].

En relación con la validación del esquema de cálculo neutrónico basado en SCALE, se hizo uso en el proyecto de las pruebas de arranque del reactor Superphénix [18]. Las medidas experimentales disponibles son muy valiosas, ya que incluyen una considerable variedad de datos legados, incluyendo coeficientes de reactividad, perfiles de potencia o tasas de fisión. La Figura 5 presenta un extracto de la comparación entre los resultados calculados y experimentales, mostrando las tasas de fisión de Pu-239 y U-238 en distintos elementos combustibles ubicados radialmente desde el centro del núcleo hasta la periferia. Estos y el resto de los resultados incluidos en [18] han servido para confirmar el buen acuerdo entre las simulaciones de SCALE y los experimentos, demostrando que se dispone de una herramienta altamente fiable para cuantificar los parámetros neutrónicos necesarios en los subsecuentes análisis de seguridad.

Estos análisis de seguridad para el reactor ESFR han sido llevados a cabo por otras instituciones [19] basándose en

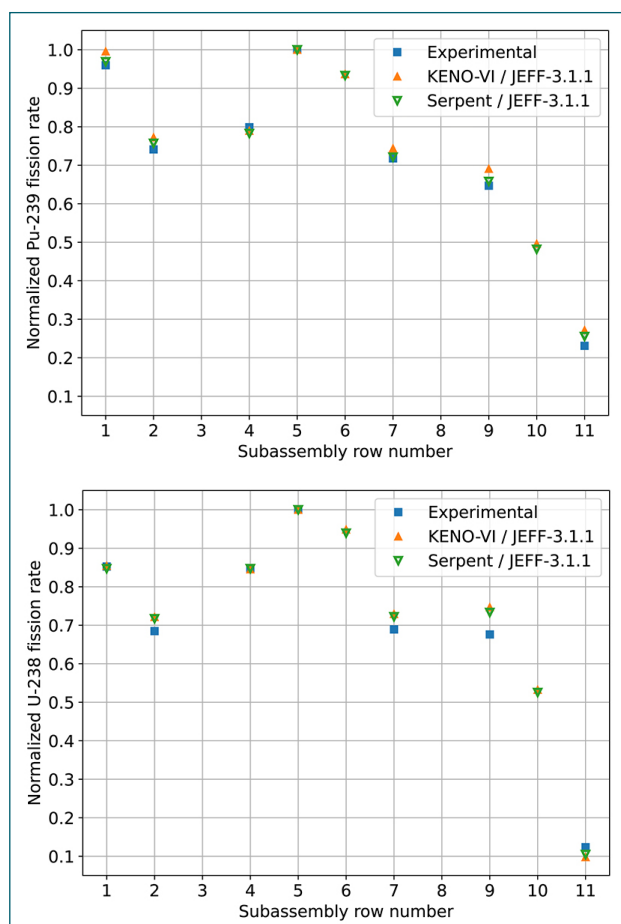


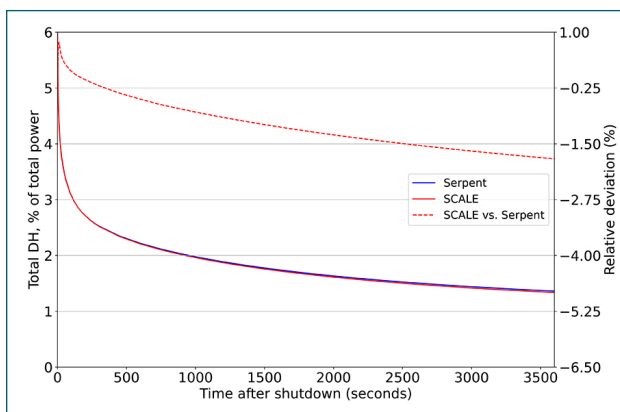
Figura 5. Tasas de fisión de Pu-239 y U-238 normalizadas para distintos elementos combustibles.

el uso de códigos de cinética puntual, que requieren como datos de entrada parámetros calculados por herramientas como SCALE: coeficientes de reactividad, parámetros cinéticos y distribución de potencia y calor residual. Para suministrar un mapa de coeficientes de reactividad más realista a estos códigos de transitorios, se ha hecho uso del módulo TSUNAMI-IP para desarrollar una metodología que permite identificar correlaciones espaciales entre coeficientes de reactividad a partir de sus coeficientes de sensibilidad [20]. Por otra parte, la necesaria caracterización del calor residual se aborda en el siguiente apartado.

