

# Alto quemado en el código DIONISIO

Denis, A., Soba, A.

Gerencia Ciclo del Combustible Nuclear. CAC. CNEA

[denis@cnea.gov.ar](mailto:denis@cnea.gov.ar); [soba@cnea.gov.ar](mailto:soba@cnea.gov.ar)

## 1. Resumen

Cuando el tiempo de residencia de las barras combustibles excede un cierto umbral, diversas propiedades del material de las pastillas sufren cambios que afectan significativamente el comportamiento posterior de la barra. Estas modificaciones comienzan en la periferia de la pastilla, usualmente designada como zona “rim”. Actualmente se cree que son consecuencia de la absorción localizada de neutrones epitérmicos por parte del  $^{238}\text{U}$ , que presenta picos de resonancia en su sección eficaz de absorción. A través de una cadena de reacciones nucleares, se forman en el “rim” diversos isótopos de Pu. En particular, el carácter físil del  $^{239}\text{Pu}$  y del  $^{241}\text{Pu}$  es la causa de la alta tasa de fisiones que ocurren en el anillo externo de la pastilla. Así, el quemado y el flujo neutrónico adoptan una distribución no uniforme en la pastilla, alcanzando en la periferia valores 2 a 3 veces superiores al promedio [1].

La zona “rim” comienza a formarse a partir de un quemado de 50-60 MWd/KgHM, y su ancho aumenta a medida que progresa la irradiación. La microestructura de esta zona se caracteriza por presentar granos pequeños, de un tamaño típico de 200 nm y grandes poros, de algunos  $\mu\text{m}$ . Si bien la capa “rim” es muy delgada, tiene un efecto marcado sobre la resistencia mecánica de la pastilla, particularmente cuando ocurre contacto con la vaina, y sobre la distribución de temperaturas en la pastilla, pues posee una muy baja conductividad térmica [1,2].

Los códigos de predicción del comportamiento de una barra combustible bajo irradiación deben contemplar la formación del “rim” si desean extender su ámbito de predicción hasta el rango de alto quemado, y éste es nuestro propósito con el código DIONISIO. Pero, un análisis detallado de los fenómenos en esa zona requiere el uso de códigos neutrónicos, que resuelven la ecuación de transporte de Boltzman [3] trabajando en multigrupos energéticos, e incluyen un tratamiento adecuado para la región resonante. Estos códigos de celda predicen con gran precisión el flujo neutrónico, el quemado, la concentración de cada isótopo físil, fisionable o fértil, gaseoso o sólido, todos ellos en función del radio y del tiempo. Pero este trabajo formidable no puede ser incluido en un código de simulación de combustibles, que debe atender el gran número de procesos termomecánicos y termoquímicos que ocurren en la barra combustible. Una manera de adecuar ambos requerimientos es utilizar la teoría de difusión en forma simplificada, restringiendo las ecuaciones de balance a los núcleos más relevantes y reduciendo el espectro de energía a un solo grupo. El propósito es obtener expresiones empíricas para representar, con la mayor precisión posible, las secciones eficaces de absorción, captura y fisión de esos isótopos en función del enriquecimiento inicial en  $^{235}\text{U}$ , el quemado medio y la coordenada radial. Las curvas que resultan de una simplificación tan drástica requieren un testeo minucioso previo a su incorporación al código general de comportamiento de combustible. Este testeo se realizó mediante comparación con códigos confiables de reactores. El primer antecedente de este tipo de análisis se encuentra en el modelo RADAR [4] que fue validado respecto del código WIMS [5,6]. El modelo TUBRNP incluido en el código TRANSURANUS [7] y el modelo RAPID [8] se basan en el mismo concepto.

En este trabajo se obtuvieron curvas de ajuste para las secciones eficaces de  $^{235}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  y  $^{242}\text{Pu}$  a partir de las predicciones de los códigos de celda HUEMUL [9] y CONDOR [10], para quemados promedio comprendidos entre combustible fresco y 120 MWd/kgHM y para enriquecimientos iniciales entre uranio natural y 12%. El propósito final es extender el rango de aplicación del código DIONISIO [11,12,13] (diseñado originalmente para predecir el comportamiento del combustible en condiciones de operación normal) hasta el dominio del alto quemado.

Las predicciones de DIONISIO se comparan con una importante cantidad de datos experimentales, obteniéndose un excelente acuerdo.

## Summary

When the residence time of nuclear fuel rods exceeds a given threshold value, several properties of the pellet material suffer changes and hence the posterior behaviour of the rod is significantly altered. Structural modifications start at the pellet periphery, which is usually referred to as *rim zone*. It is presently believed that these changes are a consequence of the localized absorption of epithermal neutrons by  $^{238}\text{U}$ , which effective cross section presents resonant peaks. Due to the chain of nuclear reactions that take place, several Pu isotopes are born especially at the rim. In particular, the fissile character of  $^{239}\text{Pu}$  and  $^{241}\text{Pu}$  is the cause of the increased number of fission events that occur in the pellet periphery. For this reason, the power generation rate and the burnup adopt a non uniform distribution in the pellet, reaching at the rim values two or three times higher than the average [1].

