

La tesis se titula "Análisis termohidráulico de las instalaciones LSTF/ROSA y PKL utilizando el código TRACE5. Aportaciones a la metodología de escalado". Se enmarca dentro del Programa de Doctorado en Ingeniería y Producción Industrial (RD 1393/2007). Se está realizando bajo el apoyo económico de la beca de FPU del Ministerio de Educación en el Instituto de Seguridad Industrial, Radiofísica y Medioambiental (ISIRYM) de la Universidad Politécnica de Valencia.

Se enmarca dentro de los proyectos internacionales CAMP, OECD ROSA y OECD PKL-2 que se centran en el análisis y la simulación de secuencias accidentales en reactores nucleares. El Programa CAMP (USNRC), tiene como objetivo la verificación, validación, mantenimiento y aplicación de los códigos termohidráulicos RELAP5/MOD3 y TRACE. Los proyectos OECD ROSA y OECD PKL-2 son de carácter experimental y consisten en la simulación y análisis de una serie de experimentos realizados en las instalaciones:

- **Large Scale Test Facility (LSTF)** que simula un reactor PWR tipo Westinghouse de 4 lazos y 3423 MWt (Tsuruga unidad II) escalado 1/1 en altura y 1/48 en volumen, a excepción de los lazos que son 2 en lugar de 4 (escala 2/48). La máxima presión de trabajo es 15.5 MPa (instalación Full Height Full Pressure (FHFP)).
- **Primärkreislauf-Versuchsanlage (PKL)** que representa un reactor PWR de 4 lazos y 1300 MWe de potencia nominal (reactor KWU de Philippsburg II). La máxima presión de trabajo es 4.5 MPa, (instalación Full Height Reduced Pressure (FHRP)).

Los objetivos son:

- Realizar un modelo de simulación utilizando el código TRACE5 de las instalaciones LSTF y PKL con diferentes condiciones de diseño y operación.
- Reproducir los diferentes experimentos para verificar y validar los modelos de simulación de cada una de las instalaciones desarrollados con TRACE5.
- Estudiar y aplicar las herramientas de escalado para extrapolar los resultados obtenidos en una instalación experimental a una planta real.

La tesis se ha dividido en las siguientes etapas:

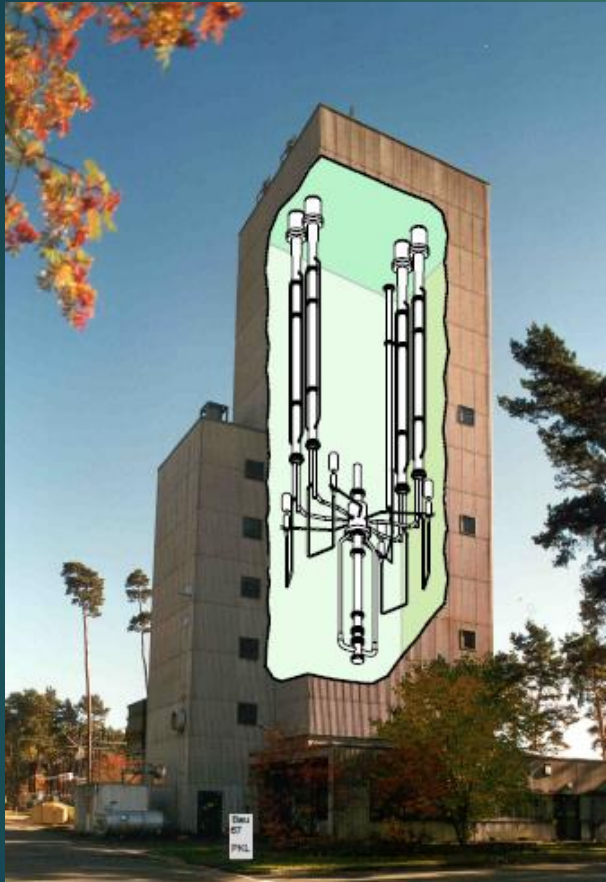
- Modelizar con TRACE5 las instalaciones LSTF y PKL.
- Estudiar los fenómenos termohidráulicos observados en los experimentos y en las simulaciones para validar los modelos.
- Construir un modelo escalado para estudiar la fenomenología con diferentes condiciones de diseño pero manteniendo condiciones de operación. (**Metodología de escalado entre instalaciones a igual presión**).
- Reproducir un común a LSTF y PKL experimento que consiste en un SBLOCA para estudiar la fenomenología en instalaciones con diferentes condiciones de diseño y operación (**Metodología de escalado entre instalaciones a diferente presión**).
- Estudiar aspectos relativos a la metodología de escalado para obtener un modelo de planta PWR real.

