



***FACULTAD DE CIENCIAS EXACTAS y NATURALES***

**UNIVERSIDAD NACIONAL DE LA PAMPA**

**TESINA PRESENTADA PARA OBTENER  
EL GRADO ACADÉMICO DE  
LICENCIADO EN FÍSICA**

**“ANÁLISIS Y CARACTERIZACIÓN DE SEÑALES EN UN FLUJO A DOS FASES EN  
UN REACTOR NUCLEAR”.**

**Elisa María ZEMMA**

**SANTA ROSA (LA PAMPA)**

**2009**

**ARGENTINA**

## **Prefacio**

Esta Tesina es presentada como parte de los requisitos para optar al grado Académico de Licenciado en Física, de la Universidad Nacional de La Pampa y no ha sido presentada previamente para la obtención de otro título en esta ni en otra Institución Académica. Se llevó a cabo en el Departamento de Física, durante el período comprendido entre el 12 de Diciembre de 2008 y el 15 de Diciembre de 2009 bajo la dirección de la Dra. Graciela B. Roston.

Agradezco a la Dra. Graciela B. Roston, no sólo por brindarme los conceptos teóricos que despertaron mi interés en la Física Nuclear, sino también, por su constante apoyo durante la experiencia, explicaciones y aporte bibliográfico.

Al Departamento de Física de la Facultad de Ciencias Exactas y Naturales, especialmente, al Dr. Gustavo L. Ferri y al Dr. Mario G. Campo por facilitarme referencias y explicaciones provistas.

A la Decana, autoridades y personal de la Facultad de Ciencias Exactas y Naturales que me dieron su apoyo para concretar este proyecto.

15 de Diciembre de 2009

Departamento de Física

FACULTAD DE CIENCIAS EXACTAS Y NATURALES

UNIVERSIDAD NACIONAL DE LA PAMPA

## Resumen

Conocer el comportamiento dinámico de un flujo a dos fases es importante para un gran número de procesos, incluyendo el comportamiento del refrigerante en reactores nucleares de potencia. 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 de refrigerante que circula en los internos del reactor es también no uniforme, variando no sólo axialmente, sino también radialmente.

Considerando las diversas técnicas de monitoreo de las condiciones locales del refrigerante de un reactor nuclear vía el análisis de fluctuaciones neutrónicas como un problema inverso, es posible formular una aproximación sistemática para correlacionar y/o evaluar técnicas diferentes entre sí. En este contexto, planteamos un estudio fenomenológico del problema para entender el comportamiento de la componente fluctuante efectiva y poder extraer información de la componente viajera y describimos las fluctuaciones de la fracción volumétrica gaseosa en un flujo a dos fases.

Con los datos de una central nuclear de potencia aplicamos distintos modelos matemáticos, tales como el modelo de Poisson, Bernoulli,  $q$ -exponencial y Weibull, con el objetivo de obtener el más adecuado para la estimación de la fracción volumétrica gaseosa. Encontramos que el modelo de Weibull es el que mejor describe la dinámica de un flujo a dos fases en un reactor nuclear de potencia.

# INDICE

<b>I.</b>	<b>Introducción</b> .....	1
<b>II.</b>	<b>Reactores Nucleares</b> .....	3
	1. Introducción .....	3
	1.1. Desarrollo nuclear argentino .....	6
	2. Energía nuclear .....	9
	2.1. Fisión nuclear .....	10
	2.2. Fusión nuclear .....	12
	3. ¿Qué es un reactor nuclear? .....	13
	3.1. Elementos de un reactor .....	13
	3.2. Seguridad en los reactores nucleares .....	15
	3.3. Tipos de reactores nucleares .....	16
	3.3.1. Reactor de Agua en Ebullición .....	16
	3.3.2. Reactor de Agua a Presión .....	17
	4. Conclusiones .....	18
<b>III.</b>	<b>Análisis de Fluctuación de Señales</b> .....	19
	1. Introducción .....	19
	2. Sistemas de monitoreo para el ruido neutrónico en BWR .....	20
	3. Fluctuación de señales .....	21
	3.1. ¿Cómo extraer información útil de los datos? .....	22
	3.2. Análisis de la señal .....	23
	4. Resultados y discusión .....	26
	5. Conclusiones .....	31
<b>IV.</b>	<b>Análisis y Caracterización de Señales</b> .....	33
	1. Introducción .....	33
	2. Modelos teóricos .....	35
	2.1. Tipos de flujo .....	35
	2.2. Análisis del estado del refrigerante en un BWR .....	37
	3. Teoría del ruido neutrónico .....	39
	3.1. Caracterización de las fuentes de fluctuaciones .....	39
	4. Modelos estadísticos .....	40
	4.1. Estadística de Poisson .....	40
	4.1.1. Distribución de Poisson .....	40

4.1.2. Modelo de Poisson para un flujo de burbujas .....	41
4.1.3. Resultados .....	42
4.2. Estadística de Bernoulli .....	43
4.2.1. Distribución de Bernoulli .....	43
4.2.2. Modelo de Bernoulli modificado .....	44
4.2.3. Resultados y discusión .....	45
4.3. $q$ – estadística .....	46
4.3.1. Ajuste de la PDF con una función $q$ -exponencial .....	47
4.3.2. Resultados y discusión .....	48
4.4. Estadística de Weibull .....	48
4.4.1. Distribución de Weibull .....	48
4.4.2. Mecanismos de competitividad de Weibull .....	49
4.4.3. Resultados y discusión .....	50
5. Conclusiones .....	52
<b>V. Conclusiones generales .....</b>	<b>53</b>
<b>Nomenclatura .....</b>	<b>54</b>
<b>Referencias.....</b>	<b>55</b>

## **I. INTRODUCCIÓN**

La cuestión de la seguridad ocupa un papel preponderante en todos los productos fabricados por el hombre, sobretodo en lo que respecta a la seguridad en la industria nuclear. Según la Agencia Internacional para la Energía Atómica, IAEA, por sus siglas en inglés, si bien se ha alcanzado un notable progreso, donde el 16% de la electricidad mundial se obtiene de 441 reactores nucleares y en 9 países, más del 40% de la energía proviene de fuentes nucleares, es necesario continuar fomentando la utilización sin riesgos y con fines pacíficos de la energía atómica. Las iniciativas internacionales, están encaminadas a lograr que la tecnología nuclear se use para promover un desarrollo sostenible. Sabemos, que muchas etapas han de recorrerse, antes de que pueda fijarse con rigor la potencialidad de los distintos tipos de reactores.

Para eliminar la desconfianza a la que se enfrenta la industria nuclear, conceptos tales como seguridad y cultura de la seguridad son, sin duda, necesarios. Es para optimizar el uso de fuentes de energía que no emitan Dióxido de Carbono que se ha de recurrir a la 'industria del átomo', nuestro país, no se excluye de esta propuesta, sumándose a la construcción y operación de centrales nucleares que se manifiesta a nivel mundial. En el segundo capítulo de este trabajo, trataremos el concepto de energía nuclear, describiendo los elementos que constituyen los reactores nucleares y los tipos en los que éstos se clasifican.

En lo referente a la seguridad y eficiencia de una central nuclear de potencia puede pensarse que la instalación de nuevas herramientas en la planta, mayor complejidad en las señales y grandes inversiones de capitales constituyen una limitación. Estudios del monitoreo en los internos de un reactor nuclear de potencia permiten verificar las condiciones normales de operación y detectar condiciones anómalas. El Análisis de Ruido Neutrónico o Análisis de Fluctuación de Señales, que trataremos en el tercer capítulo, se presenta como una técnica confiable, segura y de bajo costo que permite extraer información del estado de la planta, mediante el análisis detallado de las señales disponibles en la misma.

Pudiendo determinarse las fluctuaciones de señales inducidas en el flujo neutrónico debido a procesos tecnológicos, formulamos una aproximación sistemática para correlacionar y/o evaluar diferentes técnicas entre sí. Hacemos un estudio fenomenológico del problema, el cual, trataremos como un problema inverso, que nos permite asignar a datos tomados de una central nuclear de potencia, información de la componente fluctuante 'real' que viaja desde abajo hacia arriba a lo largo de un canal de instrumentación.

El estudio del flujo a dos fases es relevante para diversas disciplinas científicas y/o técnicas, desde investigación en ingeniería medioambiental hasta la caracterización del flujo en condiciones normales de operación o accidentes en los procesos nucleares, químicos o ingeniería de procesos.

Es nuestro objetivo aportar a la comprensión del análisis y caracterización del flujo a dos fases que describe el comportamiento dinámico del refrigerante en reactores nucleares de potencia. No nos limitamos a describir correlaciones empíricas, sino, que buscamos información acerca de la fracción volumétrica gaseosa (también llamada coeficiente volumétrico de vacío, que denotaremos como  $\alpha$ ) pues, son las fluctuaciones en la misma las que perturban los parámetros en el núcleo del reactor, generando cambios de flujo, que a su vez, causan cambios en la señal del detector neutrónico.

En el cuarto capítulo, para ver cambios en la intensidad de la fracción volumétrica gaseosa a lo largo del canal de instrumentación analizamos y comparamos distintos modelos matemáticos. Estudiamos el comportamiento de la función densidad de probabilidad (PDF, por sus siglas en inglés) para un conjunto de datos de cada uno de los detectores neutrónicos situados a diferentes alturas en un mismo canal de instrumentación. Teniendo

en cuenta las estadísticas de Poisson, Bernoulli,  $q$ -exponencial y Weibull encontramos que ésta última es la que mejor describe la dinámica del flujo a dos fases en un reactor nuclear.

## II. REACTORES NUCLEARES

### 1. Introducción

En los últimos años, el consumo energético de la población a nivel mundial ha aumentado considerablemente. Si bien los países más industrializados poseen una mayor demanda de recursos en comparación a los tercermundistas, globalmente estamos asistiendo a una paulatina sobredemanda y gasto irreversible de las energías no renovables.

Mientras que no existen casi controversias sobre el aumento en la demanda de la energía eléctrica, el debate que se plantea es de donde provendrá esta electricidad.

Un resumen de la situación actual, se presenta en la [Tabla 2.1](#) que muestra las distintas fuentes de energía y su contribución a la demanda energética global. (Datos tomados de la CNEA, Comisión Nacional de Energía Atómica).

<i>Fuente de Energía</i>	<i>Contribución</i>
Combustible Fósil	63 %
Hidroeléctrica	19 %
Nuclear	17 %
Geotérmica	0.3 %
Otras (Solar, Eólica, Biomasa)	1 %

Tabla 2.1: Fuente de energía y su correspondiente contribución a la demanda energética.

La más utilizada, los combustibles fósiles tienen muchas ventajas. La principal, su bajo costo y facilidad de transporte, pero también grandes desventajas, en términos de contaminación y efectos ambientales. El Dióxido de Carbono (CO<sub>2</sub>), que inevitablemente se genera al quemar combustibles fósiles, es actualmente considerado como una de las fuentes que contribuyen mayoritariamente al recalentamiento global del planeta (efecto invernadero), el cual puede tener consecuencias desastrosas para ciertas regiones produciendo sequías e inundaciones.

La solución propuesta por organismos internacionales, es optimizar el uso fuentes de energía que no emitan Dióxido de Carbono como pueden ser la nuclear, hidroeléctrica o las llamadas "fuentes de energía renovables" (eólica, solar, geotérmica, biomasa) para generar electricidad y motores eléctricos o a hidrógeno como propelente para el transporte.

Entre las principales ventajas de la opción nuclear podemos mencionar la abundancia y bajo costo del combustible (Uranio). Tres son las principales objeciones que generalmente se le encuentran: la incorrecta asociación de tecnología nuclear con el armamento nuclear, el temor a los posibles accidentes y la eliminación de los residuos.

Con relación a los armamentos nucleares debe quedar en claro que todos los países que poseen este tipo de armas las desarrollaron antes de construir reactores nucleares para generación eléctrica, por lo tanto el riesgo de proliferación de armamento nuclear persistirá independientemente de la cantidad de plantas nucleares que se construyan para generación eléctrica. Hay organismos, tales como la IAEA, que regulan la gestión y el tratamiento de combustibles gastados y residuos.

El temor a la emisión de radioactividad al ambiente como consecuencia de un accidente nuclear es quizás uno de los principales temores del público. La [Figura 2.1](#) presenta la Escala Internacional de Accidentes Nucleares (INES, por sus siglas en inglés), la cual define un número de criterios e indicadores para asegurar la información coherente de acontecimientos nucleares.





Figura 2.1: Escala Internacional de Accidentes Nucleares, INES.

El temor público a un accidente nuclear se fomentó con lo acontecido en Chernobyl el 26 de abril de 1986. Este ha sido el accidente nuclear más grave de la historia, siendo el único que ha alcanzado la categoría de nivel 7 (el más alto) en la escala INES.

Aquel día, durante una prueba en la que se simulaba un corte de suministro eléctrico, un aumento súbito de potencia en el reactor 4 de la central nuclear de Chernobyl, produjo el sobrecalentamiento del núcleo del reactor nuclear, lo que terminó provocando la explosión del Hidrógeno acumulado en su interior.

La cantidad de material radiactivo liberado, que se estimó fue unas 500 veces mayor que la liberada por la bomba atómica arrojada en Hiroshima en 1945, causó directamente la muerte de 31 personas, forzó al gobierno de la Unión Soviética a la evacuación de unas 135.000 personas y provocó una alarma internacional al detectarse radiactividad en diversos países de Europa septentrional y central.

Además de las consecuencias económicas, los efectos a largo plazo del accidente sobre la salud pública han recibido la atención de varios estudios. Aunque sus conclusiones son objeto de controversia.

Estudios estadísticos indican que el posible incremento del número de cánceres en el futuro estaría entre un 0,004% y 0,01% con respecto al número de cánceres total, entre los que se encontrarían los producidos por el tabaco, la polución y otros.

También se enfatiza el hecho de que el número de cánceres de tiroides entre los niños aumentó de una forma importante en Bielorrusia y Ucrania, debido al accidente de Chernobyl. En el periodo de 1986 a 1998 el número de cánceres con respecto al periodo de 1874 a 1986 se había incrementado en 4057 casos de cáncer de tiroides en niños. Prácticamente la mayoría de los casos fueron en niños nacidos antes del accidente.

La industria nuclear es una de las actividades donde mayores inversiones se realizan en seguridad, no obstante el riesgo de accidentes, si bien es bajo, no es cero como tampoco lo es en ninguna otra actividad. Las nuevas plantas nucleares, a diferencia de la obsoleta tipo Chernobyl, se construyen con mecanismos de seguridad redundantes y barreras de contención múltiples para minimizar el riesgo de accidentes catastróficos.

A efecto comparativo, podemos mencionar que los mayores accidentes, en términos de víctimas fatales, en el campo de la generación eléctrica están vinculados con la rotura de

diques de centrales hidroeléctricas. A esto deberíamos agregarles los accidentes fatales producidos en las explosiones de gasoductos, derrumbes en minas de carbón, derrames e incendios en la industria del petróleo, etc.

La tercera objeción que se suele escuchar es la relativa al manejo de los residuos radiactivos. La industria nuclear considera residuo radiactivo a cualquier material que contiene radionucleidos en concentraciones superiores a las establecidas por las autoridades competentes y para el cual no está previsto ningún uso. Los residuos radiactivos se pueden clasificar de diversas maneras en función de sus características, como por ejemplo, su estado físico (si son gases, líquidos o sólidos), por la radiación que emiten (alfa, beta o gamma), por su periodo de semidesintegración (vida corta, media o larga), y por su actividad específica (baja, media, alta).

No existe otra industria en donde el problema de los residuos sea considerado con más responsabilidad que en el caso de los desechos nucleares de origen civil. Si los residuos resultantes de la quema de combustibles fósiles, producción de herbicidas, insecticidas y productos químicos se manejaran con tanto cuidado como en el caso de los residuos nucleares, el problema ambiental generado por ellos dejaría de ser una preocupación mundial.

La [Figura 2.2](#) esquematiza la producción y gestión de residuos en una central nuclear.

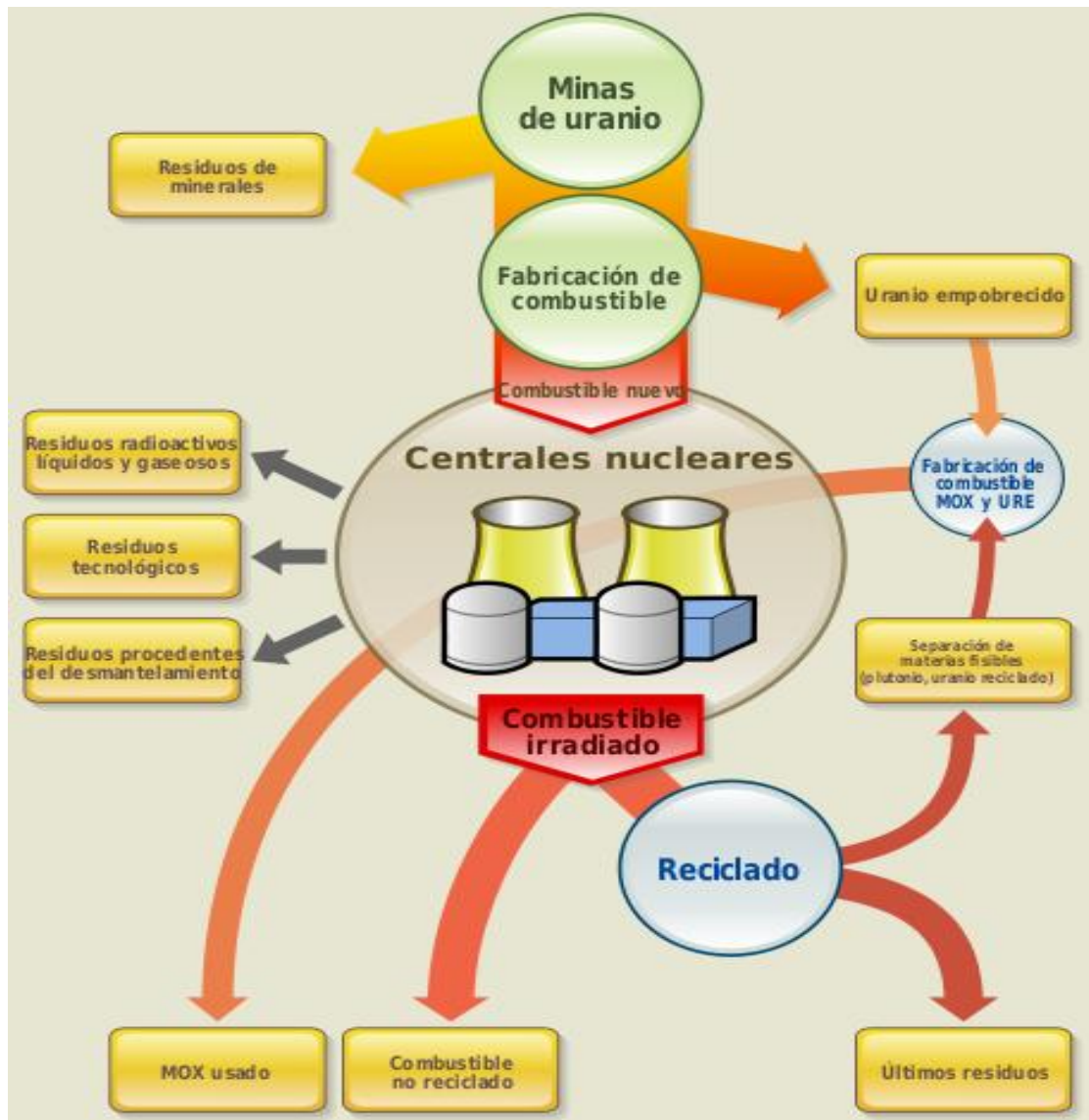


Figura 2.2: Producción y gestión de residuos.

Existen estrategias para tratar algunos de los residuos de forma más eficiente. Una de ellas se basa en el uso de centrales nucleares de nueva generación (Sistemas Asistidos por Aceleradores o ADS en inglés) que usan Torio como combustible adicional que degradan los desechos nucleares en un nuevo ciclo de fisión asistida. Esta técnica es llamada transmutación, y el primer proyecto será construido alrededor del 2014 por Bélgica (éste ADS se llamará Myrrha).

También existen métodos de aprovechamiento de algunos de los residuos peligrosos mediante el reciclado, separando los isótopos que pueden aprovecharse en aplicaciones médicas o industriales.

El "problema" de la generación nucleoléctrica es, hoy en día, un tema más psicológico y de deficiente información pública que un problema técnico.

Como posible alternativa a la emisión de Dióxido de Carbono, algunas organizaciones ambientalistas insisten invariablemente en el uso de las llamadas fuentes de energía renovables – Solar, Eólica, Biomasa, Geotérmica - sin embargo estas fuentes proveen únicamente el 2% del consumo de energía para uso comercial en el mundo.

La importancia de la industria nuclear radica en que equilibra el precio de la energía. Además, la nuclear es una energía disponible "las 24 horas del día" que, por lo tanto, contribuye a la seguridad de suministro y "hace posible apostar por las renovables".

"No queremos MW instalados, queremos MW productivos, que generen electricidad barata, creen empleo y generen industria", señala la presidenta del Foro de la Industria Nuclear Española, María Teresa Domínguez.

### 1.1. Desarrollo nuclear argentino

La ciencia y tecnología juegan un papel trascendental en la construcción, prestigio y poder de una Nación. Todo proyecto nuclear responde a un modelo de desarrollo nacional que, en última instancia, responde a un modelo de nación que se inspira en determinados ideales políticos y económicos vigentes en un determinado contexto témporo-espacial, local e internacional. La actividad nuclear en la Argentina estuvo promovida, financiada, y en gran medida ejecutada por el Estado. La política nuclear argentina fue coherente y continua en cuanto fue seguida por gobiernos tanto militares como civiles y de diferentes signos políticos. Fue toda una política de estado.

Las actividades nucleares comenzaron en Argentina, a nivel muy modesto, poco después del estallido en 1945 de la primera bomba atómica. Los esfuerzos se institucionalizaron y se consolidaron a partir de la creación, en 1950, de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) dejando atrás las actividades poco exitosas llevadas a cabo por un científico austriaco Ronald Richter quien había conseguido el apoyo del entonces Presidente Juan Domingo Perón. Desde allí, la CNEA pasó a concentrar, dirigir y desarrollar las actividades nucleares de Argentina.

El período comprendido entre 1950- 1958, estuvo caracterizado por la exploración de posibles yacimientos de Uranio y finaliza, en 1958, cuando comienza a funcionar el primer reactor argentino, el RAI, en el Centro Atómico Constituyentes, de 10 KW de potencia, totalmente construido en el país.

