

## ESTUDIO MATEMÁTICO DE LAS FLUCTUACIONES DE FRACCIÓN VOLUMÉTRICA GASEOSA EN UN FLUJO A DOS FASES

**Graciela B. Roston<sup>a</sup>, María C. Martín<sup>b</sup>, María E. Ascheri<sup>b</sup>, Rubén Pizarro<sup>b</sup>**

*a Departamento de Física, Facultad de Ciencias Exactas y Naturales, Universidad Nacional de La Pampa, Uruguay 151(6300), Santa Rosa (LP), Argentina, [gracielar@exactas.unlpam.edu.ar](mailto:gracielar@exactas.unlpam.edu.ar)*

*b Departamento de Matemática, Facultad de Ciencias Exactas y Naturales, Universidad Nacional de La Pampa, Uruguay 151(6300), Santa Rosa (LP), Argentina, [mavacheri@exactas.unlpam.edu.ar](mailto:mavacheri@exactas.unlpam.edu.ar)*

**Palabras Clave:** flujo a dos fases, modelo bimodal, refrigerante, reactor nuclear.

**Resumen.** El conocimiento acerca del comportamiento dinámico del flujo a dos fases es importante para un gran número de procesos, incluyendo el comportamiento del refrigerante en reactores nucleares de potencia.

Estudios previos realizados en flujos de gas-líquido o en dispositivos experimentales diseñados especialmente, plantean modelos teóricos que describen las fluctuaciones de la fracción volumétrica gaseosa en un flujo a dos fases. Sin embargo, estos explican parcialmente los efectos medidos o tienen una aplicabilidad cuestionable.

En este trabajo, utilizando datos obtenidos de una central nuclear de potencia en operación, se aplican distintos modelos matemáticos para estudiar los cambios de intensidad de las fluctuaciones de la fracción volumétrica gaseosa a lo largo del tubo de instrumentación en un reactor nuclear. Mediante la comparación de estos modelos, se obtiene un modelo adecuado para la estimación de la fracción volumétrica gaseosa, lo que aporta a la comprensión de la dinámica y estructura del fluido a dos fases en un reactor nuclear de potencia.

## 1 INTRODUCCIÓN

En un reactor nuclear, la distribución de potencias no es uniforme debido al esquema de las barras de control, a los diferentes tipos de combustible y al quemado del mismo, lo cual implica que la distribución radial del flujo refrigerante que circula en todos los internos del reactor es también no-uniforme; no sólo varía axialmente sino también radialmente.

El monitoreo de las condiciones locales del flujo refrigerante es de suma importancia para una segura y eficiente operación en reactores; se pueden así verificar las condiciones normales en operación y detectar condiciones anómalas. Más aún, estos datos pueden ser usados en la validación de los códigos computacionales.

El Análisis de Fluctuación de Señales es una técnica confiable, segura y de bajo costo para estudiar las condiciones locales del flujo a dos fases en un BWR (Boiling Water Reactor). Mediante el análisis de las fluctuaciones neutrónicas inducidas, se caracterizan propiedades relevantes del flujo tales como la propagación, estructura y dinámica del flujo.

La propagación está caracterizada por el tiempo de retardo existente entre dos detectores separados axialmente. La cantidad que se propaga es la fluctuación de la densidad de flujo. Un método muy conocido para la medición del tiempo de retardo es la aplicación de la técnica de Correlación Cruzada. En esta aplicación, las fluctuaciones del coeficiente volumétrico de vacío  $\alpha$  (definido como el cociente entre el volumen gaseoso de la mezcla vapor-líquido y el volumen total de la mezcla) en el refrigerante, perturban los parámetros en el núcleo del reactor y generan cambios de flujo que, a su vez, causan fluctuaciones en la señal del detector neutrónico. Está empíricamente comprobado que se puede obtener el tiempo de retardo o la velocidad (si se tiene la distancia entre los detectores) mediante este método u otro básicamente equivalente denominado Análisis Cruzado de Espectros.

