

Correlación entre PCT, CET y nivel en la vasija de un reactor en secuencias accidentales de parada

M. Preciado, J. F. Villanueva, S. Carlos, S. Martorell

Departamento de Ingeniería Química y Nuclear

Universitat Politècnica de València

Cami de Vera, sn, 46021 Valencia

jovillo0@iqn.upv.es

Resumen – *En un escenario de accidente de parada con descubrimiento de núcleo es de especial interés la máxima temperatura de vaina de los elementos combustibles (PCT). La dificultad para medir directamente esta temperatura hace que se busque la medida de la temperatura de salida del núcleo (CET). En esta ponencia se plantea estudiar la correlación entre estos parámetros básicos de medida en una planta comercial, a partir de los resultados de la simulación de casos diferentes mediante el código termohidráulico TRACE.*

1. INTRODUCCIÓN

Esta ponencia forma parte del proyecto de I+D en el ámbito de la Seguridad Nuclear y Riesgo desarrollado por el Departamento de Ingeniería Química y Nuclear (DIQN) de la Universitat Politècnica de València (UPV) en colaboración con el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), sobre el estudio de medidas de recuperación de secuencias accidentales en parada. Esta colaboración está involucrada en las actividades de investigación para la cualificación de cálculos termohidráulicos asociados a los estudios probabilistas de seguridad en parada.

En un escenario de accidente de parada con descubrimiento de núcleo es de especial interés la máxima temperatura de vaina de los elementos combustibles (PCT). La dificultad para medir directamente esta temperatura hace que se busque la medida de la temperatura de salida del núcleo (CET). Dicha lectura es usada en muchos casos como criterio para la iniciación de los procedimientos de gestión de accidentes e involucra a los procedimientos de operación de emergencia y a las guías de gestión de accidentes graves en numerosos países [1].

En esta ponencia se plantea estudiar la correlación entre estos parámetros básicos de medida en una planta comercial, a partir de los resultados de la simulación de casos diferentes mediante el código termohidráulico TRACE.

Esta comparación se ha hecho sobre diferentes situaciones de planta con diferentes inventarios, distinto número de generadores de vapor disponibles y con el primario integro o abierto. Los resultados obtenidos de estas simulaciones pese a las diferencias en la casuística siguen un patrón de comportamiento idéntico del incremento de la PCT respecto a la CET o el nivel en la vasija.

Estos resultados son de gran utilidad para los operadores ya que se observa y confirma una correlación directa entre las señales.

2. TEMPERATURA MÁXIMA DE VAINA FRENTE A TEMPERATURA A LA SALIDA DEL NÚCLEO

Dentro de los procedimientos de una central, se hace seguimiento de la temperatura máxima de vaina (PCT) para que no alcance determinados valores que ponga en peligro la integridad de los elementos combustibles y además se evite la formación de hidrógeno.

Dicha temperatura es difícil de medir y en su defecto se utilizan otras medidas que permiten estimar dichos valores o correlacionarlos de alguna forma. Estas medidas, como niveles y temperaturas a la salida del núcleo, de más fácil lectura son utilizadas a menudo, no solo como estimadores por su relación con la PCT, sino también como indicadores para la activación de medidas compensatorias o de gestión de los accidentes, por lo que es de vital importancia comprender la relación existente entre dichas medidas y la PCT, para comprobar la efectividad de las contramedidas que se inician tras el suceso accidental y que tienen como señal de activación estas mismas cuando alcanzan determinados valores.

Es evidente que dichas relaciones no son puramente lineales, en especial cuando se produce descubrimiento del núcleo, donde las lecturas de la temperatura a la salida del núcleo empiezan también a presentar problemas con la mezcla líquido vapor, así como la medición del nivel de líquido en el núcleo, empezando a presentar anomalías y retardos.

