

Document downloaded from:

<http://hdl.handle.net/10251/61031>

This paper must be cited as:

Abarca Giménez, A.; Miró Herrero, R.; Barrachina Celda, TM.; Verdú Martín, GJ. (2014). Validación del Modelo de Crítical Heat Flux de COBRA-TF frente a los Experimentos de Post-Dryout realizados por el Royal Institute of Technology. 40ª Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española. Grupo Senda.



The final publication is available at

<http://www.reunionanualsne.es/doc/40/ponencias/tecnicas/I+D+i/22/22-05.pdf>

Copyright Grupo Senda

Additional Information

Validación del Modelo de *Critical Heat Flux* de COBRA-TF frente a los Experimentos de *Post-Dryout* realizados por el Royal Institute of Technology (KTH)

A. Abarca, R. Miró, T. Barrachina, G. Verdu

Instituto de Seguridad Industrial, Radiofísica y Medioambiental (ISIRYM)
Universitat Politècnica de València,
Camí de Vera s/n, 46022 Valencia, España
aabarca@isirymp.upv.es, rmiro@iqn.upv.es, tbarrachina@isirymp.upv.es, gverdu@iqn.upv.es

Resumen – *El Critical Heat Flux (CHF) es el límite térmico en el que el régimen de ebullición cambia durante el calentamiento, en este punto las burbujas de vapor forman, de manera súbita, una película en la superficie de la varilla que la aísla del líquido. Debido al abrupto incremento de temperatura experimentado la varilla de combustible cuando se alcanza CHF, éste es un importante parámetro de diseño para los reactores de agua en ebullición (BWR) y sus elementos combustibles.*

Debido a la complejidad de los mecanismos físicos del CHF, existen un gran número de correlaciones que predicen el lugar y momento en el que tiene lugar este fenómeno, pero desafortunadamente tienen un rango de validez de condiciones termohidráulicas bastante estrecho. El objetivo de este trabajo es verificar las diferentes correlaciones disponibles en el código termohidráulico de subcanal COBRA-TF (CTF) para la predicción del CHF.

Históricamente, los códigos termohidráulicos diseñados para la simulación de plantas nucleares han utilizado numerosas correlaciones para predecir el CHF en los elementos combustibles. Una de las más extendidas es la correlación de Biasi, utilizada en numerosos códigos como el TRAC, el RELAP5 o el propio CTF. No obstante, existen otras correlaciones publicadas y utilizadas por algunos de los códigos modernos, como la W3 y las tablas AECL-IPPE que son de aplicabilidad en amplio rango de condiciones.

En este trabajo se realiza una validación de los resultados obtenidos con las diferentes correlaciones existentes para la predicción del valor y localización del CHF en el código CTF, utilizando para ellos los experimentos de Post-Dryout realizados por el Royal Institute of Technology (KTH), en Estocolmo, Suecia.

1. INTRODUCTION

La condición de *Critical Heat Flux* (CHF) se caracteriza por una súbita reducción del coeficiente local de transferencia de calor debido al reemplazo de la capa líquida por vapor en la superficie de transferencia de calor (Collier & Thome, 1994) [1]. Además, la condición de CHF viene acompañada por un incremento de la temperatura superficial que puede comprometer la integridad de la superficie calefactada.

Para comprender los regímenes del fluido bifásico que tienen lugar cuando se alcanza el CHF, en la figura 1 se presenta la típica curva de ebullición del agua para flujo uniforme de calor y convección forzada del líquido. El CHF se ilustra en el “punto C”, que es el punto con el máximo valor de flujo

térmico en función de la temperatura. Este máximo es independiente del material de la superficie calefactada, pero sí depende de la curvatura de dicha superficie.

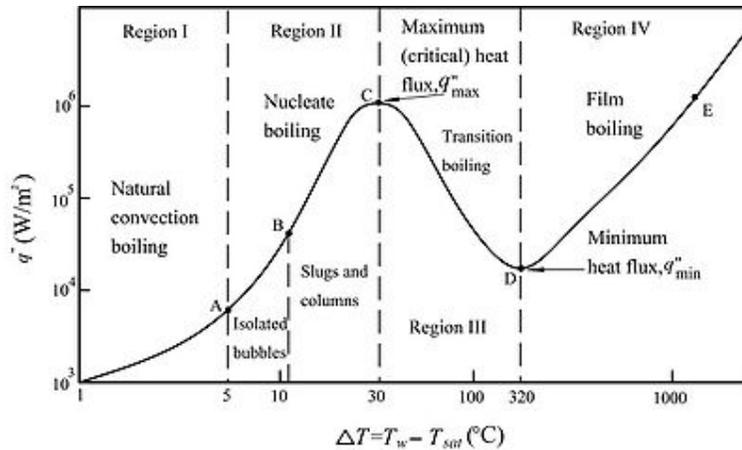


Figura 1. Curva de ebullición: flujo de calor vs. temperatura superficial.

El CHF es un fenómeno importante, tanto desde el punto de vista teórico como práctico, para la industria nuclear, debido a que la ocurrencia de CHF puede deteriorar la integridad de las varillas de combustible de los reactores de agua ligera (LWRs). Por esta razón los núcleos de este tipo de reactores están diseñados para evitar el CHF durante la operación normal y los transitorios de operación anticipados, no obstante para condiciones de accidente es imposible evitar la ocurrencia del CHF, en vez de ello, los estudios en seguridad asumen el daño de las varillas que experimentan el CHF.