La tesis se encuentra en la fase de desarrollo del modelo de TRACE5 de la instalación PKL. El modelo de LSTF y el modelo escalado ya están validados tras realizar la simulación de varios transitorios obteniendo resultados satisfactorios.

Los resultados previstos y las posibles utilidades son:

- Colaboración en la verificación, validación, mantenimiento y aplicación del código termohidráulico TRACE5 a plantas nucleares.
- Analizar la aplicabilidad y/o extensión de los resultados y conocimientos adquiridos a la seguridad, operación y disponibilidad a una planta nuclear real.
- Considerar posibles aportaciones a la metodología de escalado.

Con todo el trabajo desarrollado hasta el momento se ha participado en numerosos congresos internacionales. Así como nacionales.



Análisis termohidráulico de las instalaciones LSTF/ROSA y PKL utilizando el código TRACE5. Aportaciones a la metodología de escalado.

Alumno: Andrea Querol Vives

Directores: Dr. Gumersindo Verdú Martín
Dr. Sergio Gallardo Bermell

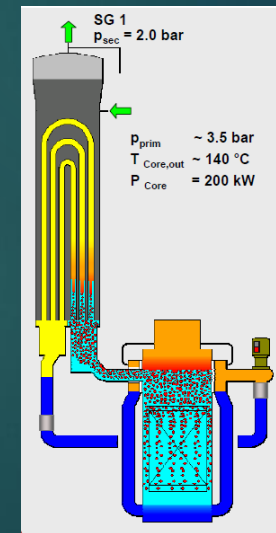
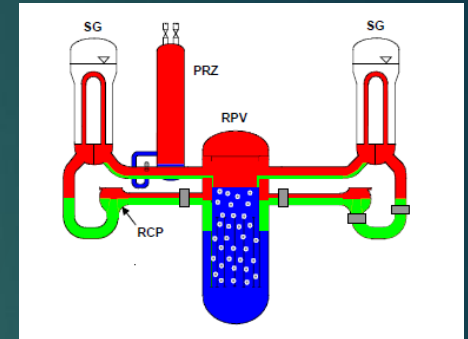




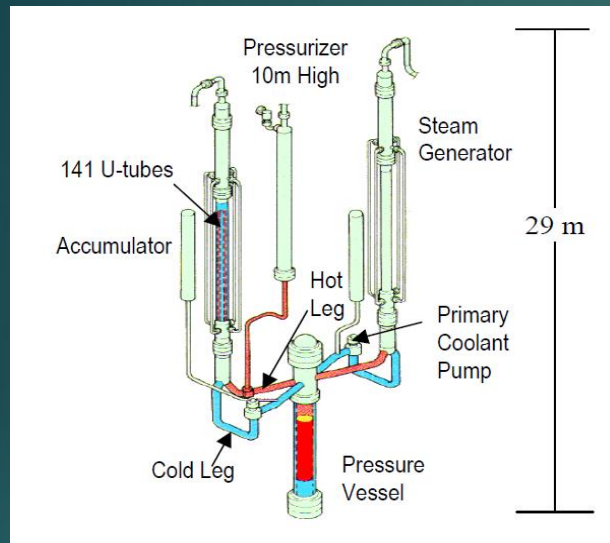
- Programa de Doctorado en Ingeniería y Producción Industrial (Real Decreto 1393/2007).
- Beca de Formación de Profesorado Universitario del Ministerio de Educación.
- Instituto de Seguridad Industrial Radiofísica y Medioambiental (ISIRYM).
- Universidad Politécnica de Valencia.