## Cálculos de quemado y caracterización del calor residual

La apropiada cuantificación y caracterización del calor residual es fundamental para los análisis de seguridad ya que juega un papel crucial en el diseño de los sistemas que garantizan su evacuación bajo cualquier circunstancia. Estos análisis de seguridad se realizan mediante el uso de códigos de planta que puedan capturar el comportamiento global de la instalación. Este tipo de códigos requieren el mapa espacial y temporal de calor residual. Para determinar esta información con SCALE para el ESFR, se ha dividido el problema en dos pasos: un primer cálculo de quemado para caracterizar la evolución isotópica entre principio y final de ciclo y un segundo cálculo de decaimiento en el rango temporal de interés [21].

El primero de los cálculos se realiza con la secuencia TRITON. Con ella se simula un ciclo de operación de 362 días a plena potencia, permitiendo una cuantificación precisa del inventario isotópico contenido en el núcleo a final de ciclo. Más de 2000 isótopos están presentes en este estado, el cual se considera el más limitante desde el punto de vista de la seguridad. El calor residual se genera como producto del decaimiento de los isótopos presentes en el sistema, lo cual se puede estimar de manera explícita con un código de inventario isotópico como ORIGEN. Tal como se puede observar



**Figura 6.** Calor residual total normalizado con respecto a la potencia nominal durante la primera hora posterior a la parada del reactor.

en la Figura 6, el calor residual asciende al 6 % de la potencia total durante los primeros segundos tras la parada del reactor. Una hora después del apagado, la potencia residual es aún de un 1,3 %, lo cual representa alrededor de 50 MWth. De nuevo se aborda la verificación respecto a otras herramientas computacionales, encontrando un buen acuerdo entre Serpent y SCALE, con diferencias máximas de un 1,8 %.

ORIGEN ha permitido también identificar aquellos isótopos con mayor contribución al calor residual, así como interdependencias entre los parámetros involucrados en el análisis. Como resultado de este último análisis, se ha propuesto un conjunto de funciones analíticas capaces de estimar el calor residual en función del tiempo de decaimiento en cualquier zona del núcleo conociendo la potencia de la región concreta antes de la parada, el tipo de combustible y su quemado de descarga [21].

## Análisis de sensibilidad e incertidumbre

Los análisis de sensibilidad e incertidumbre asociados a datos nucleares presentan dos vertientes distintas dentro de este trabajo. En primer lugar, cabe destacar que TSUNAMI-3D se ha empleado para cuantificar la incertidumbre debida a datos nucleares en los parámetros más relevantes del ESFR [22] permitiendo evaluar posteriormente su impacto en análisis de transitorios. Por otro lado, esta información es de gran utilidad a la hora de evaluar las principales necesidades en el ámbito de los datos nucleares, lo cual es especialmente relevante dado que las librerías son continuamente mejoradas a medida que se adquiere información más precisa.

Con ese fin, TSUNAMI-3D, y en especial su reciente aproximación en energía continua CLUTCH, se ha empleado sistemáticamente para los análisis de sensibilidad e incertidumbre aplicados al núcleo ESFR. Parámetros como la  $k_{eff}$ , coeficiente de vaciado de sodio global, coeficiente Doppler e inserción de barras de control han sido evaluados con diferentes matrices de covarianzas. La Tabla 1 muestra de forma resumida los resultados obtenidos y las principales conclusiones han sido transmitidas al grupo de trabajo de la librería JEFF-3.3 [23]. Se ha hecho hincapié en las necesidades de dicha librería de cara al diseño, estudio de seguridad y márgenes de operación de reactores avanzados. Es por ello por lo que cada parámetro presenta un valor máximo recomendado (*Target accuracy*) por la industria que permite identificar qué mejoras habría de seguir implementando en la evaluación hasta satisfacerlo.

Trabajando con la librería JEFF-3.3, se ha podido identificar que los isótopos y reacciones con una mayor contribución a la incertidumbre de la  $k_{eff}$  son la fisión del Pu-240, la dispersión inelástica del U-238 y el espectro de fisión ( $\gamma$ ) del Pu-239. Teniendo en cuenta el resto de parámetros se puede concluir que además destacan la captura del U-238, la fisión

Parámetro	Target accuracy (%) [24]	Incertidumbre (%) SCALE-6.2	Incertidumbre (%) JEFF-3.3	Incertidumbre (%) ENDF/B-VIII.0
$k_{eff}$	0.3	1.35	1.05	0.80
Coefficiente vaciado de sodio	7	11.5	8.5	11.2
Coefficiente Doppler	7	6.3	4.0	3.5
Inserción de barras de control	7	2.4	1.9	1.3

**Tabla 1.** Incertidumbres en los parámetros principales del sistema obtenidas con diferentes matrices de covarianzas.

y captura del Pu-239, la dispersión elástica y captura del Na-23 y la dispersión elástica del Fe-56. Toda esta información, indicando el rango de energía preciso para cada una de ellas, es de valiosa utilidad para enfocar los esfuerzos de mejora de dichos datos nucleares.