3. DESCRIPCIÓN MODELO TERMOHIDRÁULICO.

La planta objeto de estudio, es un reactor nuclear de agua ligera a presión (Pressure Water Reactor, PWR) de tres lazos, diseñado y suministrado por Westinghouse. En cada uno de los lazos hay un generador de vapor donde tiene lugar la transferencia del calor generado en el núcleo. El sistema está diseñado para garantizar una potencia de 2900 MWt, incluyendo 10 MWt de calor procedentes de fuentes no nucleares, con una correspondiente potencia eléctrica bruta de, aproximadamente, 930 MWe.

En la Figura 1 se presenta la nodalización del primario de dicha planta genérica y en la Figura 2 se presenta un esquema de la nodalización del secundario de la planta para TRACE adecuadas para la simulación de los diferentes transitorios que se pretenden reproducir.

El modelo de planta para TRACE contempla el primario de la misma y el secundario hasta las válvulas de admisión de la turbina.

El modelo se ha generado para la realización de los casos de la presente ponencia, todos desarrollados en condiciones de baja potencia y parada, motivo por el cual no se han contemplado aquellos sistemas específicos para el funcionamiento a plena potencia y solo los necesarios en los transitorios simulados.

Se ha modelado la vasija en 3D a través del componente VESSEL modelizada mediante 11 alturas axiales, 3 radiales y 3 azimutales, a la cual se conectan los tres lazos idénticos de que consta el circuito primario del sistema refrigerante del reactor.

Asimismo se han modelizado los principales sistemas de seguridad como inyecciones de seguridad a alta y baja presión, y acumuladores.

Finalmente también se encuentra modelizado el secundario de los generadores de vapor en la parte correspondiente hasta válvulas de turbina.