Sin embargo, aunque parezca extraño, la interpretación física de la velocidad medida ha sido un motivo de controversia. No está muy claro cuál es el parámetro que se está midiendo.

En relación con este problema Lübbesmeyer (1983) expresó la siguiente pregunta: ¿Qué clase de velocidad de flujo a dos fases estamos midiendo?

Las opiniones de los investigadores en este punto son diversas y las discrepancias son grandes.

Según Seifritz y Cioli (1973); Kosály et al (1977) y Analytis (1996), puede ser velocidad del vapor, mientras que Atta et al (1978) concluyen que son gotas de líquido en suspensión en el flujo de vapor. Por otro lado, Lübbesmeyer (1983) y Chaudhary et al (1995) asumen que es un flujo volumétrico de la mezcla de las dos fases y finalmente, Jones y Zuber (1975); Naito et al (1980) y Kosály (1983) creen que la velocidad medida corresponde a una fluctuación de  $\alpha$ .

Stekelenburg y Van der Hagen (1993) hicieron un estudio completo de la literatura acerca del monitoreo del flujo a dos fases mediante el Análisis de Ruido Neutrónico. Encontraron que la teoría que involucra los procesos neutrónicos está bastante bien entendida, los investigadores son capaces de predecir la respuesta de un detector neutrónico ante una fluctuación de densidad arbitrariamente distribuida. Sin embargo, las investigaciones acerca de las fluctuaciones del flujo a dos fases continúan todavía (Mori et al, 1996; Ireland et al, 2002; Kaji et al, 1999; Windecker et al, 2001, entre otros).

Podemos ver que los procesos físicos que gobiernan las fluctuaciones de la densidad de flujo no están muy bien explicados y constituyen un problema abierto.

En este trabajo, usando los datos obtenidos de una central nuclear, analizaremos los modelos teóricos de Poisson y de Bernoulli modificado, relacionados a las fluctuaciones de la fracción volumétrica gaseosa en un flujo a dos fases.

Comparando dichos modelos para diferentes alturas en el canal de instrumentación dentro del núcleo del reactor, obtenemos un modelo adecuado para la estimación del coeficiente volumétrico de vacío  $\alpha$ .

## 2 TEORÍA

La relación que existe entre la intensidad del ruido neutrónico normalizado del detector (*NRMS*) y  $\alpha$ , ha sido también analizada por diversos autores, tanto teórica como experimentalmente.

Seifritz y Cioli (1973) mostraron que el *NRMS* aumenta de acuerdo a la altura del canal de medición. Es decir, el *NRMS* de un detector neutrónico es una función de  $\alpha$  y  $v$  (velocidad promedio de la perturbación), las que a su vez son funciones de la posición axial del detector o altura  $z$ .

Partiendo de la estadística de Poisson, Kósaly et al (1975) desarrollaron un modelo teórico para las fluctuaciones de  $\alpha$  en un flujo de vapor (burbujas). Suponiendo una independencia espacial y temporal de las burbujas, obtuvieron una relación lineal entre la varianza de las fluctuaciones de  $\alpha$ ,  $\sigma^2$  (*NRMS*) y  $\alpha/v$

$$NRMS^2(r, f_1, f_2) = \frac{m\alpha(r)}{v(r)} + C \quad (1)$$

donde  $C$  y  $m$  dependen de la posición del detector y la frecuencia, pero son independientes de  $\alpha$  y  $v$ .

Por otra parte, Kozma (1992 y 1995), basándose en la estadística de Bernoulli y teniendo en cuenta una correlación temporal entre *NRMS* y las fluctuaciones de  $\alpha$ , obtuvo una relación parabólica entre  $\sigma^2$  y  $\alpha$

$$NRMS^2(r, f_1, f_2) = m'\alpha(r)[1 - \alpha(r)] + C' \quad (2)$$

donde  $C'$  y  $m'$  dependen de la posición del detector y la frecuencia, pero son independientes de  $\alpha$  y  $v$ .

Para ver cambios de la intensidad de la fracción volumétrica de carga a lo largo del canal del reactor aplicamos ambos modelos.