El objetivo de este estudio es presentar las diferentes metodologías utilizadas para predecir el CHF en los códigos termohidráulicos, centrándose en las correlaciones originales implementadas en el código de subcanal COBRA-TF (CTF), validando estas correlaciones frente a una selección de veinticinco casos de los experimentos de *post-dryout* realizados por el *Royal Institute of Technology* (KTH) [2-4]. Además, con objeto de extender el rango de aplicación y la precisión de la correlaciones de CHF en CTF, se ha implementado la tabla AECL-IPPE desarrollada por Groeneveld [5-6] como opción en el código, incluyendo está nueva correlaciones en los resultados del estudio realizado.

2. PREDICCIÓN DEL FLUJO CRÍTICO DE CALOR

Las metodologías para la predicción del CHF pueden clasificarse en métodos analíticos y empíricos. Las correlaciones analíticas se desarrollan considerando los principales mecanismos físicos que conducen al CHF, mientras que los métodos empíricos están principalmente basados en bases de datos experimentales y correlaciones paramétricas que ajustan a dichos datos. Ya que los códigos termohidráulicos generalmente utilizan los métodos empíricos, este estudio se centra en este tipo de correlaciones.

Los métodos empíricos se han desarrollado junto con la continua expansión de las bases de datos experimentales. Existen tres categorías de métodos empíricos: las correlaciones empíricas, las tablas,

y los modelos de redes neuronales artificiales. Tradicionalmente, las correlaciones empíricas son las más utilizadas en los códigos para predecir el CHF, pero la exactitud de la predicción está limitada cuando una sola correlación se aplica a un amplio rango de condiciones termohidráulicas. Actualmente, las tablas están creciendo en importancia en los códigos termohidráulicos debido a su ventaja en cuanto a precisión en un amplio rango de condiciones y su facilidad de aplicación.

2.1. Original CHF correlations in CTF

Originalmente existían dos correlaciones empíricas implementadas en CTF para la predicción del CHF y el DNB (Departure from Nucleate Boiling), estas correlaciones son la de Biasi y la de W-3, y pueden ser seleccionados independientemente como opción en el archivo de entrada del código. La correlación W-3 no se ha incluido en este estudio debido al estrecho rango de aplicación de esta correlación, únicamente aplicable a las condiciones de los PWRs (alta presión – alto flujo másico).

En la correlación de Biasi, el CHF es función de la presión, el flujo másico, la calidad del fluido, y el diámetro de la tubería. El error cuadrático medio de la correlación es el de 7.26% para los más de 4500 puntos sobre los que se ha obtenido, y el 85.5% de todos estos puntos está dentro del rango del $\pm 10\%$. La correlación es capaz de predecir tanto el DNB como el Dryout para condiciones de CHF [7].

La correlación W-3, desarrollada por Tong [8-9] es la más ampliamente utilizada para la evaluación del DNB en reactores PWRs. Esta correlación puede aplicarse tanto para geometrías circulares, como rectangulares, y haces de tubos. La correlación se desarrolló para condiciones de flujo axial de calor uniforme, con factores de corrección cuando el flujo de calor no sigue distribuciones uniformes.

2.2. Implementation of AECL-IPPE CHF look-up tables in CTF

Actualmente, la correlación más utilizada y precisa para el cálculo del CHF es la tabla desarrollada por Groeneveld [5-6]. Esta tabla es básicamente una base de datos normalizada para un tubo vertical refrigerado por agua de 8 mm de diámetro. La tabla de CHF de Groeneveld fue desarrollada conjuntamente por el *Atomic Energy of Canada Limited, AECL* (Canada) y el *Institute of Power and Physics, IPPE* (Rusia), de ahí que sea generalmente conocida como la tabla AECL-IPPE.

La tabla AECL-IPPE de CHF cubre un amplio rango de condiciones del fluido, proporcionando valores para tubos de 8 mm de diámetro a valores discretos de presión, flujo másico, y calidad del fluido. Se realiza una interpolación tridimensional, entre las variables descritas con anterioridad, para determinar el CHF a las condiciones dadas por el fluido. Según los datos presentes en el *AECL-IPPE CHF databank*, en 1995 la tabla predecía el CHF con un error medio total, y un error cuadrático medio del 0.69% y 7.82% respectivamente.

Esta correlación se ha incluido como opción en CTF, implementando los valores de la tabla AECL-IPPE y el procedimiento de interpolación como nuevas rutinas en el código. De esta forma, el usuario puede elegir entre una de las tres correlaciones disponibles para calcular el CHF, y por la localización del *dryout* y el valor del DNB. En la tabla 1, se presentan el rango de validez de cada una de las correlaciones para el cálculo del CHF presentes en CTF, información que debe ser tenida en cuenta por el usuario del código.

Tabla 1. Rango de aplicabilidad de las diferentes correlaciones para el cálculo del CHF.

Correlación	Presión (MPa)	Flujo másico (kg/m ² -s)	Diámetro hidráulico (mm)	Calidad (-)
Biasi	0.27 - 14	100 - 6000	3 - 37.5	0 - 1
W-3	5.5 - 16	1365 - 6800	15 - 18	-0.15 - 0.15
AECL-IPPE	0.1 - 20	6 - 8000	3 - 40	-0.5 - 1

3. EXPERIMENTOS DE POST-DRYOUT

Los experimentos de *dryout* analizados en este trabajo se realizaron en el *Nuclear Reactor Engineering Department* del *Royal Institute of Technology of Stockholm* (KTH). Estos experimentos incluyen 510 pruebas de post-dryout para un tubo de sección circular de 7 metros de longitud uniformemente calefactado, así como 999 pruebas experimentales para tubos no calentados uniformemente de la misma longitud, cubriendo un rango de presiones de entre 1 a 20.5 MPa [2-4].