The rim zone starts to form for a burnup threshold value of about 50-60 MWd/kgHM and its width increases as the irradiation progresses. The microstructure of this zone is characterized by the presence of small grains, with a typical size of 200 nm, and large pores, of some  $\mu\text{m}$ . Even though the rim zone is very thin, it has a significant effect on the mechanical integrity of the pellet, particularly when it makes contact with the cladding, and on the temperature distribution in the whole pellet, because of its low thermal conductivity [1,2].

The numerical codes designed to simulate fuel behaviour under irradiation must include the phenomena associated to high burnup if they aim at extending the prediction range, and this is the purpose with our DIONISIO code. But a detailed analysis of the phenomena that take place in this region demands the use of neutronic codes that solve the Boltzmann transport equations [3] in a number of energy intervals (groups), including adequate considerations in the region of the resonant absorption peaks of  $^{238}\text{U}$ . These cell codes predict with high precision the neutron flux, burnup and concentration of every isotope, fissile, fissionable or fertile, gaseous or solid, all of them as functions of radius and time. But this formidable task is not suitable to be included in a fuel performance code, which must attend the great number of thermomechanical and thermochemical processes within the fuel rod. To accommodate both requirements, a simplified treatment is adopted consisting of restricting the balance equations to more relevant nuclides and reducing the energy spectrum to a single group. The purpose is to obtain empirical expressions to represent, with the higher possible approximation degree, the absorption, capture and fission cross sections of these isotopes as functions of the initial enrichment in  $^{235}\text{U}$ , the average burnup and the radial coordinate. The curves obtained with a so

drastic simplification demand a careful testing before incorporation in the general fuel behaviour code. This testing is performed via comparison with the reliable reactor codes. The first antecedent in this type of analysis is found in the RADAR model [4] which was validated against the WIMS [5,6] code. The TUBRNP model, included in the TRANSURANUS code [7] and the RAPID model [8] are also based on the same concept.

In this work curves fitted for the cross sections of  $^{235}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  and  $^{242}\text{Pu}$  are obtained from the predictions of the reactor cell codes HUEMUL [9] and CONDOR [10] for an average burnup ranging from fresh fuel to 120 MWd/kgHM and for an initial enrichment ranging from natural uranium to 12%. The final purpose is to extend the application range of the DIONISIO code [11,12,13] (originally designed to predict the fuel behavior in normal operation conditions) to the high burnup domain.

The predictions of DIONISIO were compared with a large number of experimental data, obtaining an excellent agreement.

## 2. Esquema numérico

Las ecuaciones de equilibrio relacionan al valor instantáneo de la concentración,  $N$  (átomos/cm<sup>3</sup>), de cada isótopo relevante con su tasa de variación,  $dN/dt$ . Se tienen en cuenta los procesos debidos a interacción de los núclidos con los neutrones incidentes: absorción, captura y fisión, caracterizados por la sección eficaz correspondiente  $\sigma_a$ ,  $\sigma_c$  y  $\sigma_f$  (en barns) y el decaimiento radiactivo, que se mide a través de la constante  $\lambda$  (en 1/s). Para identificar al átomo blanco, se emplea su número de masa como supraíndice. En este esquema simplificado, se considera un único grupo de energía para describir el flujo de neutrones  $\phi$  (neutrones/(cm<sup>2</sup>s)).  $N$  y  $\phi$  se suponen dependientes del tiempo ( $t$ ) de irradiación y de la coordenada radial ( $r$ ) en la pastilla y las secciones eficaces, dependientes de  $r$ , del quemado medio alcanzado al final de la irradiación,  $b$  (en MWd/kgHM), y del enriquecimiento inicial,  $q$  (en % de  $^{235}\text{U}$ ). Para los isótopos de interés, las ecuaciones son

$$(1) \quad \frac{\partial N_{U235}}{\partial t} = -N_{U235}(t,r)\sigma_a^{235}(r,b,q)\phi(t,r)$$

$$(2) \quad \frac{\partial N_{U236}}{\partial t} = -N_{U236}(t,r)\sigma_a^{236}(r,b,q)\phi(t,r) + N_{U235}(t,r)\sigma_c^{235}(r,b,q)\phi(t,r)$$

$$(3) \quad \frac{\partial N_{U238}}{\partial t} = -N_{U238}(t,r)\sigma_a^{238}(r,b,q)\phi(t,r)$$

$$(4) \quad \frac{\partial N_{Pu239}}{\partial t} = -N_{Pu239}(t,r)\left(\sigma_a^{239}(r,b,q)\phi(t,r) + \lambda^{239}\right) + N_{U238}(t,r)\sigma_c^{238}(r,b,q)\phi(t,r)$$

$$(5) \quad \frac{\partial N_{Pu240}}{\partial t} = -N_{Pu240}(t,r)\left(\sigma_a^{240}(r,b,q)\phi(t,r) + \lambda^{240}\right) + N_{Pu239}(t,r)\sigma_c^{239}(r,b,q)\phi(t,r)$$

$$(6) \quad \frac{\partial N_{Pu241}}{\partial t} = -N_{Pu241}(t,r)\left(\sigma_a^{241}(r,b,q)\phi(t,r) + \lambda^{241}\right) + N_{Pu240}(t,r)\sigma_c^{240}(r,b,q)\phi(t,r)$$

$$(7) \quad \frac{\partial N_{Pu242}}{\partial t} = -N_{Pu242}(t,r)\left(\sigma_a^{242}(r,b,q)\phi(t,r) + \lambda^{242}\right) + N_{Pu241}(t,r)\sigma_c^{241}(r,b,q)\phi(t,r)$$