INTRODUCCIÓN

- ▶ Proyectos internacionales CAMP, OECD ROSA y OECD PKL-2 → Análisis y simulación de secuencias accidentales en reactores nucleares.
- ▶ CAMP → Verificación, validación, mantenimiento y aplicación de los códigos termohidráulicos: RELAP5/MOD3 y TRACE.
- ▶ OECD ROSA y OECD PKL-2 → Simulación y análisis de una serie de experimentos realizados en las instalaciones:
 - ▶ Large Scale Test Facility (LSTF)
 - ▶ Primärkreislauf-Versuchsanlage (PKL)

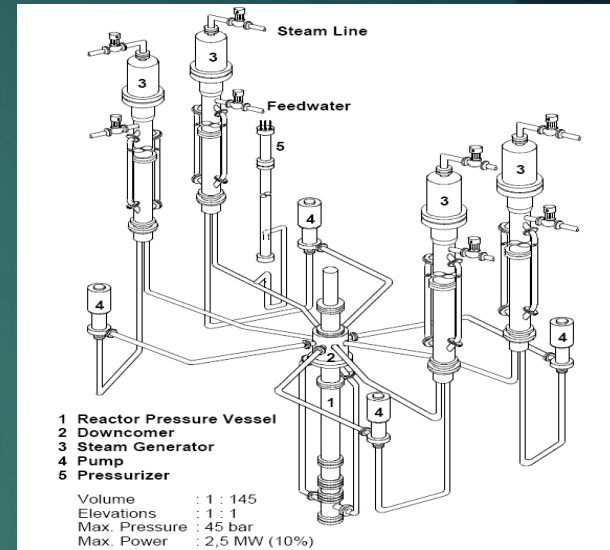


LSTF



- ▶ Reactor PWR tipo Westinghouse.
- ▶ 4 lazos y 3423 MWt.
- ▶ Tsuruga unidad II.
- ▶ Escalado 1/1 (altura) y 1/48 (volumen).
- ▶ Máxima presión 15.5 MPa.
- ▶ Full Height Full Pressure (FHFP).

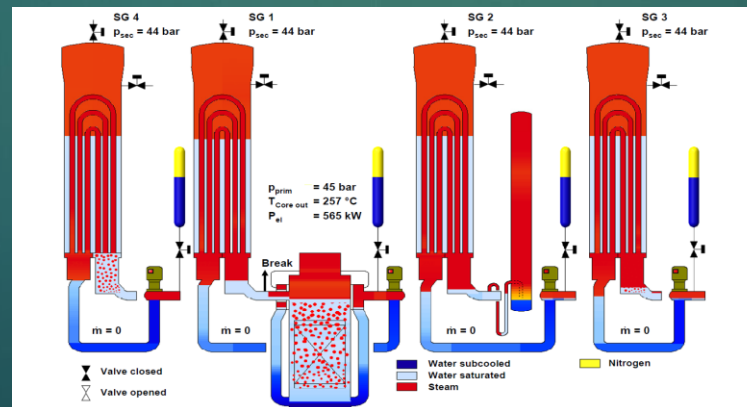
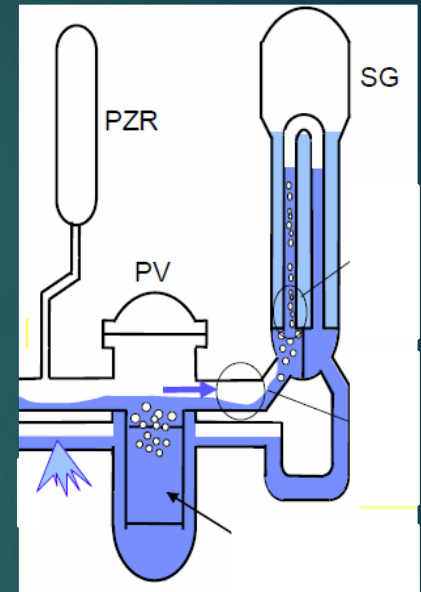
PKL