3.1. Instalación experimental

La instalación experimental empleada para la realización de los experimentos fue diseñada para una presión nominal de operación de 250 bares. Todas las partes de la instalación en contacto con el agua son de acero inoxidable. Secciones de test de longitudes de hasta 7300 mm puede ser acoplados a la instalación experimental. La alimentación de energía se efectúa a través de un generador de corriente para todo el sistema, incluyendo el suministro de corriente para las secciones de test. En la figura 3 se muestra un diagrama simplificado de la instalación.

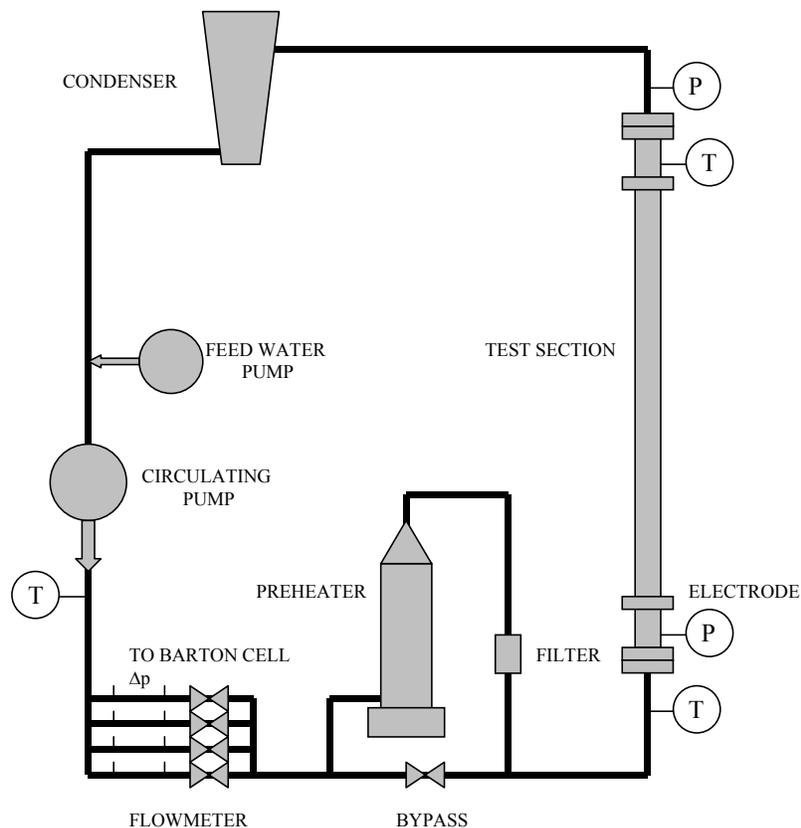


Figura 3 Diagrama de la instalación experimental.

3.1. Sección de test y modelo

La sección de pruebas está formada por un tubo de Nimonic (aleación 80/20 de níquel-cromo con adición controlada de titanio y carbono) de sección circular eléctricamente calefactado. La sección experimental tiene un diámetro interno de 14.9 mm, 20.8 mm de diámetro externo y 7 m de longitud calefactada. Con el fin de montar los termopares en la superficie externa de la sección, una fina capa de 0.1 mm de ZrO_2 fue pulverizada sobre la superficie externa. Se emplearon 55 termopares distribuidos a lo largo de toda la longitud calefactada de la sección de pruebas, de acuerdo con las posiciones axiales dadas en la figura 4.

Dos anillos de cobre fueron soldados a la sección de pruebas, siendo la distancia entre estos anillos la equivalente a la superficie calefactada. Finalmente, como aislante se montó una capa de 10 cm de espesor de lana de roca alrededor de la sección, limitando las pérdidas de calor, que se verificaron por medio de balances de energía en flujo monofásico.

Los termopares fueron calibrados por medio de experimentos adiabáticos en régimen monofásico a 100, 200 y 300 °C. La mayoría de los termopares difieren menos de 1.5 °C de la temperatura real. El máximo factor de corrección observado fue de 3.6 °C en el experimento a 300 °C.

La sección de test ha sido modelada como un único subcanal con 53 nodos axiales, de forma que cada termopar de la sección experimental esté localizado en el centro de cada nodo. La figura 4 muestra la posición de los termopares y la nodalización adoptada en el modelo de CTF.

Las características térmicas del metal de la sección de test se han implementado en el archivo de entrada del código. La estructura de calor es cilíndrica y cuenta con tres nodos en dirección radial, en los que se aplica la pertinente potencia. La superficie interna está en contacto con el fluido, mientras que la externa está aislada adiabáticamente. Como condiciones de contorno se especifican el flujo másico y la entalpía en la entrada y la presión en la salida de la sección experimental.