Para encontrar las fórmulas de ajuste para las secciones eficaces, se corrieron los códigos neutrónicos CONDOR y HUEMUL suponiendo una pastilla estándar de  $UO_2$  de radio 0.5cm; los parámetros  $b$  y  $q$  se variaron en los rangos  $0 \leq b \leq 120$  MWd/kgHM y  $0.7\% \leq q \leq 12\%$ . Con los resultados arrojados por esos códigos se calcularon regresiones en términos de  $r$ ,  $b$  y  $q$ . Las expresiones empíricas así ajustadas, válidas en rangos continuos, tienen las siguientes formas funcionales

$$(8) \quad f_1(r, b, q) = a_0 + a_1 r + a_2 b + a_3 r^2 + a_4 r b + a_5 b^2 + a_6 r^3 + a_7 r^2 b + a_8 r b^2 + a_9 b^3$$

con  $a_k = a_k(q)$ ,  $k = 1, \dots, 9$ .

$$(9) \quad f_2(r, b, q) = a_0 (a_1 + a_2 b + a_3 b^2 + a_4 b^3) \left( a_5 + a_6 \exp \left( a_7 \left( 1 - \frac{r}{r_{\max}} \right)^{a_8} \right) \right)$$

con  $a_k = a_k(q)$ ,  $k = 1, \dots, 8$ .

$$(10) \quad f_3(r, b, q) = \frac{P_{vol}}{3.2 \times 10^{-11} \sum_i \sigma_f^i(r, 0, 1) N_i} \cdot (a_0 + a_1 b + a_2 q + a_3 b^2 + a_4 b q + a_5 q^2 + a_6 b^3 + a_7 b^2 q + a_8 b q^2 + a_9 q^3)$$

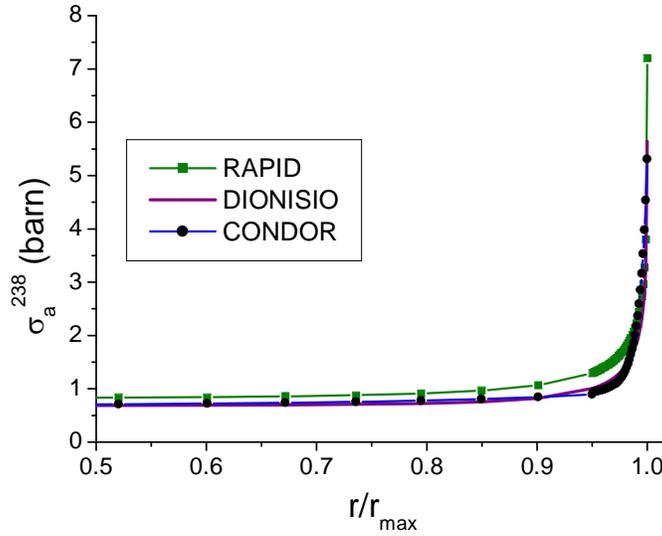
con  $a_k$  constantes,  $k = 1, \dots, 9$ .

La fórmula (8) se emplea para el cálculo de  $\sigma_a^{235}$ ,  $\sigma_c^{235}$ ,  $\sigma_f^{235}$ ,  $\sigma_a^{236}$ ,  $\sigma_f^{238}$ ,  $\sigma_a^{239}$ ,  $\sigma_c^{239}$ ,  $\sigma_f^{239}$ ,  $\sigma_a^{240}$ ,  $\sigma_c^{240}$ ,  $\sigma_a^{241}$ ,  $\sigma_c^{241}$ ,  $\sigma_f^{241}$  y  $\sigma_a^{242}$ ; la fórmula (9), para el cálculo de  $\sigma_a^{238}$  y  $\sigma_c^{238}$ ; la fórmula (10), para el cálculo de  $\phi$ . Para cada isótopo se obtuvieron conjuntos de coeficientes  $a_k$  [14].

