

# Desarrollo mediante el Método de Volúmenes Finitos de un Código Neutrónico Modal 3D de Difusión y Transporte por Ordenadas Discretas. Aplicación a Análisis de Seguridad Nuclear

**Álvaro Bernal**

*I Encuentro de Estudiantes de Doctorado de la UPV*

*Valencia, 12 de Junio, 2014*



# RESUMEN

La tesis tiene como objetivo el desarrollo de nuevos algoritmos numéricos mediante volúmenes finitos que sean capaces de determinar la distribución neutrónica y el estado de Criticidad de reactores nucleares. En concreto, la finalidad de dichos algoritmos es su aplicación al Análisis Determinista de Seguridad Nuclear para realizar cálculos más detallados a nivel geométrico, así como utilizar conceptos físicos más próximos a la realidad. De las diversas teorías existentes en la neutrónica, se van utilizar métodos deterministas, y en concreto la Difusión y el Transporte neutrónicos. A modo de resumen, la Teoría de la Difusión Neutrónica es una simplificación de la Teoría del Transporte Neutrónico. Sin embargo, la difusión neutrónica se utiliza para evaluar reactores comerciales debido a su mayor simplicidad y menor coste computacional. De hecho, la teoría de la difusión se utiliza para hacer un cálculo de todo el reactor con menor detalle, y la teoría del transporte se utiliza para realizar cálculos de mayor detalle pero de ciertas partes del reactor. Tanto la teoría del transporte como la de la difusión constan de ecuaciones integro-diferenciales que no se pueden resolver para reactores nucleares comerciales de forma analítica, y por tanto se utilizan métodos numéricos para su resolución. Existen diversos métodos, pero el Método de los Volúmenes Finitos no es uno de los de mayor aplicación en el campo de la neutrónica. No obstante, este método es uno de los más utilizados en el campo de la Termohidráulica y de la Fluidodinámica Computacional (CFD), que es otro de los aspectos más importantes de los reactores nucleares y su cálculo está ligado al cálculo neutrónico y viceversa. Además, el Método de Volúmenes Finitos es adecuado para resolver mallas no estructuradas, lo cual que permite modelar cualquier tipo de geometría. En cuanto a la resolución de la parte neutrónica, en esta tesis se va a desarrollar un análisis modal ya que permite calcular la distribución neutrónica de diversos modos armónicos, de utilidad en el análisis de inestabilidades en reactores BWR, que está comenzando a ser un aspecto a tener en cuenta para la normativa estadounidense para la legislación de reactores nucleares, que es la que tiene como norma España.

La tesis se va estructurar en 3 etapas: desarrollo del código de difusión, desarrollo del código de transporte y aplicación al análisis de seguridad nuclear. El desarrollo de los códigos se subdividirá en las siguientes fases: Pre-procesado, Cálculo del Estado Estacionario, Post-procesado, Cálculo de reactores nucleares comerciales, Cálculo del flujo adjunto, Cálculo del Régimen Transitorio, Paralelización y Acople con códigos CFD.

Por último, los códigos desarrollados se utilizarán para Análisis de Seguridad que incluirá el cálculo de la distribución neutrónica para varios modos (tanto en estado estacionario como transitorio, es decir, dependiente del tiempo), cálculo del flujo adjunto (que se podría utilizar como función importancia para cálculos de radiación), cálculo de Criticidad (determinación de autovalores) y cálculo de flujo para problemas de transporte, que podrá utilizarse para determinar la dosis de la radiación y el cálculo de blindajes.