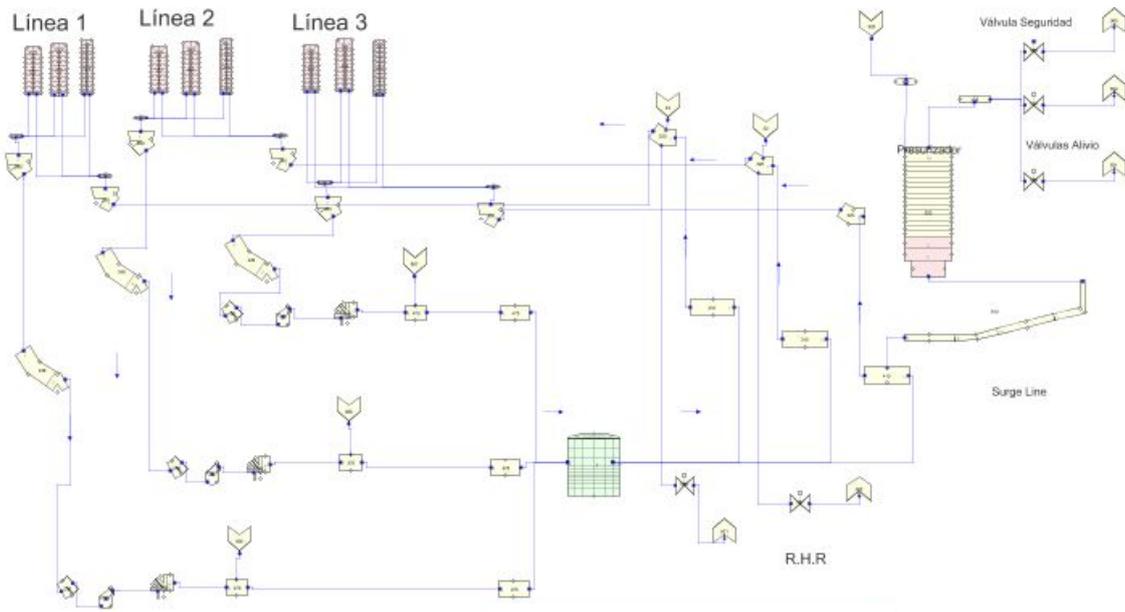


Figura 1: Modelo TRACE Primario planta Westinghouse

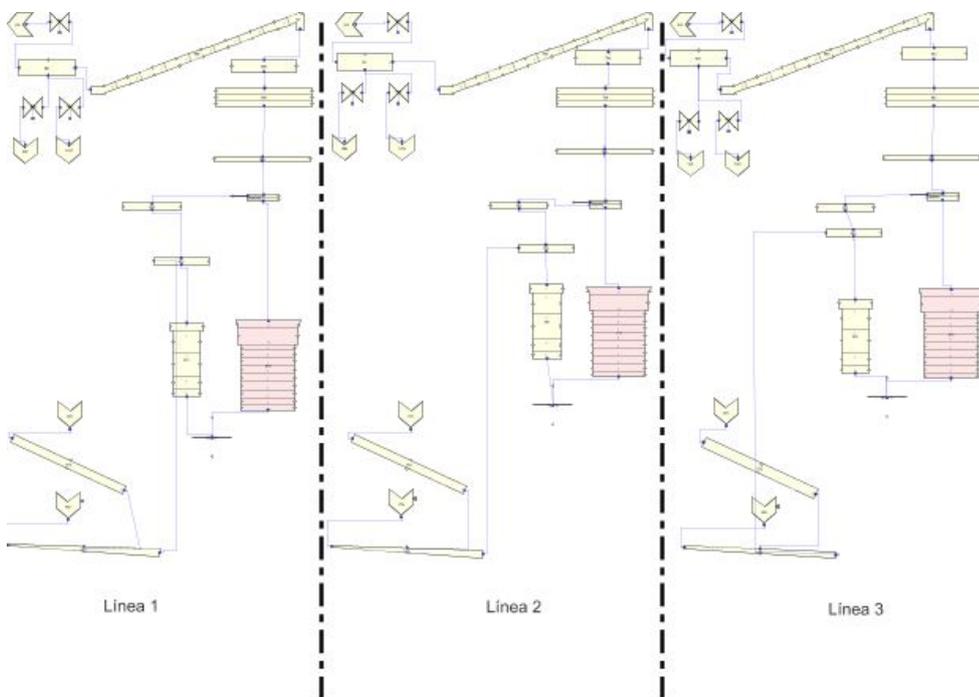


Figura 2: Modelo TRACE Secundario planta Westinghouse

4. CASOS DE ESTUDIO

Para estudiar la relación entre la medida del CET y la PCT se ha realizado una batería de cálculos con diferentes escenarios y condiciones que contempla una gran variedad casuística en relación a condiciones de reflujos por condensación y de condicionantes previos.

En concreto se han analizado escenarios en parada con pérdida del RHR y ausencia de medidas correctoras. Se han contemplado configuraciones de primario abierto y cerrado, a diferentes niveles y con disponibilidad de un número diferente de generadores de vapor en conservación húmeda y sin reposición de inventario. El resumen de los casos se puede observar en la Tabla 1.

Tabla 1. Casos de estudio.

Configuración del Primario	Nivel Primario	Número de GV
Cerrado	Lleno	0
	Reducido	1
Abierto	Medio lazo	2

Con ello se pretende ver la relación entre dichas variables y con el nivel colapsado de vasija.

5. RESULTADOS

A continuación se presenta el resumen de los resultados obtenidos agrupados en dos grandes grupos en función de la integridad del primario (abierto y cerrado) y su capacidad de presurización ante una pérdida de RHR. Para ambos grupos se muestran la relación entre nivel en vasija y PCT (figuras 3 y 7), nivel en vasija y CET (figuras 4 y 8) así como de la relación CET-PCT (figuras 5 y 9).