## CONCLUSIONES

La Universidad Politécnica de Madrid cuenta con años de experiencia en el uso del sistema de códigos SCALE para el estudio de sistemas nucleares. Durante los últimos años, esta herramienta ha sido extensamente empleada en el análisis de reactores avanzados de fisión como el reactor rápido refrigerado por sodio ESFR en el marco del proyecto europeo ESFR-SMART. En este trabajo se presenta una visión general sobre las capacidades de SCALE para la caracterización neutrónica y análisis de dicho diseño.

Se ha desarrollado un esquema de cálculo basado en distintos módulos de SCALE, pasando desde el procesamiento de datos nucleares hasta los análisis de sensibilidad e incertidumbre. Las capacidades de la herramienta han sido continuamente evaluadas mediante la verificación con otros códigos y la validación respecto a datos experimentales. En general, se ha comprobado que SCALE es capaz de aportar resultados consistentes para gran variedad de cálculos, así como proporcionar información útil en la identificación de las necesidades de datos nucleares.

Finalmente, dado que SCALE es una herramienta dinámica en continuo desarrollo, desde la UPM se seguirá apostando por mantener el *know-how* e incorporar al esquema actualmente establecido nuevas capacidades que vayan surgiendo con futuras versiones.

## REFERENCIAS

- [1]. Wieselquist, W. A., Lefebvre, R. A. y Jessee, M. A. *SCALE Code System, Version 6.2.4*. (Oak Ridge National Laboratory, 2020).
- [2]. Durán-Vinuesa, L. F., Castro, E., Cuervo, D., García-Herranz, N. y Ahnert, C. Plataforma UPM para la simulación de nuevos diseños de núcleos de reactores y formación. *Nuclear España*. Febrero 2021.
- [3]. European Commission Community Research and Development Information Service – ESNII plus project. <https://cordis.europa.eu/project/id/605172>
- [4]. Bortot, S., Álvarez-Velarde, F., Fridman, E., García-Cruzado, I., García-Herranz, N., López, D., Mikityuk, K., Panadero, A. L., Pelloni, S., Ponomarev, A., Sciora, P., Seubert, A., Tsige-Tamirat, H. y Vasile, A. *European benchmark on the ASTRID-like low-void-effect core characterization: neutronic parameters and safety coefficients*. In *ICAPP 2015 – International Congress on Advances in Nuclear Power Plants*, Niza, Francia, 2015.
- [5]. García-Herranz, N., Panadero, A. L., Martínez, A., Pelloni, S., Mikityuk, K. y Pautz, A. Nuclear data sensitivity and uncertainty assessment of sodium voiding reactivity coefficients of an ASTRID-like sodium fast reactor. *EPJ Web of Conferences* 146, 09006 (2017).
- [6]. Grasso, G., Lodi, F., Romojaro, P., García-Herranz, N., Álvarez-Velarde, López, D., Bubelis, E. y Bandini, G. Stress-testing the ALFRED design – Part I: Impact of nuclear data uncertainties on Design Extension Conditions transients. *Progress in Nuclear Energy* 106, 372-386 (2018).
- [7]. European Commission Community Research and Development Information Service – CHANDA project. <https://cordis.europa.eu/project/id/605203>
- [8]. Romojaro, P., Álvarez-Velarde, F., Kodeli, I., Stankovskiy, A., Díez, C. J., Cabellos, O., García-Herranz, N., Heyse, J., Schillebeeckx, P., Van den Eynde, G. y Zerovnik, G. Nuclear data sensitivity and uncertainty analysis of effective neutron multiplication factor in various MYRRHA core configurations. *Annals of Nuclear Energy* 101, 330-338 (2017).
- [9]. European Commission Community Research and Development Information Service – ESFR-SMART project. <https://cordis.europa.eu/project/id/754501>
- [10]. Bostelmann, F., Celik, C., Williams, M. L., Ellis, R. J., Ilas, G. y Wieselquist, W. A. SCALE capabilities for high temperature gas-cooled reactor analysis. *Annals of Nuclear Energy* 147, 107673 (2020).