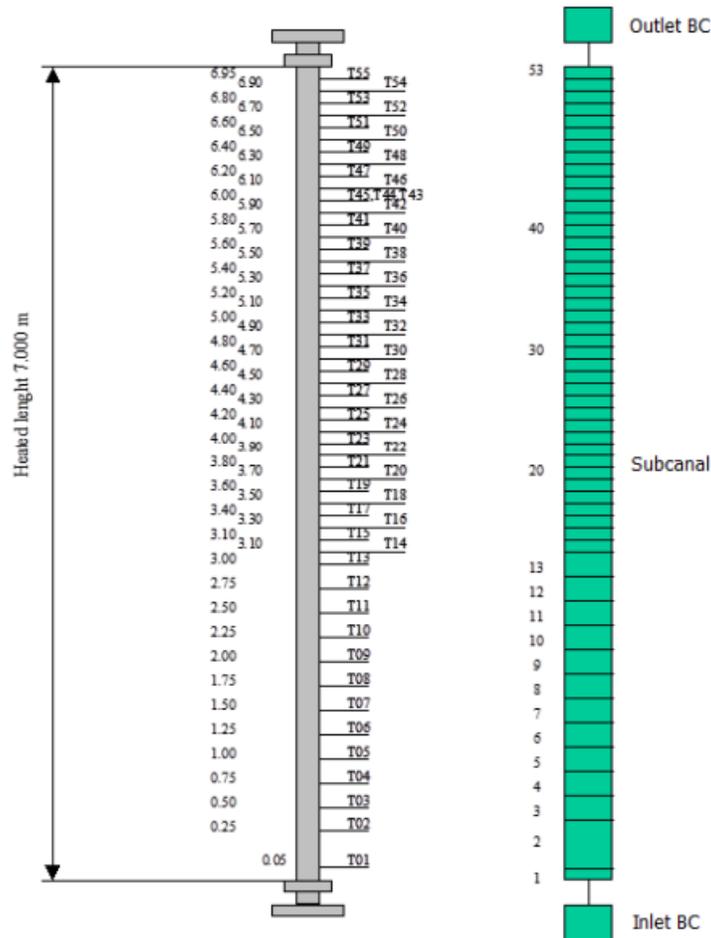


Figura 4 Sección experimental y nodalización del modelo de CTF.

3.2. Pruebas experimentales seleccionadas

Se han seleccionado 25 experimentos de *post-dryout*, todos ellos con flujo de calor axial uniforme y cubriendo un rango de presiones (3 – 14MPa) y flujos máxicos (500 – 2000 kg/m²s). En la tabla 2 se presentan las condiciones de contorno de los experimentos seleccionados, el flujo de calor medido, la posición del *dryout* y la calidad en equilibrio de estas pruebas.

Tabla 2. Pruebas experimentales seleccionadas

Nº	Presión (MPa)	Flujo máxico (kg/m ² -s)	Temp. entrada (K)	Flujo de calor (kW/m ²)	Localización <i>dryout</i> (m)	Calidad (-)
136	13.990	1977.0	599.6	509.000	5.550	0.384
139	14.000	1970.5	600.0	757.000	2.880	0.608
147	14.000	1494.3	600.0	704.000	2.880	0.761
154	13.980	1006.6	600.4	552.000	3.150	0.896
161	13.990	503.2	600.2	405.000	2.880	1.347
220	10.000	1981.2	574.4	---	----	0.324

221	10.010	1973.8	574.2	665.000	5.550	0.434
224	10.020	1990.3	573.4	860.000	4.250	0.567
232	10.000	1499.8	573.8	758.000	4.150	0.673
238	10.010	997.3	572.2	556.000	4.850	0.740
244	9.980	502.0	573.0	405.000	5.050	1.099
259	6.990	1989.3	549.0	870.000	6.050	0.510
261	7.020	1988.2	548.4	1053.000	4.650	0.624
264	6.990	1500.2	547.8	766.000	6.050	0.598
269	7.010	995.4	547.8	----	----	0.667
270	7.020	996.5	547.2	660.000	5.850	0.785
272	7.020	999.6	547.4	815.000	4.550	0.977
275	7.040	500.9	547.2	410.000	6.450	0.980
315	3.010	1986.3	498.0	873.000	5.950	0.436
317	3.030	1987.3	497.2	1058.000	5.050	0.532
320	2.990	1499.3	497.6	769.000	6.050	0.513
325	3.010	1010.6	496.1	----	----	0.554
327	3.000	1005.6	497.2	667.000	6.050	0.669
331	3.000	497.2	498.6	----	----	0.847
332	3.000	496.4	497.8	464.000	6.250	0.954

4. RESULTADOS

En esta sección se presentan los resultados obtenidos para la simulación de los 25 experimentos de *post-dryout* con las diferentes correlaciones disponibles en el código CTF (Biasi y la tabla AECL-IPPE), junto con una comparación de los resultados obtenidos con otros códigos termohidráulicos como son TRACP, RELAP y TRACE. Esta sección se organiza de la siguiente forma: en primer lugar se presenta la comparación de los resultados de CTF para Biasi y la recientemente implementada tabla AECL-IPPE, y finalmente se presenta un estudio comparativo de la predicción realizada por los diferentes códigos disponibles.

4.1. Resultados de CTF

Los resultados obtenidos en la simulación de los 25 experimentos de *post-dryout* con CTF se presentan en este subapartado. Además, se ha realizado un estudio comparativo entre el CHF calculado y la localización del *dryout* estimada por CTF utilizando la correlación original de Biasi y la nueva tabla AECL-IPPE.

Con el fin de asegurar que las condiciones termohidráulicas son correctas para los diferentes casos simulados, se ha comparado la calidad en equilibrio con los valores medidos en los experimentos. Estos valores se listan en la tabla 3 con sus respectivos errores relativos. Como puede observarse, los errores relativos son insignificantes, siempre inferiores al 0.3%, y debido a ello puede concluirse que las condiciones de contorno y el modelo son correctos.