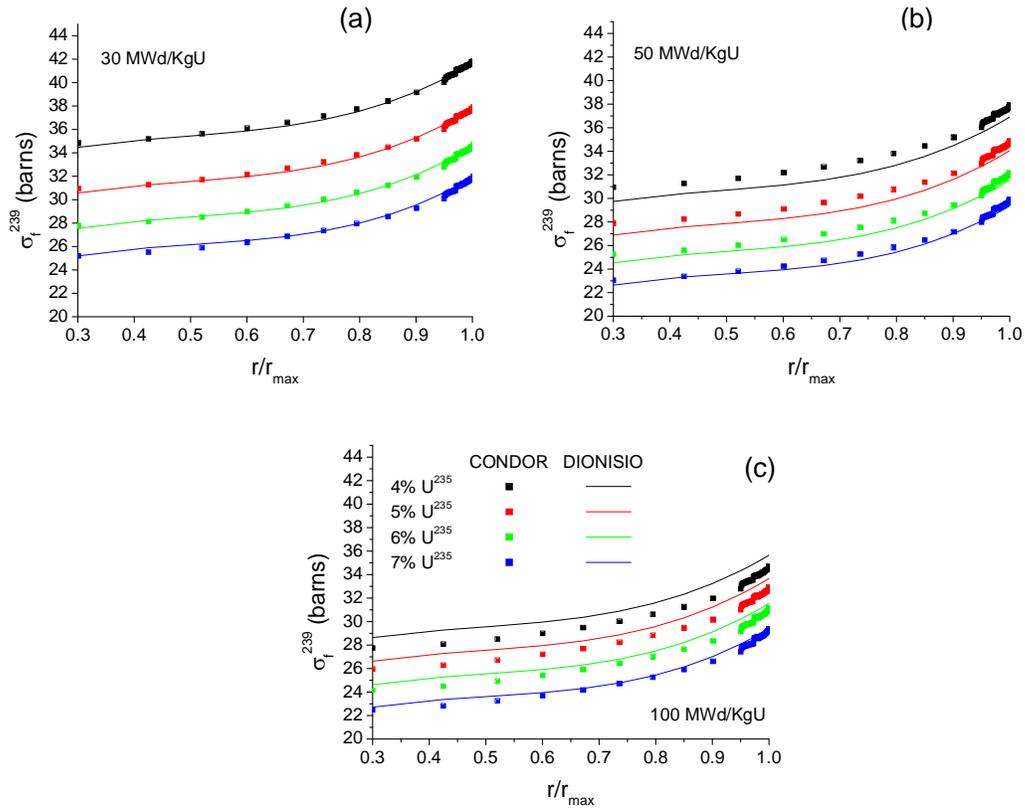
Las fórmulas empíricas para las secciones eficaces fueron sometidas a diferentes testeos. En primer lugar, se compararon sus resultados con los que se obtienen mediante los códigos neutrónicos. Luego, se las introdujo en el código DIONISIO y se efectuaron simulaciones de diversos casos experimentales.

### 3. Resultados

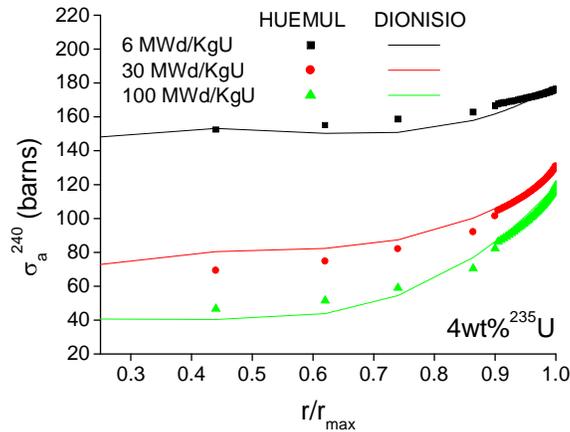
Las correlaciones encontradas representan superficies en un espacio de cuatro dimensiones definidas por las variables  $r$ ,  $b$ ,  $q$  y  $\sigma$  ó  $\Phi$ . Las Figura 1, Figura 2 y Figura 3 muestran algunas secciones particulares de esas superficies. Resulta evidente la buena aproximación lograda entre las fórmulas de correlación generadas en este trabajo y los resultados que brindan códigos de reactor como RAPID, CONDOR y HUEMUL. Los ejemplos seleccionados corresponden a las secciones eficaces de fisión  $\sigma_f^{239}$  de  $^{239}Pu$  y de absorción  $\sigma_a^{238}$  de  $^{238}U$  y  $\sigma_a^{240}$  de  $^{240}Pu$ , respectivamente, en función del radio relativo, para diferentes valores de enriquecimiento inicial y de quemado medio. En particular, el comportamiento de la sección eficaz de absorción del  $^{238}U$  en la región de las resonancias explica el rápido crecimiento de la curva de la Figura 1 para  $r/r_{\max} \approx 1$ . Consecuencia de este fenómeno es el incremento en esa zona de la concentración de Pu y la consiguiente disminución de la concentración de  $^{238}U$ .



**Figura 1:** Comparación entre los resultados obtenidos con la correlación desarrollada para DIONISIO para la sección eficaz de absorción de  $^{238}\text{U}$  y los resultados dados por los códigos RAPID y CONDOR. El ejemplo corresponde a una pastilla con enriquecimiento inicial de 3w% en  $^{235}\text{U}$  y quemado medio de 58 MWd/kgHM.

