

Capítulo 3

Simulación de descargas de tokamaks

Como se ha descrito en el capítulo 2, PRETOR permite simular el comportamiento del plasma de un dispositivo de fusión dada su geometría y condiciones de operación. Para ello, el código tiene implementados múltiples modelos numéricos para calcular las diferentes magnitudes físicas. De entre estos modelos el que tiene mayor importancia es el de Rebut-Lallia-Watkins para el transporte de energía y partículas.

PRETOR fue creado en el JET para simular descargas de grandes tokamaks y ha sido utilizado en un amplio rango de condiciones de operación de JET. Pero es necesario comprobar la capacidad del código para reproducir descargas experimentales reales de otros dispositivos con el fin de valorar la bondad de los modelos implementados y su capacidad para predecir las propiedades del plasma y las condiciones de operación del proyecto ITER.

Por último, PRETOR se aplica a la simulación de ITER, en concreto se estudia las posibles estrategias de parada de emergencia del reactor y se predice la evolución del plasma para valorar el mejor método para extinguir la generación de potencia de forma rápida y segura.

3.1 COMPARACIÓN DE LA SIMULACIÓN CON DESCARGAS EXPERIMENTALES

3.1.1 Datos experimentales

El *ITER Confinement Database and Modelling Expert Group* ha creado y mantiene la base de datos “*ITER Profile Database*” que recoge resultados experimentales de múltiples descargas de diferentes dispositivos de todo el mundo como son [Tho96] [ITE99b]:

- **Asdex** y **Asdex Upgrade**, EURATOM-IPP (Alemania)
- **Alcator C-mode**, MIT (Estados Unidos)
- **Compass-D** y **START**, EURATOM-UKAEA (Reino Unido)
- **DIII-D**, General Atomic (Estados Unidos)
- **JET**, EURATOM (Reino Unido)
- **JFT-2M**, **JT-60** y **JT-60U**, JAERI (Japón)
- **PBX-M** y **PDX**, PPPL (Estados Unidos)
- **Textor**, EURATOM-KFA (Alemania)

- **Tore Supra**, EURATOM-CEA (Francia)
- **FTU**, EURATOM-ENEA (Italia)
- **TFTR**, PPPL (EUA)
- **T-10**, Kurchatov Institute (Rusia)

Esta base de datos se desarrolla bajo los auspicios y la coordinación del proyecto ITER y la Universidad de Texas se ha encargado del desarrollo técnico necesario para su correcto funcionamiento. La finalidad de esta base de datos es proporcionar medios de acceso a diferentes experimentos y condiciones de operación para ayudar al desarrollo y validación de modelos de transporte que permitan extrapolar el conocimiento actual a las condiciones de funcionamiento de ITER.

Los datos experimentales se recopilan en un formato estandarizado y son accesibles por la comunidad de fusión. Estos datos abarcan un gran número de variables que se almacenan en cuatro archivos diferentes [ITE95]:

- **Descripción breve** conteniendo información general sobre el responsable científico de la producción de los datos, el código de análisis y otra información de interés como la fecha del experimento, etc.
- **Archivo 0D** de descripción que contiene los parámetros globales de la descarga correspondientes a algunos instantes de tiempo relevantes correspondientes a varias fases de la descarga.
- **Archivo 1D** conteniendo la evolución temporal de magnitudes globales.
- **Archivo 2D** conteniendo perfiles radiales de magnitudes locales como función del tiempo e información adicional sobre la geometría del plasma.

3.1.2 Simulación de las descargas

Para realizar este trabajo de validación se escogieron las descargas: #71378a, #71378b, #71384 de DIII-D, #19691 de JET y #45950 de TFTR. Estas descargas fueron escogidas por el *ITER Confinement Database and Modelling Expert Group* para realizar la primera ronda de validación de PRETOR [Bou94]. Esta ronda de validación permitió crear las herramientas necesarias para la modelización e identificar los códigos y modelos disponibles así como solucionar los problemas prácticos de coordinación entre los diferentes equipos científicos que participaron [Bou95].

Estas descargas tienen en común que corresponden a plasmas de deuterio con confinamiento en modo L y que disponen de calentamiento auxiliar por inyección de haces neutros (NBI).

Se pretende reproducir con la mayor precisión los perfiles radiales de la temperatura de electrones e iones y de la densidad electrónica en el instante de tiempo indicado en los ficheros de la base de datos.

Las magnitudes físicas del plasma están relacionadas unas con otras, así temperatura y densidad están estrechamente ligadas, pero además otras magnitudes tienen una importante influencia en su simulación. Por ejemplo, la temperatura depende fuertemente de la deposición de potencia en el volumen de plasma considerado, si la densidad de potencia es más elevada que el valor experimental la temperatura también lo será.

Para poner de manifiesto el comportamiento de cada modelo, y evitar que errores en la validación de la temperatura y densidad sean debidos a la simulación de otras magnitudes, se utilizan los valores experimentales del perfil de deposición de potencia adicional así como de la carga efectiva del plasma y de la corriente.

El modelo de transporte de Rebut-Lallia-Watkins [RLW89], descrito en el apartado 2.3, depende de diversos coeficientes que se deben escoger de forma que la simulación se ajuste lo mejor posible a las descargas reales. Para JET se dispone de unos parámetros con los cuales se obtiene un buen ajuste entre experimentos y simulación para un amplio rango de escenarios de operación [Bou92]. Pero estos coeficientes varían de unos dispositivos a otros dependiendo de sus características propias, así que se deben seleccionar unos nuevos para cada uno de los dispositivos considerados en este estudio.

En las siguientes tablas se presentan los valores de los parámetros de transporte utilizados para los tres tokamaks analizados.

	JET	DIII-D	TFTR
$C_{\nabla T_{e, crit}}$	6	6	6
$C_{\chi_{e, RLW}}$	2	1	1.5
$C_{\chi_{e, neo}}$	1	1	1
$C_{\chi_{i, neo}}$	1	1	1
$C_{\chi_{i, e}}$	2	1.5	2.5

Tabla 3.1 Coeficientes correspondientes al transporte de energía del modelo RLW.

	JET	DIII-D	TFTR
C_{D_p}	0.5	0.4	0.8
C_{V_p}	0.3	0.3	0.3

Tabla 3.2 Coeficientes correspondientes al transporte de partículas del modelo RLW.

Los coeficiente propuestos para DIII-D se han obtenido para optimizar el ajuste de los tres pulsos estudiados (#71378a, #71378b, #71384), aunque considerando cada pulso independientemente el conjunto de parámetros sería diferente. Debido al reducido número de pulsos analizados no se considera estos valores como característicos de DIII-D y adecuados para cualquier otra descarga. En el caso de TFTR, al disponer sólo de un pulso (#45950), los coeficientes se obtienen considerando únicamente esta descarga.

3.1.3 Resultados

En estos pulsos estudiados se ha centrado la atención en los perfiles de temperatura y densidad, así como en los valores de la potencia óhmica, la carga efectiva media, la energía total del plasma, el tiempo de confinamiento y el factor de seguridad.

a) DIII-D #71378a

Esta es una descarga con un plasma de deuterio en el modo L de confinamiento cuya principal impureza es el carbono procedente de las placas del divertor. Dispone de 3.54 MW de potencia NBI con una energía de 64.87 keV inyectados en la dirección del campo magnético.

Esta descarga junto con las otras dos del DIII-D forman parte de un experimento de exploración de ρ^* con ν y β constante pero con corriente y campo magnético modificados por un factor 2 para mantener q constante [Bou94]. Las principales características de esta descarga se muestran en la tabla 3.3

<i>Parámetro</i>	<i>Valor</i>
Radio mayor (R_0)	1.7 m
Radio menor (a)	0.60 m
Elongación (κ)	1.51
Campo magnético (B_0)	1.01 T
Corriente del plasma (I_P)	0.70 MA
Potencia NBI (P_{NBI})	3.54 MW
Energía NBI (E_{NBI})	64.87 keV
Volumen (V)	16.96 m ³

Tabla 3.3 Principales parámetros de la descarga #71378a de DIII-D.