Como puede apreciarse con un primario no integro (abierto, figuras 3, 4 y 5), mientras el núcleo está cubierto (hasta los 4.69 m) tanto la CET como la PCT permanecen sin grandes variaciones y con pequeñas diferencias en las mismas. Es a partir que el núcleo empieza a descubrirse cuando ambas temperaturas comienzan a elevarse, primero de igual forma, con igual tendencia, para posteriormente aumentar más rápidamente la PCT cuanto más disminuye el nivel.

Esto se puede observar más claramente en la figura 5 donde la relación lineal 1:1 inicial entre CET y PCT cambia de pendiente y aumenta más rápidamente conforme disminuye el nivel, y la CET no varía tan rápidamente al mantenerse la presión por encontrarse el primario abierto. Es a partir de los 700 K que comienzan a diferenciarse ambas temperaturas.

En la figura 6 se puede apreciar para un caso particular (primario abierto) como a partir de cierto momento dichas temperaturas presentan diferencias significativas que dificultan su utilización.

NIVEL-PCT

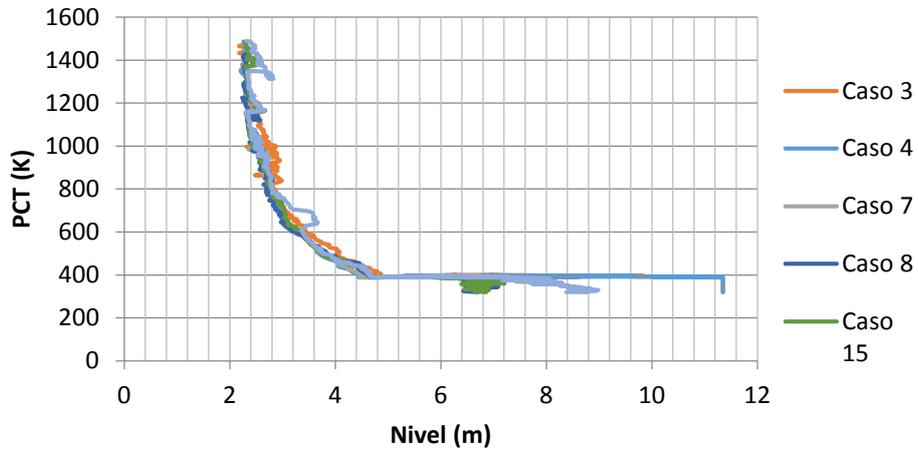


Figura 3. Relación nivel-PCT primario abierto.

NIVEL-CET

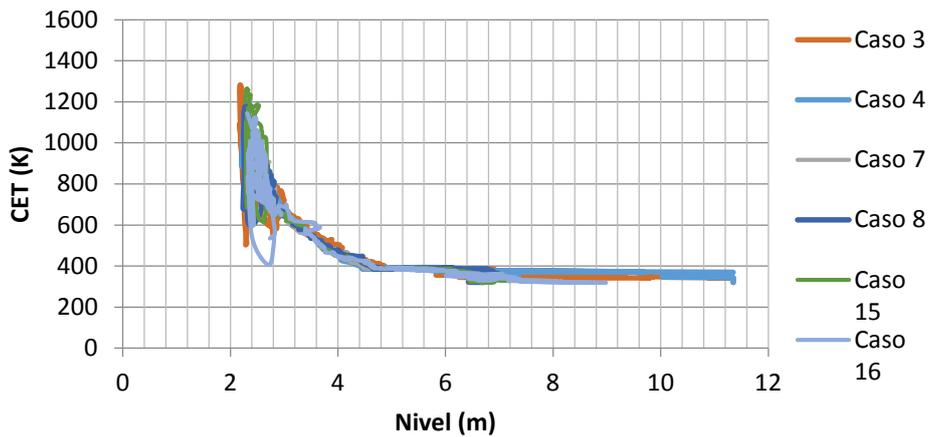


Figura 4. Relación nivel-CET primario abierto.