A mediados de 1960, la CNEA ya contaba con capacidad propia en programas de cálculo para determinación de masas críticas, flujos neutrónicos, espectros, reactividades, parámetros termohidráulicos, etc. y la correspondiente correlación con los valores experimentales. Esto se complementaba con grupos que trabajaban en regulación y control, seguridad radiológica y nuclear, blindajes, desarrollo de equipos e instrumentación nuclear. Entre 1958 y 1967, se destaca el desarrollo de las aplicaciones de los radioisótopos, de las fuentes internas de radiación y de la ingeniería de reactores experimentales. Se

establecieron las primeras plantas de concentración del mineral de Uranio, en Malargue (Mendoza) y en el yacimiento Don Otto (Salta).

A partir de 1958, se inicia una nueva fase: la construcción y operación de centrales nucleares, participando en la generación de energía del mercado eléctrico. Para la generación de energía eléctrica se optó, desde el comienzo, por la utilización de Uranio natural como combustible y agua pesada como moderador, aprovechando la circunstancia de que Argentina posee grandes reservas de Uranio en su territorio. En este mismo período, se construyó una planta de purificación del concentrado de Uranio en Córdoba y una planta experimental de reprocesamiento de elementos combustibles irradiados en el Centro Atómico de Ezeiza.

Las centrales nucleares que se construyeron durante este periodo son las siguientes:

- **ATUCHA I.** La CNEA firmó con SIEMENS (Alemania), a fines de 1967, el contrato por el suministro de ATUCHA I. En 1968, se comienza a construir – 40% de su costo fue de participación argentina, que incluía un 13 % de los componentes electromecánicos- y comenzó a operar en 1974. La primer central nuclear, ATUCHA I, es una central de 340 MW, instalada en la localidad de Lima, Partido de Zárate, en la Provincia de Buenos Aires. Ésta no sólo fue la primer central nuclear de Argentina sino también de América Latina. El diseño de la Central está basado en uno del tipo PWR (reactor de agua a presión). Emplea mezcla de Uranio natural (0,72%) y Uranio levemente enriquecido al 0,85%. Es refrigerada y moderada con agua pesada ( $D_2O$ ). Perteneció al tipo de reactores de agua pesada presurizada (PHWR, por sus siglas en inglés). El núcleo del reactor está compuesto de 252 posiciones con canales refrigerantes. Dentro de cada uno de ellos, se alojan los elementos combustibles que contienen el Uranio en forma de pastillas de Dióxido de Uranio ( $UO_2$ ) sinterizadas.
- **EMBALSE.** En 1974, se inició la construcción de la segunda central nuclear, la central nuclear EMBALSE, cronológicamente, la segunda central nuclear argentina y la máquina térmica más grande de Sud América. La misma se encuentra situada en la costa sur del Embalse del Río Tercero, Provincia de Córdoba, a 665 msnm. La central nuclear Embalse es de tipo CANDU (Canadian Uranium Deuterium) como las plantas similares que existen operando en Canadá, Corea del Sur, India, Rumania, Pakistán y China. Perteneció al tipo de centrales de tubos de presión, cuyo combustible es el Uranio natural y su refrigerante y moderador es el agua pesada. La carga y descarga del combustible se realiza durante la operación de la central y los valores de potencia nominal son: 600 MW de potencia eléctrica neta y 648 MW de potencia eléctrica bruta. La Central también produce el isótopo Cobalto 60, para aplicaciones en la medicina, la investigación y la industria, constituyéndose en uno de los principales abastecedores del mercado local y mundial.

El Plan Nuclear 1975-1985 de la CNEA, que marcó la cúspide del proceso nuclear argentino, preveía la construcción de tres centrales más, de 600 MW cada una, para la década del ochenta. Este plan no se cumplió por el deterioro económico del país y por decisiones gubernamentales que favorecieron otros desarrollos competitivos, como el hidroeléctrico. En 1973 se comienza la construcción de la tercera central nuclear, ATUCHA II, aún hoy en construcción.

En 1983, se alcanza un mayor dominio del ciclo completo de combustible nuclear cuando fue posible alcanzar la tecnología del enriquecimiento de Uranio y se llevó a cabo la construcción de una fábrica de agua pesada.

Durante el período 1990-2002, como también acontecía a nivel mundial, se pierde el entusiasmo en la actividad nuclear; se privatizan y/o cierran la mayoría de las empresas de la Dirección de Fabricaciones Militares (DGFm) y se divide en tres la CNEA: “Residual”, Autoridad Regulatoria Nacional (ARN) y Nucleoeléctrica Argentina Sociedad Anónima (NASA). Por otra parte, con la ratificación del Tratado de Tlatelolco en 1994 y la adhesión al Tratado de No Proliferación Nuclear (TNP) en 1995, la Argentina desactivó su desarrollo nuclear que era uno de los más importantes a nivel regional y mundial. Actualmente, desde el 2003 en adelante, el proyecto nuclear argentino parece cobrar un nuevo impulso. Los planes del gobierno consisten en la finalización de las obras de la tercera central nuclear ATUCHA II, iniciar los estudios para la construcción de una cuarta usina atómica y retomar la producción de Uranio enriquecido que se había interrumpido en 1980. Asimismo, el plan de relanzamiento del sector nuclear también prevé la extensión de la vida útil de la central de EMBALSE, ATUCHA I y el incremento de la producción de agua pesada en la planta neuquina de Arroyito.

La [Figura 2.3](#) muestra la ubicación geográfica de centros atómicos, centrales nucleares y plantas de agua pesada que se encuentran en nuestro país.

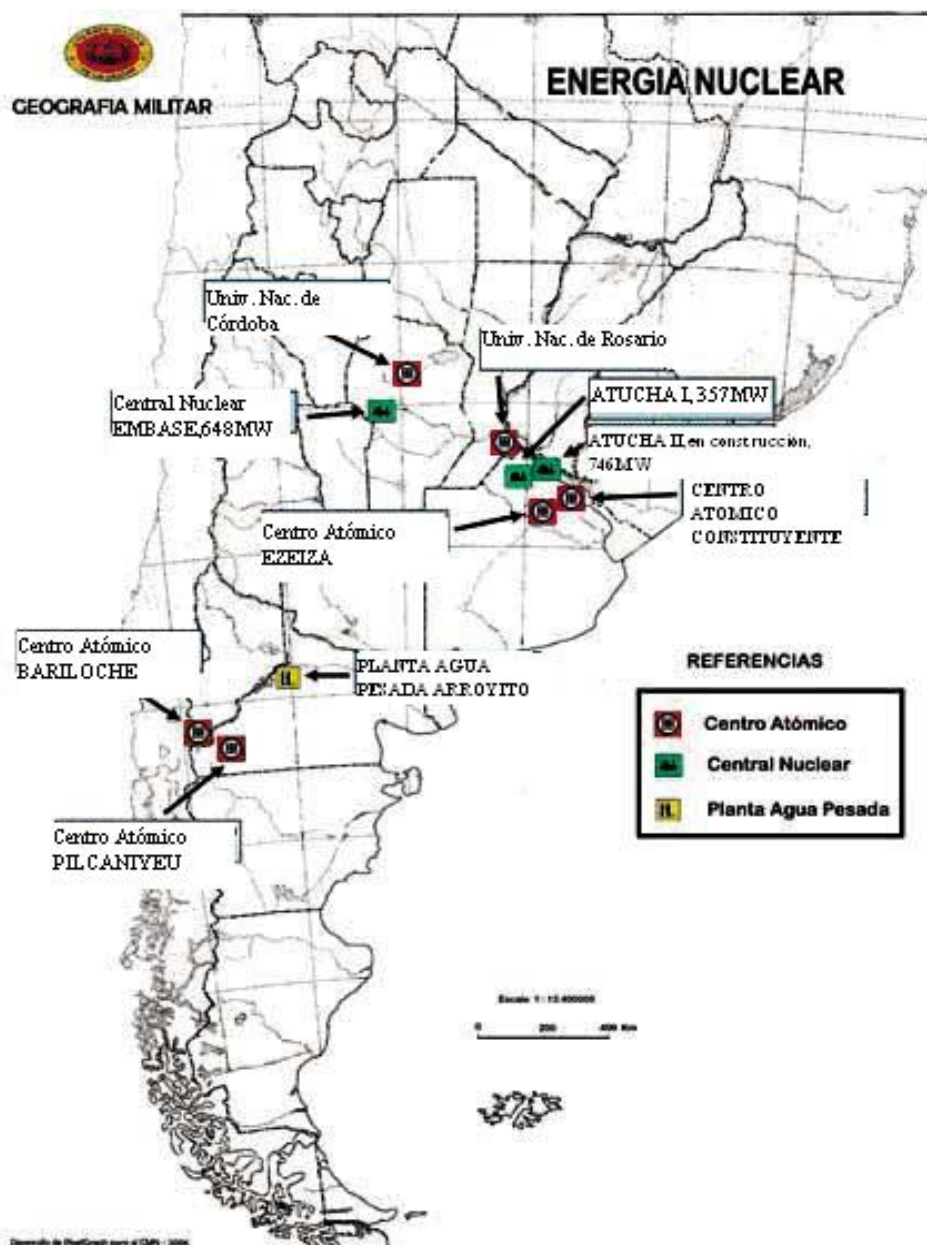


Figura 2.3: Ubicación geográfica de lugares vinculados al uso de la energía nuclear en Argentina.

## 2. Energía nuclear

La energía nuclear es aquella que se libera como resultado de una reacción nuclear. Se puede obtener por el proceso de fisión nuclear (división de núcleos atómicos pesados) o bien por fusión nuclear (unión de núcleos atómicos muy livianos). En las reacciones nucleares se libera una gran cantidad de energía debido a que parte de la masa de las partículas involucradas en el proceso, se transforma directamente en energía. A pesar de ello, los procesos nucleares siguen sus propias leyes de conservación que son: ley de conservación de la carga eléctrica, de la energía, del momento lineal, del momento angular, y del número de nucleones.

Esta transformación de masa en energía y viceversa, se puede explicar basándose en la relación masa-energía formulada por Albert Einstein, la cual tiene en cuenta que la energía relativista es la suma de las energías cinéticas de las partículas y sus energías en reposo. Ésta se conserva durante cualquier reacción nuclear.

La [Figura 2.4](#) muestra las energías de enlace nuclear según la masa atómica. En ella observamos que el rendimiento para la fusión es mayor que para la fisión.

Es la energía potencial nuclear contenida en cada nucleón de un átomo la que varía según el átomo. Este hecho es el que se conoce, normalmente, como defecto de masa y es el causante de que las reacciones de fisión y fusión liberen energía.

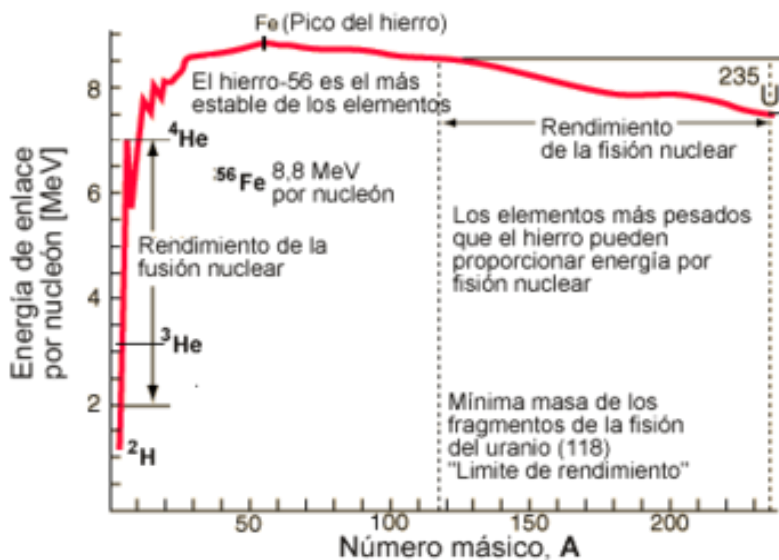


Figura 2.4: Energía de enlace por nucleón en función del número másico.

La función de la [Figura 2.4](#) tiene un máximo, el pico del Hierro. El Hierro es el elemento nuclearmente más estable de todos porque tanto para fusionarlo como para fisiónarlo hay que invertir energía adicional. La forma de la [Figura 2.4](#) se explica de la siguiente manera. Para átomos ligeros la fuerza nuclear fuerte es dominante pero esta fuerza sólo actúa a muy corto alcance mientras que las fuerzas repulsivas electromagnéticas entre protones son de largo alcance y actúan siempre en todos los protones. En los núcleos más pesados, sin embargo, las distancias entre muchos de los nucleones son demasiado grandes y la cohesión por interacción fuerte ya no es tan intensa. Por otro lado las fuerzas electromagnéticas de repulsión son cada vez más fuertes ya que hay más protones y éstas son de largo alcance. Así, a partir del Hierro, la barrera de potencial eléctrico que hay que romper para añadir un protón más al núcleo supera al beneficio energético que da la interacción fuerte al juntarlo con el resto de los nucleones. Esto también explica la suave pendiente de la energía obtenida por la fisión, ya que realmente viene dada por el exceso de potencial eléctrico por encima de la cohesión por interacción fuerte, mientras que la

energía de fusión es todo lo contrario, la energía la aporta la interacción fuerte que supera a las fuerzas repulsivas, sobre todo en los átomos más ligeros como el Hidrógeno o el Helio.

## 2.1. Fisión nuclear

En 1938, una prueba de bombardeo con neutrones llevó a Hahn y Strassman a encontrar un nuevo tipo de reacción nuclear, la cual que tiene lugar por la ruptura de un núcleo pesado ( $A > 230$ , siendo  $A$  en número másico) al ser bombardeado por neutrones a alta velocidad. A raíz de esta división el núcleo se separa en dos fragmentos acompañado de una emisión de radiación, liberación de 2 ó 3 neutrones y de una gran cantidad de energía. Los núcleos ligeros se logran estabilizar mediante la emisión de radiación gamma. Un tiempo después (de segundos a años), los núcleos ligeros se estabilizan mediante la emisión de partículas beta y más radiación gamma.

Esta reacción es la inversa de la fusión y se denomina fisión.

Una reacción de fisión del Uranio-235 se presenta en la [Figura 2.5](#), a la misma la expresamos de la siguiente manera

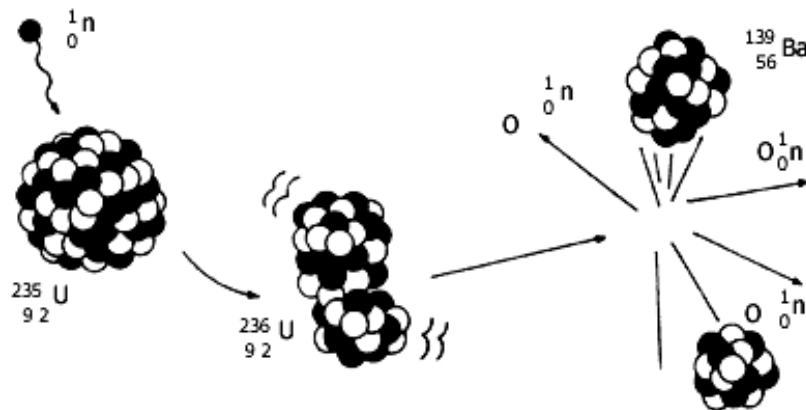
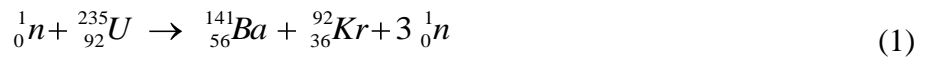


Figura 2.5: Reacción de fisión del Uranio-235.

La posibilidad de utilizar la fisión para producir potencia en una reacción en cadena proviene del hecho de que en cada proceso de fisión se emiten 2 ó 3 neutrones. La [Figura 2.6](#) da una idea de porqué sucede esto. La misma muestra los valores de  $Z$  (número atómico) y  $N$  (número de neutrones) de los núcleos que son más estables por cada valor de  $A$ . Estos núcleos están representados en la curva de la estabilidad. Todo núcleo cuya relación  $Z/N$  se aparte de ésta tenderá a modificar su composición en el tiempo, a fin de lograr una configuración más estable ([Eisberg, 1997](#)).

Por lo general, los fragmentos de la fisión no son simétricos. En vez de esto, uno de los fragmentos tiene valores de  $Z$  y  $N$  próximos a los números 50 y 82, presumiblemente porque esto es energéticamente más favorable. Pero ambos fragmentos tienen aproximadamente la misma relación  $Z/N$  que el núcleo fisionado. Ya que sus valores  $A$  son muchos más pequeños, sus razones  $Z/N$  son menores que  $A$  para los núcleos estables. Los fragmentos de la fisión tienden a tener relativamente muchos neutrones. La [Figura 2.7](#) proporciona más información sobre la asimetría de los fragmentos de la fisión representando la distribución de sus valores  $A$ .

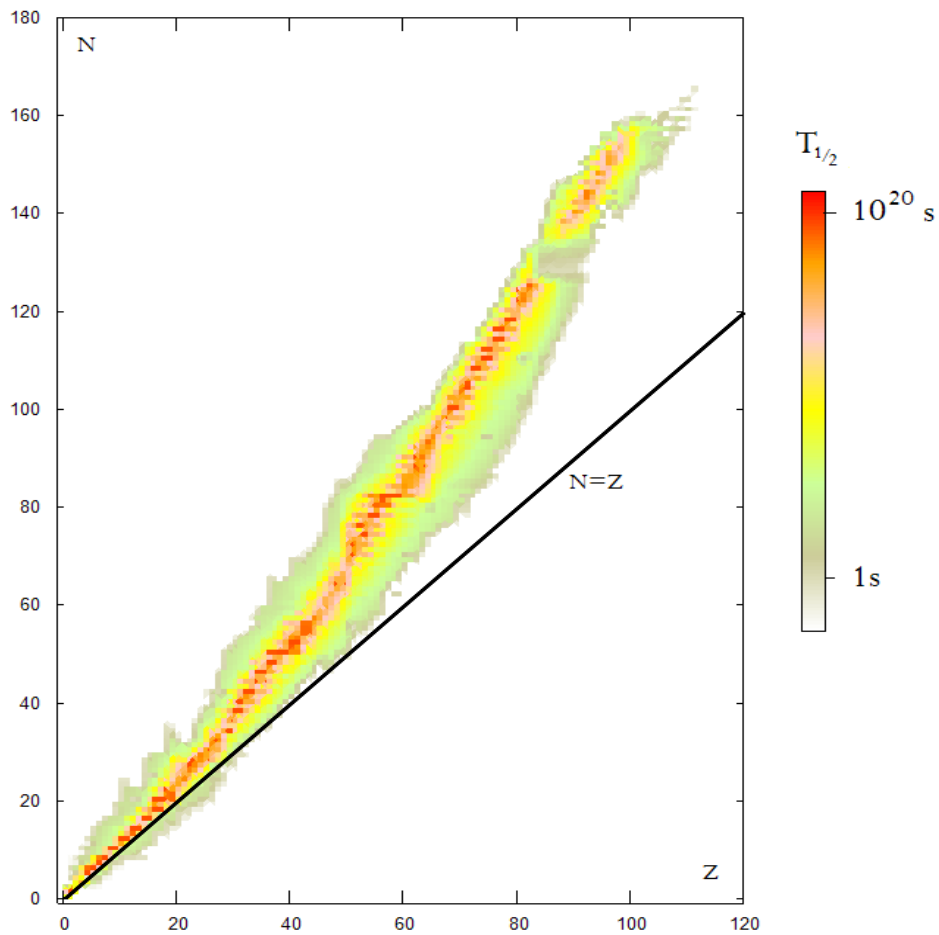


Figura 2.6: Curva de la estabilidad.

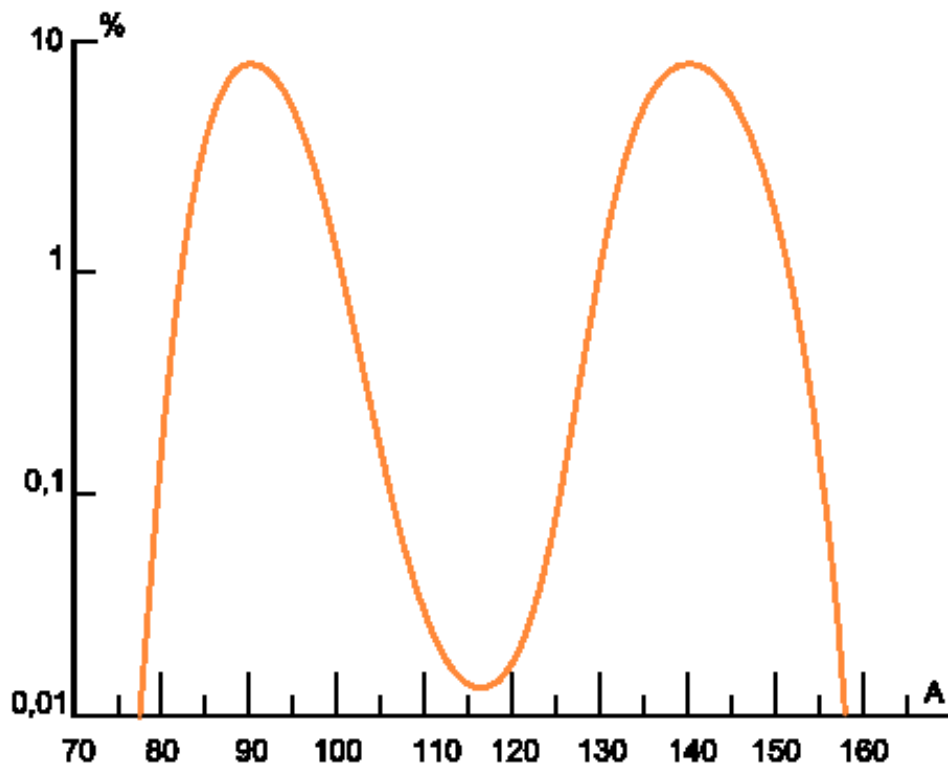


Figura 2.7: Espectro de masas de los fragmentos producidos en la fisión inducida por neutrones de baja energía del U-235.



En [Figura 2.7](#) observamos que de los productos resultantes de la fisión no son únicos, para cada nucleido particular existe una distribución de posibles productos de su fisión. Para el Uranio-235 la fisión más probable es aquella en la que uno de los productos de la fisión tiene una masa entre 90 y 100 y el otro una masa comprendida entre 133 y 143. El mínimo en la [Figura 2.7](#) indica la escasa probabilidad de que los productos de fisión tengan el mismo número másico.

## 2.2. Fusión nuclear

La fusión involucra dos núcleos de  $A$  muy bajo amalgamados para formar un núcleo más estable. La creciente estabilidad surge porque el valor de  $A$  del núcleo formado está cercano al valor 60, donde la energía de enlace por nucleón se maximiza (ver [Figura 2.4](#)).

Es correcto decir que la fusión es el fenómeno más importante de la naturaleza. La fusión de núcleos con  $A$  pequeño en movimiento térmico es la fuente de energía del Sol, en definitiva, es la fuente de energía de todos los procesos físicos y biológicos en la tierra. Esta es la razón para esperar que algún día la fusión sea utilizable directamente en la tierra para producir energía en un reactor de fusión.