En esta descarga el perfil de temperatura (electrónica e iónica) es bastante difícil de ajustar a los resultados experimentales (figura 3.1). Para mejorar la simulación se requieren unos valores de los coeficientes de transporte mucho más bajos que para los

otros dos pulsos, pero como se ha comentado anteriormente, estos parámetros se han mantenido constantes en los tres pulsos.

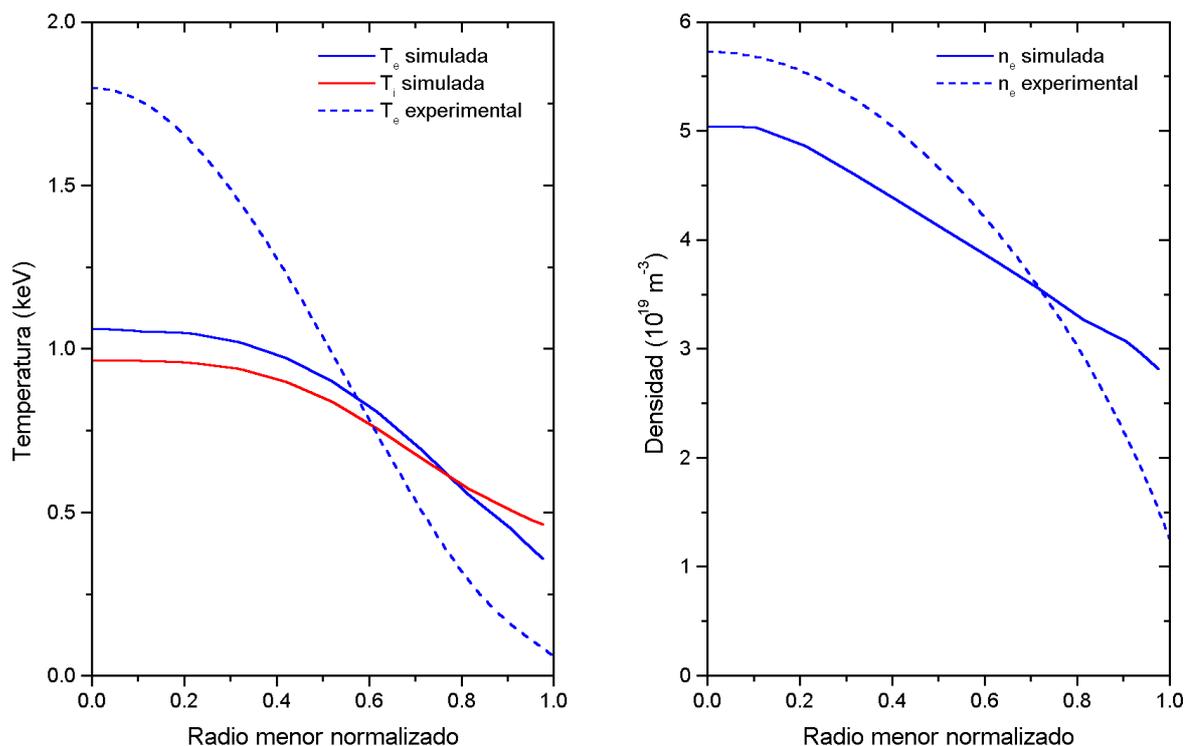


Figura 3.1 Perfiles radiales de la temperatura y de la densidad del pulso #71378a de DIII-D, en $t=2.975$ s. Se compara el resultado de la simulación (línea continua) con los valores experimentales (línea a trazos).

Si se calculan los valores medios de la temperatura y densidad se obtienen unos resultados similares a los experimentales. Los valores de la potencia óhmica y de la energía del plasma, dos magnitudes directamente relacionadas con la temperatura del plasma, se ajustan correctamente a los valores experimentales. Los valores de otras magnitudes del plasma en el instante $t = 2.975$ s obtenidos con PRETOR se comparan con los datos experimentales en la tabla 3.4

b) DIII-D #71378b

Esta descarga corresponde a la #71384a, pero los datos se refieren a un instante de tiempo posterior ($t=3.45$) escogido después de que el plasma fuera centrado en la cámara de vacío por lo que la deposición de potencia adicional es mucho más picada. Las descargas #71378a y #71378b se consideran diferentes, teniendo cada una su perfil radial en el instante de tiempo considerado [Bou94]. Las características más destacadas de esta descarga se muestran en la tabla 3.5.

Magnitud		Unidades	Simulación	Experimento
Temperatura electrónica	$T_e(0)$	keV	1.08	$1.80 \pm 10\%$
Temperatura iónica	$T_i(0)$	keV	0.98	$1.80 \pm 10\%$
Temp. media de electrones	$\langle T_e \rangle_{vol}$	keV	0.71	0.61
Temp. media de iones	$\langle T_i \rangle_{vol}$	keV	0.69	0.61
Densidad de electrones	$n_e(0)$	10^{19} m^{-3}	4.94	5.73
Densidad lineal media	$\langle n_e \rangle_{lin}$	10^{19} m^{-3}	3.67	3.65 ± 0.2
Z efectiva media	$\langle Z_{eff} \rangle_{lin}$		2.88	$2.98 \pm 20\%$
Potencia óhmica	P_{ohm}	MW	0.47	$0.42 \pm 15\%$
Contenido de energía	W_{tot}	MJ	0.18	0.18
Tiempo de confinamiento	τ_E	s	0.0496	0.0587
Factor de seguridad	q_{95}		3.34	$3.44 \pm 3\%$

Tabla 3.4 Principales magnitudes físicas de la descarga #71378a de DIII-D, en $t=2.975$ s.

Parámetro	Valor
Radio mayor (R_0)	1.7 m
Radio menor (a)	0.61 m
Elongación (κ)	1.56
Campo magnético (B_0)	1.02 T
Corriente del plasma (I_P)	0.70 MA
Potencia NBI (P_{NBI})	3.54 MW
Energía NBI (E_{NBI})	64.87 keV
Volumen (V)	17.89 m^3

Tabla 3.5 Principales parámetros de la descarga #71378b de DIII-D.

En este pulso, la simulación de la temperatura (figura 3.2) es considerablemente mejor que en el pulso #71378a, aunque se sigue observando que alrededor del eje hay una zona en la cual la temperatura es uniforme con un valor menor que el experimental. Fuera de esta región la temperatura desciende siguiendo la pendiente del perfil experimental. Cerca del borde la temperatura se desvía hacia valores más altos. La simulación del perfil de densidad (figura 3.2) es significativamente mejor que para el pulso #71378a.

Para las demás magnitudes globales del plasma (tabla 3.6) los valores obtenidos concuerdan con los experimentales dentro de los márgenes de error.