Tabla 3. Calidad en equilibrio en la salida.

Caso	Calidad medida	Calidad calculada	Error relativo (%)
136	0.384	0.383	-0.260
139	0.608	0.608	0.000
147	0.761	0.760	-0.131
154	0.896	0.898	0.223
161	1.347	1.347	0.000
220	0.324	0.324	0.000
221	0.434	0.435	0.230
224	0.567	0.567	0.000
232	0.673	0.674	0.149
238	0.740	0.741	0.135
244	1.099	1.099	0.000
259	0.510	0.511	0.196
261	0.624	0.624	0.000
264	0.598	0.598	0.000
269	0.667	0.668	0.150
270	0.785	0.785	0.000
272	0.977	0.977	0.000
275	0.980	0.981	0.102
315	0.436	0.437	0.229
317	0.532	0.531	-0.188
320	0.513	0.513	0.000
325	0.554	0.553	-0.181
327	0.669	0.669	0.000
331	0.847	0.848	0.118
332	0.954	0.955	0.105

Los valores calculados de CHF en la posición donde tiene lugar el *dryout*, en cada caso, y su comparación con los datos experimentales se presentan en la tabla 4. Junto con el CHF para cada correlación, se presentan los errores relativos respecto a los datos experimentales. Los resultados calculados con la recientemente incorporada tabla AECL-IPPE muestran una mayor consistencia, comparando con las medidas, que las que predice la correlación de Biasi.

El error medio es de aproximadamente un 95% para la correlación de Biasi y de un 24% para las tablas AECL-IPPE en el cúmulo de los 25 puntos de prueba seleccionados. Los resultados demuestran que la correlación de Biasi trabaja adecuadamente para los casos con altas presiones (10 – 14MPa), pero su predicción es bastante mala para presiones por debajo de los 10 MPa, mientras que las tablas AECL-IPPE arrojan resultados aceptables para todo el rango de presiones de los experimentos seleccionados.

Tabla 4. Critical heat flux Biasi vs AECL-IPPE

Run	Presión (MPa)	CHF Medido (kW/m ²)	CTF – Biasi CHF (kW/m ²)	Error Relativo - Biasi	CTF – AECL-IPPE (kW/m ²)	Error Relativo-AECL-IPPE
136	13.990	509.000	578.625	0.137	439.220	0.137
139	14.000	757.000	985.785	0.302	660.790	0.127
147	14.000	704.000	750.585	0.066	579.430	0.177
154	13.980	552.000	528.900	0.042	474.590	0.140
161	13.990	405.000	588.025	0.452	338.755	0.164
220	10.000	---	---	---	---	---
221	10.010	665.000	1079.775	0.624	623.795	0.062
224	10.020	860.000	1113.160	0.294	723.685	0.159
232	10.000	758.000	1205.290	0.590	669.785	0.116
238	10.010	556.000	1315.235	1.366	497.690	0.105
244	9.980	405.000	920.595	1.273	468.345	0.156
259	6.990	870.000	1393.680	0.602	886.100	0.019
261	7.020	1053.000	1578.940	0.499	1097.275	0.042
264	6.990	766.000	1478.775	0.931	893.720	0.167
269	7.010	---	---	---	---	---
270	7.020	660.000	1425.465	1.160	800.300	0.213
272	7.020	815.000	1538.535	0.888	890.300	0.092
275	7.040	410.000	375.530	0.084	377.205	0.080
315	3.010	873.000	3130.835	2.586	1572.370	0.801
317	3.030	1058.000	3081.195	1.912	1509.655	0.427
320	2.990	769.000	3182.235	3.138	1281.280	0.666
325	3.010	---	---	---	---	---
327	3.000	667.000	3003.460	3.503	1194.475	0.791
331	3.000	---	---	---	---	---
332	3.000	464.000	728.060	0.569	313.200	0.325

En la figura 5 se presenta un gráfico de dispersión entre la posición del *dryout* medido y calculado para ambas correlaciones. Como puede observarse, la mayoría de los puntos calculados con la tabla AECL-IPPE están dentro de las líneas de error del $\pm 10\%$. Por otro lado la mayoría de los puntos calculados con Biasi están por encima de la línea del $+10\%$, por lo tanto se puede concluir que CTF utilizando la correlación de Biasi sobre-predice la localización donde tiene lugar el *dryout*.