El modelo bimodal del fluido a dos fases se determina por los parámetros  $\mu_1, \mu_2, \sigma_1^2, \sigma_2^2$ , donde los dos primeros son los valores esperados y los dos últimos son las varianzas del primer y segundo modo, respectivamente.

Asumiendo que estos valores cumplen con la estadística de Bernoulli para el fluido a dos fases (mezcla bimodal), podemos escribir

$$\begin{aligned} \mu_{BM} &= \alpha_L \mu_1 + (1 - \alpha_L) \mu_2 \\ \sigma_{BM}^2 &= \alpha_L \sigma_1^2 + (1 - \alpha_L) \sigma_2^2 + \alpha_L (1 - \alpha_L) (\mu_1 - \mu_2)^2 \end{aligned} \quad (3)$$

## 3 RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Los datos fueron tomados de cuatro detectores situados a diferentes alturas en un mismo

canal de instrumentación, A, B, C y D, tal como indica la Figura 1.

La posición radial del canal de instrumentación está indicada como 12. Esta ubicación es conveniente para el análisis ya que no es una zona periférica.

Cada conjunto de datos de cada detector es representado por su correspondiente función de densidad de probabilidad (pdf). Esta función es la densidad relativa con la que los valores  $x$  aparecen en el conjunto de datos, y es una estimación de la tasa de cambio de la probabilidad con la magnitud que se está midiendo.

El  $NRMS$  integrado sobre todas las frecuencias es igual a la varianza de la función pdf.