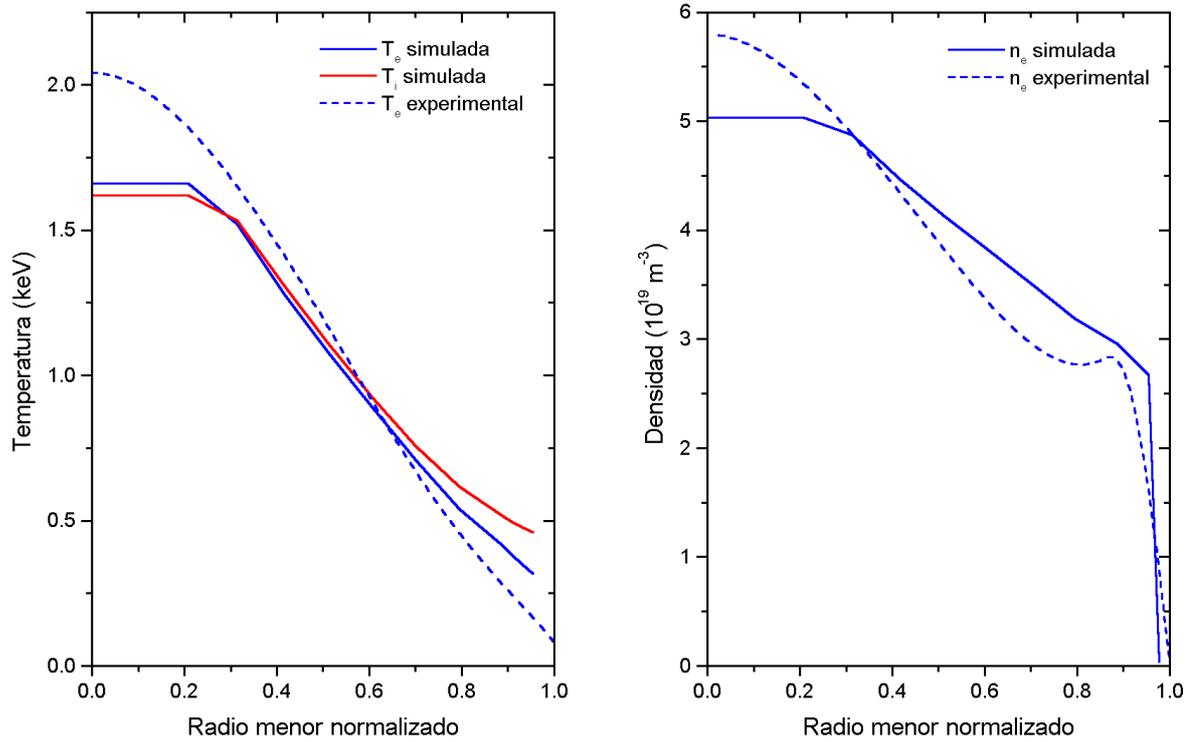


Figura 3.2 Perfiles radiales de la temperatura y de la densidad del pulso #71378b de DIII-D, en $t=3.45$ s. Se compara el resultado de la simulación (línea continua) con los valores experimentales (línea a trazos).

Magnitud		Unidades	Simulación	Experimento
Temperatura electrónica	$T_e(0)$	keV	1.66	$2.04 \pm 10\%$
Temperatura iónica	$T_i(0)$	keV	1.62 keV	$2.04 \pm 10\%$
Temp. media de electrones	$\langle T_e \rangle_{vol}$	keV	0.82	0.93
Temp. media de iones	$\langle T_i \rangle_{vol}$	keV	0.88	0.93
Densidad de electrones	$n_e(0)$	10^{19} m^{-3}	5.03	5.8
Densidad lineal media	$\langle n_e \rangle_{lin}$	10^{19} m^{-3}	3.72	3.51
Z efectiva media	$\langle Z_{eff} \rangle_{lin}$		2.58	$2.30 \pm 20\%$
Potencia óhmica	P_{ohm}	MW	0.31	$0.25 \pm 15\%$
Contenido de energía	W_{tot}	MJ	0.24	0.21
Tiempo de confinamiento	τ_E	s	0.0547	0.0535
Factor de seguridad	q_{95}		3.51	$3.58 \pm 3\%$

Tabla 3.6 Principales magnitudes físicas de la descarga #71378b de DIII-D, en $t=3.45$ s. Se comparan los resultados obtenidos de la simulación con PRETOR con los datos experimentales.

c) DIII-D #71384

En esta descarga se confina un plasma de deuterio en modo L. La principal impureza es el carbono procedente de las placas del limitador. Los valores del campo magnético y corriente son el doble que en las anteriores descargas y dispone de 14.63 MW de calentamiento adicional por NBI. Los parámetros característicos de este pulso se muestran en la tabla 3.7

<i>Parámetro</i>	<i>Valor</i>
Radio mayor (R_0)	1.72 m
Radio menor (a)	0.62 m
Elongación (κ)	1.48
Campo magnético (B_0)	2.03 T
Corriente del plasma (I_P)	1.40 MA
Potencia NBI (P_{NBI})	14.63 MW
Energía NBI (E_{NBI})	73.11 keV
Volumen (V)	17.39 m ³

Tabla 3.7 Principales parámetros de la descarga #71384 de DIII-D.

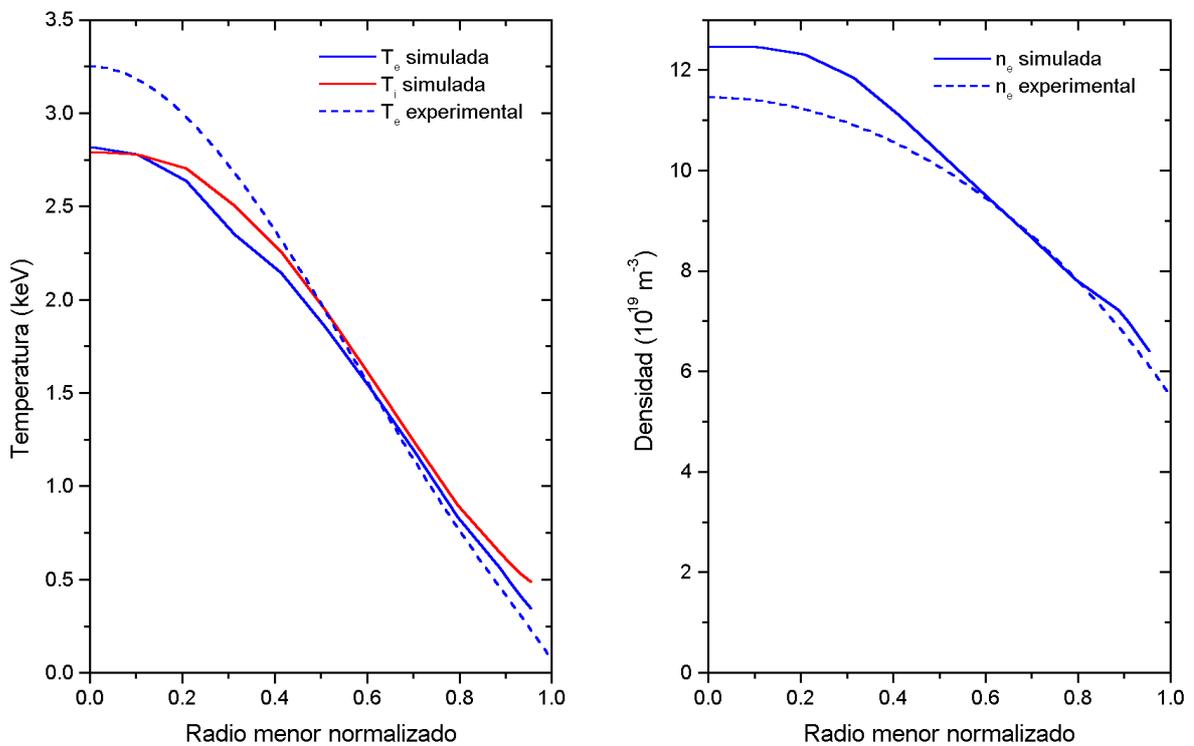


Figura 3.3 Perfiles radiales de la temperatura y de la densidad del pulso #71384 de DIII-D, en $t=3.45$ s. Se compara el resultado de la simulación (línea continua) con los valores experimentales (línea a trazos).

De los tres pulsos de DIII-D considerados, éste es el que PRETOR reproduce mejor los perfiles experimentales, tanto de temperatura como de densidad. Los perfiles de temperatura electrónica e iónica (figura 3.3) no presentan de forma tan marcada un valor uniforme en el centro del plasma sino que el perfil simulado va alejándose del experimental para posiciones más cercanas al eje. El perfil de densidad simulado (figura 3.3) tiene una forma parecida al experimental aunque es ligeramente más alto.

Las principales magnitudes del plasma están dentro de los márgenes de error (tabla 3.8), excepto la potencia óhmica que es ligeramente superior.