- ▶ Reactor PWR.
- ▶ 4 lazos y 1300 MWe.
- ▶ Reactor KWU Philippsburg II.
- ▶ Escalado 1/1 (altura) y 1/145 (volumen).
- ▶ Máxima presión 4.5 MPa.
- ▶ Full Height Reduced Pressure (FHRP).

OBJETIVOS

1. Realizar un modelo de simulación con TRACE5 de las instalaciones LSTF y PKL.
2. Reproducir los diferentes experimentos para verificar y validar los modelos de TRACE5.
3. Estudiar y aplicar las herramientas de escalado para extrapolar los resultados:
Instalación experimental → planta real.



ETAPAS PRINCIPALES

- ▶ Modelizar con TRACE5 LSTF y PKL.
- ▶ Estudiar los fenómenos termohidráulicos experimentos y simulaciones.

Validar los modelos de TRACE

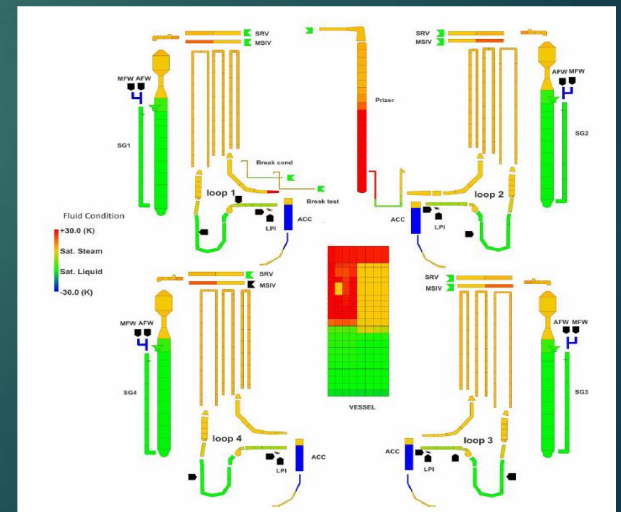
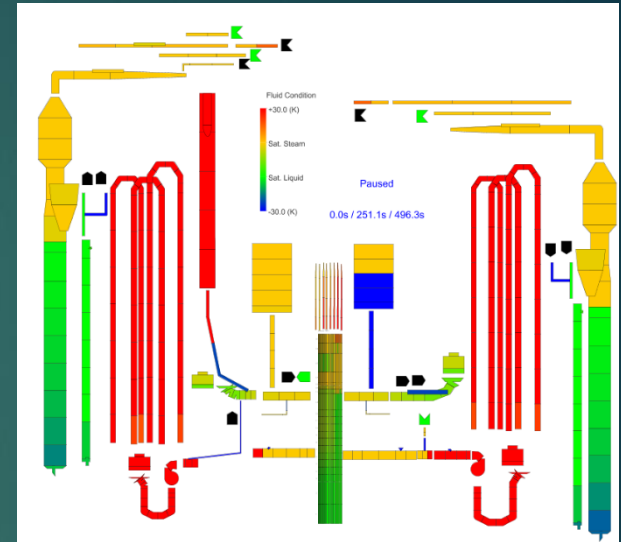
- ▶ Construir un modelo escalado: Modelo de planta real.

Metodología de escalado = presión

- ▶ Reproducir un experimento común a ambas instalaciones (diferentes condiciones de diseño y operación):

Metodología de escalado ≠ presión

- ▶ Estudiar la metodología de escalado.
Aplicación a una planta real.