Las reacciones de fusión son la fuente de energía de las estrellas y producen todos los elementos, excepto los más ligeros, en un proceso llamado nucleosíntesis. Aunque la fusión de los elementos más ligeros en las estrellas libera energía, la producción de los elementos más pesados absorbe energía.

Cuando la reacción de fusión es una cadena sostenida y fuera de control, puede resultar en una explosión termonuclear, como la generada por una bomba de hidrógeno. Las reacciones que no son autosuficientes aún pueden liberar una energía considerable, así como un gran número de neutrones.

Las investigaciones sobre la fusión controlada llevan más de 50 años persiguiendo el objetivo de obtener energía de fusión para la producción de electricidad. Este proceso ha pasado por extremas dificultades científicas y tecnológicas, pero, aún así, ha progresado. En la actualidad, las reacciones equilibradas y controladas (autosuficientes) de fusión, no han podido ser demostradas en los pocos reactores de tipo Tokamak que hay en el mundo. Está previsto que en torno al año 2018 entren en funcionamiento diseños viables para un reactor que, teóricamente, generará diez veces más energía de la requerida para calentar el plasma a la temperatura necesaria.

Se necesita mucha energía para forzar a los núcleos a fusionarse, incluso los del elemento más ligero, el Hidrógeno. Esto se debe a que todos los núcleos tienen una carga positiva (debido a sus protones), y como las cargas iguales se repelen, las fuerzas eléctricas son considerables. Acelerados a altas velocidades (esto es, calentados a temperaturas termonucleares, del orden de  $10^7$  K), pueden superar esta repulsión electromagnética y acercarse lo suficiente para que la interacción nuclear fuerte sea suficiente como para lograr la fusión. La fusión de núcleos más ligeros, que crea un núcleo más pesado y un neutrón libre, en general libera más energía de la que se necesita para forzar a los núcleos a acercarse; se trata de una reacción exotérmica que puede producir reacciones autosuficientes.

La energía liberada en la mayoría de las reacciones nucleares es mucho mayor que en las reacciones químicas, porque la energía de enlace que mantiene unido un núcleo es mucho mayor que la energía que mantiene unido al núcleo con un electrón. Por ejemplo, la energía de ionización ganada con la adición de un electrón a un átomo de Hidrógeno es 13.6 eV, menos de una millonésima de los 17 MeV liberada en la reacción DT (Deuterio –Tritio), reacción que se muestra en el diagrama de la [Figura 2.8](#).

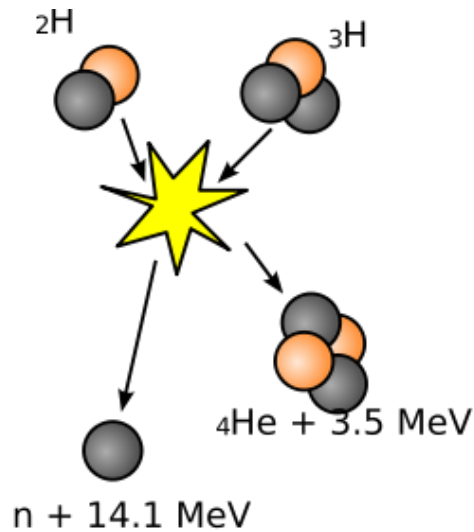


Figura 2.8: Fusión de Deuterio con Tritio.

### 3. ¿Qué es un reactor nuclear?

Es una instalación física donde se produce, mantiene y controla una reacción nuclear en cadena. Por lo tanto, en un reactor nuclear se utiliza un combustible adecuado que permita asegurar la normal producción de energía generada por las sucesivas fisiones. Algunos reactores pueden disipar el calor obtenido de las fisiones, otros sin embargo utilizan el calor para producir energía eléctrica.

#### 3.1. Elementos de un reactor

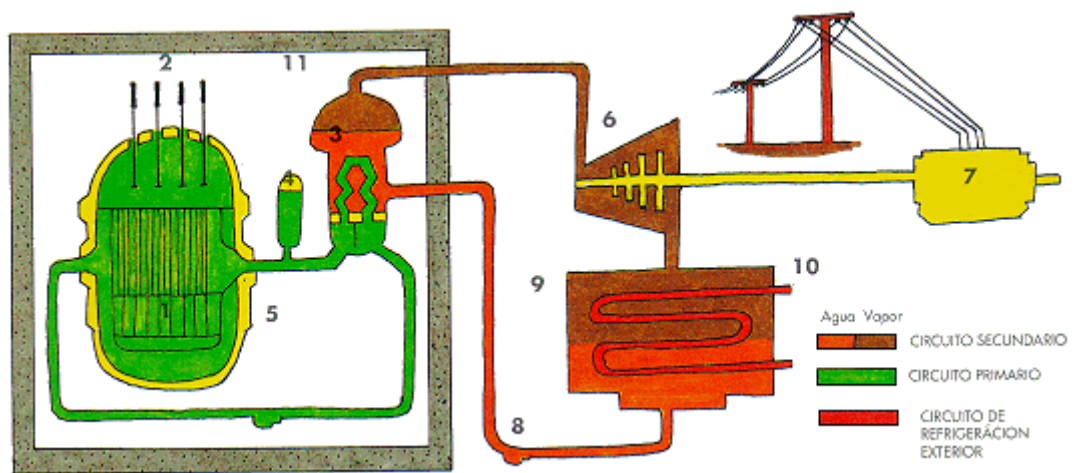


Figura 2.9: Elementos de un reactor nuclear.

1. Núcleo
2. Barras de control
3. Generador de vapor
4. Tubo de presión
5. Vasija
6. Turbina

7. Alternador
8. Condensador
9. Agua de refrigeración
10. Agua de refrigeración
11. Contención de hormigón

Los elementos, mostrados en la [Figura 2.9](#) y citados anteriormente, se describen a continuación.

- El combustible:

Material fisionable utilizado en cantidades específicas y dispuesto en forma tal, que permite extraer con rapidez y facilidad la energía generada. El combustible en un reactor se encuentra en forma sólida, siendo el más utilizado el Uranio bajo su forma isotópica de U-235. Sin embargo, hay elementos igualmente fisionables, como por ejemplo el Plutonio que es un subproducto de la fisión del Uranio.

En la naturaleza existe poca cantidad de Uranio fisionable, es alrededor del 0,7%, por lo que en la mayoría de los reactores se emplea combustible "enriquecido", es decir, combustible donde se aumenta la cantidad de Uranio 235.

- Barras de combustible:

Son el lugar físico donde se confina el combustible nuclear. Algunas barras de combustible contienen el Uranio mezclado en Aluminio bajo la forma de láminas planas separadas por una cierta distancia que permite la circulación de fluido para disipar el calor generado. Las láminas se ubican en una especie de caja que les sirve de soporte.

- Núcleo del reactor:

Está constituido por las barras de combustible. El núcleo posee una forma geométrica que le es característica, refrigerado por un fluido, generalmente agua. En algunos reactores el núcleo se ubica en el interior de una piscina con agua, a unos 10 a 12 metros de profundidad, o bien en el interior de una vasija de presión construida de acero.

- Barras de control:

Todo reactor posee un sistema que permite iniciar o detener las fisiones nucleares en cadena. Este sistema lo constituyen las barras de control, capaces de capturar los neutrones que se encuentran en el medio circundante. La captura neutrónica evita que se produzcan nuevas fisiones de núcleos atómicos del Uranio. Generalmente, las barras de control se fabrican de Cadmio o Boro, los cuales tienen una elevada sección eficaz.

- Moderador:

Los neutrones obtenidos de la fisión nuclear emergen con velocidades muy altas (neutrones rápidos). Para asegurar continuidad de la reacción en cadena, es decir, procurar que los "nuevos neutrones" sigan colisionando con los núcleos atómicos del combustible, es necesario disminuir la velocidad de estas partículas (neutrones lentos). Se disminuye la energía cinética de los neutrones rápidos mediante choques con átomos de otro material adecuado, llamado moderador.

Se utiliza como moderador el agua natural (agua ligera), el agua pesada (deuterada), el Carbono (grafito), etc.

- Refrigerante:

El calor generado por las fisiones se debe extraer del núcleo del reactor. Para lograr este proceso se utilizan fluidos en los cuales se sumerge el núcleo. El fluido no debe ser

corrosivo, debe poseer gran poder de absorción calorífico y tener pocas impurezas. Se puede utilizar de refrigerante el agua ligera, el agua pesada, el anhídrido carbónico, etc.

- Blindaje:

En un reactor se produce gran cantidad de todo tipo de radiaciones, las cuales se distribuyen en todas direcciones. Para evitar que los operarios del reactor y el medio externo sean sometidos indebidamente a tales radiaciones, se utiliza un adecuado "blindaje biológico" que rodea al reactor. Los materiales más usados en la construcción de blindajes para un reactor son el agua, el plomo y el hormigón de alta densidad, con al menos 1,5 metros de espesor.

### 3.2. Seguridad en los reactores nucleares

Este sistema básicamente está constituido por las barras de control, por diversa instrumentación de monitoreo y por el sistema de contención.

Las barras de control son accionadas por una serie de sistemas mecánicos, eléctricos o electrónicos, de tal manera de asegurar con rapidez la extinción de las reacciones nucleares.

La instrumentación de monitoreo se ubica en el interior o en el exterior del núcleo del reactor y su finalidad es mantener una vigilancia constante de aquellos parámetros necesarios para la seguridad: presión, temperatura, nivel de radiación, etc.

- Sistemas de contención.

La [Figura 2.10](#) muestra la serie de barreras múltiples que impiden el escape de la radiación y de los productos radiactivos que constituyen el sistema de contención.

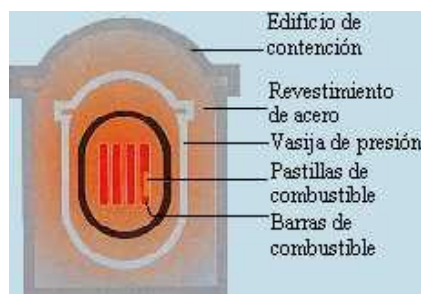


Figura 2.10: Sistema de contención.

La primera barrera, en cierto tipo de reactores, es un material cerámico que recubre el Uranio utilizado como elemento combustible.

La segunda barrera es la estructura que contiene al Uranio, es decir, se trata de las barras de combustible.

La tercera barrera es la vasija que contiene el núcleo del reactor. En los reactores de potencia se denomina vasija de presión y se construye de un acero especial con un revestimiento interior de acero inoxidable.

La cuarta barrera lo constituye el edificio que alberga al reactor en su conjunto. Se conoce con el nombre de "edificio de contención" y se construye de hormigón armado de, a lo menos, 90cm. de espesor. Se utiliza para prevenir posibles escapes de productos radiactivos al exterior, resistir fuertes impactos internos o externos, soportar grandes variaciones de presión y mantener una ligera depresión en su interior que asegure una entrada constante de aire desde el exterior, de tal forma de evitar cualquier escape de material activado.

### 3.3. Tipos de reactores nucleares

Existen varios criterios para clasificar los distintos tipos de reactores:

- Según la velocidad de los neutrones que emergen de las reacciones de fisión, tenemos reactores rápidos o bien reactores térmicos.
- Según el combustible utilizado, hay reactores de Uranio natural (la proporción de Uranio utilizado en el combustible es muy cercana a la que posee en la naturaleza) y de Uranio enriquecido (se aumenta la proporción de Uranio en el combustible).
- Según el moderador utilizado, existen reactores que tienen como moderador el agua ligera, el agua pesada o el grafito.
- Según el refrigerante utilizado, podemos encontrar los refrigerados por agua (ligera o pesada), un gas (anhídrido carbónico, aire), vapor de agua, sales u otros líquidos. Estos materiales pueden actuar en cierto tipo de reactores como refrigerante y moderador a la vez.

Nos concentramos en dos tipos de reactores:

- Reactores de investigación: utilizan los neutrones generados en la fisión para producir radioisótopos o bien para realizar diversos estudios en materiales.
- Reactores de potencia: estos reactores utilizan el calor generado en la fisión para producir energía eléctrica, desalinización de agua de mar, calefacción, o bien para sistemas de propulsión.

Hay dos tipos de reactores de potencia de mayor uso en el mundo: el reactor de agua en ebullición y el reactor de agua a presión.

#### 3.3.1. Reactor de Agua en Ebullición

El Reactor de Agua en Ebullición (BWR, por sus siglas en inglés), ha sido desarrollado principalmente en Estados Unidos, Suecia y Alemania.

Utiliza agua natural purificada como moderador y refrigerante. Como combustible dispone de Uranio-238 enriquecido con Uranio-235, el cual como se sabe, facilita la generación de fisiones nucleares.

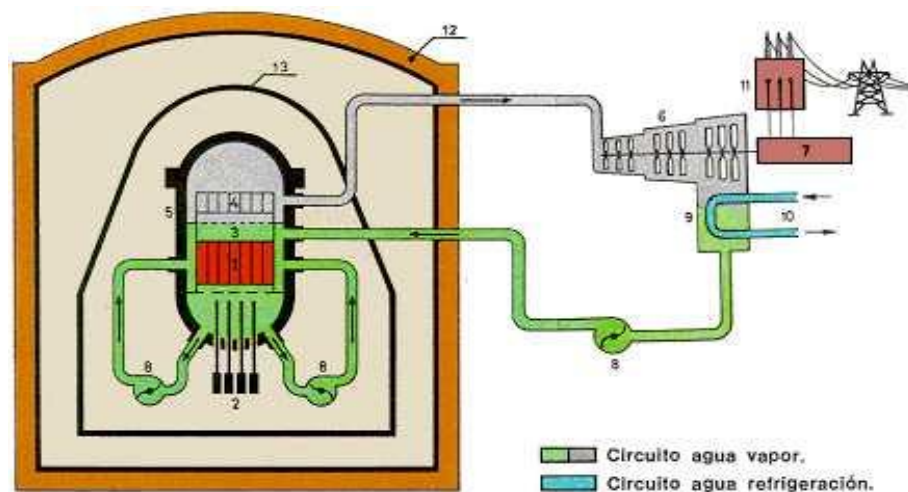


Figura 2.11: Reactor de Agua en Ebullición.

El calor generado por las reacciones en cadena se utiliza para llevar el agua a la ebullición. El vapor producido se introduce en una turbina que acciona un generador eléctrico. El vapor que sale de la turbina pasa por un condensador, donde es transformado nuevamente en agua líquida. Posteriormente vuelve al reactor al ser impulsada por una bomba adecuada. La [Figura 2.11](#) esquematiza un BWR y sus elementos los cuales detallamos a continuación.

1. Núcleo del reactor
2. Barras de control
3. Cambiador de calor (generador de vapor)
4. Tubo de presión
5. Vasija
6. Turbina
7. Alternador
8. Bomba
9. Condensador
10. Agua de refrigeración
11. Transformador
12. Recinto de contención de hormigón armado
13. Contención primaria de acero.

### 3.3.2. Reactor de Agua a Presión

Los Reactores de Agua Presurizada (PWR, por sus siglas en inglés), son ampliamente utilizados en Estados Unidos, Alemania, Francia y Japón.

El refrigerante es agua sometida a gran presión. El moderador puede ser agua o bien grafito. Su combustible también es Uranio-238 enriquecido con Uranio-235. El reactor se basa en el principio de que el agua sometida a grandes presiones puede evaporarse sin llegar al punto de ebullición, es decir, a temperaturas mayores de  $100^{\circ}\text{C}$ . El vapor se produce a unos  $600^{\circ}\text{C}$ , el cual pasa a un intercambiador de calor donde es enfriado y condensado para volver en forma líquida al reactor. En el intercambio hay traspaso de calor a un circuito secundario de agua. El agua del circuito secundario, producto del calor, produce vapor, que se introduce en una turbina que acciona un generador eléctrico.

La [Figura 2.12](#) esquematiza un PWR, la lista que se encuentra a continuación de la misma indica sus componentes.

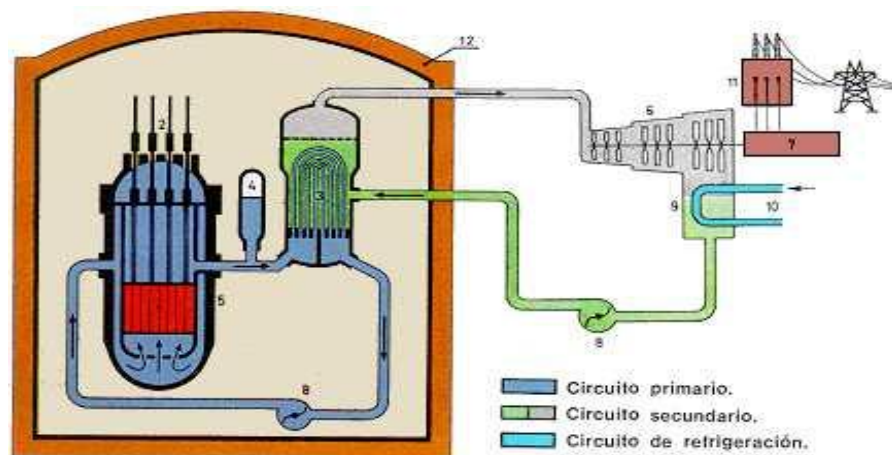


Figura 2.12: Reactor de Agua a Presión.

1. Núcleo del reactor
2. Barras de control
3. Cambiador de calor (generador de vapor)
4. Presionador
5. Vasija
6. Turbina
7. Alternador
8. Bomba
9. Condensador
10. Agua de refrigeración
11. Transformador
12. Recinto de contención de hormigón armado.

#### **4. Conclusiones**

En los últimos años estamos asistiendo a una auténtica guerra de informaciones en torno a la cuestión del renacimiento de la energía nuclear en el mundo. De un lado, tenemos la propaganda pronuclear que presiona sobre los medios de comunicación y las instituciones, haciendo aparecer como hecho ineluctable el resurgimiento de su industria. Del otro lado, tenemos a los grupos ecologistas y otros críticos que insisten en el carácter declinante y crepuscular de la industria del átomo y en la imposibilidad de dicha industria. Como es de esperar, en ambos casos, se mezcla un poco la realidad con los deseos y se trata, como en las grandes batallas y en los campeonatos deportivos, de invadir el campo contrario con el canto desmoralizador de una victoria aplastante que ninguno de los dos bandos ha alcanzado todavía.

Se acostumbra a asociar la palabra radioactividad a las centrales nucleares o a las armas nucleares, sin embargo, el hombre convivió con ella desde sus orígenes. De la dosis total que recibimos por vivir en este planeta más del 82% proviene de fuentes naturales e inevitables. El resto, un 16% proviene del uso de radiación en el campo de la salud, lo cual tiene su justificación por los beneficios que provee. Si en el mundo cerramos todas las centrales nucleares y se prohíben todos los usos de la radiación, salvo los médicos, sólo estaríamos reduciendo menos del 1% de la dosis media recibida por cada uno de nosotros.

Se podría decir que ni hoy ni a mediano plazo existen fuentes de energía en gran escala económicamente competitivas, que no sean la nuclear o hidroeléctrica, que puedan reemplazar la utilización masiva de combustibles fósiles. Deberíamos considerar una provisión diversificada de energía donde todas las fuentes no contaminantes contribuyan a la generación eléctrica en la proporción que, económica y geopolíticamente, resulten más convenientes para cada país.

En este trabajo los datos fueron obtenidos de un BWR en operación; una central nuclear de potencia de 900 MW. Es necesario aclarar, que nuestro país no dispone aún de este tipo de reactores.

### **III. ANÁLISIS DE FLUCTUACIÓN DE SEÑALES**

#### **1. Introducción**

El término ruido es comúnmente usado en la actualidad en diversas áreas de la ciencia y la ingeniería, en cada una de ellas su significado es diferente. En general, esta palabra da idea de un fenómeno aleatorio, para distinguirlo de un fenómeno regular. Es aplicable también, a cualquier tipo de señal o flujo de información (Thie, 1981).

En un reactor nuclear encontramos factores aleatorios en diferentes casos, como por ejemplo, cuando la población de neutrones es relativamente baja. Estos fenómenos, se manifiestan debido a los efectos de los neutrones solamente. Por otro lado, ante una población alta igual se hacen presente debido a otras perturbaciones, como por ejemplo, en el proceso de ebullición de un BWR; cambiando localmente la cantidad de flujo del refrigerante cambia el flujo neutrónico.

El análisis del ruido neutrónico o de fluctuación de señales nos permite obtener información sobre la dinámica de un reactor nuclear.

Existen dos métodos para clasificar los ruidos encontrados en reactores:

1) Clasificación acorde a la fuente de ruido. Este puede ser un proceso dentro del propio reactor nuclear, como el ruido neutrónico o ruido debido a la ebullición. También puede ser inducido en un reactor por el medio que lo rodea o equipo asociado al mismo. Este tipo de ruido inducido se caracteriza por ser automático y no controlable.

2) Clasificación acorde al sistema variable que contiene el ruido. En los reactores, particularmente en los reactores nucleares de potencia, el equipo instrumental existente provee varias señales, los parámetros en el sistema primario del núcleo del reactor son de nuestro interés, como por ejemplo, el flujo neutrónico, la temperatura, la presión, la posición de las barras de control, la posición de las válvulas y la velocidad de las turbinas. En todos los casos, el 'ruido' que nos interesa debe distinguirse del ruido de fondo o ruido que interfiere en una señal.

Las fuerzas fundamentales en el fluido de un BWR que perturban los internos son:

- 1) La recirculación del agua saturada.
- 2) El volumen gaseoso generado en el núcleo y que sale de los separadores y secadores de vapor.
- 3) El retorno del agua que se mezcla con el agua circulante saturada.

Evidentemente, el movimiento del fluido hacia y sobre el núcleo son los dos principales lugares donde las fuerzas hidráulicas son importantes, sugiriendo áreas para monitorear el movimiento mecánico.

De importancia fundamental para monitorear la dinámica nuclear de los internos del núcleo de un reactor nuclear son los detectores de fisión instalados permanentemente o monitores en el rango de potencia local (LPRM, por sus siglas en inglés). Cuatro de estos últimos son localizados en cada tubo instrumental. La completa distribución radial y axial del núcleo, usando las fluctuaciones de estos detectores, hace que sus condiciones mecánicas e hidráulicas puedan ser monitoreadas.

En este trabajo es de interés estudiar las fluctuaciones neutrónicas, nuestro objetivo es extraer la mayor cantidad de información relacionada a fallas tempranas, usando la técnica de Análisis de Fluctuación de Señales la cual involucra información de los componentes de una señal que varía en el tiempo (presión o temperatura en los internos de un reactor).



Esta técnica, a pesar de haber sido usada por más de 35 años, presenta aún discrepancias entre los modelos teóricos y los datos experimentales.

## **2. Sistemas de monitoreo para el ruido neutrónico en BWR**

En algunos casos, avances en el diseño para una eficiente operación de una planta de energía nuclear pueden hacer que eventos imprevistos aumenten (Mori, et.al. 2003).