CET-PCT

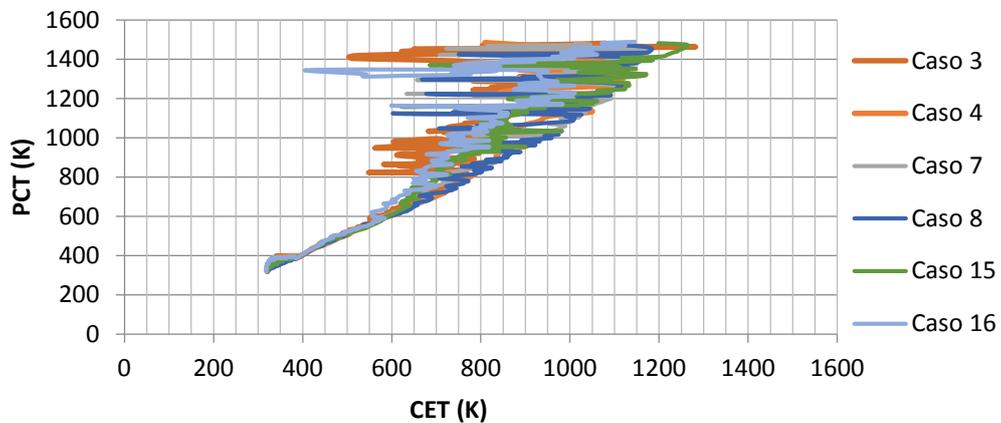


Figura 5. Relación CET-PCT primario abierto.

Evolución PCT-CET

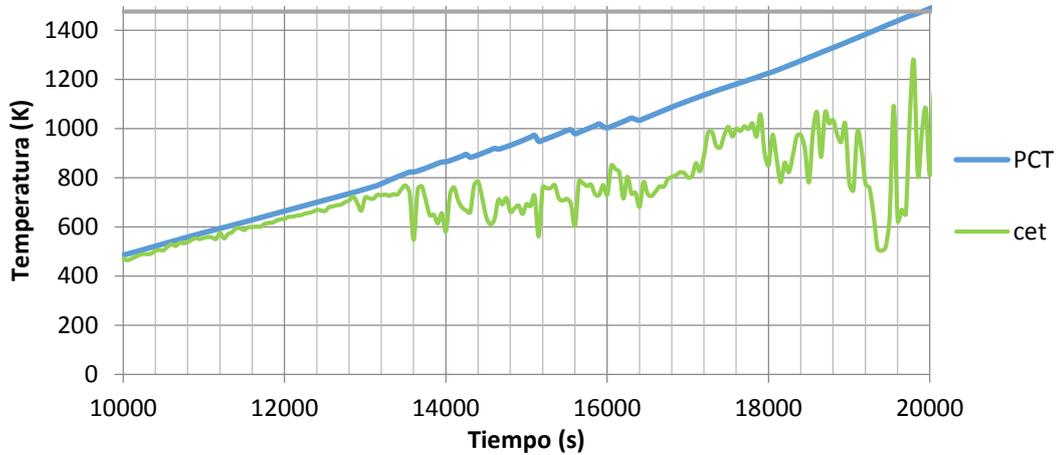


Figura 6. Evolución CET-PCT primario abierto.

Para el caso de trabajar con el primario cerrado, se puede observar resultados similares mientras el núcleo está cubierto. Una vez que este comienza a descubrirse se produce un paulatino ascenso de ambas temperaturas con una pendiente respecto al nivel menor a los casos abiertos (figuras 7 y 8).