RESULTADOS PREVISTOS Y POSIBLES UTILIDADES

- ➔ Aportaciones a la verificación, validación, mantenimiento y aplicación del código TRACE5 en plantas nucleares.
- ➔ Analizar la aplicabilidad de los resultados y conocimientos adquiridos a la seguridad y operación de una planta nuclear.
- ➔ Considerar posibles aportaciones a la metodología de escalado.



CONGRESOS INTERNACIONALES

- Code scaling applicability to a cold leg SBLOCA scenario in a nuclear power plant. The Role of Reactor Physics Toward a Sustainable Future. PHYSOR 2014.
- Scaling application of a hot leg SBLOCA scenario to a nuclear power plant. Proceedings of the 22nd international conference on nuclear engineering. ICONE 22, 2014.
- Intermediate BLOCA Scenarios. Sensitivity Analysis with TRACE5. ANS 2012. Transactions of the American nuclear Society.
- Assessment of TRACE 5.0 Against ROSA Test 3-1, Cold Leg SBLOCA. NUREG/IA-0413.
- Assessment of TRACE 5.0 Against ROSA Test 3-2, High Power Natural Circulation. NUREG/IA-0412.
- Improvements in the simulation of a main steam line break with steam generator tube rupture. Joint International Conference on Supercomputing in Nuclear Applications and Monte Carlo 2013 (SNA + MC 2013).
- Simulation of a SBLOCA in a Hot Leg. Scaling Considerations and Application to a Nuclear Power Plant. 22nd International Conference Nuclear Energy for New Europe (NENE 2013).
- Testing 3D and 1D components to model the pressurized vessel. Application to upper head SBLOCA. 15th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-15).
- Participation in PKL/ROSA Counterpart Test. 2013 CAMP Spring Meeting.
- PKL/ROSA Counterpart Test. Post Test analysis with TRACE5. Workshop OECD-NEA Joint PKL2-ROSA2, Paris, 2012.
- Simulation and analysis of ROSA-2/LSTF test 5 with TRACE5. Workshop OECD-NEA Joint PKL2-ROSA2, Paris, 2012.

CONGRESOS INTERNACIONALES

- Simulation of natural circulation phenomena during a LOFW accident with TRACE5. 9th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety, **NUTHOS-9**.
- Break size effects on CET response in an upper head SBLOCA transient. 20th International Conference on Nuclear Engineering, **ICONE 2012**.
- Simulation of 1% Hot Leg SBLOCA with TRACE5. International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, **ICAPP 2012**.
- PKL/ROSA Counterpart TEST. International Workshop **2012 Spring CAMP Meeting**.
- Simulation of a main steam line break with steam generator tube rupture using TRACE. American Nuclear Society (ANS) Reactor Physics Topical Meeting. Advances in Reactor Physics, **PHYSOR 2012**.
- PKL/ROSA Counterpart TEST. Post Test analysis with TRACE5. **5th Meetings of the Programme Review Group and Management Board of the OECD-NEA ROSA-2 Project**.
- Testing the OFFTAKE and the CCFL models in TRACE5. Application to SBLOCA scenarios. 14th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, **NURETH-14**, 2011.
- Influence of the break location in SBLOCA scenarios. Simulation with TRACE. 19th International Conference on Nuclear Engineering, **ICONE 19**, 2011.

CONGRESOS NACIONALES

- Efecto sobre la temperatura de salida del núcleo del tamaño de la rotura en el upper head de la vasija usando TRACE5. **SNE 2013**.
- Simulación con TRACE5 de una rotura pequeña del 1% en rama caliente. **SNE 2013**.
- Análisis de sensibilidad en una rotura de tamaño intermedio con TRACE5. **SNE 2012**.
- Simulación con TRACE5 de una rotura en la línea principal de vapor junto con una rotura de un tubo del generador de vapor. **SNE 2012**.
- Modelización de un generador de vapor con TRACE5. **SNE 2011**.