Es razonable pensar en el análisis de señales como una herramienta efectiva para monitorear efectos indeseados ya que éstas son ricas en información acerca del complejo comportamiento de la dinámica del núcleo. Además este análisis es de bajo costo, ya que utiliza la instrumentación existente de señales, requiriendo del desarrollo de sistemas de monitoreo específico, de un cuidadoso procesamiento de las señales y de una correcta interpretación física.

Distintas estrategias en el diseño del núcleo del reactor pueden afectar su comportamiento dinámico, provocando cambios en los parámetros físicos del reactor tales como coeficientes de reactividad de temperatura o fracción volumétrica gaseosa (también llamado coeficiente volumétrico de vacío). Ellos también afectan el comportamiento de la actividad termo-hidráulica del núcleo. Así se incrementa la densidad de potencia y el tamaño del núcleo induce a complicados fenómenos de estabilidad tales como una oscilación regional del flujo de neutrones. El monitoreo de oscilaciones mecánicas es importante para predecir fenómenos no anticipados.

Los dispositivos a monitorear, las señales y los métodos usados en el monitoreo varían de acuerdo a la región del reactor en la que se implementa. La [Tabla 3.1](#) presenta un resumen de los distintos casos. En la misma, APRM se refiere a monitores en el rango de potencia promedio, mientras que LPRM a monitores en el rango de potencia local.

Teniendo en cuenta que la cuestión de seguridad un lugar preponderante en todos los productos fabricados por el hombre, es de esperarse que un incremento en la seguridad y eficiencia de una central nuclear de potencia requiera de instrumentación adicional, lo que a su vez requiere de mayor inversión de capitales, mayor complejidad en las señales, esfuerzo y personal extra tanto en la operación como en el mantenimiento.

Por el contrario, el Análisis de Fluctuación de Señales es una técnica confiable, segura y de bajo costo para estudiar las condiciones locales en un BWR bajo un cuidadoso procesamiento de las señales y una correcta interpretación física de los resultados.

Las investigaciones acerca de las fluctuaciones del flujo a dos fases continúan todavía. El análisis de las fluctuaciones neutrónicas inducidas es importante para caracterizar propiedades relevantes del flujo tales como propagación, estructura y dinámica del flujo. Nuestro objetivo, es acortar la distancia existente entre el entendimiento teórico y los resultados experimentales en el campo del monitoreo de los internos de un reactor nuclear de potencia.

<i>Área</i>	<i>Ítems que se monitorean</i>	<i>Señales usadas en monitores</i>	<i>Métodos</i>
Parámetros Físicos del Reactor	Coeficiente de reactividad en el vacío	APRM, Flujo en el núcleo	Modelo AR y funciones de transferencia
	Coeficiente de reactividad de temperatura	Temperatura	Análisis de Factores
Estabilidad del reactor	Estabilidad del núcleo	LPRM	Modelo AR, Análisis de las componentes independientes
	Estabilidad de los canales de combustible	LPRM	Modelo AR
Termo hidráulica	Cambio en el balance del flujo	Caída de presión, flujo en el núcleo, flujo en las turbinas	Conservación de la masa y del momento
	Cambio en el balance de calor	Flujo en el núcleo, caída de presión, temperatura	Conservación de la energía y de la masa
	Razón de flujo en el núcleo	LPRM, caída de presión en el núcleo, temperatura	Modelo del flujo de arrastre y función correlación
	Validación de señales de los sensores	Flujo de presión, temperatura, nivel del agua	Modelos de regresión, redes neuronales
Mecánica	Tubo instrumental y vibración de canales de combustible	LPRM	Densidad de potencia espectral y función coherencia

Tabla 3.1: Dispositivos a monitorear con sus respectivos algoritmos.

### 3. Fluctuación de Señales

La fórmula unificada que nos permite considerar varias técnicas de monitoreo de los componentes internos de un reactor vía el análisis de Fluctuación de Señales es:

$$\Phi(r, w) = \int_{V_R} G(r, r', w) S(r', w) dr' \quad (2)$$

La Ecuación 2 expresa de una manera matemática formal, la relación causa-efecto entre una perturbación  $S(r', w)$  y la fluctuación neutrónica medida  $\Phi(r, w)$  en la posición  $r$  y a la frecuencia  $w$  (Lewis, 2008).

A partir de ahora trataremos de entender un poco más acerca de la componente fluctuante *real* y, también, extraer información de esta componente que viaja desde abajo hacia arriba en el canal de instrumentación.

### 3.1 ¿Cómo extraer información útil de los datos?

Considerando las diversas técnicas de monitoreo de las condiciones locales del refrigerante vía el análisis de ruido neutrónico como un problema inverso, podemos formular una aproximación sistemática para correlacionar y/o evaluar técnicas diferentes entre sí, combinando la siguiente información: a) los resultados de los parámetros observables medidos; b) información a priori de los parámetros del modelo y c) información de las correlaciones físicas entre los parámetros observados y los parámetros del modelo.

Para Menke (1989) el problema inverso es simplemente un conjunto de métodos usados para extraer información útil de nuestro entorno a partir de medidas físicas o datos. La información útil vendrá especificada como valores numéricos de alguna propiedad de ese entorno. Estas propiedades constituyen los parámetros del modelo. Se presupone que hay algún método específico (normalmente una teoría matemática o modelo) que relaciona los parámetros con los datos. El problema inverso contrasta con el problema directo en el cual se predicen los datos a partir de los parámetros y de un modelo. Normalmente el problema inverso es más difícil de resolver que su correspondiente problema directo.

La teoría del problema inverso en su sentido más amplio ha sido utilizada por los investigadores que trabajan con métodos geofísicos. En este caso, estos investigadores tratan de entender lo sucedido en el interior de la Tierra sólo con datos obtenidos desde su superficie; pero este aparece en muchas ramas de las ciencias físicas, tales como la tomografía médica, el procesado de imágenes o el ajuste de curvas.

Matemáticamente, un problema mal condicionado es aquel en el que pequeñas variaciones (o errores) en los datos provocan grandes variaciones en los parámetros. Los problemas son indeterminados por dos razones: la falta intrínseca de datos y/o los errores en los datos y en el modelo (Tarantola, 1987). En consecuencia un problema inverso no tiene una solución única, es decir, puede haber más de una solución (conjunto de parámetros) que satisfagan los datos con un error prescrito. La 'regularización' consiste básicamente, en introducir alguna clase de información a priori para estabilizar el problema.

En este trabajo nos planteamos un estudio fenomenológico del problema a partir de la siguiente pregunta: ¿en qué forma podemos modificar la información a priori de algunos parámetros del modelo, a partir de inciertos resultados de algún experimento y dada una ley física relativamente incierta que relaciona los parámetros observables con los del modelo?

Cuando se trabaja con una aplicación real, con datos obtenidos directamente del problema (Herrera, 2004), surge el preprocesamiento de datos como una necesidad para abordar y simplificar el problema.

Según Zhang, et al. (2003) el Preprocesamiento de Datos y/o la Preparación de Datos engloban todas aquellas técnicas de análisis de datos que permite mejorar la calidad de un conjunto de datos de modo que las técnicas de extracción de conocimiento de datos puedan obtener mayor y mejor información.

Una ventaja: El preprocesamiento de datos permite aplicar modelos de forma más rápida y sencilla, obteniendo modelos y/o patrones de más calidad, lo que se traduce en precisión y/o interpretabilidad.

Un inconveniente: El preprocesamiento de datos no es un área totalmente estructurada con una metodología concreta de aplicación para todos los problemas.

Cada problema puede requerir una aplicación diferente, utilizando diferentes herramientas de preprocesamiento.

Con el objetivo de estabilizar el problema, es decir, trabajar con datos consistentes, es preciso considerar que:

- 1) Los datos reales pueden ser impuros, pueden conducir a la extracción de patrones y/o reglas poco útiles, esto puede deberse a:
  - Datos incompletos, falta de valores de atributo;
  - Datos con ruido;
  - Datos inconsistentes (incluyendo discrepancias)
- 2) La preparación de datos puede generar un conjunto de datos más pequeño que el original, o lo que es lo mismo una selección relevante de datos; reducción de datos.
- 3) La preparación de datos genera ‘datos de calidad’, los cuales pueden conducir a patrones/reglas de calidad. Por ejemplo, podemos recuperar información incompleta, eliminar outliers, resolver conflictos...

Como métodos alternativos y con mayor consistencia de análisis, surgen técnicas emergentes que de algún modo proveen medios para la preparación y selección de los datos (Colmenares, 2004).

Algunos de los métodos de preprocesamiento se detallan a continuación:

- 1) La exploración de datos (*data mining*) para la búsqueda de patrones consistentes y una relación sistemática entre variables.

No identifica las relaciones específicas entre las variables.

El proceso consiste en:

- Exploración;
- Construcción del modelo;
- Definición de patrones.

- 2) La organización de datos multivariantes (*data warehousing*) para facilitar futuras recuperaciones de información.

No identifica las relaciones específicas entre las variables.

El proceso consiste en:

- Relaciones de búsquedas exhaustivas entre grandes bases de datos;
- Extracción de variables;
- Creación de nuevos conjunto de datos.

- 3) Análisis exploratorio de datos o exploración de datos usando una gran variedad de técnicas de análisis multivariante para la búsqueda de patrones sistemáticos.

Identifica las relaciones específicas entre las variables

El proceso consiste en:

- Métodos exploratorios de estadística básica;
- Técnicas exploratorias multivariantes;
- Aplicación estadística sobre los datos, incluyendo grandes volúmenes de datos.

En nuestro caso, utilizando los datos de una central nuclear de potencia en operación, obtenidos de cuatro detectores situados a diferentes alturas en un mismo canal de instrumentación, aplicamos un método de preprocesamiento simple. Considerando que un detector neutrónico dentro del reactor se verá influenciado por la suma de efectos locales y globales debidos a la componente de la fracción volumétrica gaseosa local, cerca del detector y la componente global sobre todo el núcleo es que llevamos a cabo un preprocesamiento de las señales que consiste en sustraer, a cada señal del detector, el promedio de los cuatro detectores en el mismo canal.

Más adelante analizaremos distintos modelos matemáticos, que surgen de aplicaciones estadísticas, en busca del adecuado para describir el flujo a dos fases en el refrigerante de un reactor nuclear.

### 3.2. Análisis de la señal

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, Kaki, et al. 1999, Windecker, et al. 2001, Lewis, 2008). Para calcular la fracción de neutrones  $\delta R$  en un detector neutrónico ante la fluctuación arbitraria de la densidad  $\delta\rho(r, w)$  (Stekelenburg et al., 1993) usamos la siguiente expresión

$$\delta R(w) = \iiint dV dE d\Omega \Sigma_d(r, E) \delta\phi(r, w, E, \Omega) \quad (3)$$

donde  $w$  es la frecuencia angular,  $V$  es el volumen de integración,  $E$  es la energía de los neutrones,  $\Omega$  es la dirección del ángulo sólido,  $\Sigma_d(r, E)$  es la sección eficaz macroscópica del detector y  $\phi(r, w, E, \Omega)$  es la densidad de flujo neutrónico. Definiendo una función de peso apropiada  $F(r, w)$  obtenemos

$$\delta R(w) = \int dV F(r, w) \delta\rho(r, w) \quad (4)$$

Por lo tanto, integrando todas las densidades de ruido de la fuente, pesadas por una función  $F$ , sobre todo el volumen del núcleo podemos calcular la fluctuación esperada de la señal a partir de una dada distribución de ruido en una fuente.

La fluctuación de densidad de la fuente  $\delta\rho(r, w)$  se considera la componente fluctuante viajera. Si consideramos la fracción volumétrica gaseosa entre dos diferentes posiciones,  $r$  y  $r'$ , podemos generalizar la Ecuación 4 para volver a obtener la Ecuación 2.

Cuando una señal del detector es analizada, se puede obtener la fluctuación de densidad a partir de la señal medida (Roston, et al. 2008). Sin embargo, sin cierta información a priori de las características peculiares de la fluctuación de densidad y el conocimiento de la función  $F(r, w)$  no es posible resolver el problema inverso.

Es razonable tratar de identificar la velocidad del fluido derivada de las medidas del tiempo de tránsito con el flujo volumétrico. Es posible inferir cambios en la razón de crecimiento del flujo combinando los valores calculados del tiempo de tránsito como una función del flujo con las mediciones periódicas del tiempo de tránsito sobre el ciclo de operación del reactor (Chaudary, et al. 1995).

Las técnicas de cálculo del tiempo de tránsito del flujo a dos fases de BWR por medio de la correlación cruzada de las señales de dos detectores neutrónicos separados axialmente son conocidas. Fluctuaciones en el coeficiente volumétrico de vacío originan fluctuaciones en las señales del detector. Ambas son afectadas por disturbios viajeros, pero la señal detector superior tiene un tiempo de retraso que es igual al tiempo para que la perturbación viaje desde abajo hacia arriba del detector.

La estimación del tiempo de retardo a través del método de correlación cruzada se torna incierta cuando las señales involucradas están dominadas por una componente fluctuante periódica. Éste es nuestro caso, por lo tanto es conveniente usar el método Análisis Cruzado de Espectros (Jenkins, et al. 1968, Thie, 1981).

El tiempo de retardo se estima a partir del ángulo de fase de la función compleja definida por

$$S_{xy}(f) = \frac{1}{T} X^*(f)Y(f) \quad (5)$$

donde el símbolo \* indica complejo conjugado y  $X(f)$  e  $Y(f)$  son las transformadas de Fourier de las señales  $x(t)$  e  $y(t)$  respectivamente (Box, et al. 1976, Hamilton, 1994). Las

fórmulas para  $x(t)$  en el dominio temporal y  $X(f)$  en el dominio de las frecuencias pueden escribirse como

$$x(t) = \int_{-\infty}^{\infty} X(f) \text{Exp}(i\omega t) df \quad (6)$$

$$X(f) = \lim_{T \rightarrow \infty} \int_{-T/2}^{T/2} x(t) \text{Exp}(-i\omega t) dt \quad (7)$$

El ángulo de fase de esta función está dado por

$$\theta(f) = \text{Exp}(i2\pi f \tau) \quad (8)$$

De esta expresión podemos calcular

$$\tau = \frac{-1}{2\pi} \frac{d\theta(f)}{df} \quad (9)$$

La [Ecuación 9](#) indica que el tiempo de retardo  $\tau$  está dado por la pendiente del ángulo de fase.

En el análisis de la fluctuación de señales del reactor,  $y(t)$  contiene no solamente  $x(t + \tau)$  sino también otras componentes, posiblemente independientes de  $x(t)$ .

Resulta claro que la eficacia de este método depende fuertemente de la intensidad relativa de la componente de retardo en la fluctuación de la señal completa. Se obtiene información acerca de esta intensidad relativa a través de una función llamada coherencia definida por

$$\gamma^2(f) = \frac{\|S_{xy}(f)\|^2}{S_{xx}(f)S_{yy}(f)} \quad (10)$$

En otras palabras, la función coherencia es una medida de cuánto se puede predecir  $y(t)$  a partir de  $x(t)$ , o viceversa. Teniendo en cuenta la última ecuación, para un intervalo de frecuencia dado, los valores de coherencia promedio pueden calcularse a partir de

$$\overline{\gamma^2} = \frac{1}{f_2 - f_1} \int_{f_1}^{f_2} \gamma^2 df \quad (11)$$

Un problema muy común y con grandes aplicaciones prácticas en el procesamiento de señales es el de estimar la densidad espectral de potencia de una señal aleatoria estacionaria. Usamos "estimar" puesto que, como la señal es un proceso estocástico (estacionario), dada la naturaleza estocástica del mismo no es posible determinarlo con absoluta precisión a no ser que dispongamos de un registro de señal infinito, el cual es inexistente.

Las técnicas de estimación se dividen en dos grandes grupos:

- No paramétricas, las cuales están basadas siempre de una u otra forma en el cálculo del periodograma. Calcular la Transformada de Fourier de un registro de señal para estimar su espectro es un ejemplo de técnica no paramétrica.

- Paramétricas, son las que suponen un determinado modelo para el proceso estocástico (modelos AR, MA, ARMA, etc.) y en la estimación de los parámetros de estos modelos mediante técnicas de predicción lineal (filtrado lineal óptimo) u otros métodos.

En este trabajo, nos remitimos a técnicas no paramétricas, la densidad espectral sólo está matemáticamente bien definida en el caso de señales con una función de autocorrelación estacionaria, esto es, que no dependa de la posición de las variables aleatorias que componen el proceso sino sólo de la distancia entre ellas.

FFT es la abreviatura usual (del inglés Fast Fourier Transform) de un algoritmo eficiente que permite calcular la transformada de Fourier discreta (DFT) y su inversa. La FFT es de gran importancia en una amplia variedad de aplicaciones, desde el tratamiento digital de señales y filtrado digital en general para la resolución de ecuaciones diferenciales parciales o los algoritmos de multiplicación rápida de grandes enteros. El algoritmo pone algunas limitaciones en la señal y en el espectro resultante. Por ejemplo: la señal de la que se tomaron muestras y que se va a transformar debe consistir de un número de muestras igual a una potencia de dos. La mayoría de los analizadores FFT permiten la transformación de 512, 1024, 2048 o 4096 muestras. El rango de frecuencias cubierto por el análisis FFT depende de la cantidad de muestras recogidas y de la proporción de muestreo.

Consiste en

$$\begin{Bmatrix} \text{Re} \\ \text{Im} \end{Bmatrix} X_j = \frac{1}{N} \sum_{k=1}^N x(k\Delta t) \begin{Bmatrix} \cos \\ -\sin \end{Bmatrix} \left( 2\pi j k \frac{1}{N} \right) \quad (12)$$

Para un bloque de  $N$  valores de  $x$ , el resultado es un conjunto de amplitudes de Fourier a varias frecuencias  $j/T$ .

#### 4. Resultados y discusión

Los datos fueron tomados del Laboratorio Kitamura en la Universidad de Tohoku, Japón. Corresponden a un BWR en operación; una central nuclear de potencia de 900MW. La [Figura 3.1.a.](#) muestra un corte transversal del núcleo. La posición radial del canal de instrumentación es el punto indicado. Esta ubicación es conveniente para el análisis ya que no es una zona periférica, en el límite, donde la señal del detector puede influenciarse por la pared. La [Figura 3.1.b.](#) exhibe el canal de instrumentación, con los cuatro detectores, LPRM, equidistantes y situados a diferentes alturas en el tubo. Éstos se indican como A, B, C y D. Usando sus fluctuaciones las condiciones mecánicas e hidráulicas del núcleo del reactor nuclear pueden ser monitoreadas.

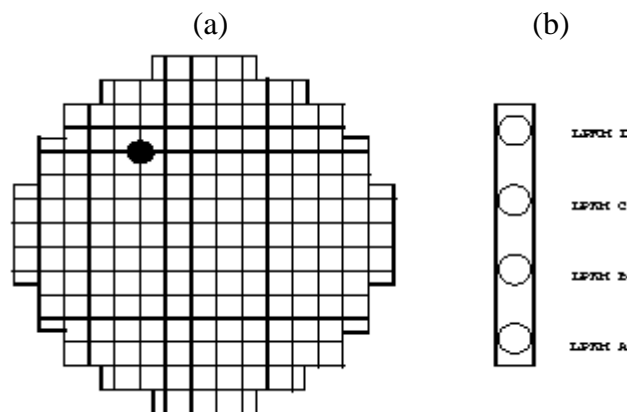


Figura 3.1: Núcleo del reactor y canal de instrumentación.

Cada detector brinda 5880 datos, a una frecuencia de 5 Hz. Una parte de los datos analizados están representados en la [Figura 3.2](#). En esta figura, en el eje de las ordenadas esta representada la fluctuación neutrónica medida en unidades arbitrarias y, en el eje de las abscisas, 1000 de los 5880 datos con los que se cuenta a una frecuencia de 5 Hz.

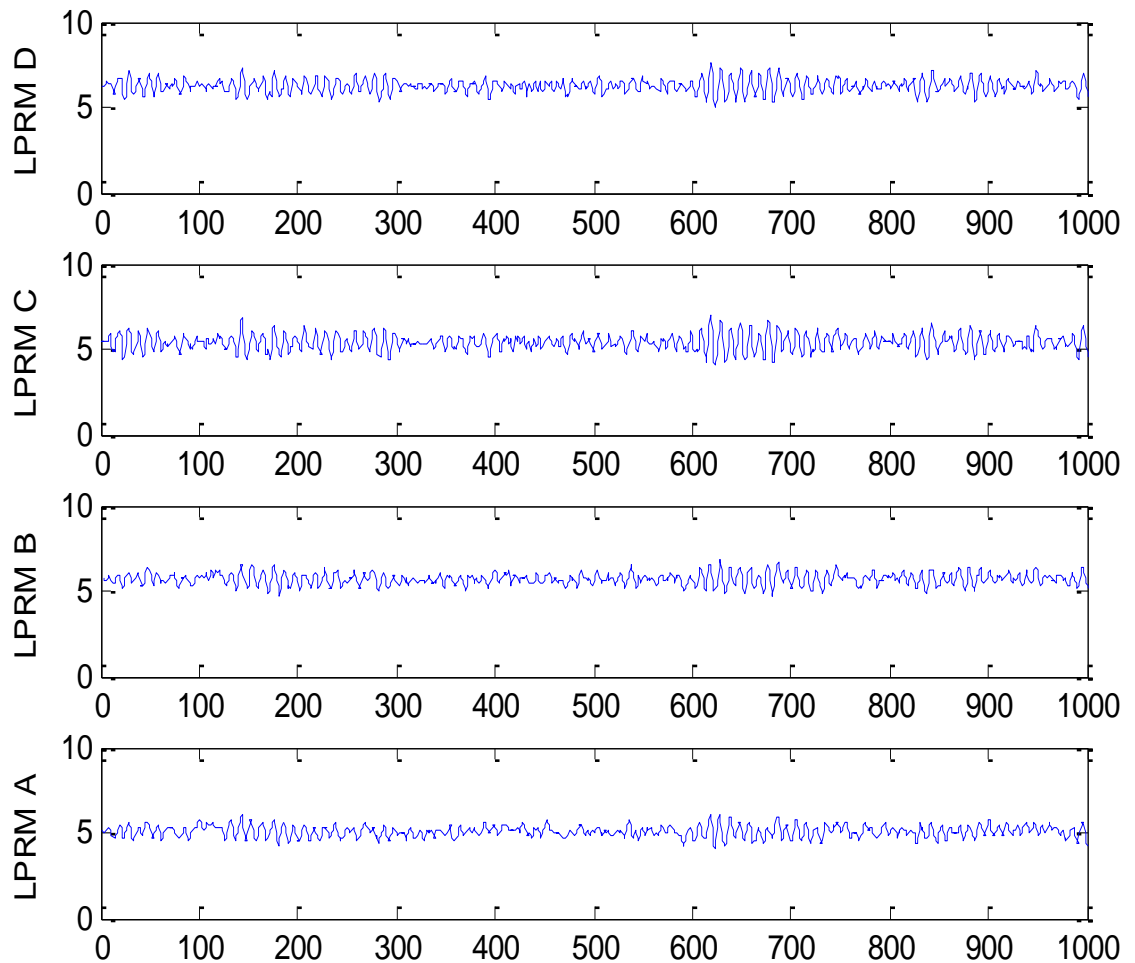


Figura 3.2: Parte de los datos analizados detectores neutrónicos ubicados en la posición A, B, C, y D respectivamente.