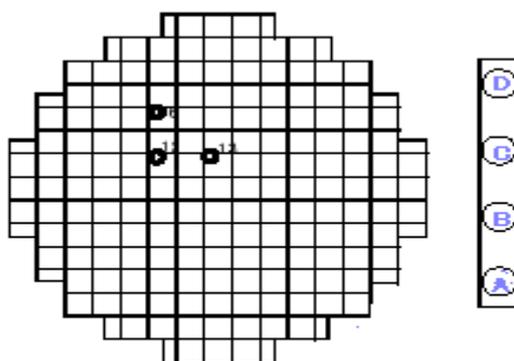


Figura 1: Núcleo del reactor y canal de instrumentación

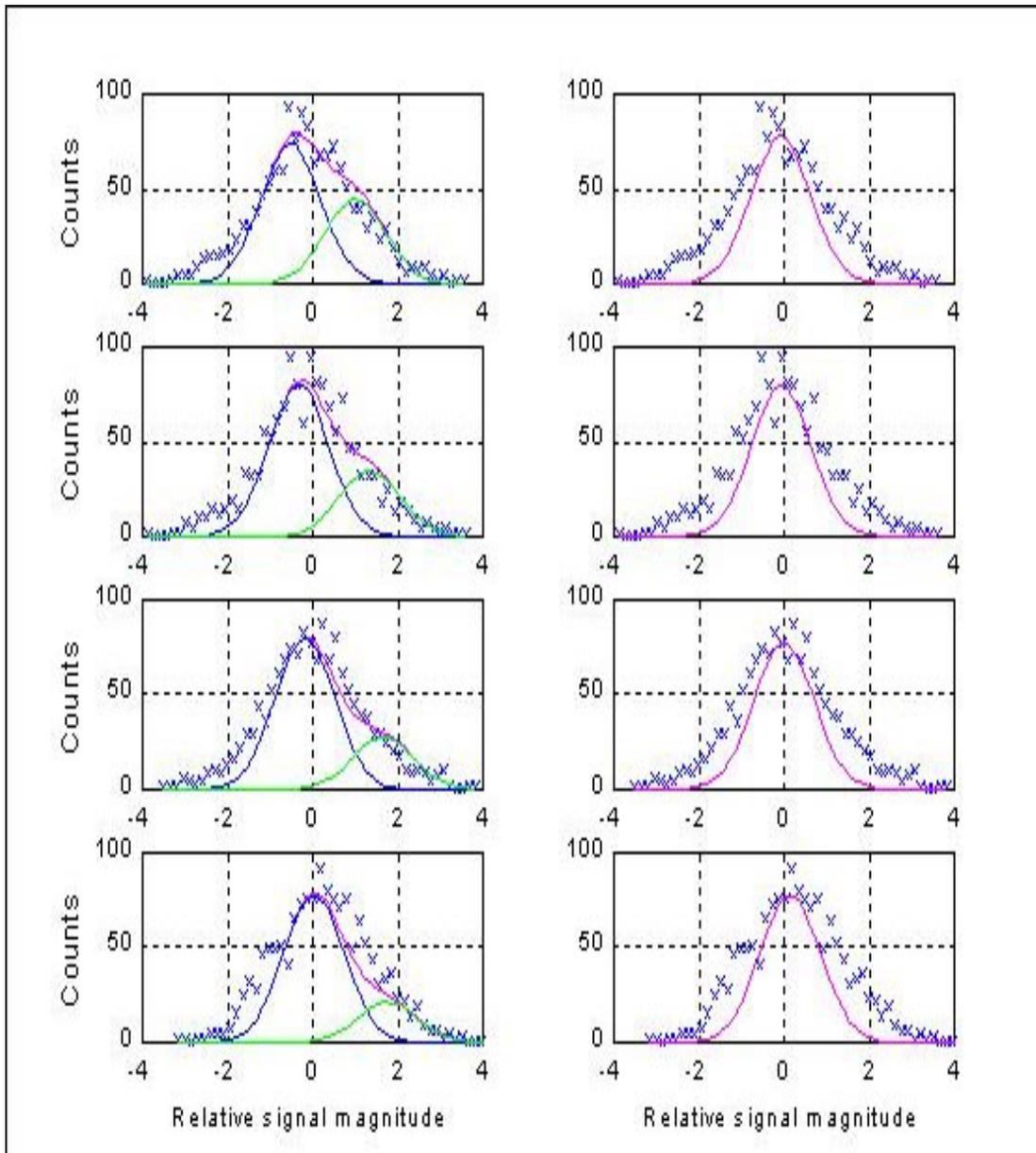
La Figura 2 muestra, para cada detector, la variación de pdf con  $x$ . Estos gráficos corresponden a los detectores situados en la posición D, C, B y A, respectivamente.

Para realizar el fiteo bimodal del flujo a dos fases, primero definimos una función  $F(x)$  como función suma de dos funciones Gaussianas con valor esperado  $\mu_1$  y  $\mu_2$  y varianza  $\sigma_1$  y  $\sigma_2$ , respectivamente; luego, resolvemos el problema de la curva de fiteo no lineal utilizando mínimos cuadrados y el método de Gauss Newton.

Los gráficos de la izquierda resultan del fiteo bimodal teniendo en cuenta la estadística de Bernoulli, mientras que los de la derecha corresponden al fiteo unimodal usando la estadística de Poisson.

Según se puede observar en esta figura, el modelo bimodal es el que mejor aproxima a la gráfica de pdf versus  $x$ .

Más aún, el modelo de Bernoulli modificado o bimodal explica la aparente inconsistencia encontrada por Mori et al (1996) quienes, valiéndose de una numerosa cantidad de datos de centrales nucleares de potencia, mediante un gráfico, demostraron que existía una relación cuadrática entre  $NRMS^2$  y  $\alpha$ .

Figura 2: Resultados del fito de pdf vs  $x$ 

#### 4 CONCLUSIONES

El modelo de Poisson es un modelo muy simplificado y sólo es aplicable para valores bajos de  $\alpha$  (hasta un 30%), mientras que el de Bernoulli modificado es también válido para valores altos de  $\alpha$ . Comparando estos modelos para diferentes alturas en el canal de instrumentación dentro del núcleo del reactor, concluimos que el modelo de Bernoulli modificado es el más adecuado para la estimación del coeficiente volumétrico de vacío  $\alpha$ , ya que además concuerda con los resultados experimentales encontrados.