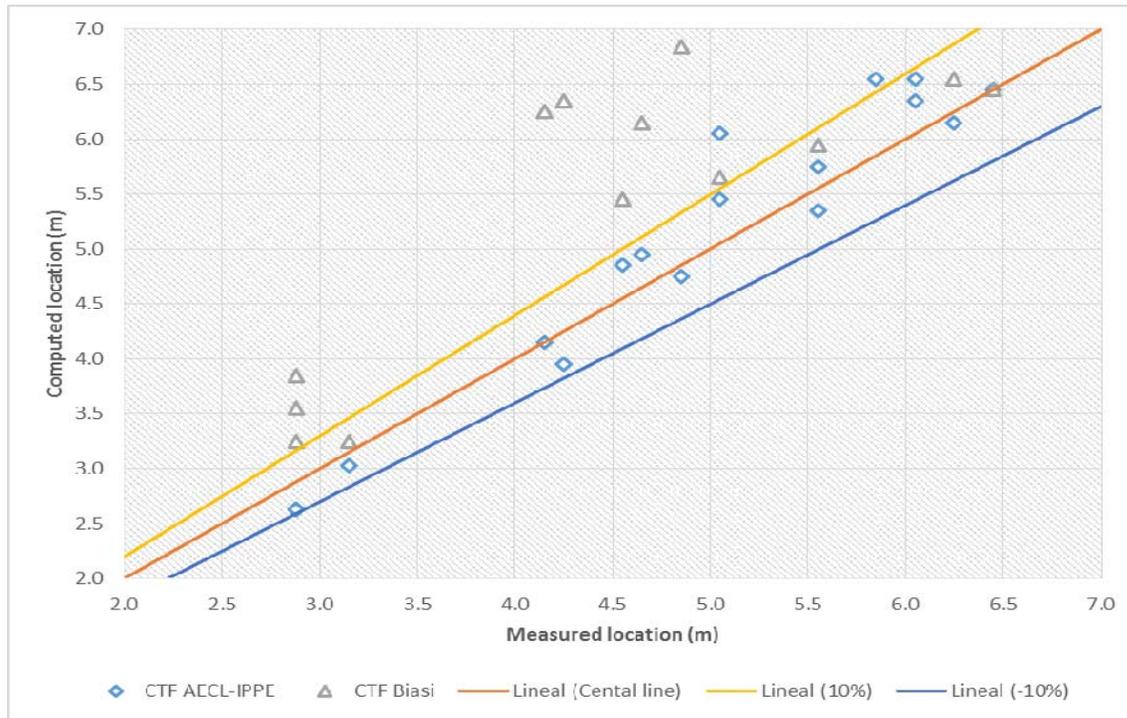


Figura 5 Localización del *dryout*: valores calculados por CTF frente a valores medidos.

4.2. Análisis comparativo e incertidumbres

En este subapartado se presentan los resultados obtenidos en la simulación de los 25 casos seleccionados con alguno de los códigos termohidráulicos utilizados para el análisis en seguridad nuclear, como son TRACP, RELAP y TRACE. Para realizar esta comparativa se han simulado mencionados casos con cada uno de los códigos propuestos, comparando la localización del *dryout* y los errores relativos del CHF calculado por cada código. Además se ha realizado un pequeño análisis de incertidumbre del par código-correlación para cada una de las presiones a la que se efectúan los experimentos seleccionados (3, 7, 10 and 14 MPa).

La localización del *dryout* para cada uno de los códigos y para cada uno de los experimentos se presenta en la figura 6. Los resultados muestran buen acuerdo para los códigos TRACE y CTF (ambos utilizando la tabla AECL-IPPE), con ligera tendencia a la infra-predicción en el caso de TRACE. Además el código TRACP (con la correlación de Biasi), se muestra como el mejor código para la predicción del *dryout* a altas presiones, siendo este un código diseñado para el análisis termohidráulico de reactores tipo PWR.

En las figuras 6 y 7 se presenta un pequeño análisis de incertidumbre sobre el CHF calculado por los códigos, agrupando los resultados por presiones. De este análisis, se puede concluir que CTF y TRACE con las tablas AECL-IPPE predicen el CHF mejor que los otros códigos considerando todo el rango de presiones, no obstante para altas presiones, la correlación de Biasi trabaja incluso mejor que la tabla AECL-IPPE de CHF.

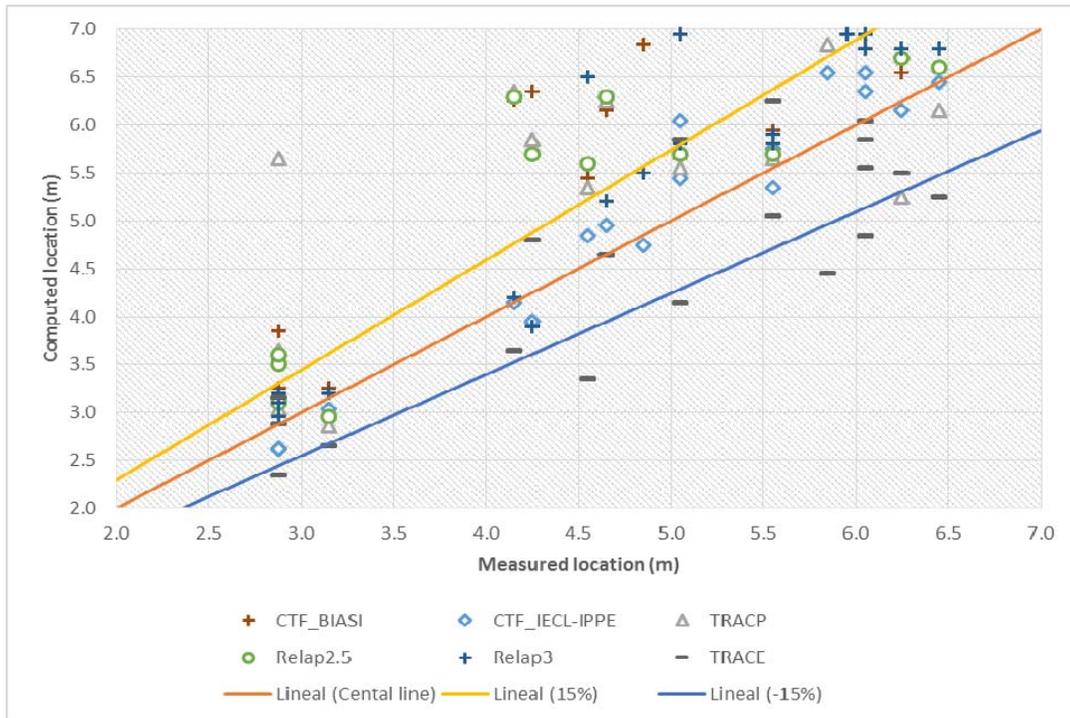


Figura 6 Localización del *dryout*: comparación entre códigos.