Cada conjunto de datos de cada detector es representado por su correspondiente función densidad de probabilidad (PDF), la cual indicaremos como  $g(x)$ . 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. La [Figura 3.3](#) muestra, para cada detector, la variación de  $g$  con  $x$ .



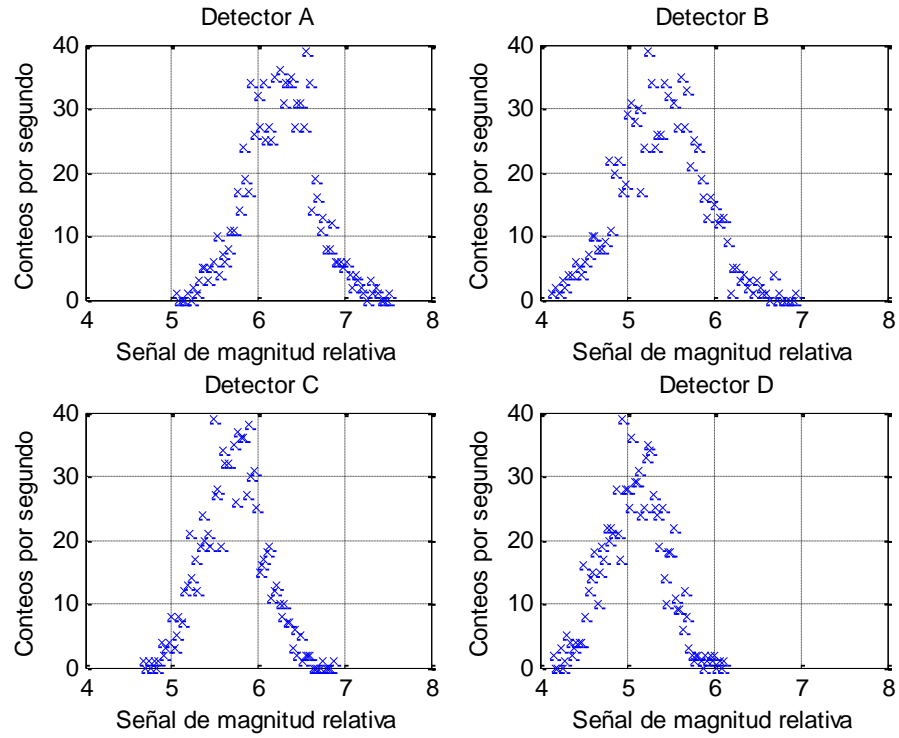
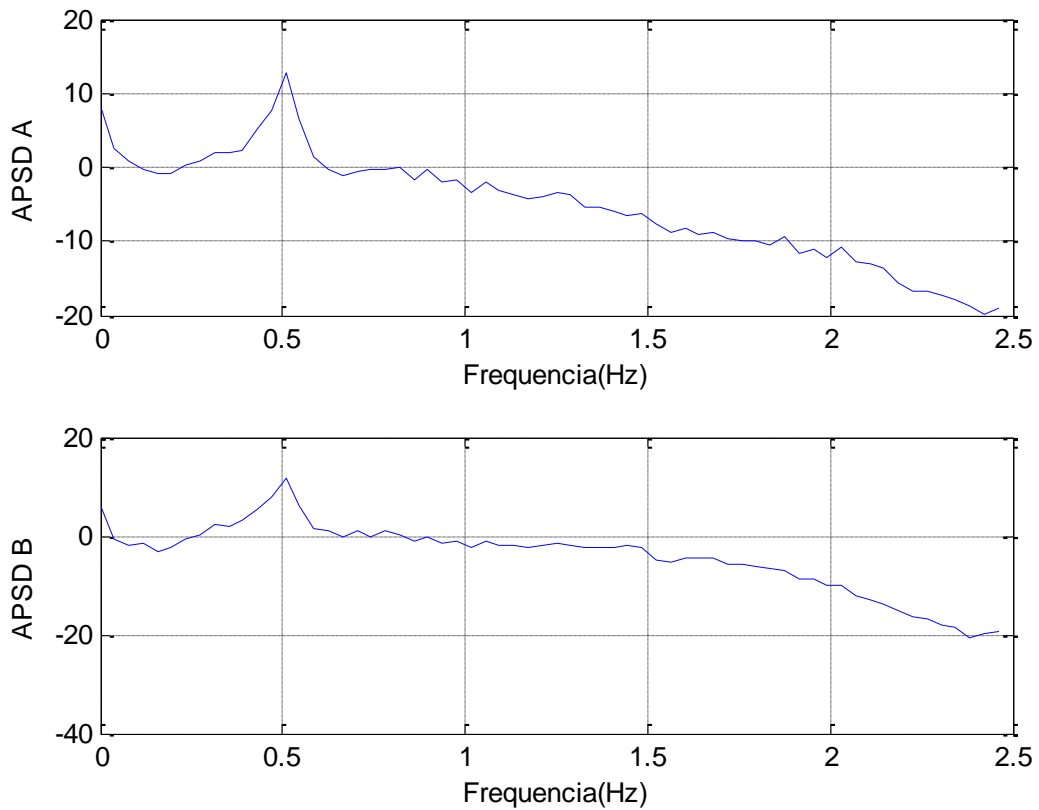


Figura 3.3: Resultado de  $g$  vs.  $x$ .

Es dificultoso identificar las componentes de una frecuencia a partir de una señal como la observada en la [Figura 3.3](#), es por esto que se usa el análisis espectral. Tomamos la FFT para computar la densidad de potencia espectral, una medida de la energía para varias frecuencias. Los resultados se muestran en la [Figura 3.4](#).



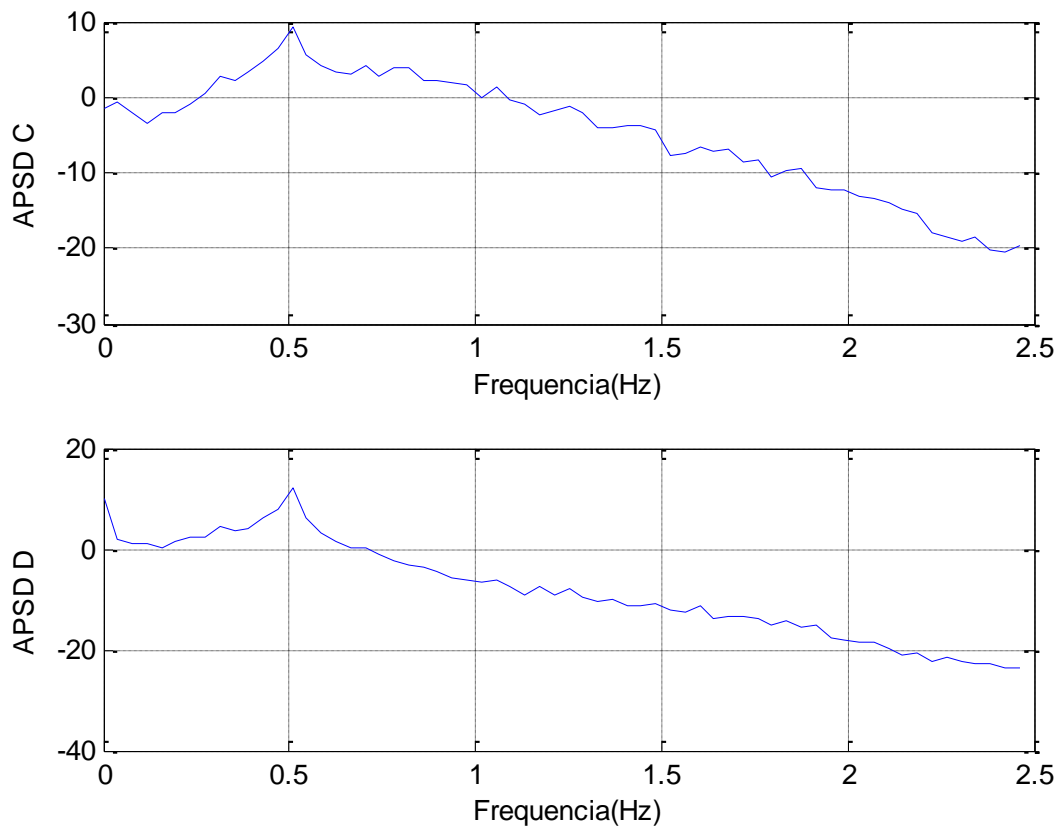


Figura 3.4: Densidad de potencia espectral para los cuatro detectores.

En la [Figura 3.4](#) vemos en todos los LPRM una oscilación a 0.5 Hz, la cual representa un fenómeno de resonancia característico de todos los reactores BWR y que está relacionado con un problema de estabilidad ([Bergdahl, et al.1989](#)).

Siendo la correlación una herramienta importante para analizar una serie en el dominio temporal y comprender la evolución de un proceso por la probabilidad de relación entre datos separados por un específico número de tiempos, mostramos los gráficos de correlación entre los detectores en la [Figura 3.5](#).

Consideramos que cuando los valores de correlación son cercanos a la unidad es que hay una relación entre los datos, un incremento de uno corresponde a un incremento en el otro, que cuando este valor es nulo no hay relación en el periodo temporal tomado y un valor cercano a -1 marca anticorrelación, es decir, un decremento de uno da un incremento del otro.

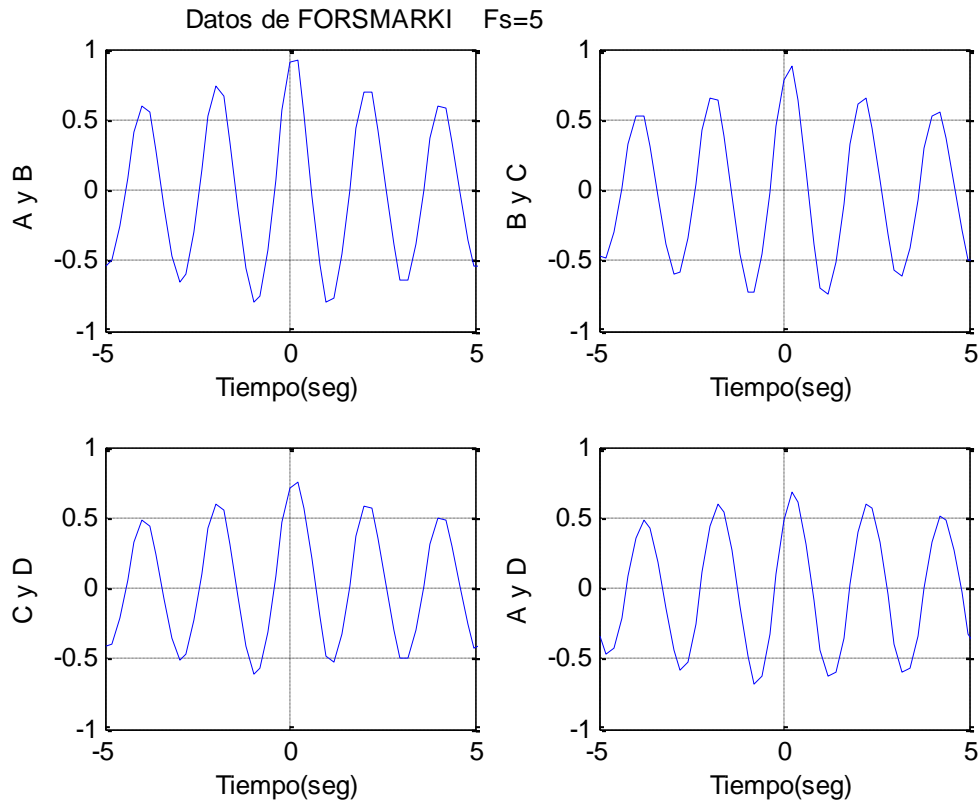


Figura 3.5: Correlación entre los detectores neutrónicos.

La [Tabla 3.2](#) muestra los valores de la función correlación para datos analizados correspondientes a la posición radial 6 (punto indicado en la [Figura 3.1.a](#)). En esta se observa que los datos están correlacionados, disminuyendo el valor conforme aumenta la altura del canal de instrumentación.

<i>Señal</i>	<i>Correlación</i>
Detectores AB	0.917
Detectores BC	0.873
Detectores CD	0.746
Detectores AD	0.681

Tabla 3.2: Correlación para los cuatro detectores

En trabajos previos utilizando datos de otros reactores de potencia a baja frecuencia vieron dificultoso obtener una buena resolución del tiempo de retardo usando la técnica de correlación cruzada, con esta, los resultados obtenidos no cumplen con la propiedad de aditividad. Tales estudios son coincidentes con la interpretación dada por Mori, et al. (1995) del tiempo de retardo, quien encuentra una inconsistencia lógica entre el tiempo de retardo medido con la técnica de correlación cruzada para diferentes combinaciones de detectores neutrónicos en un mismo canal de instrumentación. También encuentra que, cuando las señales no son preprocesadas, no es posible calcular el tiempo de retardo usando la técnica de correlación cruzada.

Ya que las señales de los 4 detectores miden un único tiempo físico, los valores medidos deben ser consistentes con la propiedad de aditividad.

Por otro lado, con los datos correspondientes a la posición radial indicada, la [Figura 3.6](#) muestra la coherencia y la fase para la LPRM de los detectores A y B.

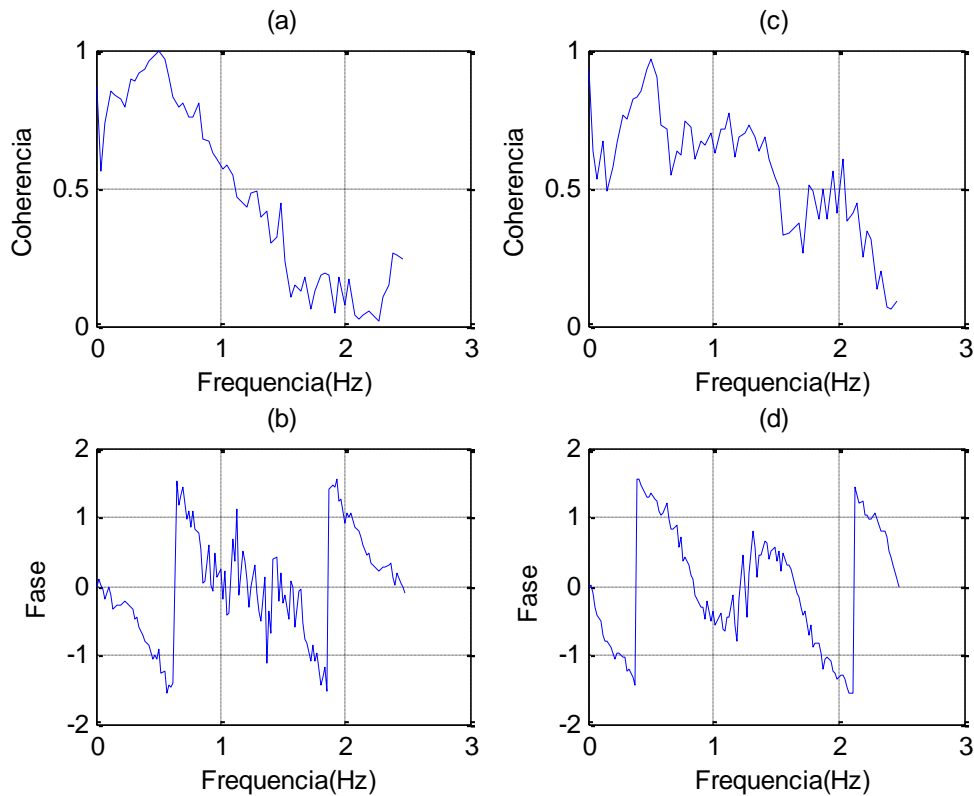


Figura 3.6: Coherencia y fase para LPRM A y B.

Aquí, los gráficos (a) y (b) corresponden a los datos de los detectores A y B directos, mientras que en (c) y (d) se realizó el preprocesamiento de la señal, se observa que bajo este proceso tenemos una mejor linealidad en la fase, es decir, mejor resolución del tiempo de retardo ya que en su expresión analítica (ver [Ecuación 9](#)) está involucrada la derivada del ángulo de fase. Esta razón nos lleva a aplicar el método basado en la función coherencia, en el dominio de las frecuencias explicado en la Sección 3.2 de este capítulo. El ángulo de fase se calcula en un intervalo de frecuencia correspondiente a valores de coherencia mayores que  $\gamma_L$ , donde  $\gamma_L$  es un valor mínimo de frecuencias elegido. Conforme aumenta la frecuencia los valores de la coherencia se hacen menores a  $\gamma = 0.35$ . Cuando la señal es preprocesada, la fase entre LPRM A y LPRM B exhibe dos diferentes y bien definidas pendientes.

## 5. Conclusiones

Los estudios en el campo del monitoreo en los internos de un BWR son muy importantes. El Análisis de Fluctuación de Señales nos permite analizar las condiciones locales del flujo a dos fases en un BWR.

Las fluctuaciones en los componentes internos de un reactor nuclear (refrigerante o material estructural) inducidas por varios procesos tecnológicos, originan fluctuaciones en el flujo neutrónico que son específicas para un fenómeno en particular. Para cualquier perturbación, la fluctuación de señales inducida puede ser determinada.

Tomando los datos de un reactor de potencia de 900MW, el tiempo de retardo para dos detectores en un mismo canal de instrumentación puede estimarse a partir de un método simple como lo es el basado en la función coherencia, en el dominio de las frecuencias. La técnica de correlación cruzada (mencionada en la Sección 4 de este capítulo) no nos proporciona una correcta aproximación de la linealidad del tiempo de retardo.

Aplicando el método propuesto el intervalo de frecuencia de los valores que poseen una alta coherencia aumenta, dando una mejor linealidad del ángulo de fase.

## IV. ANÁLISIS Y CARACTERIZACIÓN DE SEÑALES

### I. Introducción

Cuando el refrigerante en un reactor nuclear es una mezcla de fases líquida-vapor, modelar tal flujo puede ser complicado. El conocimiento acerca de la estructura y el comportamiento dinámico del flujo a dos fases es importante para un gran número de procesos, incluyendo el comportamiento del refrigerante en un BWR. Para el diseño y la operación de sistemas industriales en los cuales flujos a dos fases ocurren, se hace esencial modelar el mismo. Transferencia de masa y calor, caídas de presión en el refrigerante y reacciones químicas son fuertemente afectadas por la forma en la cual las fases se distribuyen en el flujo.

Es extremadamente importante para la eficiencia y seguridad de un BWR el monitoreo de las condiciones de flujo a dos fases en los canales de combustibles. 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. Durante años, las investigaciones se han basado en el desarrollo de métodos fiables para estimar las variaciones del flujo a dos fases. Muchas propiedades significantes del flujo pueden ser caracterizadas por el Análisis de Fluctuación de Señales tales como 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. Está empíricamente comprobado que se puede obtener el tiempo de retardo o la velocidad (si se tiene la distancia entre los detectores) mediante el método de correlación cruzada 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 Kósaly (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, Kaki, et al. 1999, Windecker, et al. 2001, Lewis, 2008).

Debe destacarse que la estimación del tiempo de retraso por medio del análisis de correlación cruzada es una técnica bien establecida y conocida, cuando la calidad de la señal observada es razonablemente buena. No se puede instalar detectores de flujo

ordinarios dentro del reactor debido a limitaciones experimentales. En este análisis con señales tomadas de un BWR de potencia, la fluctuación neutrónica es la variable medida. La señal neutrónica presenta disturbios no sólo por burbujas en el flujo refrigerante, sino también por cantidades tales como, temperatura no uniforme, régimen de flujo, distribución del flujo en los canales refrigerantes, etc. En la primera parte de este capítulo estudiaremos con más detalle las características de estas fluctuaciones. Más adelante, con los datos obtenidos de una planta nuclear de potencia, aplicamos distintos modelos matemáticos para estudiar el cambio de la intensidad de la fracción volumétrica gaseosa a lo largo del canal de instrumentación. Es la comparación de estos modelos, lo que nos conduce a un modelo más realista para la estimación de la misma.

La siguiente [Tabla 4.1](#), resume un análisis de la bibliografía relacionada con este tema.

Seifritz W. y Cioli W.	1973	Informaron que existen correlaciones entre la velocidad inferida de la señal neutrónica medida y el valor teórico esperado de la fracción volumétrica de vacío.
Kósaly G., et al.	1975	Estudiaron de los efectos sobre los parámetros de las perturbaciones termo hidráulicas en el ruido neutrónico.
Bernard P; Cloue J.	1982	Desarrollan estudios experimentales sobre las conexiones entre el ruido neutrónico y la fracción volumétrica gaseosa.
Albrecht R. W.	1982	Informó haber realizado la caracterización de un flujo a dos fases en un experimento en un reactor nuclear de investigación.
Vince M.y Lahey R.	1982	Caracterizaron diferentes patrones del flujo por propiedades estadísticas.
Lübbesmeyer D.	1983	Realizó un análisis crítico de los diferentes métodos de monitoreo.
Dukler G.y Taiter Y.	1976	Realizaron un análisis sistemático de los distintos modelos teóricos y métodos existentes para la identificación de los distintos regimenes de fluido.
Kósaly G.; Federico A.	1977 1982	Encuentran una segunda velocidad de propagación en sus respectivos trabajos experimentales.
Atta M.A.,et al; Naito N., et al; Mori M.,et al.	1978 1980 1993	Reportan aplicaciones del monitoreo del refrigerante basadas en el análisis del ruido neutrónico en reactores nucleares.
Federico A., et al; Chaudhary V.,et al; Mori M., et al.	1982 1995 1996	Dan una interpretación física del tiempo de tránsito de un flujo a dos fases, basado en las señales de fluctuaciones neutrónicas.

Tabla 4.1: Bibliografía relacionada con el estudio del flujo a dos fases.

## 2. Modelos teóricos

Cuando un gas y líquido fluyen juntos por un tubo, hay al menos siete regímenes de flujo que pueden ser considerados. La [Figura 4.1](#) muestra algunos tipos de flujo en un tubo vertical.

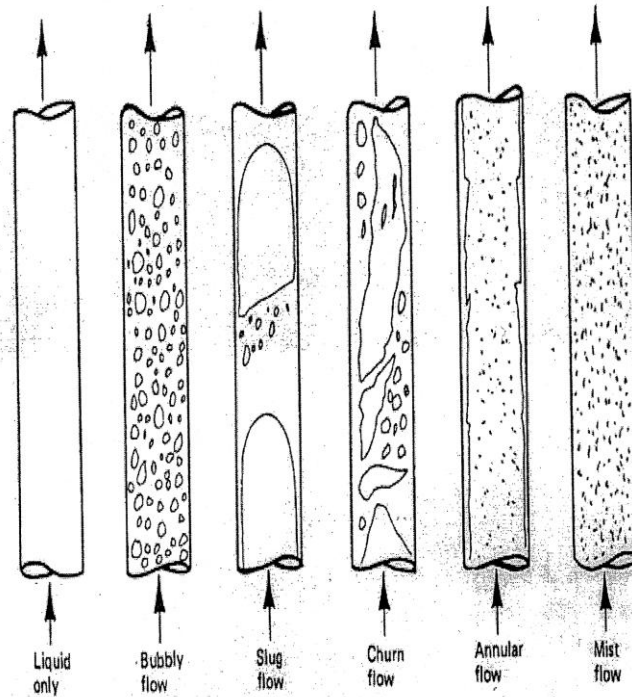


Figura 4.1: Tipos de flujo en tubo vertical.