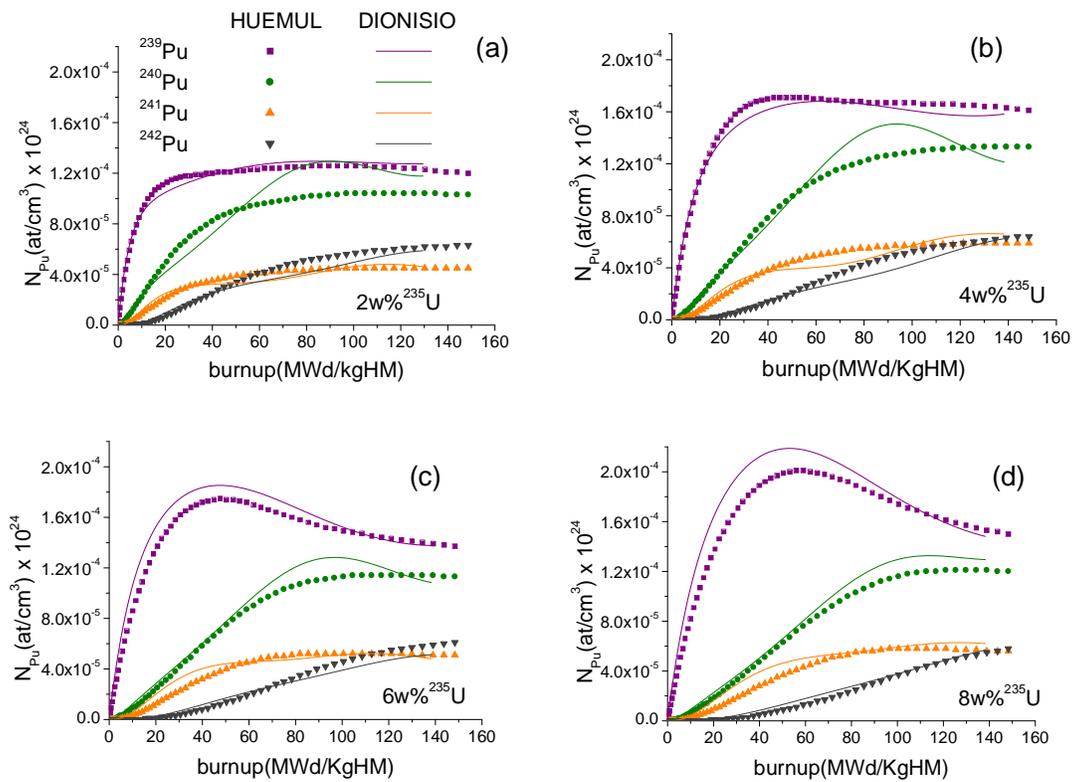


**Figura 2:** Sección eficaz de fisión  $\sigma_f^{239}$  de  $^{239}\text{Pu}$  en función del radio relativo para diferentes valores de enriquecimiento inicial y quemado medio. Comparación entre los valores predichos por el código CONDOR y las correlaciones incluidas en DIONISIO. La leyenda en (c) se aplica a los tres gráficos.



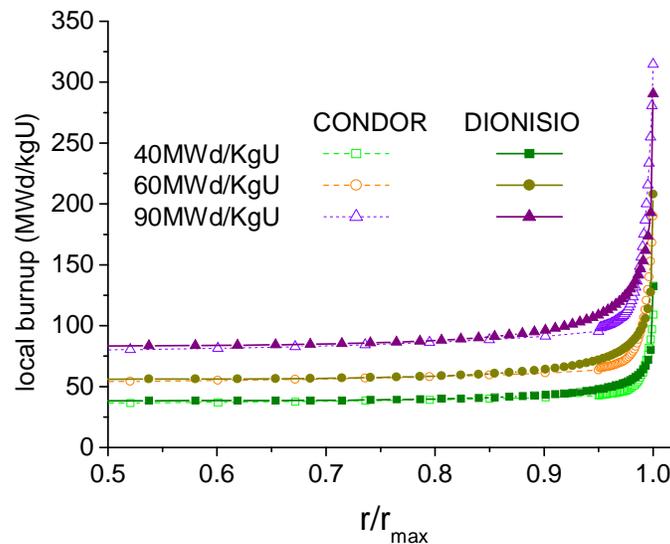
**Figura 3:** Sección eficaz de absorción  $\sigma_a^{240}$  de  $^{240}\text{Pu}$  en función del radio relativo para enriquecimiento inicial de 4wt% en  $^{235}\text{U}$  y diferentes niveles de quemado medio. Comparación entre los valores predichos por el código HUEMUL y las correlaciones incluidas en DIONISIO.

La Figura 4 muestra la evolución temporal de la concentración en átomos/cm<sup>3</sup> de los isótopos relevantes de Pu calculada en la mitad del radio de la pastilla. Cada curva fue trazada para un enriquecimiento inicial dado.