## REFERENCIAS

- G. Th. Analytis. A Phenomenological Model for the Interpretation of Velocities Measured in BWRs by Cross-Correlation Techniques. *Annals of Nuclear Energy*, 9, pp. 73-81, 1996.
- M. A. Atta, D. N. Fry, D. E. Mott y W. T. King. Determination of Void Fraction Profile in Boiling Water Reactor Channel Using Neutron Noise Analysis. *Nucl. Science Eng.*, 66, pp. 264-268, 1977.
- V. N. Chaudhary, A.K. Kulkarni y K. K. Arora. Determination of Mass Flow Rates from Measured In-Core Two-Phase Flow Transit Times in a Boiling Water Reactor. *J. Nucl. Sci. Technol*, 32:5, pp. 416-424, 1995.
- K. Irely y A. Stephens. Two-phase flow in a vertical annulus, [http://www.chemsoc.org/exemplarchem/entries/2002/Stephens\\_Irely](http://www.chemsoc.org/exemplarchem/entries/2002/Stephens_Irely), 2002.
- O. C. Jones Jr. y N. Zuber. The interrelation between void fraction fluctuations and flow patterns in two-phase flow. *Int. J. Multiphase Flow*, 2, pp. 273-306, 1975.
- M. Kaji, T. Sawai, K.Mori, S. Yamauchi y S. Nakanishi. Numerical Calculation of Forced Convection Heat Transfer to Annular Two-Phase Flow in a Evaporating Tube. *Proc. of the Second Int. Symp on Two-Phase Flow Modeling and Experimentation*, 1, pp.263-270, 1999.
- G. Kosály, L. Maróti y L. Meskó. A Simple Space Dependent Theory of Neutron Noise in a Boiling Water Reactor. *Ann. Nucl. Energy*, 2, pp. 315-321, 1975.
- G. Kosály, L.J. Kostic, L. Miteff, G. Varadi y K. Behringer. Investigation of the Local Component of the Neutron Noise in a BWR and Its Application to the Study of Two-Phase Flow. *Prog. Nuclear Energy*, 1, pp. 99-117, 1977.
- G. Kosály. On the physical meaning of the fluid velocity measured in BWRs by noise analysis. *Ann. Nucl. Energy*, 10, pp. 675-676, 1983.
- R. Kozma. *Nuclear noise investigations on boiling effects in a simulated MTR-type fuel assembly*, Phd Thesis, Delft University of Technology, Delft, The Netherlands, 1992.
- R. Kozma. Studies on the relationship between the statistics of void fraction fluctuations and the parameters of two-phase flows. *Int. J. Multiphase Flow*, 21, pp. 241-251, 1995.
- D. Lübbesmeyer. On the physical meaning of the fluid velocity measured in BWRs by noise analysis. *Ann. Nucl. Energy*, 10, pp. 233-241, 1983.
- M. Mori, T. Washio y M. Kitamura. Measurement Methods for Local and Total Flow Rate of Reactor Core by Analyzing LPRM Signals in BWR. *Proc. ICONE-3*, 3, pp. 1635-1640, 1995.
- M. Mori, S. Kanemoto, M. Enomoto y S. Ebata. *Proc. Incore96 Specialists Meeting on In-core Instrumentation and Reactor Core Assessment*, Sec. 3-4, Mito, Japan, 1996.
- N. Naito, Y. Ando, F.Yamamoto y E. Takeuchi. Estimation of Fuel Channel Inlet Flow Rate by Noise Analysis. *J. Nucl. Sci. Technol*, 17, pp. 351-358, 1980.
- W. Seifritz y F. Cioli. On-load monitoring of local steam velocity in BWR cores by neutron noise analysis. *Trans. Am. Nucl. Soc.*, 17, pp. 451-457, 1973.
- A. J. C. Stekelenburg y T. H. J. J. Van der Hagen. Two-phase Flow Monitoring by Analysis of In-core Neutron Detector Noise Analysis -Literature Survey. *Ann. Nucl. Energy*, 20, pp. 611-617, 1993.
- G. Windecker y H. Anglart. Phase distribution in a BWR fuel assembly and evaluation of a multidimensional multifield model. *Nuclear Technology*, 134, pp. 49-61, 2001.