1.OBJETIVOS

2.ETAPAS DEL DESARROLLO DE LA  
INVESTIGACIÓN

3.RESULTADOS PREVISTOS

4.APLICACIONES



## DESARROLLO DE CÓDIGOS NEUTRÓNICOS

- Difusión y Transporte → Cubrir toda la física de reactores nucleares
- 3D → Cálculo de todo el reactor
- Método de los Volúmenes Finitos → Cálculo de cualquier geometría y acople con códigos CFD
- Modal → Aceleración del cálculo del transitorio y cálculo de inestabilidades

## FINALIDAD

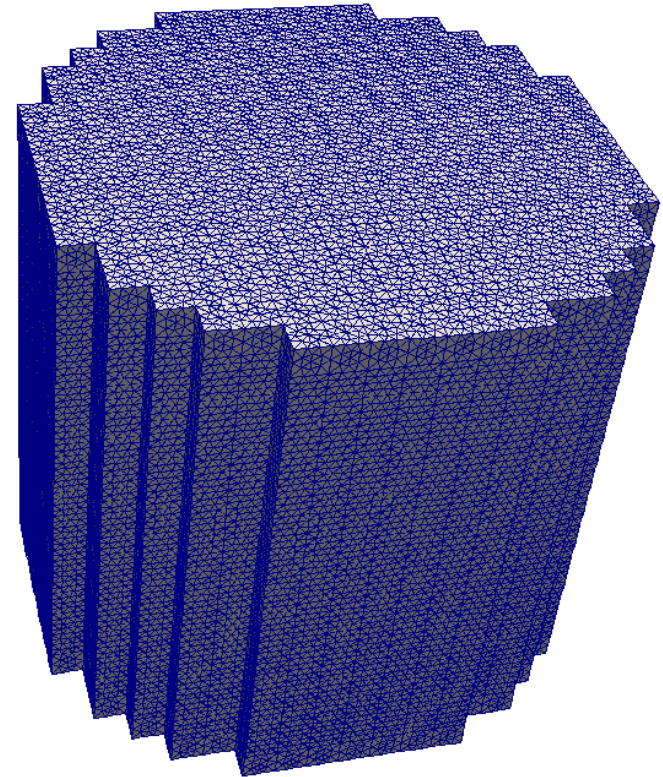
- Mejorar el análisis de seguridad nuclear → Más precisión y prestaciones