Esta clasificación depende de las propiedades del fluido, del tamaño del tubo y del tipo de flujo de cada una de las fases; también, dependiendo de la configuración de entrada, el régimen del flujo puede viajar una cierta distancia o cambiar con ésta mientras otro parámetro cambia (como la presión que afecta la densidad del gas).

Las propiedades que se eligieron para caracterizar los distintos tipos de flujo son las variables independientes que cuando se modifican conducen a cambios en el régimen del flujo.

### 2.1. Tipos de flujo

Para mayor claridad, nos enfocamos en tres tipos de flujos tanto adiabáticos o no (con y sin adición de calor): flujo burbujeante, flujo slug y flujo anular.

#### a) Flujo burbujeante:

En este caso, la fase líquida es continua y la fase gaseosa es discontinua. La razón del flujo líquido al gaseoso es lo suficientemente alta para romper las burbujas en el gas, pero no tanto como para que las burbujas se mezclen bien con la fase líquida.

Debido a la orientación vertical del canal, las fases deberían ser simétricas, pero estas se separan, pudiendo el gas no moverse a la misma velocidad que la fase líquida.

Este tipo de flujo, donde el gas es uniformemente distribuido en forma de burbujas discretas en una fase líquida continua, es observado para bajas fracciones del coeficiente volumétrico de vacío.



b) Flujo *slug*:

En este tipo de flujo la mayoría del gas está concentrado formando grandes burbujas con forma ovalada. Estas burbujas de gas se mueven desde abajo hacia arriba y están separadas por líquido continuo que ocupa el canal entero. Este líquido puede o no contener pequeñas burbujas de gas, las cuales viajan a una velocidad que es una fracción significativa de la velocidad del gas y ocurren intermitentemente, causando una gran presión y fluctuaciones en el mismo.

El líquido puede no cubrir el tubo entero debido al fenómeno de atomización. Este tipo de flujo se observa para moderadas fracciones del coeficiente volumétrico de vacío y relativamente bajas velocidades del flujo y se presenta en la transición entre el flujo de burbujas y el anular.

c) Flujo anular:

El flujo anular presenta una continuidad en la fase líquida a lo largo de la pared anular y una fase de vapor continua en la región central. La discontinuidad de la fase líquida se presenta en el centro como gotitas, mientras la discontinuidad de la fase de vapor se manifiesta por burbujas en la región anular. El líquido cubre la pared, sin embargo, por la gravedad, la distribución del líquido no es simétrica. La velocidad del gas es lo suficientemente grande para causar la formación de ondas en el líquido y también para atomizar parte de este. Este tipo de flujo generalmente ocurre para altas fracciones del coeficiente volumétrico de vacío y para elevadas velocidades del flujo.

d) Flujo no adiabático en un tubo vertical:

En un flujo en ebullición, la fracción de  $\alpha$  aumenta a lo largo del canal de instrumentación, de tal manera que los tipos de flujo son no adiabáticos.

El esquema del flujo moviéndose hacia arriba en el canal de instrumentación se muestra en la [Figura 4.2](#) para el caso de crecimiento constante del coeficiente volumétrico de vacío.

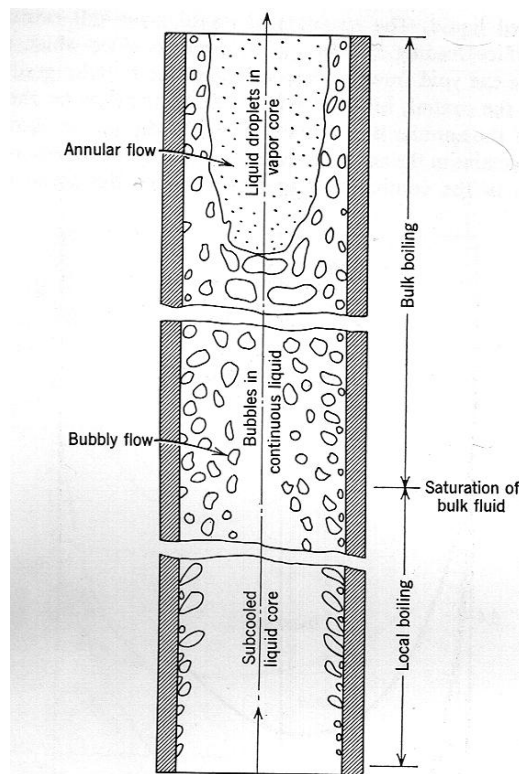


Figura 4.2: Flujos en el canal de instrumentación.

En la [Figura 4.2](#) podemos observar que en la parte de ebullición local, una capa de líquido supercalentada existe sobre la pared, mientras que la mayor parte del líquido puede estar sub-enfriada. A medida que aumenta  $\alpha$  encontramos el flujo burbujeante, slug y anular antes descritos.

## 2.2. Análisis del estado del flujo refrigerante en un BWR

Como los niveles de presión al operar un BWR son bajos comparados a un PWR, el flujo refrigerante en el núcleo del reactor se puede describir como un flujo a dos fases.

La estructura del flujo refrigerante varía con las diferentes elevaciones axiales. Después de un calentamiento inicial con una única fase, primero ocurre el flujo de burbujas, seguido del flujo slug y (posiblemente) el flujo anular.

El tiempo de tránsito puede asociarse con la propagación axial de las fluctuaciones de densidad en el refrigerante y como ya hemos mencionado puede ser calculado (correlación cruzada y análisis cruzado de espectros).

Sin embargo, la interpretación física de la velocidad medida sigue siendo motivo de controversia.

Ante la formulación de Lübbesmeyer (1983): ¿qué clase de velocidad de flujo a dos fases se está midiendo? Surgen distintas opiniones.

Kósaly (1977) investigó la componente local de las fluctuaciones neutrónicas en el núcleo de un reactor BWR de Muhleberg (Suiza) en la región entre 4 y 50 Hz, concluyendo que el tiempo de tránsito medido (su velocidad, debido a que se conoce la distancia entre detectores neutrónicos) se identifica con la velocidad de propagación axial de la fase de vapor. Tal afirmación es válida no sólo en la parte baja del núcleo sino, también en la alta, donde el flujo anular es dominante.

Seifritz y Cioli (1973), Analytis (1996) y Naito, et al. (1980) también asumen que la velocidad del flujo inferida para el tiempo de tránsito medido es la velocidad de la fase de vapor.

Basándonos en la teoría del régimen de flujo anular, no podríamos medir el tiempo de retraso usando el análisis del ruido neutrónico debido a la presencia de burbujas que se mueven de una posición a otra. Con respecto a esto, Atta, et al. (1978), encuentran que sus resultados son consistentes con el modelo del flujo anular en la parte superior del canal de instrumentación. Argumentan que en esta región, no se puede medir el efecto de las burbujas, pero si el efecto de las gotitas entrando en el flujo de vapor.

Esta teoría refuta la de Kósaly (1977), donde el vapor y las gotitas se mueven a una velocidad que es la misma para las dos fases. Basándose en sus conclusiones, concluye que las mediciones proveen una estimación de la velocidad de vapor en la parte superior del núcleo.

Por otro lado, Lübbesmeyer (1983), de sus consideraciones fenomenológicas asume que la velocidad medida, también llamada flujo volumétrico de la mezcla a dos fases ( $J$ ), está dada por la relación

$$J = \alpha.v_g + (1-\alpha).v_l \quad (13)$$

donde  $\alpha$  es el promedio radial de la velocidad volumétrica gaseosa y  $v_g$  y  $v_l$  son las velocidades de vapor y de líquido respectivamente. Este autor chequea la validez de la [Ecuación 13](#) mediante mediciones desarrolladas en un flujo a dos fases aire-agua. En su

experimento, usando las señales de dos haces de luz que están correlacionados, se determina el tiempo de tránsito y la velocidad del flujo a dos fases.

Chaudhary, et al. (1995) calculan el tiempo de tránsito entre LPRM separados axialmente en un BWR en India y también encuentran que es razonable identificar la velocidad del fluido con el flujo volumétrico. Adicionalmente, Federico, et al. (1982) encuentran dos clases de tiempo de tránsito correspondiente a las velocidades de vapor y de líquido respectivamente.

Otra interpretación del tiempo de tránsito medido es la velocidad que se corresponde con las teorías de propagación de la fracción volumétrica gaseosa u ondas de vacío que corresponde a Jones y Zuber (1975).

En este contexto, la velocidad de la fracción volumétrica gaseosa es formulada como

$$\Omega = \frac{\delta\alpha}{\delta t} + C_k \frac{\delta\alpha}{\delta z} \quad (14)$$

donde la velocidad de la fracción volumétrica gaseosa está relacionada a otros parámetros como

$$C_k = v_g + \alpha \cdot \left[ J \cdot \frac{\delta C_o}{\delta\alpha} + \frac{\delta v_{gi}}{\delta\alpha} \right] \quad (15)$$

donde  $v_{gi}$  es la velocidad conjunta,  $C_o$  un parámetro de distribución y  $J$  la velocidad volumétrica.

$C_o$  y la velocidad de vapor  $v_g$  están relacionadas por

$$v_g = v_{gi} + C_o \times J \quad (16)$$

Mori, et al. (1995) plantean que la discrepancia entre los diferentes resultados expuestos anteriormente, es debida a que éstos fueron extraídos de datos en condiciones limitadas. Basados en una gran cantidad de datos de LPRMs obtenidos en un amplio rango de condiciones de operación de distintos reactores, evalúan la precisión de las medidas de la razón total y local del flujo refrigerante. Las fluctuaciones de las señales de los detectores neutrónicos provienen de 172 detectores LPRM tomados en 5 diferentes condiciones de operación de los reactores nucleares en todo Japón. Ellos investigan las características de las velocidades del flujo a dos fases y calculan el tiempo de tránsito pesándolo por un factor  $w(\alpha)$ . Este factor puede ser determinado empíricamente como una función de la fracción de vacío de la posición del detector inferior y su expresión es la siguiente

$$w(\alpha) = 1 - 1.7\alpha \quad (17)$$

Finalmente, Stekelenburg (1993), en su estudio de las variables del flujo a dos fases de un BWR mediante análisis de las señales de detectores neutrónicos en el núcleo, concluye que aún no se tiene un argumento general para interpretar el tiempo de tránsito. Encuentra que los procesos que involucran el ruido neutrónico están muy bien entendidos ya que es posible predecir la respuesta de un detector neutrónico para una fluctuación de densidad

neutrónica arbitrariamente distribuida. Sin embargo, en lo que respecta al comportamiento dinámico del flujo a dos fases, no existe un acuerdo unánime y las investigaciones aún continúan.

### 3. Teoría del Ruido Neutrónico

Las fluctuaciones del coeficiente volumétrico de vacío  $\alpha$  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. La respuesta de un detector neutrónico a las fluctuaciones puede calcularse por el método de Van Dam. Esta teoría se basa en las ecuaciones de difusión neutrónicas a dos grupos entre dos detectores neutrónicos.

Sea  $\delta R(r_l, t)$  la respuesta temporal del detector a esta perturbación, donde  $r_l$  es la posición del detector. Basándonos en el método de funciones adjuntas, la función densidad de potencia auto-espectral (APSD) se expresa de la forma

$$APSD_{\delta R \delta R}(r_1, \omega) = \int_{V_R} dV \int_{V_R} dV' G_{r_1 r_1}(r, r', \omega) \times CPSD_{\alpha \alpha}(r, r', \omega) \quad (18)$$

donde la función densidad de potencia espectral cruzada (CPSD) puede ser calculada de la siguiente forma

$$CPSD_{\delta R \delta R}(r_1, r_2, \omega) = \delta R(r_1, \omega) \delta R^*(r_2, \omega) \quad (19)$$

donde el símbolo  $*$  indica el complejo conjugado.

$G_{r_1 r_1}(r, r', \omega)$  es la función de Green que describe la dinámica del reactor, la cual puede obtenerse vía cálculos físicos teniendo en cuenta la dependencia espacial del reactor. Las integraciones en la Ecuación 18 son desarrolladas sobre el volumen del reactor  $V_R$ . En el caso de configuraciones simples, expresiones analíticas están disponibles para  $G_{r_1 r_1}(r, r', \omega)$ .

La dependencia con la frecuencia  $\omega$  para  $G_{r_1 r_1}(r, r', \omega)$  puede ser despreciable sobre la región que se extiende desde 0.1 hasta unos 20 Hz. De acuerdo a los cálculos de algunos reactores experimentales, el radio de sensibilidad de un detector neutrónico es de unos pocos centímetros, el detector sólo ve aquellas burbujas que pasan a través de este volumen comprendido.

En nuestro estudio, asumimos que la función de Green es conocida y que las fluctuaciones en la señal del detector surgen al integrar la fracción volumétrica gaseosa sobre el volumen de sensibilidad del detector.

#### 3.1. Caracterización de las fuentes de fluctuaciones

La caracterización cuantitativa de la intensidad de fluctuaciones neutrónicas sobre un rango de potencias dado se define como la raíz cuadrática media normalizada del ruido neutrónico (NRMS), que sobre las frecuencias  $f_1$  a  $f_2$  se expresa como

$$NMRS = \frac{1}{I^2} \int_{f_1}^{f_2} APSD(f) df \quad (19)$$

Donde  $I$  es la componente de corriente directa (dc) de la señal del detector y  $APSD$  es la densidad de potencia auto espectral de la respuesta del detector.

La  $NRMS$  sobre todas las bandas de frecuencia es igual a la desviación estándar normalizada de la PDF, analizada previamente (ver Capítulo III, Sección 4).

#### 4. Modelos Estadísticos

En esta sección, analizaremos el comportamiento de la función de densidad de probabilidad para un conjunto de datos provenientes de cada uno de los cuatro detectores situados a diferentes alturas en un mismo canal de instrumentación. Teniendo en cuenta las estadísticas de Poisson, Bernoulli,  $q$ -estadística y Weibull veremos cual es la que mejor describe la dinámica del flujo a dos fases en un reactor nuclear usando datos obtenidos de una central nuclear de potencia.

##### 4.1. Estadística de Poisson

Se llama así en honor a Simeón Denos Poisson y se emplea para describir varios procesos, entre otros, la distribución de las llamadas telefónicas que llegan a un contestador, la demanda (necesidades) de servicios en una institución, el número de accidentes en un cruce. Tales experimentos pueden ser pensados como experimentos de conteo.

###### 4.1.1. Distribución de Poisson

Es una distribución de probabilidad discreta. Expresa la probabilidad de un número  $k$  de eventos ocurriendo en un tiempo fijo si estos eventos ocurren con una frecuencia media conocida y son independientes del tiempo discurrido desde el último evento. La ecuación que la describe es la siguiente

$$f(k; \lambda) = \frac{e^{-\lambda} \lambda^k}{k!} \quad (20)$$

donde  $\lambda$  es un parámetro positivo que representa la frecuencia esperada del fenómeno modelado por tal distribución. Tanto el valor esperado como la varianza de una variable aleatoria con distribución de Poisson son iguales a  $\lambda$ .

Como consecuencia del teorema central del límite, para valores grandes de  $\lambda$ , una variable aleatoria de Poisson  $X$  puede aproximarse por otra normal dado el cociente

$$Y = \frac{X - \lambda}{\sqrt{\lambda}} \quad (21)$$

donde  $Y$  converge a una distribución normal de media nula y varianza 1.

#### 4.1.2. Modelo de Poisson para un flujo de burbujas

Para aplicar el modelo de Poisson para las fluctuaciones del coeficiente volumétrico de vacío para el flujo de burbujas, asumimos:

- a) Que la producción de burbujas no tiene una correlación espacial o temporal entre las mismas, esto significa que no hay una correlación entre las diferentes posiciones radiales y el espectro de burbujas es blanco.
- b) Las burbujas no colapsan mientras pasan a través del núcleo.
- c) Este modelo puede sólo considerarse para un flujo de burbujas cuyo coeficiente volumétrico de vacío,  $\alpha$  sea menor al 30%.

Stegemann (1973) desarrolla un modelo teórico donde la *NMRS* depende de  $\alpha$  y de la velocidad promedio del vapor  $v$ , siendo ésta función de la posición radial del detector  $r$

$$NRMS^2(r, f_1, f_2) = m \frac{\alpha(r)}{v(r)} + C \quad (22)$$

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

En este modelo, las transferencias neutrónicas de las fluctuaciones a la señal observada se consideran filtradas por un detector de longitud y volumen de sensibilidad finito.

Estos resultados de la teoría de Poisson han sido también aplicados por Van Dam (1976), Atta, et al. (1978) y Mittef (1982).

Además, Kósaly (1977) usa estos resultados para la interpretación de las mediciones de ruido neutrónico con valores de la fracción volumétrica gaseosa cercanos al 60 %. Tales mediciones no coinciden con el comportamiento teórico predicho.

Este supuesto de una independencia espacial y temporal de las burbujas no es válido para un flujo slug debido a la presencia de una correlación espacial y temporal de la fluctuación de la fracción volumétrica gaseosa. Así, este modelo, es válido sólo para valores bajos de  $\alpha$  (Roston, et al. 2008).

Otro modelo presentado por Kósaly y Meskó (1976) muestra que la densidad de potencia espectral normalizada (*NPSD*), debido a la componente de ruido local es causada por

$$NPSD_{local}(r, \omega) = K \frac{\alpha(r)}{V_s(r)} H(\omega) \quad (23)$$

donde  $K$  es una constante y  $H(\omega)$  depende de la posición del detector y del radio de detección efectivo (no es la función transferencia). La Ecuación 23 involucra sólo la *NPSD* de componente local, pero la cantidad medida por un detector dentro del núcleo es la suma de la componente local y global, es decir

$$NPSD_{medida} = NPSD_{local} + NPSD_{global} \quad (24)$$

Kosaly y Meskó (1976) describen un método para extraer la componente local de la *NPSD* medida. Este consiste en sustraer la *NPSD* de un detector fuera del núcleo (componente global) de la *NPSD* de un detector dentro del núcleo (*NPSD* medida) a la altura  $r$  para determinar la componente local.

Se considera que la debilidad de este método es creer que las componentes globales y locales son completamente separables y que la componente local se debe puramente las fluctuaciones de las burbujas de vapor.

Wach y Kósaly (1974) desarrollan un modelo simple de dependencia espacial que involucra efectos globales y locales. Concluyen que la fase de la densidad de potencia espectral cruzada (*CPSD*) entre dos detectores localizados en las posiciones  $r_1$  y  $r_2$  en el mismo canal axial está dada por

$$\theta_{12} = -\arctan \left[ \frac{\sin(\omega\tau_{12})}{\left(\frac{1}{k}\right) + \cos(\omega\tau_{12})} \right] \quad (24)$$

donde  $\tau_{12}$  es el tiempo que requiere una burbuja de vapor para ir desde  $r_1$  a  $r_2$  y  $k$  es la razón de las fluctuaciones locales y globales. En la región dominada por efectos locales  $k$  aumenta infinitamente y  $\theta_{12} = -\omega\tau_{12}$ .

Utilizando el tiempo de retraso obtenido experimentalmente, estos autores simplemente obtienen el valor medio de la velocidad del vapor en la región entre  $r_1$  y  $r_2$

$$V_s(r) = \frac{r_2 - r_1}{\tau_{12}} \quad (25)$$

En un fluido a dos fases, la fracción volumétrica de vacío,  $\alpha$  se define como la fracción del área a través de la cual el flujo de vapor fluye y está relacionada a la cantidad de vapor por

$$\alpha(r) = \frac{x(r)W}{\rho_s V_s(r)A_T} \quad (26)$$

donde  $x(r)$  = cantidad de vapor;

$W$  = razón de flujo másico;

$A_T$  = área del flujo;

$\rho_s$  = densidad de vapor.

La razón de flujo másico y la densidad de vapor son usualmente conocidos, y la cantidad de vapor puede obtenerse de la ecuación de balance de calor.

Usando el flujo de calor local y *CPSD* obtenidos para los detectores en el núcleo, se puede evaluar la cantidad y la velocidad del vapor haciendo uso de la [Ecuación 26](#).

#### 4.1.3. Resultados

A partir de los datos obtenidos de los cuatro detectores situados a diferentes alturas en un mismo canal de instrumentación graficamos  $g$  vs.  $x$  de 1000 de los 5880 datos disponibles y llevamos a cabo el fiteo unimodal siguiendo la distribución de Poisson. Para realizar este fiteo, cada uno de los datos correspondientes a la señal de magnitud relativa se ha multiplicado por 10, para contar con una mayor cantidad de valores enteros para evaluar esta función de densidad de probabilidad discreta. Ver [Figura 4.3](#).

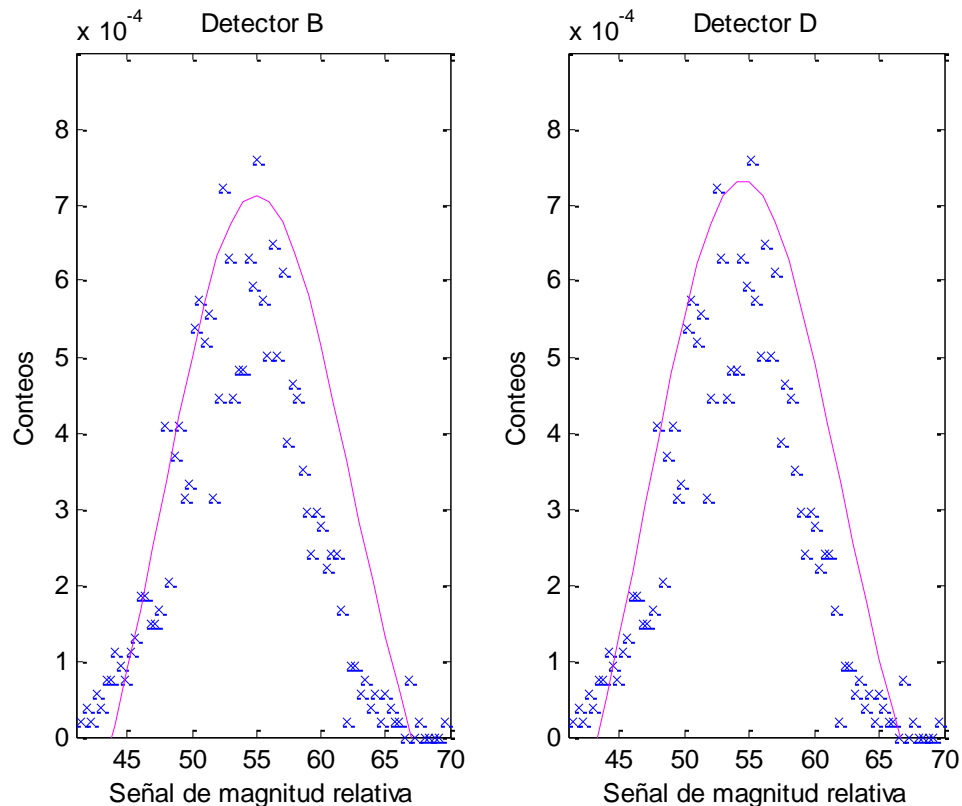


Figura 4.3: Resultados del fiteo de  $g$  vs.  $x$  para modelo de Poisson para los detectores B y D.