**Figura 4:** Concentración de  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  and  $^{242}\text{Pu}$  en función del quemado para diferentes valores del enriquecimiento inicial, predicho por HUEMUL y DIONISIO, para  $r/r_{\text{max}} \approx 0.5$ . La leyenda en (a) se aplica a los cuatro gráficos.

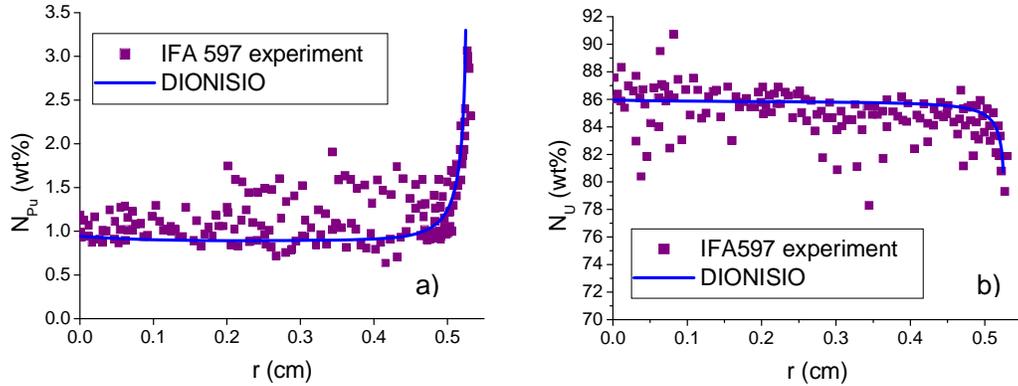
En la Figura 5 se presenta el quemado local, obtenido como resultado de las contribuciones de todos los isótopos físis. Las curvas, que comparan los resultados de DIONISIO con los de CONDOR, están trazadas en función del radio; cada una corresponde a un dado quemado medio.



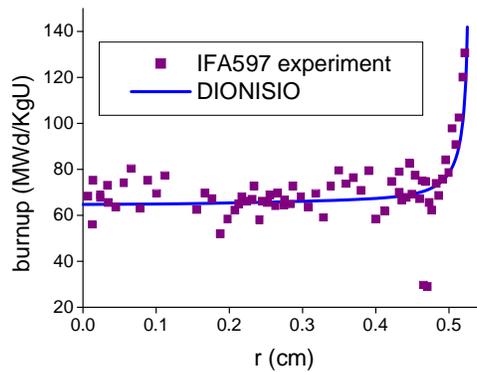
**Figura 5:** Comparación entre la distribución de quemado obtenida con las correlaciones incorporadas a DIONISIO y los resultados dados por CONDOR, para diferentes niveles de quemado medio.

Para evaluar la calidad de las predicciones de DIONISIO, se emplearon datos experimentales del *NEA data bank*. En particular, el informe IFA-597 [15] contiene determinaciones experimentales del contenido total de U y Pu. En este experimento, se irradió durante 12 años una barra Westinghouse Atom 8x8 hasta un quemado medio de alrededor de 68 MWd/kgU. Luego, se la cortó e instrumentó, y se la volvió a irradiar durante 1 mes a una potencia lineal de 25 a 20 kW/m. Se efectuaron entonces diversos ensayos de pos irradiación; en particular, mediante EPMA se determinaron las concentraciones locales de U, Pu, Ce y otros elementos. En la Figura 6 se presentan los valores experimentales y los de la simulación de la distribución radial del contenido total de Pu ( $N_{Pu239} + N_{Pu240} + N_{Pu241} + N_{Pu242}$ ) y U ( $N_{U235} + N_{U236} + N_{U238}$ ) en la pastilla. No obstante la importante dispersión de los valores experimentales, se ve que la simulación proporciona un valor promedio razonable de las cantidades medidas de ambos elementos.

Las mediciones de contenido de Ce en el experimento IFA-597 conducen a la determinación del quemado local. Estos y los resultados calculados con DIONISIO se dan en la Figura 7. Ambos indican un quemado medio de 72 MWd/kgU. En la zona *rim* se estima experimentalmente un quemado máximo de 131 MWd/kgU en tanto que el código predice alrededor de 141 MWd/kgU. El acuerdo es notablemente bueno, especialmente si tenemos en cuenta que la técnica experimental empleada subestima en 10-20% el quemado en el *rim*, según afirman los autores del informe [15].