<i>Magnitud</i>		<i>Unidades</i>	<i>Simulación</i>	<i>Experimento</i>
Temperatura electrónica	$T_e(0)$	keV	2.77	$3.25 \pm 10\%$
Temperatura iónica	$T_i(0)$	keV	2.79	$3.25 \pm 10\%$
Temp. Media de electrones	$\langle T_e \rangle_{vol}$	keV	1.33	1.28
Temp. Media de iones	$\langle T_i \rangle_{vol}$	keV	1.41	1.28
Densidad de electrones	$n_e(0)$	10^{19} m^{-3}	12.65	11.5
Densidad lineal media	$\langle n_e \rangle_{lin}$	10^{19} m^{-3}	9.23	8.92 ± 0.2
Z efectiva media	$\langle Z_{eff} \rangle_{lin}$		2.88	$2.48 \pm 20\%$
Potencia óhmica	P_{ohm}	MW	0.74	$0.62 \pm 15\%$
Contenido de energía	W_{tot}	MJ	0.96	0.83
Tiempo de confinamiento	τ_E	s	0.0596	0.0561
Factor de seguridad	q_{95}		3.20	$3.36 \pm 3\%$

Tabla 3.8 Principales magnitudes físicas de la descarga #71384 de DIII-D, en $t=3.45$ s. Se comparan los resultados obtenidos de la simulación con PRETOR con los datos experimentales.

d) JET #19691

Esta descarga corresponde al modo L obtenido después de la instalación del limitador de berilio. El plasma es de deuterio con un 2% de hidrógeno. Al comienzo del pulso el calentamiento es exclusivamente óhmico y a los 52 segundos se activa 15.7 MW de potencia adicional por inyección de haces neutros de 80 keV junto con 2.1 MW de 140 keV. Por este motivo los datos experimentales se toman en dos tiempos diferentes: el primero a los 51.5 segundos, cuando el plasma se encuentra en estado estacionario únicamente con calentamiento óhmico y el segundo a 53.42 s poco después de inyectar la potencia auxiliar [BCS92]. Los principales parámetros de este pulso para los dos instantes de tiempo considerados se describen en la tabla 3.9

Parámetro	Valor	
	t = 51.5 s.	t = 53.42 s.
Potencia adicional, (P_{NBI})	0	17.8 MW
Radio mayor (R_0)	3.07 m	3.12 m
Radio menor (a)	1.17 m	1.16 m
Elongación (κ)	1.42	1.42
Campo magnético (B_0)	3.07 T	3.06 T
Corriente del plasma (I_P)	3.03 MA	3.06 MA
Energía NBI (E_{NBI})	-	87 keV
Volumen (V)	113.2 m ³	112.7 m ³

Tabla 3.9 Principales parámetros de la descarga #19691 de JET en los dos instantes de tiempo considerados.

Antes de introducir la potencia adicional por NBI, el ajuste del perfil de temperatura electrónica es bastante bueno, en cambio, la temperatura iónica es bastante baja (figura 3.4). Esta diferencia entre temperaturas se puede reducir aumentando la densidad, esto produce una disminución de la temperatura electrónica y un ligero aumento de la iónica, por lo que es importante encontrar un compromiso entre ambas temperaturas y la densidad del plasma (figura 3.4).

Después de activar el calentamiento por NBI ambas temperaturas, electrónica e iónica (figura 3.5), aumentan bruscamente de forma que los perfiles obtenidos son significativamente más altos que los experimentales.

En cuanto al perfil de densidad, sin calentamiento adicional (t=51.5 s), éste presenta una buena concordancia con el experimento (figura 3.4) pero para t=53.42 s, (con NBI) la densidad es muy baja (figura 3.5)

La comparación de temperatura y densidad junto con otras magnitudes del plasma se esquematiza en la tabla 3.10. Destaca que el valor del tiempo de confinamiento de la energía, τ_E , obtenido de la simulación presenta una importante desviación respecto del valor experimental, mientras que el valor del factor de seguridad, q_{95} , es bastante correcto. Para el instante t=53.42 la simulación no reproduce con demasiada fidelidad los valores experimentales debido a que se intenta simular la evolución de un transitorio muy rápido con una brusca subida de la temperatura después de inyectar la potencia NBI.

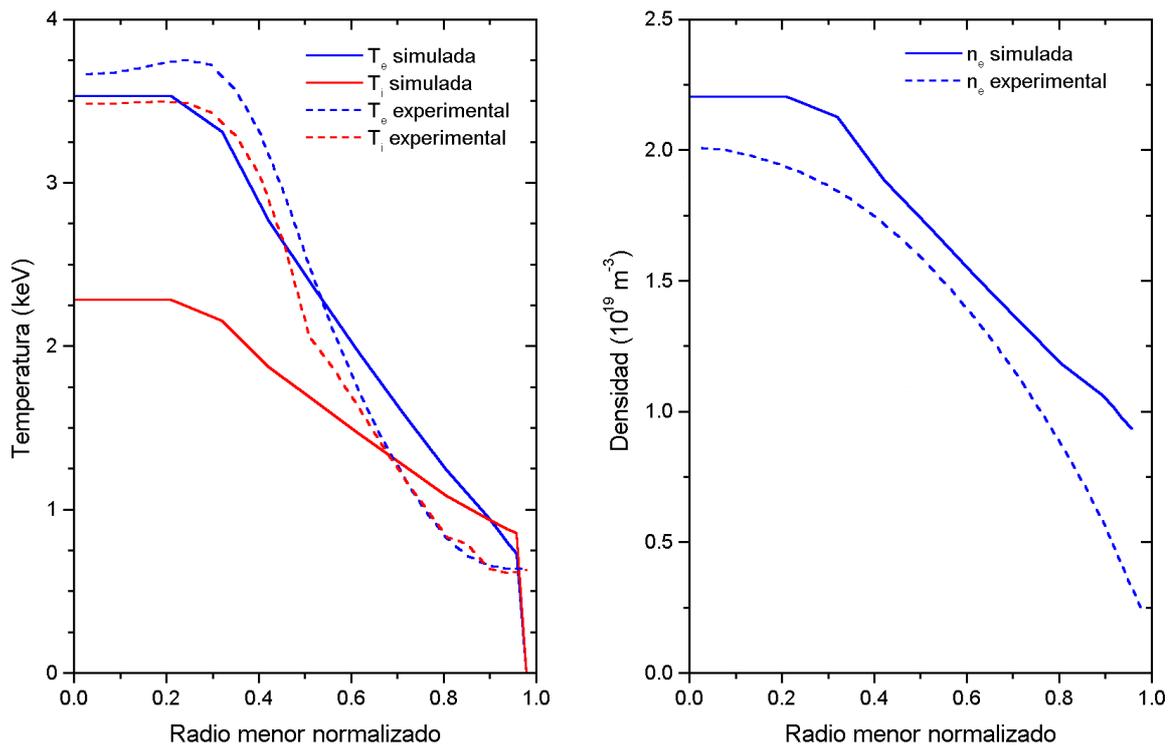


Figura 3.4 Perfiles radiales de la temperatura y de la densidad del pulso #19691 de JET, en $t=51.5 \text{ s}$. Se compara el resultado de la simulación (línea continua) con los valores experimentales (línea a trazos).