Los resultados anteriores se discuten en la Sección 4.2.3, allí se comparará el modelo de Poisson con el fiteo bimodal del flujo a dos fases.

## 4.2. Estadística de Bernoulli

En general, se usa para describir una serie de experimentos como ensayos repetidos, los cuales tienen dos posibles resultados (éxito ó fracaso).

### 4.2.1. Distribución de Bernoulli

La distribución de Bernoulli (o distribución dicotómica), es una distribución de probabilidad discreta, que toma el valor 1 para la probabilidad de éxito ( $p$ ) y valor 0 para la probabilidad de fracaso ( $q=1-p$ ).

Si  $X$  es una variable aleatoria que mide ‘número de éxitos’, y se realiza un único experimento con dos posibles resultados (éxito o fracaso) se dice que la variable aleatoria  $X$  se distribuye como una Bernoulli de parámetro  $p$ .



#### 4.2.2. Modelo de Bernoulli modificado

Kozma (1995) desarrolla modelos teóricos para valores altos de fracción volumétrica gaseosa, uno basado en la estadística de Bernoulli para un flujo de burbujas y otro basado en la dinámica del flujo bimodal en el que correlaciones temporales son incorporadas. Estos dos modelos teóricos conducen a una función polinomial de segundo orden para la varianza de las fluctuaciones del coeficiente volumétrico de vacío,  $\alpha$

$$NRMS^2(r, f_1, f_2) = m' \alpha(r) \left[ -\alpha(r) \right] + C' \quad (27)$$

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

El modelo bimodal del flujo 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 satisfacen la estadística de Bernoulli se puede escribir el primer y segundo modo de la forma

$$\sigma_1^2 = Na^2 \alpha_1 (1 - \alpha_1) + \sigma_{1bg}^2 \quad (28.a)$$

$$\sigma_2^2 = Na^2 \alpha_2 (1 - \alpha_2) + \sigma_{2bg}^2 \quad (28.b)$$

Donde  $\sigma_{ibg}^2$  es la componente de fondo, siendo  $N$  el número máximo de burbujas posibles en el volumen de sensibilidad del detector y  $a$  corresponde cambio en la señal del detector dado por una burbuja.

También, para los valores esperados se tiene

$$\mu_1 = Na \alpha_1 \quad (29.a)$$

$$\mu_2 = Na \alpha_2 \quad (29.b)$$

Un parámetro adicional para describir una mezcla bimodal es la ocurrencia relativa  $\alpha_L$  del modo 1, donde  $0 \leq \alpha_L \leq 1$ . Las siguientes expresiones se derivan para el valor esperado  $\mu_{BM}$  y varianza  $\sigma_{BM}^2$

$$\mu_{BM} = \alpha_L \mu_1 + (1 - \alpha_L) \mu_2 \quad (30)$$

$$\sigma_{BM}^2 = \alpha_L \sigma_1^2 + (1 - \alpha_L) \sigma_2^2 + \alpha_L (1 - \alpha_L) (\mu_1 - \mu_2)^2 \quad (31)$$

De la Ecuación 31 vemos que la varianza del sistema es la suma de las varianzas pesadas de los modos separados y un término adicional, el cual depende de la diferencia entre los valores esperados de los dos modos y su frecuencia relativa de ocurrencia,  $\alpha_L$ . Para  $\alpha_L \rightarrow 1$  y  $\alpha_L \rightarrow 0$ ,  $\sigma_{BM}^2 \rightarrow \sigma_1^2$  y  $\sigma_{BM}^2 \rightarrow \sigma_2^2$ , respectivamente.

Como próximo paso, derivamos una expresión para la varianza como una función de los parámetros  $b_0$ ,  $b_\alpha$ ,  $\alpha_1$ ,  $\alpha_2$ ,  $\alpha_L$  y  $\sigma_{ibg}^2$ .

$$\sigma_{BM}^2 = b_0^2 \left[ \alpha_L \alpha_1 \left( -\alpha_1 \right) + \left( -\alpha_L \right) \alpha_2 \left( -\alpha_2 \right) + b_\alpha^2 \alpha_L \left( -\alpha_L \right) \left( \alpha_1 - \alpha_2 \right)^2 + \right. \\ \left. + b_\alpha^2 \alpha_L \left( -\alpha_L \right) \left( \alpha_1 - \alpha_2 \right)^2 + \alpha_L \sigma_{ibg}^2 + \left( -\alpha_L \right) \sigma_{2bg}^2 \right] \quad (32)$$

donde  $b_\alpha$  es el  $\alpha$  correspondiente al volumen de sensibilidad del detector y  $b_0^2$  está definido por

$$b_0^2 = \left. \frac{\partial \sigma_i^2}{\partial \alpha} \right|_{\alpha=0} \quad (33)$$

Cualquiera de estos valores puede ser calculado a partir de mediciones para valores bajos del coeficiente volumétrico gaseoso.

Estos coeficientes se relacionan con los parámetros microscópicos para la población de burbujas como sigue

$$b_\alpha = Na \quad (34)$$

y

$$b_0^2 = Na^2 \quad (35)$$

#### 4.2.3. Resultados y discusión

Para realizar el fiteo bimodal del flujo a dos fases, definimos una función  $F(x)$  como la suma de dos funciones gaussianas con valores esperados  $\mu_1$  y  $\mu_2$  y sus respectivas varianzas  $\sigma_1$  y  $\sigma_2$ . Estos parámetros son obtenidos con un programa de Matlab, haciendo uso del método de mínimos cuadrados. La [Figura 4.4](#) y la [Figura 4.5](#) muestran este ajuste y la función gaussiana resultante para el detector D respectivamente.

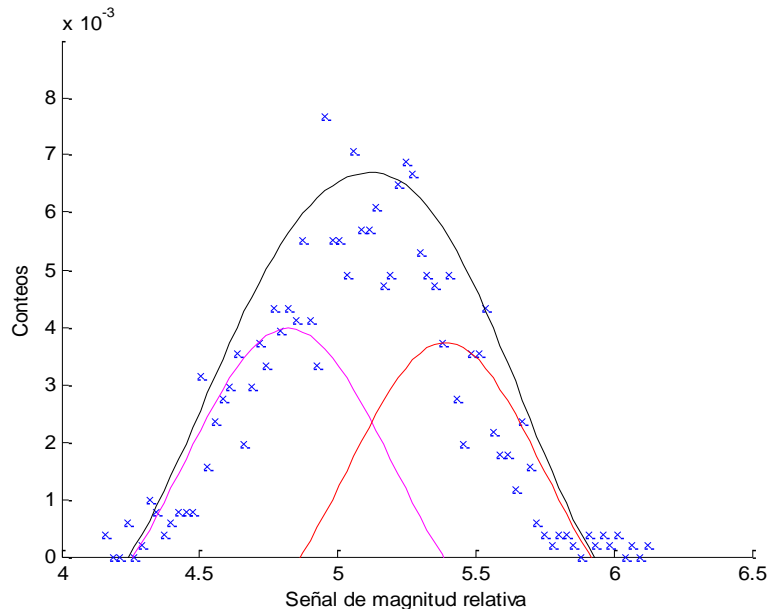


Figura 4.4: Fiteo bimodal para detector D.

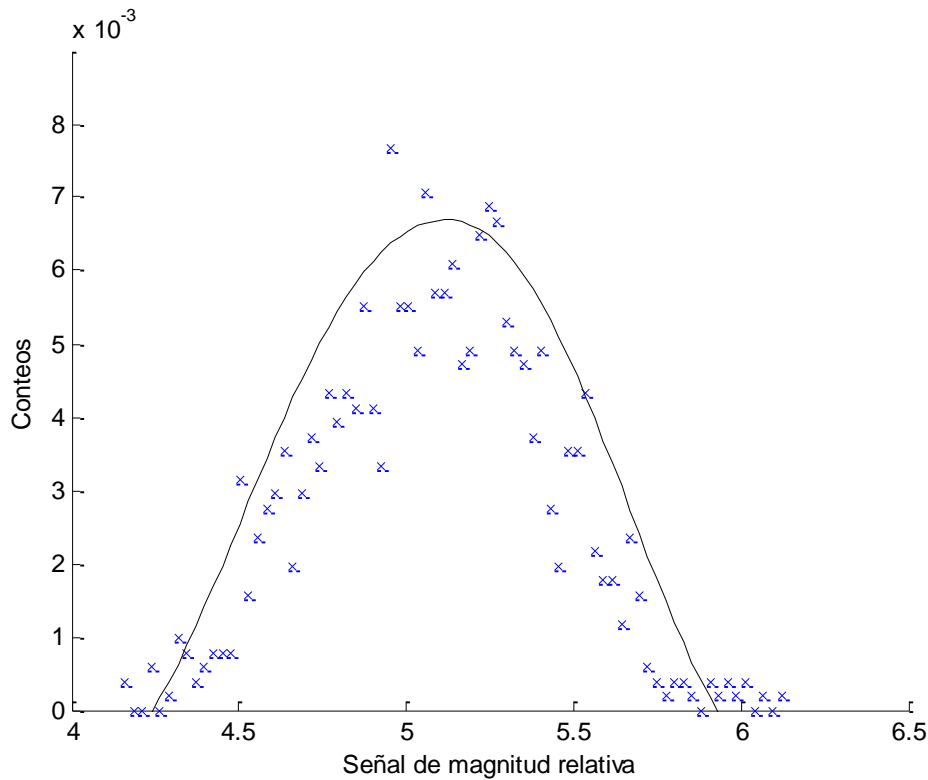


Figura 4.5: Resultados para el fiteo de la gráfica  $g$  vs.  $x$  para el modelo bimodal del detector D.

Comparando la [Figura 4.3](#) y éstas últimas que surgen del fiteo bimodal para el detector D vemos que en la parte superior del canal de instrumentación (ubicación del detector D) donde  $\alpha$  es alta, el modelo de Bernoulli modificado es, hasta ahora, el que mejor describe las fluctuaciones de la fracción volumétrica gaseosa. La [Tabla 4.2](#) muestra la desviación cuadrática relativa para los dos modelos estudiados.

<i>Señal</i>	<i>Modelo de Poisson</i>	<i>Modelo de Bernoulli modificado</i>
Detector A	0.335	0.292
Detector B	0.264	0.262
Detector C	0.313	0.213
Detector D	0.263	0.130

Tabla 4.2: Valores de la desviación cuadrática relativa.

### 4.3. $q$ -estadística

Los fundamentos de la mecánica estadística fueron establecidos hace más de 100 años gracias al aporte de varios científicos, entre los que se destacan Boltzmann y Gibbs. Esta rama de la física de notable desarrollo permite explicar por medio de herramientas probabilísticas una amplia variedad de fenómenos físicos entre los que participan un gran número de átomos, moléculas u elementos microscópicos. Con el objetivo de extender la aplicabilidad a sistemas para los cuales la termodinámica estándar presenta ciertas dificultades matemáticas o fallas tales como magnetismo, superconductividad, fractales, caos y los llamados fenómenos críticos es Constantino Tsallis quien contribuye con la denominada mecánica estadística no extensiva.

Sabemos de la importancia de la distribución gaussiana para modelar fenómenos estocásticos. El movimiento browniano es un ejemplo paradigmático donde la suma de un gran número de pequeños desplazamientos tiene una distribución gaussiana con una varianza que crece en el tiempo. Desde el punto de vista matemático, este resultado forma parte del Teorema Central del Límite, siendo válido que pequeños desplazamientos están esencialmente no correlacionados (Dauxois, 2007).

La gaussiana, no es la única distribución límite para la suma de variables aleatorias. Numerosos ejemplos de distribuciones no gaussianas han sido reportados, entre los que incluimos: sistemas caóticos, sistemas bajo transiciones de fase, fluidos turbulentos, series financieras temporales, etc. En estos sistemas, podemos definir la suma de variables aleatorias, pero hay una fuerte correlación entre las variables que no puede ser omitida.

Haciendo un análisis exploratorio de los datos con los que trabajamos y con el objetivo de mejorar el ajuste de la  $g$  vs.  $x$  hemos evaluado un comportamiento  $q$ -exponencial para la fluctuación de  $\alpha$ .

La función  $q$ -exponencial es una generalización de la función exponencial, introducida por Constantino Tsallis (Tsallis, 1988) y está definida por

$$\exp_q(x) \equiv 1 + (qx)^{1-q} \quad (36)$$

En el límite cuando  $q \rightarrow 1$ , se recupera la función exponencial,  $\exp_1(x) \equiv \exp(x)$ . La inversa de la función  $q$ -exponencial, es la función  $q$ -logaritmo

$$\ln_q(x) \equiv \frac{1 - x^{1-q}}{q-1} \quad (37)$$

la cual, en el límite  $q \rightarrow 1$  coincide con la función logaritmo,  $\ln_1(x) \equiv \ln(x)$ . En la Figura 4.6 podemos ver la diferencia entre  $q$ -exponenciales para distintos valores de  $q$ . Si  $q > 1$ ,  $\exp_q(-x)$  tiende a cero más lentamente que la exponencial, y si  $q < 1$ , hay un corte en  $x=1/(1-q)$ . Para  $x > x_c$ ,  $\exp_q(-x) \equiv 0$ .

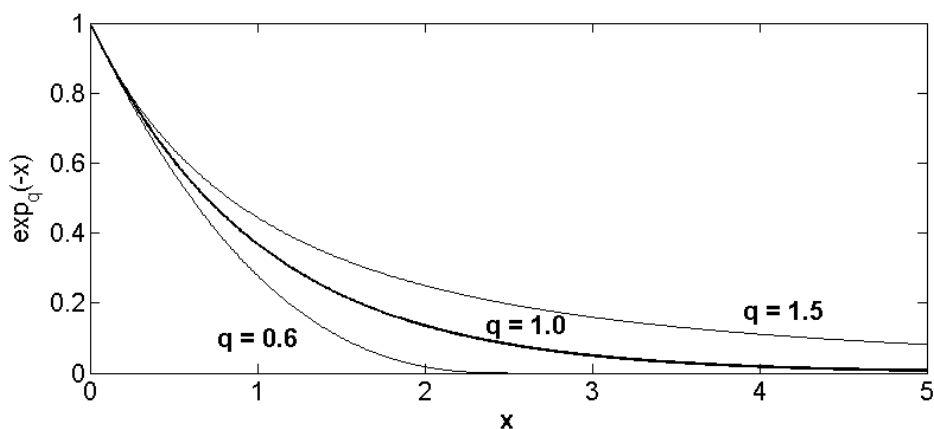


Figura 4.6: Comportamiento de la función  $q$ -exponencial para distintos valores de  $q$ .

#### 4.3.1. Ajuste de la PDF con una función $q$ -exponencial

Una vez disponibles el conjunto de datos experimentales  $(g(x),x)$  surge la necesidad de establecer un método numérico adecuado para ajustar este conjunto con una  $q$ -exponencial.

Este método está bien detallado en Campo, et al. (2008). Estos autores <sup>1</sup> hallan de manera exploratoria un valor de  $q$  para el cual ese conjunto de datos conforma aproximadamente una recta  $y = ax + b$  en un gráfico  $\ln_q(g(x))$  vs.  $x$ , donde obtienen que esto ocurre con valores de  $q$  ligeramente superiores a 1. Por ello recurren a un método iterativo, en el cual varían  $q$  desde 1,001 hasta 1,200 en pasos de 0,001. Para cada valor de  $q$  ajustan a una recta el conjunto de datos por el método de mínimos cuadrados, obtienen el coeficiente de correlación ( $r^2$ ), y seleccionan el valor de  $q$  para el cual  $r^2$  es mayor. Una vez obtenido el valor óptimo de  $q$ , calculan los parámetros  $a$  y  $b$  de la recta y estiman el intervalo de confianza del 95% ( $\Delta a$ ), de la pendiente  $a$ . El valor óptimo de  $q$  es también el que produce el menor valor de la incerteza relativa  $\Delta a/a$  en el parámetro  $a$ .

#### 4.3.2. Resultados y discusión

En nuestro caso, para cada conjunto de datos, no pudimos obtener el valor óptimo de  $q$  ya que para los cuatro detectores encontramos que  $q$  es el primer valor asignado a la iteración. Al cambiar el paso de iteración obtuvimos el mismo resultado, lo que nos llevó a concluir que  $q = 1$  en todos los casos. La [Figura 4.7](#) muestra la recta  $y = ax + b$  en un gráfico  $\ln_q(g(x))$  vs.  $x$  para el detector A.

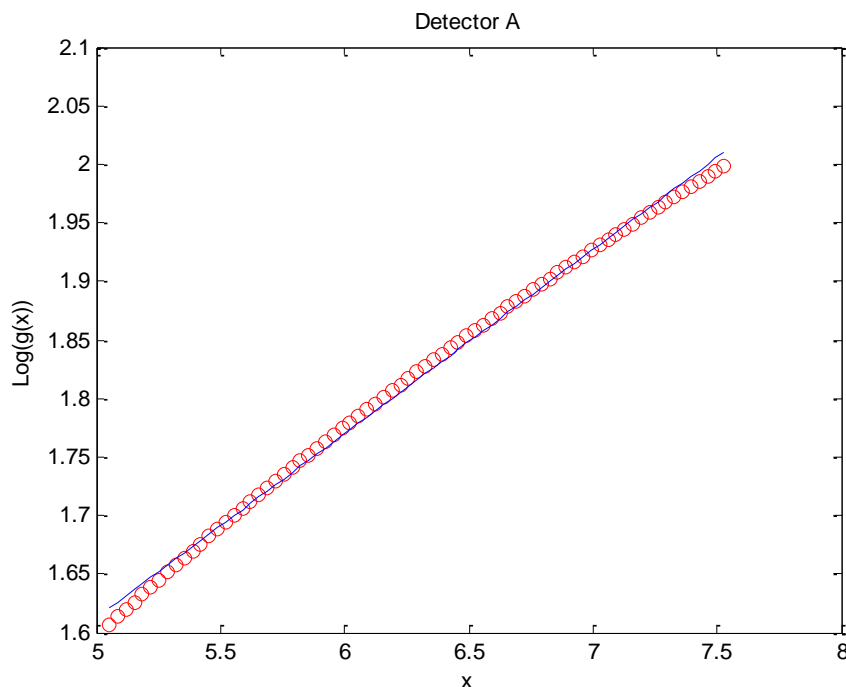


Figura 4.7: Gráfico  $\ln_q(g(x))$  vs.  $x$  cuando  $q$  es el primer valor asignado a la iteración.

En otras palabras, las fluctuaciones de la fracción volumétrica gaseosa en un mismo canal de instrumentación no presentan un comportamiento  $q$ -exponencial.

#### 4.4. Estadística de Weibull

Se la emplea para modelar con exactitud diferentes modos de fallas físicos. En general se usa en casos de mortalidad infantil, transiciones de fase, envejecimiento operacional y de fallas aleatorias, entre otros. Esta distribución complementa a la distribución exponencial y

<sup>1</sup> El programa de cálculo de  $q$  fue desarrollado en el entorno de Matlab por el Dr. Ferri, G.

a la normal.

#### 4.4.1. Distribución de Weibull

Su función densidad de probabilidad es la siguiente

$$f(x) = \frac{\beta}{\eta} \left(\frac{x}{\eta}\right)^{\beta-1} \exp\left[-\left(\frac{x}{\eta}\right)^{\beta}\right] \quad (38)$$

donde  $x$  es la variable aleatoria,  $\eta$  es un parámetro de escala y  $\beta$  es un factor de forma.  $\eta$  y  $\beta$  son parámetros positivos.

A partir de la [Ecuación 38](#) podemos definir

$$R(x) = \exp\left[-\left(\frac{x}{\eta}\right)^{\beta}\right] \quad (39)$$

donde  $R(x)$  es la función fiabilidad, también llamada probabilidad de supervivencia.

Dada  $R(x)$  podemos definir la función acumulativa (llamada también función de in fiabilidad)  $F(x)$  como

$$F(x) = 1 - \exp\left[-\left(\frac{x}{\eta}\right)^{\beta}\right] \quad (40)$$

La [Figura 4.8](#) muestra el efecto del factor de forma  $\beta$  sobre la PDF

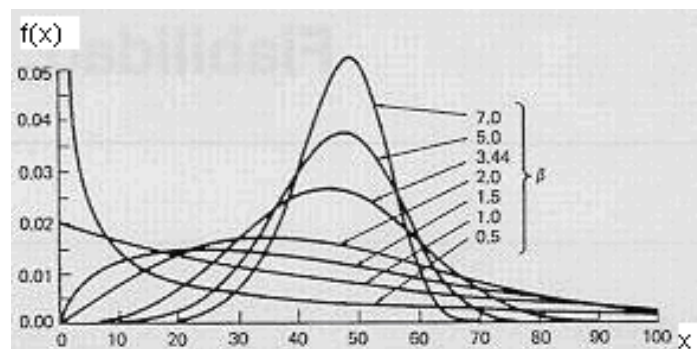


Figura 4.8: Curvas de Weibull con  $\beta$  variable.

#### 4.4.2. Mecanismos de competitividad de Weibull

De la [Ecuación 38](#) surge que el parámetro  $\beta$  provee la posibilidad de cambiar la forma de la distribución.

Hemos analizado la naturaleza bimodal del flujo a dos fases. La fórmula analítica utilizada para fitear una distribución bimodal ([Degraeve, et al. 1996](#)) es la siguiente

$$f(x) = p_g f_g(x) + (1 - p_g) f_l(x) \quad (41)$$

con una función de distribución acumulativa dada por

$$F(x) = p_g F_g + (1 - p_g) F_l(x) \quad (42)$$

donde  $p_g$  es la fracción de flujo que se encuentra en la fase gaseosa, pudiendo pensarse como un factor que nos indica la existencia de burbujas, con una función densidad de probabilidad  $f_g(x)$  y su correspondiente función acumulativa  $F_g(x)$ , y  $(1 - p_g)$  es la fracción de flujo que se encuentra en la fase líquida, o bien, la probabilidad de que una burbuja haya colapsado entre un detector y otro, con una función densidad de probabilidad de Weibull  $f_l(x)$  y una función acumulativa  $F_l(x)$ .