**Figura 6:** Concentración total de a) Pu, b) U, en función de la posición radial en la pastilla.

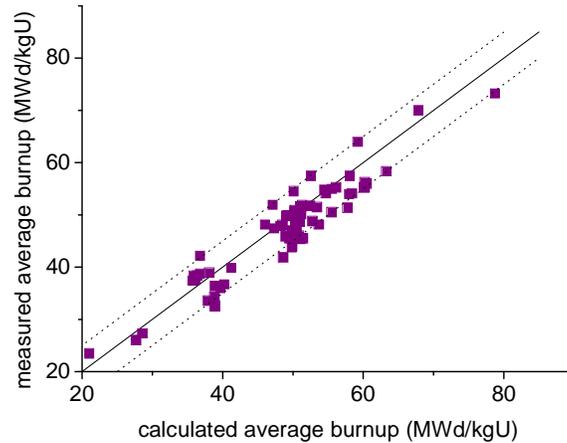


**Figura 7:** Perfil radial de quemado experimental y calculado.

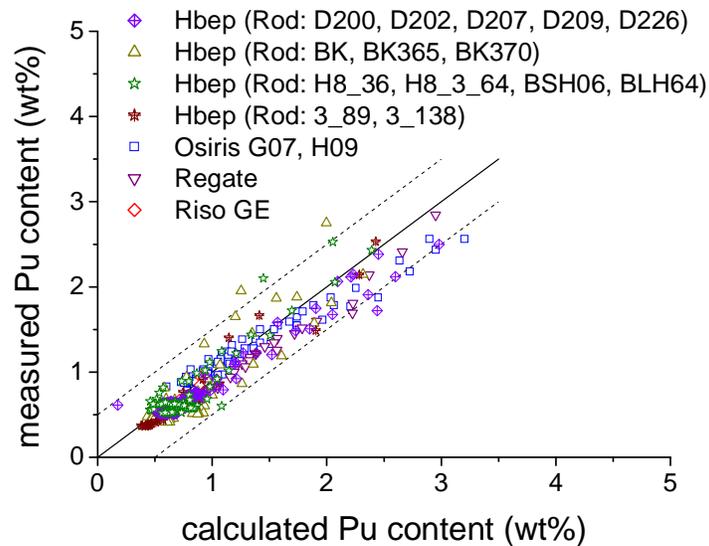
En las Figura 8 y Figura 9 se presenta un conjunto numeroso de experimentos que forman parte de la base de datos FUMEX II [16] y III [17]. En particular, los valores de quemado medio simulados con DIONISIO se comparan en la Figura 8 con los datos obtenidos en los experimentos IFA [15], HBEP-R1-3 [18], US PWR-103 [19], Tribulation [20], Spc-re-ginna [21,22], Risoe 3 [23], Osiris [24,25,26], Kola-3 [27,28] y Gain [29]. El valor medio de la diferencia en valor absoluto entre los calculados y medidos representa el 6.2% del valor medio de los datos experimentales. Todos los puntos en la Figura 8 caen dentro de una franja de  $\pm 5$  MWd/kgU (indicada en la figura con las líneas punteadas) alrededor de la línea llena que representa el acuerdo perfecto entre ambas.

De manera similar, la Figura 9 muestra la comparación entre valores calculados y medidos de contenido total de Pu correspondientes a los experimentos HBEP-3 [18], Regate [30], Riso-GE [23], Osiris-G07/H09 [25,26]. El gráfico, que involucra alrededor de 500 datos, revela un buen acuerdo entre ambos ya que el 98% de los puntos caen dentro de un rango de  $\pm 0.5$  wt%, representado en la figura por las líneas punteadas paralelas, alrededor de la línea que indica acuerdo perfecto. Con respecto al mismo conjunto de puntos, el valor medio de la diferencia absoluta entre los calculados y los medidos representa el 15.4% del valor medio de los datos

medidos, expresando también la buena calidad de la aproximación lograda con la simulaciones.



**Figura 8:** Comparación entre valores calculados y medidos del quemado medio.



**Figura 9:** Comparación entre valores calculados y medidos del contenido total de Pu

#### 4. Conclusiones

Se desarrolló recientemente y se incorporó al código DIONISIO una subrutina destinada a predecir los efectos del quemado prolongado de la pastilla combustible. Calcula los perfiles radiales de los isótopos más relevantes de U y Pu. Se considera que la absorción localizada de neutrones epitérmicos por parte del  $^{238}\text{U}$ , y todos los fenómenos que ocurren como consecuencia, es el fenómeno responsable de la formación de la microestructura característica de la periferia de la pastilla.

Antes de la inclusión de esta subrutina, el código DIONISIO podía simular el comportamiento bajo irradiación del combustible hasta un quemado medio de a lo

sumo 40-45 MWd/kgHM. En la versión actual, se alcanzan resultados de precisión razonable hasta quemados medios de 120 MWd/kgHM, que corresponde a valores de quemado local en el borde de la pastilla de hasta 300 MWd/kgHM. Se adoptó un esquema de cálculo simplificado que consiste en reducir el espectro de energía a un único grupo. Si bien la aproximación es bastante drástica, la comparación con los resultados que dan diversos códigos neutrónicos confiables refleja un buen acuerdo. En particular, las curvas obtenidas con el esquema simplificado para la sección eficaz de absorción del  $^{238}\text{U}$  y la distribución de quemado en función de la coordenada radial en la pastilla (Figura 1 y Figura 5, respectivamente) no sólo tienen la forma esperada sino que, además, están en perfecto acuerdo con los resultados de los códigos neutrónicos. Además, las comparaciones con un número muy abultado de casos experimentales provistos por el OIEA (en particular los recopilados en las bases de datos FUMEX II y III) y las simulaciones con DIONISIO, revelaron un buen acuerdo.