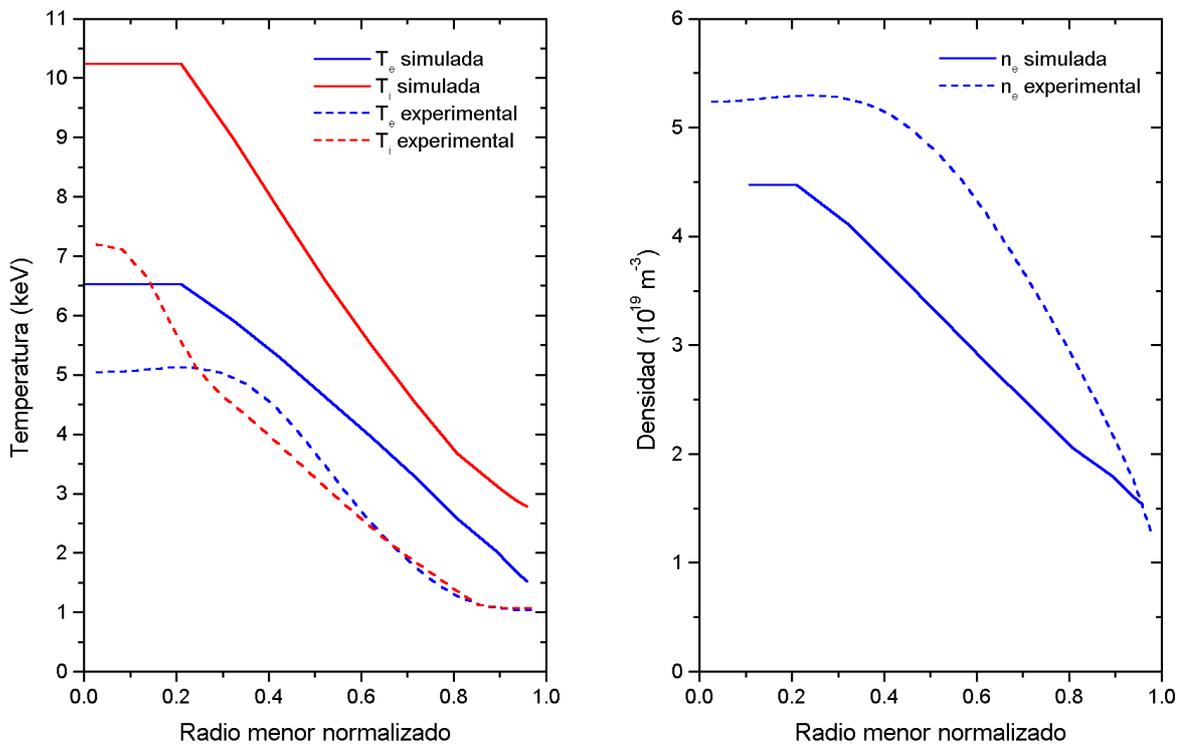


Figura 3.5 Perfiles radiales de la temperatura y de la densidad del pulso #19691 de JET, en $t=53.42 \text{ s}$. Se compara el resultado de la simulación (línea continua) con los valores experimentales (línea a trazos).

Magnitud		Unidades	$t = 51.5$ s		$t = 53.42$ s	
			Sim.	Exper.	Sim.	Exper.
Temperatura electrónica	$T_e(0)$	keV	3.56	$3.67 \pm 10\%$	6.35	$4.89 \pm 10\%$
Temperatura iónica	$T_i(0)$	keV	2.28	$3.48 \pm 10\%$	9.76	$7.16 \pm 10\%$
Temp. media de electr.	$\langle T_e \rangle_{vol}$	keV	1.76	1.71	3.49	2.47
Temp. media de iones	$\langle T_i \rangle_{vol}$	keV	1.36	1.61	5.06	2.45
Densidad de electrones	$n_e(0)$	10^{19} m^{-3}	2.21	2.01	4.37	5.24
Densidad lineal media	$\langle n_e \rangle_{lin}$	10^{19} m^{-3}	1.50	$1.43 \pm 8\%$	2.96	$4.24 \pm 8\%$
Z efectiva media	$\langle Z_{eff} \rangle_{lin}$		3.05	$2.93 \pm 30\%$	2.11	$3.57 \pm 30\%$
Potencia óhmica	P_{ohm}	MW	2.27	$1.94 \pm 20\%$	0.49	$1.02 \pm 20\%$
Contenido de energía	W_{tot}	MJ	1.10	1.02	6.26	4.86
Tiempo de confinam.	τ_E	s	0.5	0.73	0.36	0.29
Factor de seguridad	q_{95}		4.36	$4.46 \pm 10\%$	4.05	$4.47 \pm 10\%$

Tabla 3.10 Principales magnitudes físicas de la descarga #19691 de JET en los dos instantes de tiempo considerados. Se comparan los resultados de PRETOR con los datos experimentales.

e) TFTR #45950

En esta descarga se confina un plasma de deuterio en modo L cuya principal impureza es el carbono y con una evolución temporal muy lenta. La inyección de 11.4 MW de potencia adicional por NBI con un haz de 74 keV empieza a los 3 segundos. Los principales parámetros de este pulso, referidos a $t = 4.54$ s, se describen en la tabla 3.11

Parámetro	Valor
Radio mayor (R_0)	2.54 m
Radio menor (a)	0.805 m
Elongación (κ)	1.0
Campo magnético (B_0)	4.08 T
Corriente del plasma (I_P)	2 MA
Potencia NBI (P_{NBI})	11.40 MW
Energía NBI (E_{NBI})	7.4 keV
Volumen (V)	32.62 m^3

Tabla 3.11 Principales parámetros de la descarga #45950 de TFTR.

Al igual que en las simulaciones de los pulsos de DIII-D, se observa que los perfiles de temperatura electrónica e iónica (figura 3.6) presenta una zona alrededor del eje con un valor uniforme, en cambio en el borde los resultados obtenidos son bastante correctos. El perfil de densidad electrónica obtenido es ligeramente más alto que el experimental (figura 3.6) en todo el plasma.

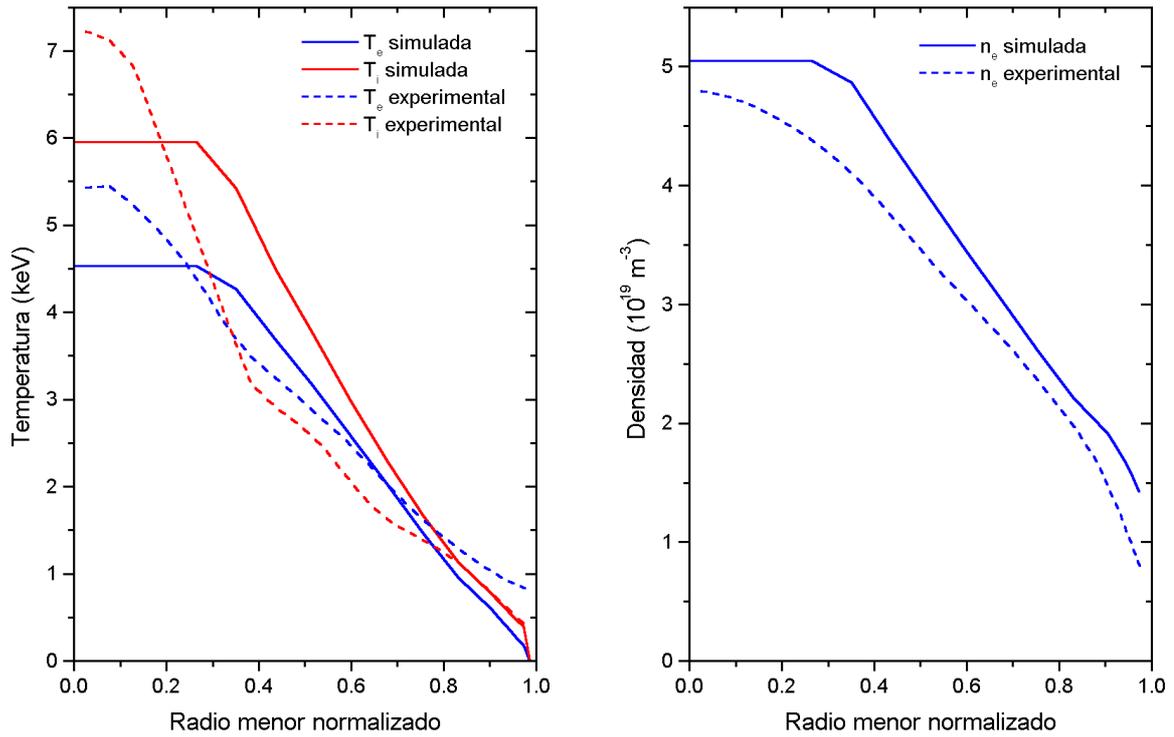


Figura 3.6 Perfiles radiales de la temperatura y de la densidad del pulso #45950 de TFTR, en $t=4.54$ s. Se compara el resultado de la simulación (línea continua) con los valores experimentales (línea a trazos).

Las principales magnitudes del pulso se muestran en la tabla 3.12 donde se observa que el tiempo de confinamiento y el factor de seguridad concuerdan bastante bien con el experimento y que el valor que presenta mayores problemas es la potencia óhmica. En esta descarga no se dispone de los errores asociados a las magnitudes experimentales.