#### 4.4.3. Resultados y discusión

Para analizar la distribución de Weibull partimos de la [Ecuación 40](#) y después de reacomodar los términos y tomar dos veces el logaritmo neperiano obtenemos

$$\ln(\ln(1/[1 - F(x)])) = \beta \ln(x) - \beta \ln(\eta) \quad (43)$$

Por lo tanto, cualquier grupo de datos que siga la distribución de Weibull se puede representar por una línea recta en un gráfico ln-ln, partiendo de la hipótesis de que el origen es perfectamente conocido y que coincide con los datos experimentales ([Zemma, et al. 2009](#)).

Para los detectores A, B, C, y D, situados a diferentes alturas a lo largo del canal de instrumentación realizamos la gráfica ln-ln para el conjunto de datos experimentales.

La [Figura 4.9](#), muestra esta representación para el detector B, nos permite inferir que es la distribución de Weibull la que se adapta a las fluctuaciones de la fracción volumétrica gaseosa.

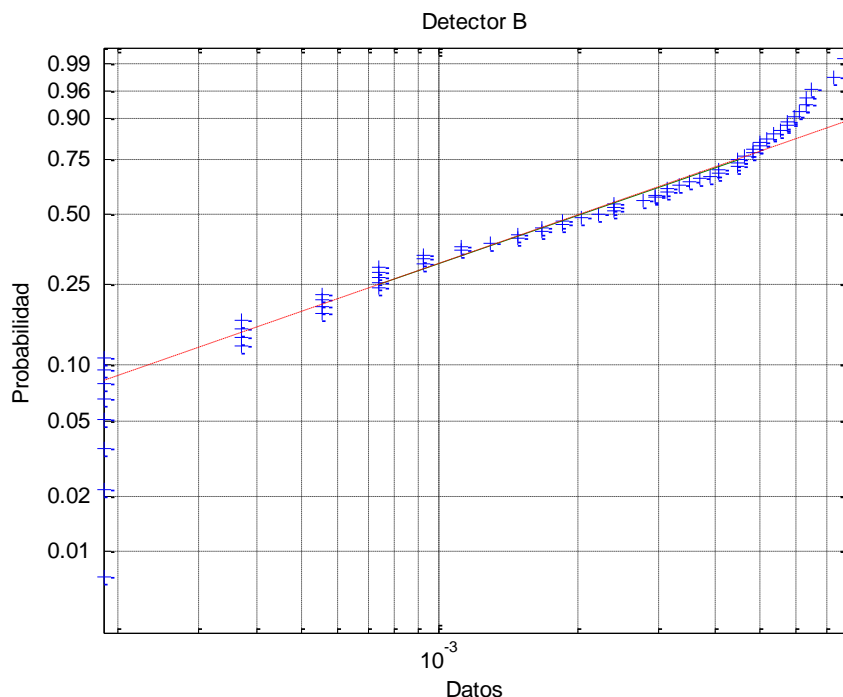


Figura 4.9: Gráfico ln- ln de la función de probabilidad acumulada en función de los datos experimentales.

Continuando con el análisis de Weibull, usando un programa desarrollado en Matlab hallamos los valores de los parámetros  $\eta$  y  $\beta$  para el modelo propuesto. Los mismos, junto con la desviación cuadrática relativa se exponen en la [Tabla 4.3](#) a continuación presentada.

Señal	Coficiente $\eta$	Coficiente $\beta$	Desviación cuadrática relativa
Detector A	6.395	18.352	0.052
Detector B	5.556	12.488	0.047
Detector C	5.812	17.676	0.048
Detector D	5.177	16.711	0.050

Tabla 4.3: Valores de los parámetros de Weibull y desviación cuadrática relativa para cada detector.

Con los valores de los parámetros  $\eta$  y  $\beta$ , nos fue posible ajustar la PDF con la función densidad de probabilidad de Weibull. La [Figura 4.10](#) muestra el fiteo de  $g$  vs.  $x$  para un detector en particular, el detector B. También graficamos la función densidad de probabilidad de Weibull para cada uno de los cuatro detectores neutrónicos ([Figura 4.11](#)).

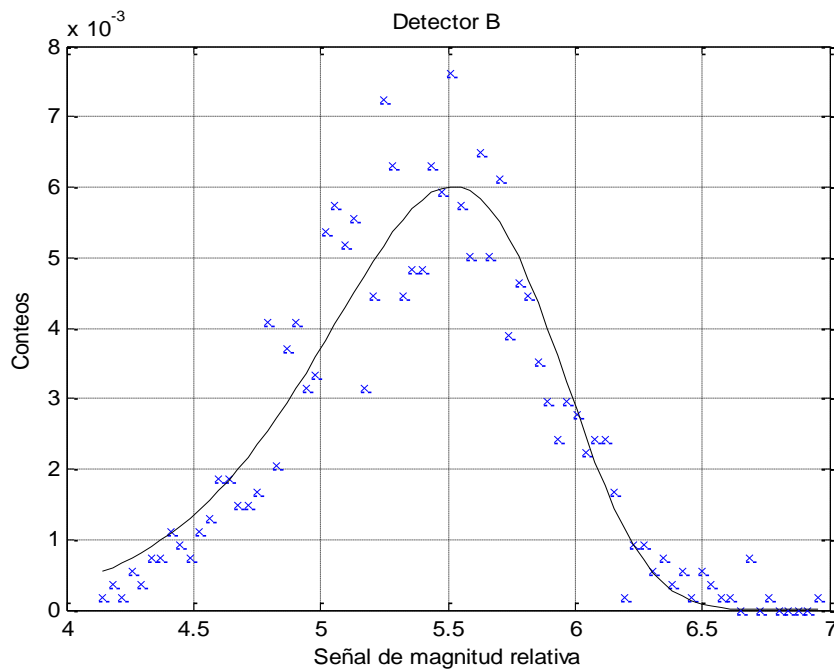


Figura 4.10: Fiteo de  $g$  vs.  $x$ .



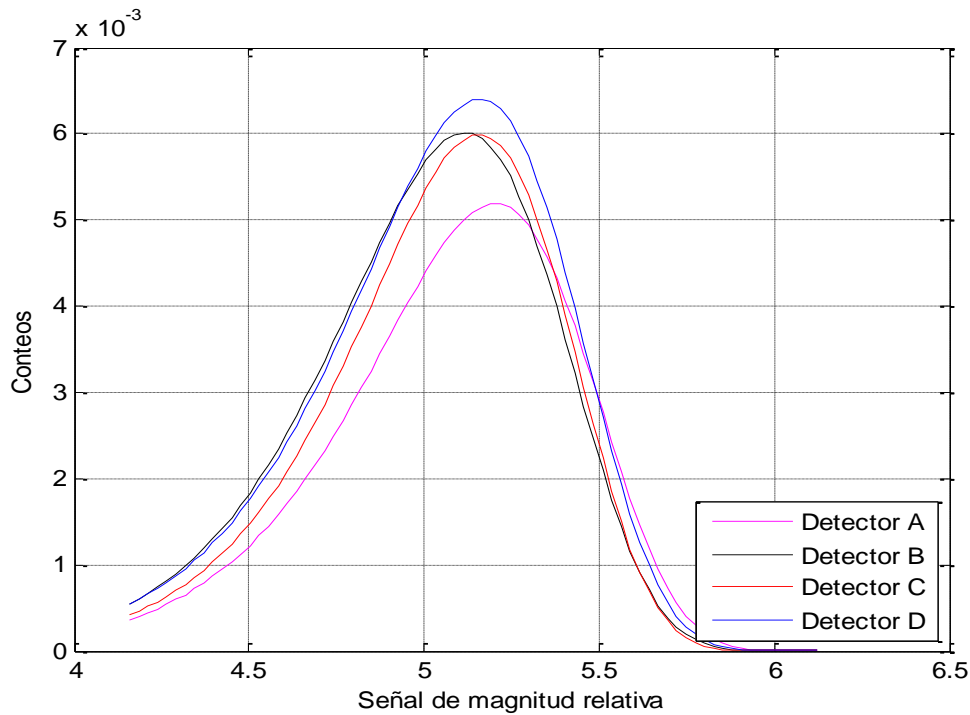


Figura 4.11: Gráfico de la función densidad de probabilidad para cada uno de los detectores.

En el eje de las abscisas de la [Figura 4.11](#) está representada la fluctuación neutrónica medida en unidades arbitrarias y, en el eje de las ordenadas, el número de conteos por segundo de los detectores neutrónicos ubicados en la posición A, B, C, y D respectivamente.

De la [Figura 4.11](#) y la [Tabla 4.3](#) vemos que, a medida que aumenta la altura a la que están situados los detectores neutrónicos en el canal de instrumentación, la función densidad de probabilidad también varía, cambio que se manifiesta en la variación de los parámetros  $\eta$  y  $\beta$ , propios del modelo descrito. La incidencia del factor de forma  $\beta$  en la [Ecuación 38](#) estaría relacionada con el tipo de flujo que atraviesa el canal de instrumentación. Teniendo en cuenta que el detector A se encuentra en el extremo inferior del canal y el D en el extremo superior del mismo, observamos que los valores de  $\beta$  en la [Tabla 4.3](#) tienen una notable diferencia entre el detector A y el D, la que puede asignarse a que, en el primer caso, se presentan pocas burbujas (flujo casi líquido) y en el segundo caso, tenemos un flujo casi gaseoso (muchas burbujas). El hecho de que los valores de  $\beta$  en los detectores B y C estén solapados, o no respondan a este decrecimiento, nos indica la mezcla de fases que a esta altura se hace presente.

A su vez, de la comparación de las desviaciones cuadráticas relativas para el modelo de Poisson, de Bernoulli modificado y de Weibull, vemos que para éste último, tal valor es menor, lo que nos lleva a concluir que, si bien este modelo es simple, es el que mejor describe la dinámica de nuestro problema. Un trabajo futuro en esta línea de investigación debería ser orientado a plantear un ajuste bimodal con la superposición de 2 PDF Weibull, como así también, a realizar un análisis más exhaustivo de los parámetros de Weibull, a través de los cuales se podrían inferir propiedades de la fracción volumétrica gaseosa  $\alpha$ .

## 5. Conclusiones

Con el fin de ajustar la función densidad de probabilidad para un conjunto de datos de cada

uno de los cuatro detectores situados a distintas alturas en un mismo canal de instrumentación, en una central nuclear de potencia, analizamos diferentes estadísticas. Teniendo en cuenta la  $q$ -estadística, probamos que las fluctuaciones de la fracción volumétrica gaseosa en un mismo canal de instrumentación no presentan un comportamiento  $q$ -exponencial.

El modelo unimodal, basado en la estadística de Poisson es un modelo muy simplificado, sólo aplicable para valores bajos de  $\alpha$  (hasta un 30 %), el de Bernoulli modificado es también válido para valores altos de  $\alpha$ .

Por la particular asimetría en la representación gráfica de la función densidad de probabilidad de los datos, analizamos la distribución de Weibull, siendo ésta la que mejor describe la dinámica del flujo a dos fases en un reactor nuclear.

## **V. CONCLUSIONES GENERALES**

Los procesos físicos que gobiernan las fluctuaciones de la densidad de flujo no están muy bien explicados y constituyen un problema abierto. Con este trabajo, esperamos acortar la distancia existente entre el entendimiento teórico y los resultados experimentales en el campo del monitoreo de los internos de un reactor nuclear de potencia, así como también, aportar a la comprensión de la dinámica y estructura del fluido a dos fases.

El Análisis de Fluctuación de Señales es una técnica que nos permite obtener información adicional del estado de la planta nuclear. Para analizar las señales disponibles de la misma, llevamos a cabo un estudio fenomenológico del problema, con el objetivo de entender el comportamiento de la componente fluctuante efectiva y poder así, extraer información de la componente viajera.

La cantidad que se propaga es la densidad de flujo, propagación caracterizada por el tiempo de retraso existente entre dos detectores separados axialmente en un mismo canal de instrumentación. Se obtuvo una mejor linealidad del ángulo de fase haciendo uso de un método basado en la función coherencia, en el dominio de las frecuencias. Si bien es un método simple nos permitió, bajo un preprocesamiento de datos, analizar los mismos. Es importante destacar que se trabajó con datos reales, provenientes de un reactor nuclear de potencia, cuando la mayoría de los trabajos en esta línea de investigación utilizan datos obtenidos de dispositivos experimentales diseñados especialmente o de reactores de investigación.

Comparamos distintos modelos matemáticos para estudiar el comportamiento de la función densidad de probabilidad. Analizamos las estadísticas de Poisson, Bernoulli modificado y  $q$ -exponencial. Finalmente, propusimos la estadística de Weibull debido a la asimetría observada en la gráfica de la función densidad de probabilidad y encontramos que ésta última es la que mejor describe la dinámica de un flujo a dos fases en un reactor nuclear de potencia.

Futuras investigaciones podrían orientarse a una investigación más exhaustiva de los conceptos físicos involucrados en los parámetros  $\eta$  y  $\beta$ , propios de esta distribución.

## Nomenclatura

$g$	función densidad de probabilidad
$A$	número másico
$Z$	número atómico
$E$	energía
$LPRM$	monitores de rango de potencia local
$NRMS$	raíz cuadrática media normalizada del ruido neutrónico
$APRM$	monitores en el rango de potencia promedio
$APSD$	función densidad de potencia auto. Espectral
$CPSD$	función densidad de potencia espectral cruzada
$NPSD$	densidad de potencia espectral normalizada
$S(r,\omega)$	perturbación
$\Phi(r,\omega)$	fluctuación neutrónica medida
$\Sigma_d(r,E)$	sección eficaz macroscópica
$\delta\rho(r,\omega)$	fluctuación arbitraria de densidad
$\gamma$	coherencia
$\tau$	tiempo de retraso
$\alpha$	fracción volumétrica gaseosa o coeficiente volumétrico de vacío
$J$	flujo volumétrico de la mezcla a dos fases

## REFERENCIAS

- Analytis G., A Phenomenological Model for the Interpretation of Velocities Measured in BWRs by Cross-Correlation Techniques, *Annals of Nuclear Energy*, **9**, p. 73 (1996).
- Albrecht R. W, Crowe R. D., Dailey D. J., Damborg M.J. y Kósaly D., Measurement of Two Phase Flow Properties Using the Nuclear Reactor Instrument, *Progress in Nuclear Energy*, **9**, p. 37 (1982).
- Atta M.A., Fry D.N., Mott D.E. and King W.T., Determination of Void Fraction Profile in Boiling Water Reactor Channel Using Neutron Noise Analysis, *Nuclear Science Engineering*, **66**, p. 264 (1978).
- Bergdahl B. G., Reisch F., Oguma R., Lorenzen J., Akerhielm A., BWR Stability Investigation at Forsmark1, *Annals of Nuclear Energy*, **16**(10), p. 509 (1989).
- Bernard P., Cloue J. y Messainguiral C., Detection and Monitoring of Boiling in PWRs in Core Neutron Noise Analysis, *Progress in Nuclear Energy*, **9**, p. 581 (1982).
- Box, G.E.P. y Jenkins, G. M., *Time Series Analysis, forecasting and control*, Holden Day, San Francisco, USA (1976).
- Campo M. G., Ferri G. L., Roston G. B., Estudio de la dinámica de los puentes de Hidrógeno utilizando dinámica molecular, *Mecánica Computacional*, **17**, p. 461 (2008).
- Chaudhary V. N., Kulkarni A.K., and Arora K.K., Determination of Mass Flow Rates from Measured In-Core Two-Phase Flow Transit Times in a Boiling Water Reactor, *Journal of Nuclear Science and Technology*, **32**(5), p. 416 (1995).
- CNEA, Comisión Nacional de energía Atómica; [www.cnea.gov.ar](http://www.cnea.gov.ar)
- Colmenares G., Redes Neuronales. *Material del Curso redes Neuronales*. Inst. De Investigaciones Económicas y Sociales. Universidad Los Andes. Mérida, Venezuela (2004).
- Dauxois T., Non-Gaussian distributions under scrutiny, *Journal of Statistical Mechanics: Theory and experiment*, N08001 (2007).
- Degraeve R., Roussel P., Ogier J.L., Groenseneken L., Maes H., A New Statistical Model for fitting bimodal oxide breakdown distributions at different field conditions, *Microelectron. Reliab*, 36(11/12), p. 1651 (1996).
- Eisberg R., Resnick R., *Física cuántica. Átomos, moléculas, sólidos, núcleos y partículas*, Editorial Limusa, Madrid, España (1997).

Enciclopedia libre Wikipedia; [es.wikipedia.org](http://es.wikipedia.org)

Federico A, Galli C, Parmeggiani C, Ragona R and Tosi V, *Proc. SMORN III Symposium on Nuclear Reactor Surveillance and Diagnostics*, **9**, p. 631 (1982).

Glasstone, S. y Sesonske, A., *Ingeniería de reactores nucleares*, Editorial Reverté, Barcelona, España (1990).

Hamilton J. D., *Time Series Analysis*, Princeton University Press, Princeton, New Jersey, USA (1994).

Herrera F., Riquelme J., Ruiz R., *Preprocesamiento de Datos, Reunión Nacional DM&ML*, Madrid, España (2004).

IAEA, Agencia Internacional para la Energía Atómica; [www.iaea.org](http://www.iaea.org)

Ireland K. y Stephens A., Two-phase flow in a vertical annulus, [http://www.chemsoc.org/exemplarchem/entries/2002/Stephens\\_Ireland](http://www.chemsoc.org/exemplarchem/entries/2002/Stephens_Ireland), (2002).

Jenkins, G.M. y Watts, D.G., *Spectral Analysis and its applications*, Holden Day, San Francisco, USA (1968).

Jones O. C.Jr. and Zube N., The interrelation between void fraction fluctuations and low patterns in two-phase flow, *International Journal of Multiphase Flow*, **2**, p. 273 (1975).

Kaji M., Sawai T., Mori K., Yamauchi S y Nakanishi S. Numerical Calculation of Torced Convection Heat Transfer to Annular Two-Phase Flow in a Evaporating Tube, *Proceedings of the Second International Symposium on Two-Phase Flow Modeling and Experimentation*, **1**, p. 263 (1999).

Kósaly G., Kostic L. J., Miteff L., Varadi G. and Behringer K, Investigation of the Local Component of the Neutron Noise in a BWR and Its Application to the Study of Two-Phase Flow, *Progress in Nuclear Energy*, **1**, p. 99 (1977).

Kosály G, Maróti L y Meskó L., A Simple Space Dependent Theory of Neutron Noise in a Boiling Water Reactor, *Annals of Nuclear Energy*, **2**, p. 315 (1975).

Kósaly G. y Meskó M., Theory of the auto-spectrum of the local component of power reactor noise, *Annals of Nuclear Energy*, **3**, p. 233 (1976).

Kósaly G., On the physical meaning of the fluidvelocity measured in BWRs by noise analysis, *Annals of Nuclear Energy*, **10**, p. 675 (1983).

Kozma R, Studies on the relationship between the statistics of void fraction fluctuations and the parameters of two-phase flows, *International Journal of Multiphase Flow*, **21**, p. 241 (1995).

Lewis E. E., *Fundamentals of Nuclear Reactor Physics*, Academic Press, California, USA (2008).

Lübbesmeyer D, On the physical meaning of the fluid velocity measured in BWRs by noise analysis. *Annals of Nuclear Energy*, **10**, p. 233 (1983).

Menke W., *Geophysical data analysis: discrete inverse theory*, Academic Press, California, USA (1989).

Mittef L. and Behringer K, Investigation of the Relation between the RMS-neutron-noise and Local Void Fraction in the Bubbly Flow Region of a BWR, *Progress in Nuclear Energy (SMORN-3)*, **9**, p. 137 (1982).

Mori M., Kaino M., Kanemoto S., Enemote M., Ebata S., Tsunoyama S., Development of advanced core noise monitoring system for BWRs, *Progress in Nuclear Energy*, 43(1-4), p. 43 (2003).

Mori M., Kanemoto S., Enomoto M. y Ebata S., *Proc. Incore96 Specialists Meeting on In core Instrumentation and Reactor Core Assessment*, Sec. 3-4, Mito, Japan (1996).

Mori M., Washio T. and Kitamura M., Measurement Methods for Local and Total Flow Rate of Reactor Core by Analyzing LPRM Signals in BWR, *Proc. ICON-3*, p. 1635 (1995).

Naito N., Ando Y., Yamamoto F. and Takeuchi E., Estimation of Fuel Channel Inlet FlowRate by Noise Analysis, *Journal of Nuclear Science and Technology*, **17**, p. 351 (1980).

Roston G. B., Ascheri, M. E., Martín, M. C. y Pizarro R., Acerca de la propagación del flujo a dos fases en un reactor nuclear, *Mecánica Computacional*, **27**, p. 2839 (2008).

Roston G. B., Ascheri, M. E., Martín, M. C. y Pizarro R., Void Fraction Fluctuations in Two Phase Flow, *WSEAS Transactions on Fluid Mechanics*, **3**, p. 369 (2008).

Seifritz W and Cioli F, On-load monitoring of local steam velocity in BWR cores by neutron noise analysis, *Transactions of the American Nuclear Society*, **17**, p. 451 (1973).

Stegemann D., Geburek P., Mikulski A. T. y Seifritz W., Operating Characteristics of a Boiling Water Reactor Deduced from In Core Measurements, *Symposium Power Plant Dynamics, Control and Testing*, University of Tennessee, Knoxville (1973).

Stekelenburg A. J.C. y Van der Hagen T.H., Two-phase Flow Monitoring by Analysis of In-core Neutron Detector Noise Analysis - Literature Survey, *Annals of Nuclear Energy*, **20**, p. 611 (1993).

Taitel Y., Dukler A., A model for predicting flow regime transition in horizontal and near-horizontal gas-liquid flow, *American Institute of Chemical Engineers*, **22**, p. 47 (1976).

- Tarantola A., *Inverse Problem Theory, Methods for data filtering and model parameter estimation*, Elsevier, New York, USA (1987).
- Thie J., *Power Reactor Noise*, American Nuclear Society, Illinois, USA (1981).
- Tsallis C., Possible generalization of Boltzmann-Gibbs statistic”, *Journal of Statistical Physics*, **52**, p. 479, (1988).
- Van Dam H., Neutron Noise in Boiling Water Reactor, *Atomkernenergie*, **27**, p. 8 (1976).
- Vince M.A., Lahey R. T,jr, On the Development of an Objective Flow Regime Indicator, *International Journal Multiphase Flow*, **8**, p. 93 (1982).
- Wach D. y Kósaly G., Investigation of the Joint Effect of Local and Global Driving Source in Incore Neutron Noise Measurements, *Atomkernenergie*, **23**, p. 244 (1974).
- Windecker G. y Anglart.H., Phase distribution in a BWR fuel assembly and evaluation of a multidimensional multifield model. *Nuclear Technology*, **134**, p. 49 (2001).
- Zemma E., Roston G., “Estudio estadístico de la dinámica del flujo a dos fases en un reactor nuclear”, *Mecánica Computacional*, **28**, p. 2757 (2009).
- Zhang, C. Zhang, Q. Yang. Data preparation for data mining, *Applied Artificial Intelligence.*, **17**(5-6), p. 375 (2003).