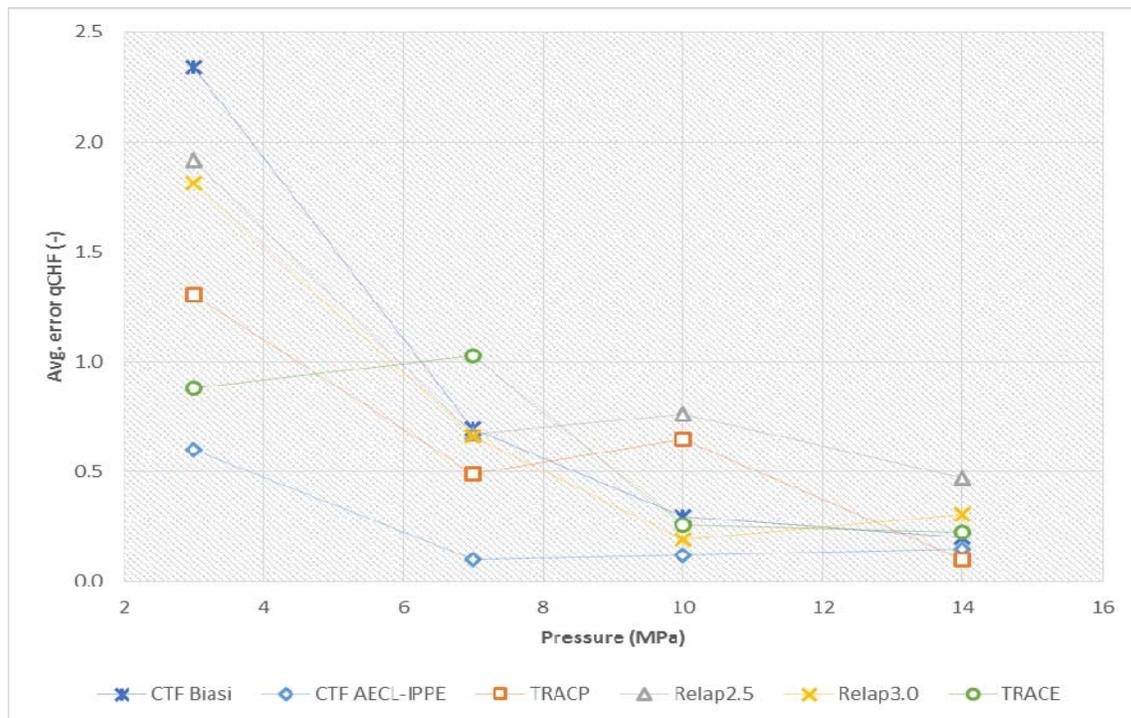


Figura 7 Critical heat flux: error relativo medio entre códigos y correlaciones.

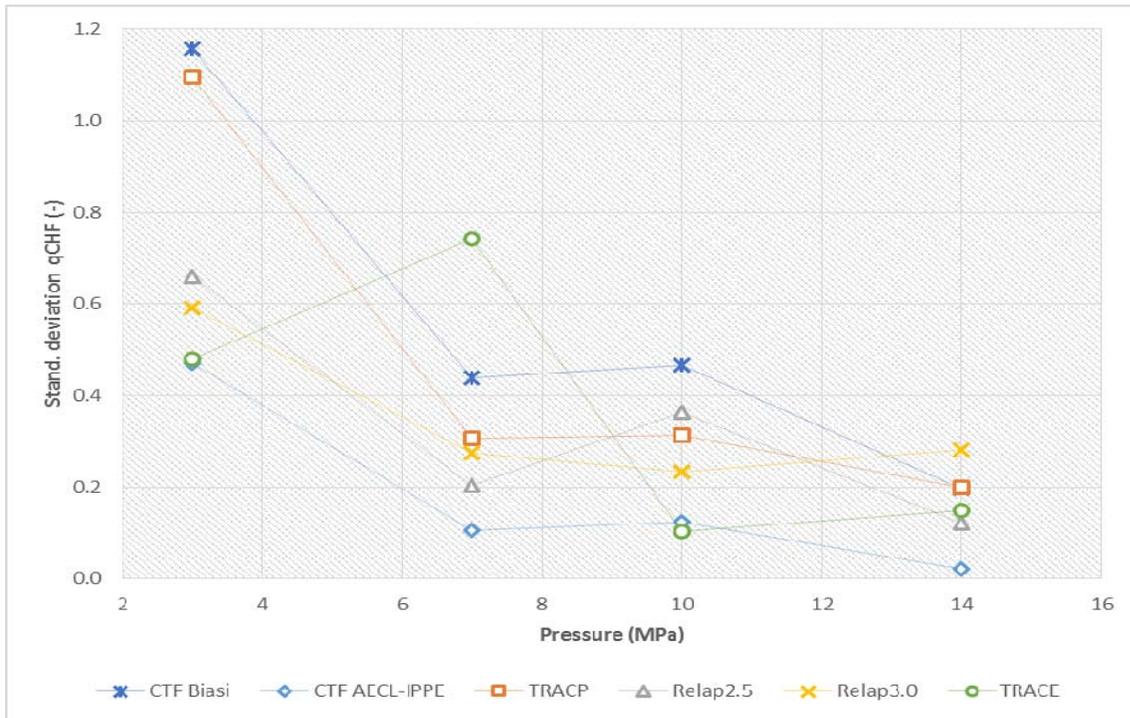


Figura 8 *Critical heat flux*: desviación típica para los distintos códigos y correlaciones.