Magnitud		Unidades	Simulación	Experimento
Temperatura electrónica	$T_e(0)$	keV	4.53	5.43
Temperatura iónica	$T_i(0)$	keV	5.95	7.02
Temp. media de electrones	$\langle T_e \rangle_{vol}$	keV	2.06	2.31
Temp. media de iones	$\langle T_i \rangle_{vol}$	keV	2.52	2.17
Densidad de electrones	$n_e(0)$	10^{19} m^{-3}	5.05	4.80
Densidad lineal media	$\langle n_e \rangle_{lin}$	10^{19} m^{-3}	3.57	3.30
Z efectiva media	$\langle Z_{eff} \rangle_{lin}$		2.16	2.66
Potencia óhmica	P_{ohm}	MW	1.07	0.82
Contenido de energía	W_{tot}	MJ	1.20	1.46
Tiempo de confinamiento	τ_E	s	0.12	0.14
Factor de seguridad	q_{95}		3.34	3.86

Tabla 3.12 Principales magnitudes físicas de la descarga #45950 de TFTR, en $t=4.54$ s. Se comparan los resultados obtenidos de la simulación con PRETOR con los datos experimentales.

3.1.4 Conclusiones y discusión de los resultados

Se han reproducido las descargas pertenecientes a la primera ronda de validación de PRETOR con datos de los pulsos #71378a, #71378b, #71384 de DIII-D, #19691 de JET y #45950 de TFTR según los datos disponibles en la *ITER Profile Database*.

Se reproducen los perfiles radiales de la temperatura de electrones e iones y de la densidad, así como los valores de otras magnitudes globales del plasma. Se ha prestado mayor atención a la potencia óhmica, energía del plasma, tiempo de confinamiento, factor de seguridad, carga efectiva media y a los valores medios en volumen de temperatura y densidad. Para la mayoría de estas magnitudes y descargas los resultados están dentro de los márgenes de error experimental.

Con el fin de analizar la bondad de los resultados, para las magnitudes simuladas se calcula la razón entre los valores simulados y experimentales y se obtienen la media, $\langle R_X \rangle$ y la desviación cuadrática media, ΔR_X , de las cinco descargas simuladas según las ecuaciones 3.1 y 3.2 respectivamente [Cor97]. Estos valores, que se muestran en la tabla 3.13, representan la capacidad del código de simular dichas magnitudes.

$$\langle R_X \rangle = \frac{\sum_i (X_i^{sim} / X_i^{exp})}{N} \quad (\text{Ec. 3.1})$$

$$\Delta R_X = \sqrt{\frac{\sum_i (X_i^{sim} / X_i^{exp} - 1)^2}{N}} \quad (\text{Ec. 3.2})$$

En las ecuaciones anteriores X representa una magnitud cualquiera y X_i^{sim}, X_i^{exp} son respectivamente los correspondientes valores simulados y experimentales. El sumatorio se extiende a todas las descargas analizadas y $N = 5$ es el número total de descargas.

Magnitud		Media	ΔR_X
Z efectiva media	$\langle Z_{eff} \rangle_{lin}$	0.94	0.20
Potencia óhmica	P_{ohm}	1.08	0.29
Contenido de energía	W_{tot}	1.08	0.17
Tiempo de confinamiento	τ_E	0.95	0.19
Factor de seguridad	q_{95}	0.94	0.07

Tabla 3.13 Valor medio y desviación cuadrática media asociados a las magnitudes globales del plasma.

Estos resultados muestran que la magnitud mejor simulada es el factor de seguridad, con una desviación cuadrática media del 7%. El resto de las magnitudes son reproducidas dentro de un margen del 17 al 20%. Mayor diferencia presenta la simulación de la potencia óhmica, debido

al efecto directo de los problemas de la simulación del perfil de temperatura en ciertas descargas. Estas incertidumbres son parecidas a las que se tiene de los datos experimentales.

Para los perfiles radiales la distancia entre el perfil simulado y el experimental de cada descarga se determina mediante la desviación cuadrática media según la expresión

$$\sigma = \frac{\sqrt{\sum_i (X_i^{sim} - X_i^{exp})^2}}{\sqrt{\sum_i (X_i^{exp})^2}} \quad (\text{Ec. 3.3})$$

En la figura 3.7 se representa los valores de la desviación cuadrática media obtenidos para los perfiles de temperatura de electrones e iones y de densidad de electrones. El perfil de la densidad se ajusta con bastante corrección al experimento en la mayoría de las descargas. La temperatura de los electrones se simula correctamente a excepción de la descarga #71378a de DIII-D mientras que la temperatura de los iones presenta mayores discrepancias respecto de los valores experimentales. Un caso especial es la descarga #19691 de JET en el instante $t=53.42$ que presenta muchas dificultades al tratarse de la simulación en una transición muy brusca.

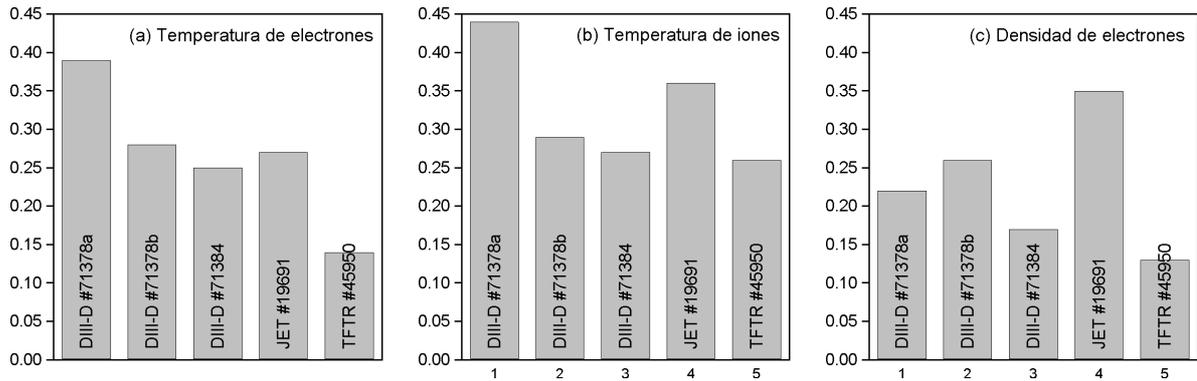


Figura 3.7 Desviación cuadrática media de la temperatura de electrones (a), temperatura de iones (b) y densidad electrónica (c) de las descargas estudiadas.

Hay que destacar que es necesario encontrar un compromiso entre los valores obtenidos de todas las magnitudes simuladas, especialmente entre la temperatura y la densidad. También hay que tener en cuenta que los errores experimentales son bastante grandes y no siempre están disponibles. A estos errores hay que añadir los propios de la simulación y las aproximaciones de los modelos.

Para aislar la simulación del transporte de energía y partículas se utilizan los perfiles experimentales de la deposición de potencia auxiliar por NBI y de otras magnitudes cuando esto es posible.

3.2 PARADA DE EMERGENCIA DE ITER

El objetivo de ITER de demostrar la viabilidad científica y técnica de la energía de fusión implica que el sistema de refrigeración del reactor debe ser capaz de extraer la potencia nominal de fusión procedente del plasma en ignición. Eventuales sobrecalentamientos de los componentes de la primera pared pueden dañarlos gravemente y provocar problemas de seguridad relacionados con la presencia de tritio y metales activados. Por esta razón es necesario prever la posibilidad de parar el reactor de forma rápida y segura si se detecta un aumento de temperatura de la primera pared.

Diversos transitorios pueden producir un aumento de la temperatura de los componentes de la primera pared, como por ejemplo una excursión de sobrepotencia debido a pérdidas de control de la combustión o un accidente tipo LOCA (*Lost of Colant Accident*) o LOFA (*Lost of Flow Accident*) del sistema de refrigeración de la primera pared o del divertor.

En estas condiciones se debe minimizar la energía recibida por los componentes insuficientemente refrigerados implementando una parada de emergencia para evitar daños en los materiales. La parada de emergencia debe reducir de manera rápida y controlada la potencia de fusión producida en el plasma, evitando al mismo tiempo el riesgo de interrupción.

En estas condiciones no se puede aplicar la parada programada del plasma (*Plasma Shutdown*) correspondiente a la fase final de la descarga, la cual no solo consiste en la finalización de la combustión sino también en una rampa de la corriente del plasma. En el caso de ITER el tiempo requerido para la parada programada del plasma es de unos 300 segundos, inaceptable en una parada de emergencia que debe suprimir la potencia de fusión en unas decenas de segundos.