- [11]. Bostelmann, F., Skutnik, S. E., Walker, E. D., Ilas, G. y Wieselquist, W. A. Modeling of the Molten Salt Reactor Experiment with SCALE. *Nuclear Technology* (2021).
- [12]. Wiarda, D., Williams, M. L., Celik, C., y Dunn, M. E. AMPX: A Modern Cross Section Processing System for Generating Nuclear Data Libraries. In *ICNC2015 - International Conference on Nuclear Criticality Safety*, Charlotte, Estados Unidos, 2015.
- [13]. European Commission Community Research and Development Information Service – SANDA project. <https://cordis.europa.eu/project/id/847552>
- [14]. Jiménez-Carrascosa, A., Cabellos, O., Díez, C. J. y García-Herranz, N. Processing of JEFF nuclear data libraries for the SCALE Code System and testing with criticality experiments. In *Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española*, Granada, España, 2021.
- [15]. Fridman, E., Álvarez-Velarde, F., Romojaro, P., Tsige-Tamirat, H., Jiménez-Carrascosa, A., García-Herranz, N., Bernard, F., Gregg, R., Davies, U., Krepel, J., Massara, S., Pomerouly, S., Girardi, E. y Mikityuk, K. Neutronic Analysis of the European Sodium Fast Reactor: Part I – Fresh Core Results. *Nuclear Engineering and Radiation Science* 8, 011301 (2022).
- [16]. Baker, U., Margulis, M., Shwageraus, E., Fridman, E., Jiménez-Carrascosa, A., García-Herranz, N., Cabellos, O., Gregg, R. y Krepel, J. Evaluation of the ESFR End of Equilibrium Cycle State: Spatial Distributions of Reactivity Coefficients. *Nuclear Engineering and Radiation Science* 8, 011316 (2022).
- [17]. Jiménez-Carrascosa, A., Fridman, E., García-Herranz, N., Álvarez-Velarde, F., Romojaro, P. y Bostelmann, F. About the impact of the Unresolved Resonance Region in Monte Carlo simulations of Sodium Fast Reactors. In *ICAPP 2019 – International Congress on Advances in Nuclear Power Plants*, Juan-les-pins, Francia, 2019.
- [18]. Ponomarev, A., Mikityuk, K., Zhang, L., Nikitin, E., Fridman, E., Álvarez-Velarde, F., Romojaro, P., Jiménez-Carrascosa, A., García-Herranz, N., Lindley, B., Baker, U., Seubert, A. y Henry, R. Superphénix Benchmark Part I: Results of Static Neutronics. *Nuclear Engineering and Radiation Science* 8, 011320 (2022).
- [19]. Bodi, J., Ponomarev, A., Bubelis, E. y Mikityuk, K. Analysis of ESFR Decay Heat Removal Systems in Protected Station Blackout. *Nuclear Engineering and Radiation Science* 8, 011315 (2022).
- [20]. Jiménez-Carrascosa, A. y García-Herranz, N. Use of similarity indexes to identify spatial correlations of sodium void reactivity coefficients. *Nuclear Engineering and Technology* 52, 2442-2451 (2020).
- [21]. Jiménez-Carrascosa, A., García-Herranz, N., Krepel, J., Margulis, M., Baker, U., Shwageraus, E., Fridman, E. y Gregg, R. Decay heat characterization for the European Sodium Fast Reactor. *Nuclear Engineering and Radiation Science* 8, 011319 (2022).
- [22]. Jiménez-Carrascosa, A., García-Herranz, N. y Cabellos, O. Nuclear data sensitivity and uncertainty analysis for reactor physics parameters of the European Sodium Fast Reactor. In *ENYGF2021 – European Nuclear Young Generation Forum*, Tarragona, Spain, 2021.
- [23]. Jiménez-Carrascosa, A., García-Herranz, N., Cabellos, O., Álvarez-Velarde, F. y Romojaro, P. Joint UPM and CIEMAT contribution: Progress on European Sodium Fast Reactor. OECD/NEA WPEC-SG46, 2020.
- [24]. Salvatores, M. y Jacqmin, R. Uncertainty and target accuracy assessments for innovative systems using recent covariance data evaluations. OECD/NEA Report NEA/WPEC-SG26, 2008. ■