En comparación a primario abierto la relación lineal 1:1 entre CET y temperatura se mantiene durante más intervalo de temperaturas (figura 9) hasta prácticamente los 1000 K

NIVEL-PCT

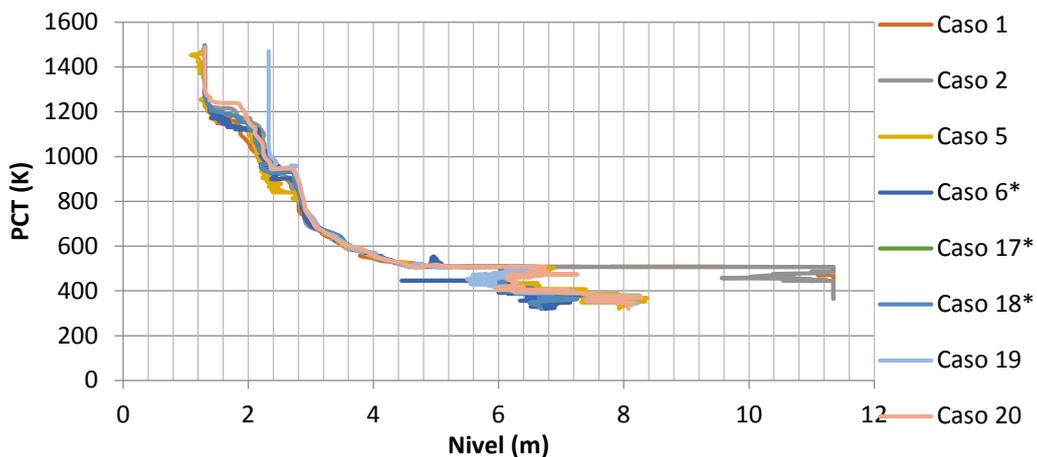


Figura 7. Relación nivel-PCT primario cerrado.

NIVEL-CET

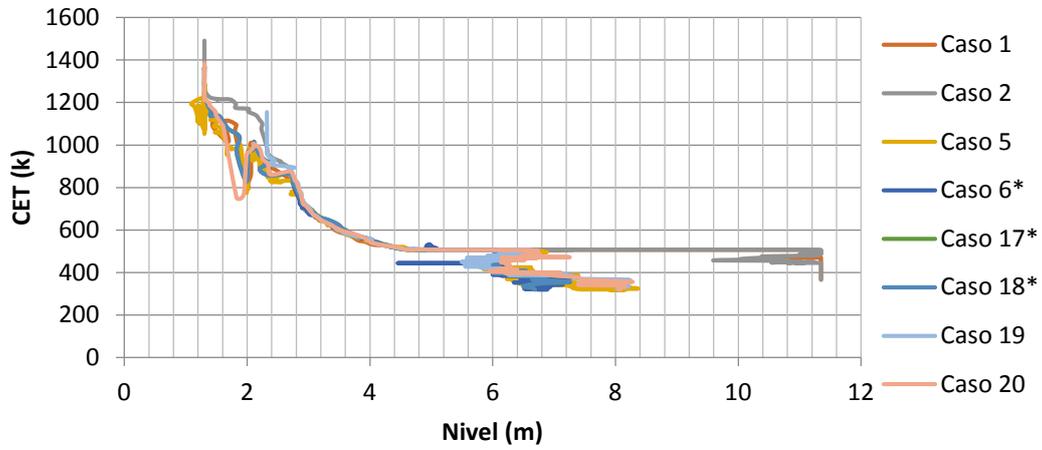


Figura 8. Relación nivel-PCT primario cerrado.