Cabe destacar que el objetivo de la parada de emergencia no es la finalización de la descarga sino la extinción de la potencia de fusión de forma rápida, de manera que el estado final sea un plasma confinado sin producción de potencia. Esto se debe a la necesidad de mantener la corriente en su valor nominal durante el transitorio para evitar un desplazamiento vertical violento.

3.2.1 Estrategias de parada de emergencia

Las estrategias de parada de emergencia deben basarse en la supresión de los mecanismos de producción de potencia tan rápidamente como sea posible. En el caso de un plasma en ignición, la producción de energía en un volumen del plasma se debe principalmente a la potencia alfa, que expresada en unidades del sistema internacional viene dada por

$$P_{\alpha} = n_D n_T \langle \sigma_{fus} v \rangle V E_{\alpha} \quad (\text{Ec. 3.4})$$

donde $\langle \sigma_{fus} v \rangle$ es la reactividad media del plasma maxwelliano, la cual depende de la temperatura iónica del mismo y E_α es la energía cinética de las partículas alfa producidas en la reacción D-T. Por lo tanto la reducción de la densidad y de la reactividad del plasma a través de su dependencia con la temperatura son los principales mecanismos a considerar para la reducción de potencia.

Por otro lado, la evolución de las diferentes estrategias de parada de emergencia dependerá mucho de la posibilidad de funcionamiento pasivo. Este punto es crucial para un sistema de seguridad, dado que los métodos pasivos ofrecen tiempos característicos más cortos y una menor probabilidad de fallo que los métodos activos. Para conseguir los objetivos marcados se consideran las siguientes estrategias:

a) Reducción de la densidad

El balance de iones en un plasma de D-T al 50% se representa por la siguiente expresión

$$\frac{dn_{D-T}}{dt} = S - \frac{I}{2} n_{D-T}^2 \langle \sigma v \rangle - \frac{n_{D-T}}{\tau_p^*} \quad (\text{Ec. 3.5})$$

donde $n_{D-T} = n_D + n_T$, S es la tasa de alimentación de combustible y τ_p^* es el tiempo aparente de confinamiento de partículas de combustible, definido como

$$\tau_p^* = \frac{\tau_p}{\epsilon_{eff}} \quad (\text{Ec. 3.6})$$

donde τ_p es el tiempo de confinamiento de las partículas y ϵ_{eff} es la eficacia efectiva de extracción de partículas, definida como la fracción de partículas que son bombeadas y extraídas del plasma sobre el total de las que llegan a la última superficie magnética cerrada. Su valor depende tanto de la eficacia de los dispositivos de bombeo y extracción como de los detalles de los procesos de reciclado de partículas en el borde del plasma.

De las expresiones anteriores se deduce que la densidad del plasma se puede reducir tanto interrumpiendo la alimentación de combustible, S , como incrementando la eficacia de bombeo, ϵ_{eff} . Ambas acciones tienen importantes ventajas desde el punto de vista de seguridad y de operación pasiva ya que el suministro de combustible se puede interrumpir automáticamente al detectarse un sobrecalentamiento y las bombas de extracción de partículas funcionan en estado estacionario para mantener la concentración de cenizas en el plasma en su valor nominal.

b) Inyección de impurezas

Otro mecanismo de reducción de la potencia de fusión es la disminución de la reactividad del plasma por el descenso de su temperatura. Un plasma en ignición no requiere calentamiento adicional, por este motivo sólo es posible reducir su temperatura de forma indirecta. Uno de los métodos posibles es la inyección de impurezas que provocaría un importante aumento de las pérdidas por radiación y en consecuencia el enfriamiento del plasma. Sin embargo al obtener un plasma frío y denso a la vez se crean las condiciones propicias para una disrupción por límite de densidad.

c) Disrupción blanda

El daño causado por una disrupción es proporcional a la corriente del plasma, si se consigue reducir esta corriente bastante por debajo de su valor nominal antes de que se produzca la disrupción ésta se podría asumir un cierto número de veces durante la vida del reactor.

Sin embargo esta técnica tiene todos los inconvenientes de las disrupciones y una disrupción provocada a una corriente del orden de la nominal de ITER no sería blanda en absoluto. Además el tiempo necesario para reducir la corriente evitando una disrupción por desplazamiento vertical son tan largos que no son compatibles con un escenario de parada de emergencia.

3.2.2 Estado estacionario de operación de ITER

El funcionamiento de ITER, según las especificaciones recogidas en el *ITER Detail Design Report* [ITE96], tiene como objetivo la producción de 1500 MW de potencia de fusión, correspondiente a unos 300 MW de potencia alfa. Para ello se adoptan los parámetros de operación del reactor de la tabla 3.14.

<i>Parámetro</i>	<i>Símbolo</i>	<i>Valor</i>
Radio mayor	R_0	8.14 m
Radio menor	a	2.80 m
Elongación	κ	1.60
Corriente del plasma	I_P	21 MA
Campo magnético en el eje	B_0	5.68 T
Potencia de fusión	P_{fus}	1500 MW
Potencia adicional	P_{add}	100 MW
Carga térmica de la pared	ϕ_t	1.0 MW/m ²
Fracción de tritio	f_T	0.5

Tabla 3.14 Valores de diseño de ITER-DDR [ITE96].

Con estos valores se obtiene, según los resultados de la simulación con PRETOR, un estado estacionario correspondiente al modo-H de confinamiento. Los valores de las principales magnitudes físicas del plasma se recogen en la tabla 3.15 y los perfiles de temperatura y densidad se muestran en las figuras 3.8.

<i>Magnitud</i>	<i>Símbolo</i>	<i>Valor</i>
Potencia alfa	P_α	320 MW
Potencia radiada	P_{rad}	122 MW
Z efectiva	Z_{eff}	1.5
Tiempo de confinamiento de la energía	τ_E	6.1 s
Temperatura media	$\langle T_e \rangle_{vol}$	10 keV
Densidad media	$\langle n_e \rangle_{vol}$	$12.6 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$
Energía del plasma	W_{tot}	$1.2 \times 10^3 \text{ MJ}$
Factor de seguridad	q_{95}	3.9

Tabla 3.15 Principales magnitudes del plasma de ITER-DDR en estado estacionario.

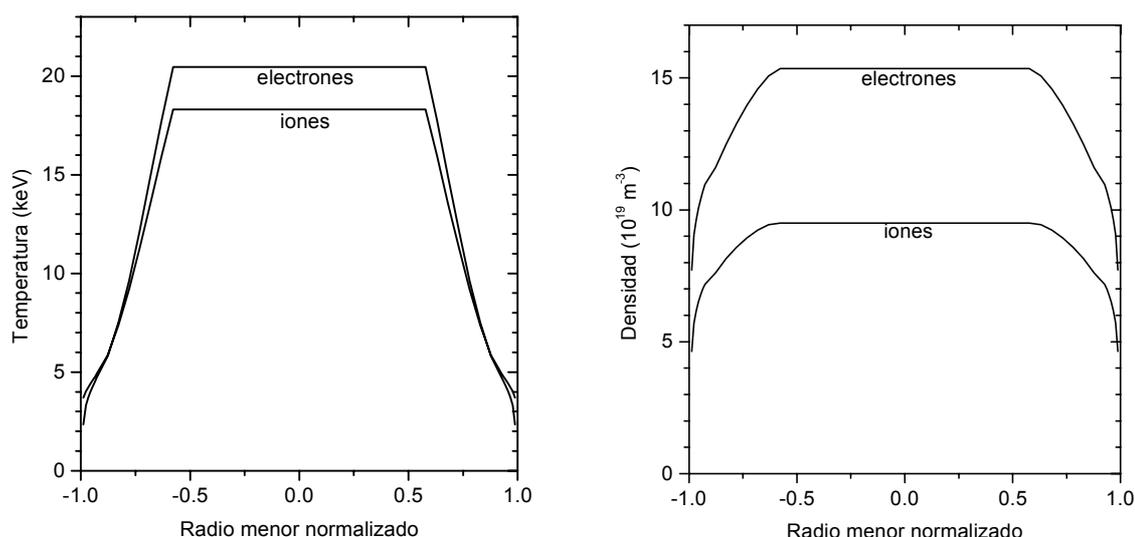


Figura 3.8 Perfil radial de la temperatura y de la densidad correspondiente al estado estacionario de ITER-DDR determinados con PRETOR.