## Referencias

- [1] H.J. Matzke, *On the rim effect in high burnup UO<sub>2</sub> LWR fuels*, Journal of Nuclear Materials 189 (1992) 141-148.
- [2] M.E. Cunningham, M.D. Freshley and D.D. Lanning, *Development and characteristics of the rim region in high burnup UO<sub>2</sub> fuel pellets*. Journal of Nuclear Materials 188 (1992) 19-27.
- [3] S. Glasstone and A. Sesonske. Ingeniería de Reactores Nucleares. Ed. Reverté, S.A. Buenos Aires, 1975
- [4] I.D. Palmer, K.W. Hesketh, P.A. Jackson, in: J. Gittus (Ed.), Water Reactor Fuel Element Performance Computer Modelling, Applied Science, Barking, UK, 1983, p. 321.
- [5] T.D. Newton, J.L. Hutton, in: M.G. Park (Ed.), Proceedings of PHYSOR 2002 – International Conference on the New Frontiers of Nuclear Technology: Reactor Physics, Safety and High-Performance Computing, 14A-04, American Nuclear Society, Seoul, Korea, 7–10 October 2002.
- [6] J.L. Hutton, T.D. Newton, R.J. Perry, D.J. Powney, in: Proceedings of PHYSOR 2004 – The Physics of Fuel Cycles and Advanced Nuclear Systems: Global Developments, Session 1D, American Nuclear Society, Chicago, Illinois, USA, 25–29 April 2004.
- [7] A. Schubert, P. Van Uffelen, J. van de Laar, C.T. Walker, W. Haeck. *Extension of the TRANSURANUS burn-up model*. Journal of Nuclear Materials 376 (2008) 1–10.
- [8] Chan Bock Lee, Dae Ho Kim, Jae Seung Song, Je Gun Bang, Youn Ho Jung. *RAPID model to predict radial burnup distribution in LWR UO<sub>2</sub> fuel*. Journal of Nuclear Materials 282 (2000) 196-204.
- [9] C. Grant, *User handbook of the HUEMUL code* (in preparation).
- [10] E. Villarino, CONDOR CALCULATION PACKAGE PHYSOR 2002, Seoul, Korea, October 7-10, 2002
- [11] *Simulación del comportamiento termomecánico de una barra combustible en operación*, Alejandro Soba. Tesis de doctorado, FCEyN, UBA (2007).
- [12] A. Denis and A. Soba, *Simulation of Pellet-Cladding Thermomechanical Interaction and Fission Gas Release*, Nuclear Engineering and Design 223 (2003) pps 211-229.
- [13] A. Soba and A. Denis, *Simulation with Dionisio 1.0 of thermal and mechanical pellet-cladding interaction in nuclear fuel rods*. Journal of Nuclear Materials 374 (2008) 32-43
- [14] Soba A., Denis A., Romero L., Villarino E., Sardella F., A high burnup model developed for the DIONISIO code, Journal of Nuclear Materials (2012) in press.
- [15] K. Malén, A. Micski, D. Schrire, B. Nilsson, PIE of high burnup BWR fuel rod IFA-597.3 (ROD 8), Studsvik Nuclear AB Sweden HRP-356/U.
- [16] NEA-1510 IFPE/HBEP-3 REV.1 - *High Burnup Effects Programme Final Report*, DOE/NE/34046-1 [HBEP-61(3P27)].

- [17] J.Killeen, E.Sartori, T.Tverberg, FUMEX-III: *A new IAEA coordinated research project on fuel modelling at extended burnup*. Top Fuel 2009, (2009).
- [18] W. F. Lyon, US-PWR 16x16 LTA Extended Burnup Demonstration Program Summary File, (2005)
- [19] NEA-1738 IFPE/US-PWR-16X16LTA
- [20] NEA-1536 IFPE/TRIBULATION R1
- [21] IFPE/SPC-RE-GINNA NEA-1623/01
- [22] SPC-re-ginna G.A. Sofer and L.F.P. van Swam: Annular-Pellet Barrier-Clad Fuel Assemblies at the R.E. Ginna PWR: Hotcell Examinations EP 80-17 Final Report Volume 1 (April 1997)
- [23] IFPE/RISOEIII, NEA-1493/17
- [24] IFPE/OSIRIS, NEA-1622/04
- [25] Rapport d'Assurance Qualite Crayon FF06E2BV/G07/1067
- [26] Rapport d'Assurance Qualite Crayon FF0EFELX/H09/5007
- [27] IFPE/KOLA-3-MIR-RAMP, NEA-1766/02
- [28] Smirnov, B. Kanashov, V. Kuzmin et al.: Results of Post Irradiation Examinations to Validate WWER-440 and WWER-1000 Fuel Efficiency at High Burnup, Proceedings of the third international seminar WWER fuel performance, modelling and experimental support, Varna, Bulgaria, 1-5 October 2001.
- [29] NEA-1625 IFPE/GAIN
- [30] NEA-1696 IFPE/REGATE L10.3