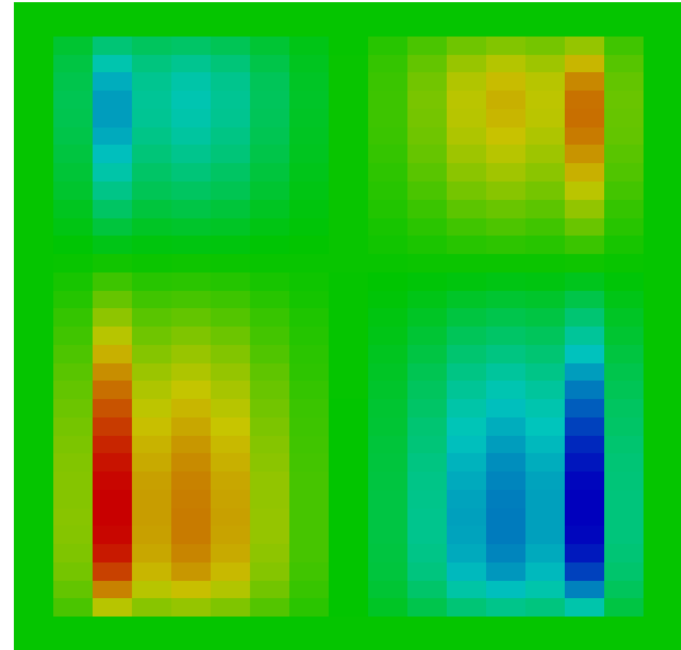
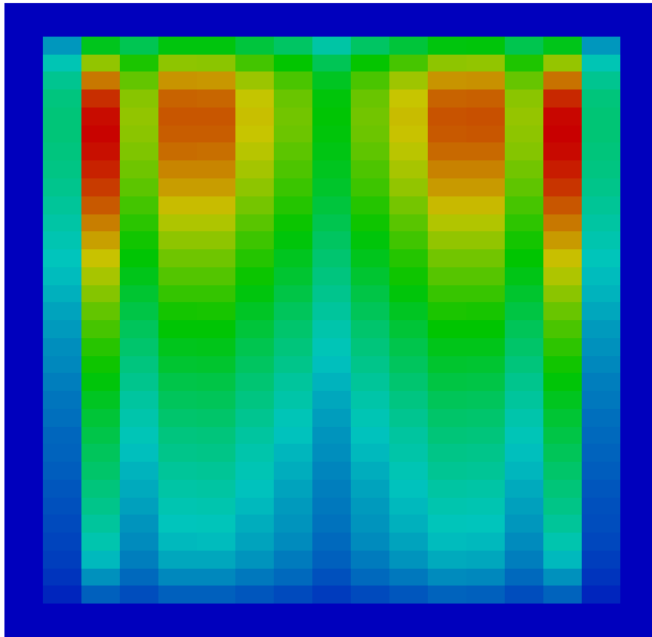
# MEJORES PRESTACIONES EN EL MODELADO

```

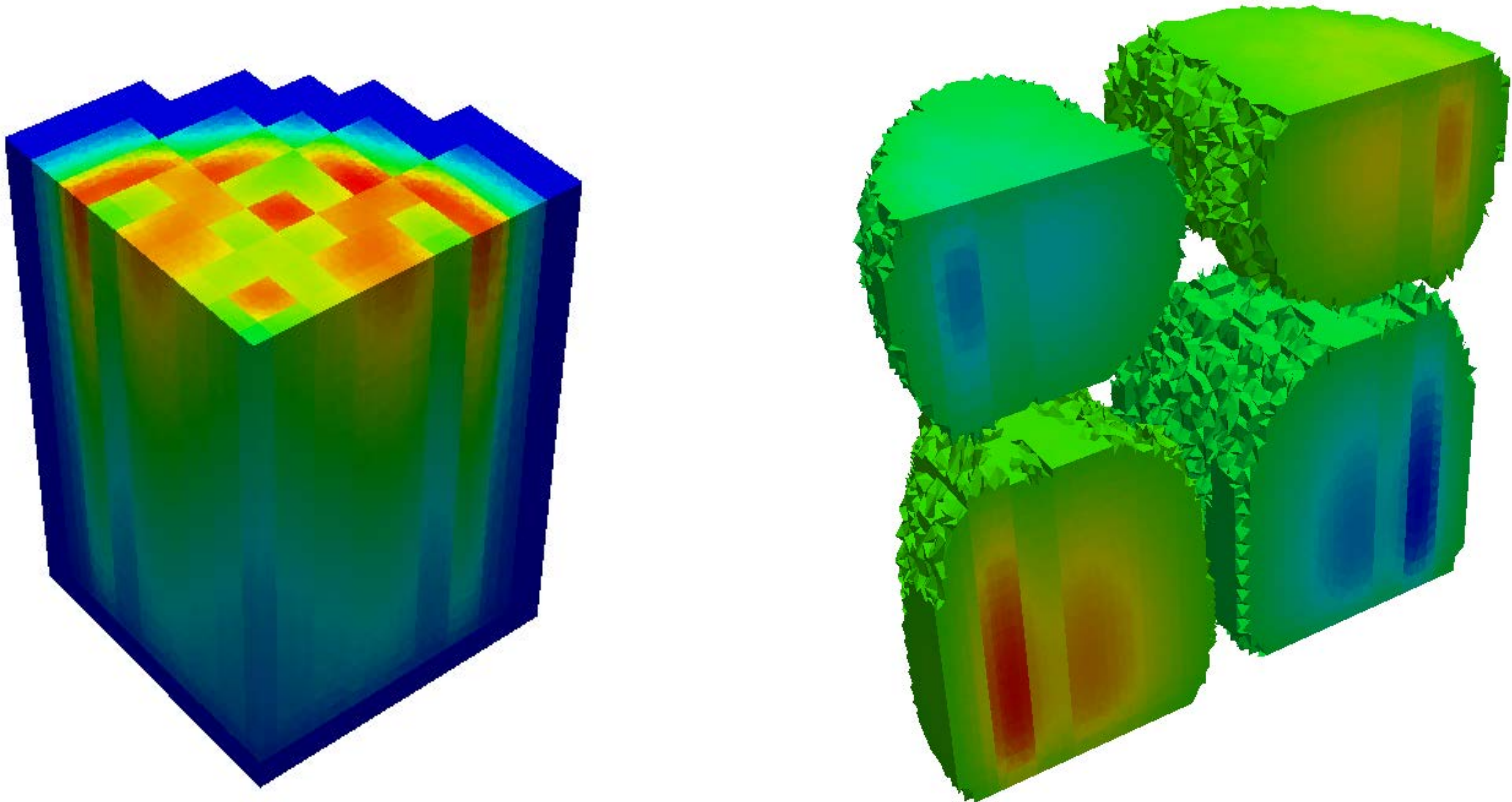
0 0 0 0 0 1 1 1 1 1 1 1 0 0 0 0 0
0 0 0 1 1 1 2 2 2 2 2 1 1 1 0 0 0
0 0 1 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 1 0 0
0 1 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 1 0
0 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 0
1 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 1
1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1
1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1
1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1
1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1
1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1
1 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 1
0 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 0
0 1 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 1 0
0 0 1 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 1 0 0
0 0 0 1 1 1 2 2 2 2 2 1 1 1 0 0 0
0 0 0 0 0 1 1 1 1 1 1 1 0 0 0 0 0
    
```