5. CONCLUSIONES

El *critical heat flux* es un límite térmico muy importante desde el punto de vista de la seguridad y el diseño para los reactores de agua ligera (LWRs) y sus elementos combustibles, debido al abrupto incremento de temperatura que experimentan la superficie de las varillas cuando se alcanza y que puede comprometer la integridad de las varillas de combustible. Por ello en este trabajo se ha realizado una revisión de los métodos de predicción del *critical heat flux*, describiendo los modelos y correlaciones más comúnmente utilizados por los códigos termohidráulicos empleados para los análisis en seguridad nuclear.

Se han evaluado frente a los experimentos de *post-dryout* llevados a cabo por el *Nuclear Reactor Engineering department at the Royal Institute of Technology in Stockholm (KTH)* la correlación original de Biasi y la recientemente implementada tabla AECL-IPPE en el código de subcanal CTF. Los resultados muestran una mejor predicción, sobre todo el rango de aplicación, utilizando la tabla AECL-IPPE.

Se ha realizado un estudio comparativo del *critical heat flux* calculado, en la localización experimental del *dryout*, con diferentes códigos termohidráulicos. En general, CTF con las tablas AECL-IPPE calcula mejores valores que los otros códigos seleccionados para dicho estudio. El análisis de incertidumbre en función de la presión, muestra que ninguno de los códigos comparados predice adecuadamente el *critical heat flux* para bajas presiones (≈ 3 MPa).

AGRADECIMIENTOS

Este trabajo ha sido esponsorizado por Iberdrola y por el *Ministerio de Economía y Competitividad* a través del proyecto NUC-MULTPHYS ENE-2012-34585 financiado por los fondos FEDER de la Unión Europea.

REFERENCIAS

1. J. G. Collier and J. R. Thome, "*Convective Boiling and Condensation (3er Ed.)*" Oxford University Press, New York, (1994).
2. Becker, K. M., et al, "*An experimental investigation of post dry-out heat transfer*", KTH-NEL-33, Royal Institute of Technology, Stockholm, (1983).
3. Becker, K. M., et al, "*Post dry-out heat transfer measurements in vertical round ducts with non-uniform axial heat flux distributions*", Royal Institute of Technology, Stockholm, (1983).
4. L. Nilsson, "*Assessment of RELAP5/MOD3 against Twenty-Five Post-Dryout Experiments Performed at the Royal Institute of Technology*", NUREG/IA-0094, (1993).
5. D. C Groenveld et al., "*AECL-UO CHF look-up table*", *Heat Transfer Eng.*, **7**, pp.46, (1986).
6. D. C Groenveld et al., "*The 1995 look-up table for critical heat flux in tubes*", *Nuclear Eng. Des.*, **163**, (1996).
7. L. Biasi et al., "*Studies in Burnout, Part 3: A New Correlation for Round Ducts and Uniform Heating and Its Comparison with World Data*", *Energ. Nucl.*, **14**, **530-536**, (1967).
8. Tong, L. S., "*Boiling Crisis and Critical Heat Flux*", *USAEC Critical Review Series, Report TID-25887*, (1972).
9. Tong, L. S., "*Heat transfer in water cooled nuclear reactors*", *Nucl. Eng. Des.*, **21:1**, (1967).
10. CTF – "*A Thermal-Hydraulic Subchannel Code for LWRs Transient Analyses. User's Manual*". Department of Mechanical and Nuclear Engineering. Pennsylvania State University.
11. CTF – "*A Thermal-Hydraulic Subchannel Code for LWRs Transient Analyses. List of Global Variables*". Department of Mechanical and Nuclear Engineering. Pennsylvania State University.
12. COBRA/TRAC – "*A Thermal-Hydraulics Code for Transient Analysis of Nuclear Reactor Vessels and Primary Coolant Systems. Equations and Constitutive Models*".. NUREG/CR-3046 PNL-4385, **Vol. 1**, (1983).
13. COBRA/TRAC – "*A Thermal-Hydraulics Code for Transient Analysis of Nuclear Reactor Vessels and Primary Coolant Systems. Users' Manual*". NUREG/CR-3046 PNL-4385, **Vol. 3**, (1983).
14. P. J. Berenson, "*Film Boiling Heat Transfer from a Horizontal Surface*", *J. Heat Transfer*, **351-358**, (1961).
15. "*RELAP5/MOD3.3 Code Manual, Volume IV: Models and Correlations*", NUREG/CR-5535, *Rev. 1*, **Vol. IV**, (2001).
16. D. R. Liles et al., "*TRAC-PF1/MOD1: Correlations and Models*", NUREG/CR-5069, (1988).
17. Division of Risk Assessment and Special Projects. Office of Nuclear Regulatory Research, "*TRACE V5.0. Theory manual. Field Equations, Solution Methods and Physical Models*", *Nuclear Regulatory Commission, U.S.*, (2007).