CET-PCT

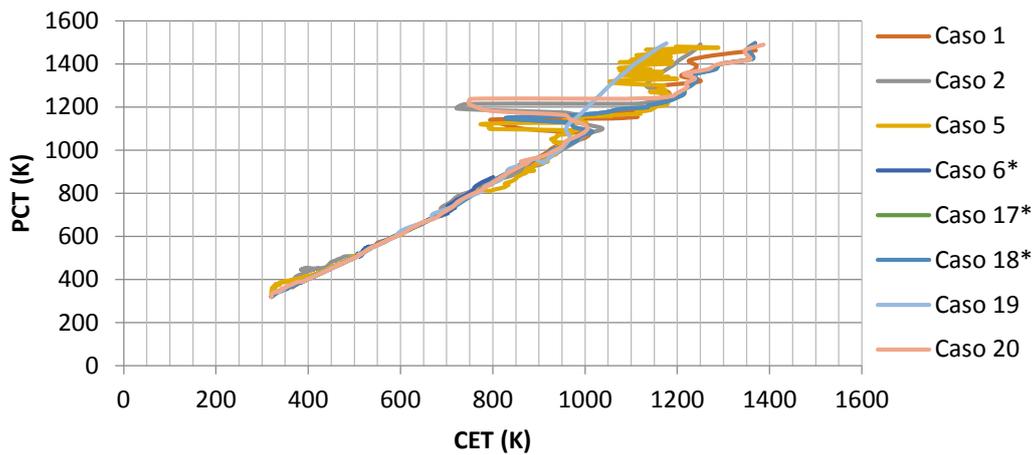


Figura 9. Relación CET-PCT primario abierto.

Evolución CET-PCT

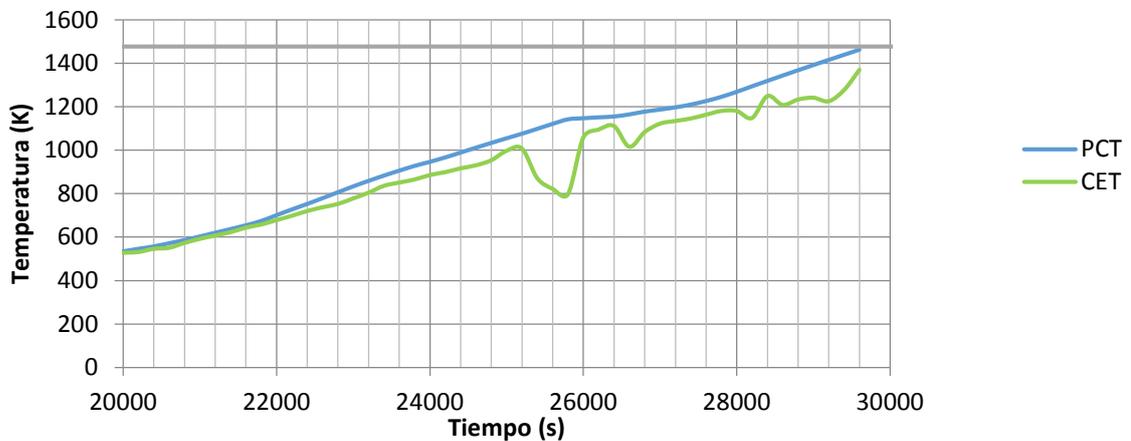


Figura 10. Relación CET-PCT primario abierto

A diferencia de los casos con primario abierto, la evolución de la CET y PCT se mantiene durante mayor tiempo con se puede ver en la caso particular (figura 10, primario cerrado y lleno)

6. CONCLUSIONES

Las simulaciones llevadas a cabo confirman que durante gran parte del intervalo de temperaturas de trabajo para transitorios en parada la CET es una buena estimación de la PCT, empezando a presentar diferencias cuando el núcleo empieza descubrirse.

Esta diferencia se presenta más tarde para accidentes con el primario cerrado, mientras que surgen las divergencias con anterioridad en los escenarios abiertos.

Por todo ello, para el caso de tomar medias de gestión accidentales en función de la CET se ha de tener en cuenta ese rango de temperaturas donde la relación entre ambas es completamente lineal.

AGRADECIMIENTOS

Este trabajo ha sido financiado por el Consejo de Seguridad Nuclear dentro el contrato con referencia STN/2369/08/640.

REFERENCIAS

[1] Test PKL III G7.1: SB-LOCA with Total Failure of HPSI (Counterpart Testing with ROSA/LSTF) - Quick Look Report - AREVA NP GmbH - NTCTP-G/2011/en/0008