# MEJORES PRESTACIONES EN EL POST-PROCESADO



# MEJORES PRESTACIONES EN EL POST-PROCESADO





# ETAPAS DEL DESARROLLO DE LA INVESTIGACIÓN

## 1) Desarrollo del código de difusión

- Pre-procesado
- Cálculo modal del estado estacionario
- Post-procesado
- Cálculo de reactores nucleares comerciales
- Cálculo del flujo adjunto
- Cálculo del régimen transitorio
- Paralelización
- Acople con códigos CFD

## 2) Desarrollo del código de transporte

## 3) Aplicación al análisis de seguridad nuclear

- Cálculo de la distribución neutrónica para varios modos
- Cálculo del flujo adjunto
- Cálculo de criticidad
- Cálculo de flujo neutrónico para problemas de transporte





# RESULTADOS

- DIFUSIÓN:
  - Cálculos de criticidad → Errores de los autovalores : 20 pcm
  - Distribución neutrónica → Errores de la distribución de potencia neutrónica: 5%
  - Tiempos de ejecución → Segundos para malla ancha y minutos para malla fina
- TRANSPORTE:
  - Cálculos de criticidad → Errores de los autovalores : 20 pcm
  - Distribución neutrónica → Errores de la distribución de potencia neutrónica: 5%
  - Tiempos de ejecución → Minutos para malla ancha y horas para malla fina
  - Flujo neutrónico → Errores : 8 %



# APLICACIONES

- Criticidad → Cuán lejos se está de la estacionalidad → Fundamental para poder controlar el reactor
- Distribución neutrónica → Distribución de la potencia → Determinación de puntos calientes → Evitar el deterioro y fusión de materiales del reactor
- Modos → Cálculo de inestabilidades en reactores nucleares del tipo BWR
- Flujo neutrónico en problemas de transporte → Cálculo de dosis y blindajes → Dosis es la magnitud utilizada para cuantificar el daño de la radiación en las personas
- Flujo adjunto → Aplicación a la aceleración del cálculo de los problemas de transporte neutrónico
- Cálculo acoplado neutrónico-termohidráulico de altas prestaciones → Cálculo de más detalle y precisión





# GRACIAS POR SU ATENCIÓN