Después de la realización de este estudio los países integrantes del proyecto ITER decidieron reducir el coste del proyecto a la mitad de lo inicialmente previsto y en consecuencia también reducir sus objetivos técnicos. El resultado es el diseño de ITER-FEAT [ITE00] con 500 MW de potencia de fusión y una razón entre potencia de fusión y potencia adicional igual a 10. Por lo tanto sus parámetros de diseño y sus condiciones de operación son distintos de los presentados aquí para ITER-DDR. Más detalles de ITER-FEAT se presentan en el apartado 1.3.2.

3.2.3 Principales magnitudes que influyen en la parada de emergencia

a) Transición del modo H al modo L

El estado estacionario operacional de ITER se supone que se alcanzará en modo-H de confinamiento caracterizado por un mejor confinamiento debido a la reducción del transporte de energía en todo el plasma pero especialmente en una estrecha región del borde. La formación de esta barrera en el transporte aumenta significativamente el valor del tiempo de confinamiento. La explicación de este fenómeno es que las turbulencias del plasma, responsables del transporte anómalo, se reducen en el borde cuando se alcanza un cierto valor del flujo de potencia.

La forma de simular el modo H es estableciendo una zona en el borde donde la conductividad térmica es reducida por un factor multiplicativo.

La transición del modo L al modo H del confinamiento viene determinada por el valor de la potencia neta del plasma ($P_{net} = P_{\alpha} + P_{add} - P_{rad}$). Cuando esta potencia neta supera un valor umbral, P_{L-H} , se produce la transición al modo H. Una vez alcanzado el modo H la transición al modo L se produce para un valor de la potencia neta inferior. Es comúnmente aceptado que una vez en el modo H la transición al modo L se produce cuando la potencia neta desciende por debajo de la mitad del valor de la transición L-H.

$$P_{net} < P_{H-L} = \frac{1}{2} P_{L-H} \quad (\text{Ec. 3.7})$$

En el informe de ITER-DDR [ITE96] se propone la siguiente expresión para la potencia umbral de la transición L-H

$$P_{L-H} = 4.4 \times 10^{-3} \langle n_e \rangle_{lin} B_0 S_{sep} \quad (\text{Ec. 3.8})$$

La capacidad del plasma de reducir su temperatura y energía dependerá fuertemente de si se encuentra en el modo H o en el modo L. En este último modo el confinamiento del plasma se degrada y en consecuencia la extracción de energía y partículas del plasma será mayor. Por lo tanto es importante establecer el momento preciso en que tiene lugar la transición H-L.

b) Eficacia de extracción de partículas

La eficacia de extracción de partículas por las bombas del divertor depende de la densidad del plasma, siendo mayor a densidades más altas. Sin embargo, PRETOR tiene

implementado un valor constante para las eficiencias de bombeo, una aproximación válida para simulación en estado estacionario.

En la figura 3.9 se muestran los valores obtenidos para la eficiencia de bombeo en función de la densidad media del plasma para diversos experimentos con distintas configuraciones de divertor y limitador [Loa95].

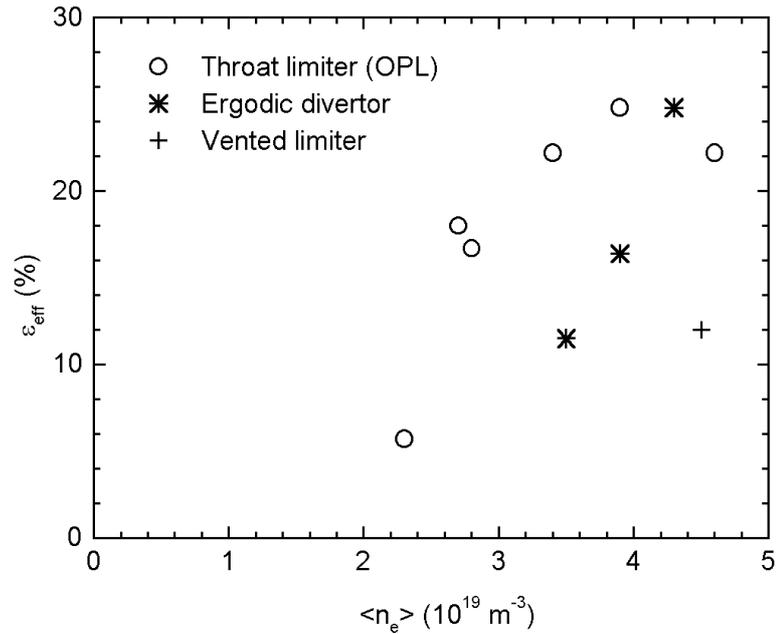


Figura 3.9 Dependencia de la eficiencia de extracción de partículas, ϵ_{eff} , en función de la densidad media del plasma [Loa95].

Durante la parada de emergencia por corte de inyección de combustible la densidad del plasma irá disminuyendo progresivamente, y en consecuencia también se reducirá la eficiencia de extracción de partículas. Por este motivo se implementa en PRETOR la siguiente relación entre la eficacia de extracción y la densidad de partículas.

$$\epsilon_{eff} = \epsilon_{eff}^{SS} \left(\frac{\langle n_e \rangle}{\langle n_e \rangle_{SS}} \right)^\alpha \quad (\text{Ec. 3.9})$$

donde ϵ_{eff}^{SS} y $\langle n_e \rangle_{SS}$ son la eficiencia de bombeo y la densidad media en el estado estacionario (para ITER $\epsilon_{eff}^{SS}=3.2$ y $\langle n_e \rangle_{SS}=12.6$), α es un parámetro obtenido de datos experimentales, según [Loa95] se toma $\alpha=3$.

Esta evolución de la eficiencia de bombeo no tiene un efecto importante sobre la potencia alfa generada pero, tal como se explicará posteriormente, su influencia es

determinante en la evolución de la densidad y de su margen respecto de la densidad límite

3.2.4 Parada de emergencia por interrupción del suministro de combustible

Se considera un escenario convencional de parada de emergencia en ITER en funcionamiento estacionario según los parámetros del reactor correspondientes al *ITER Detail Design Report* (tabla 3.15) y se asumen las siguientes hipótesis:

- Se considera el modelo de transporte de Rebut-Lallia-Watkins [RLW89] al que se incorpora una corrección de Bohm para la conductividad térmica de los iones, según está implementado en PRETOR v2.2.
- Se implementa la parada de emergencia mediante la interrupción del suministro de combustible de deuterio y tritio.
- La corriente del plasma se mantiene en su valor nominal (21 MA) durante todo el transitorio.
- La eficiencia de extracción de partículas depende de la densidad y por lo tanto decrece durante la parada de emergencia.
- La concentración de berilio es constante durante todo el transitorio. El efecto de la evaporación del berilio del divertor se considera irrelevante [FSV96].
- El umbral de la transición de modo H a modo L es el dado en la ecuación 3.8.

Implementando en el código PRETOR las hipótesis anteriores se simula la evolución de la potencia alfa (figura 3.10) la cual disminuye de forma rápida a partir de la interrupción de la alimentación de combustible ($t = 0$) y al cabo de 20 segundos su valor es inferior al 5% del valor inicial con lo que se considera que la combustión está extinguida.

3.2.5 Límite de densidad

Sin embargo esta estrategia presenta un inconveniente ya que la operación de un tokamak está limitada para altas densidades, produciéndose una disrupción si se sobrepasa un valor umbral de la densidad. El origen de esta disrupción es el desarrollo de inestabilidades MHD que producen una elevada pérdida de energía por radiación en una región continua toroidalmente en el borde del plasma llamada *Marfe* que se caracteriza por una temperatura baja, una alta densidad y una elevada potencia radiada.

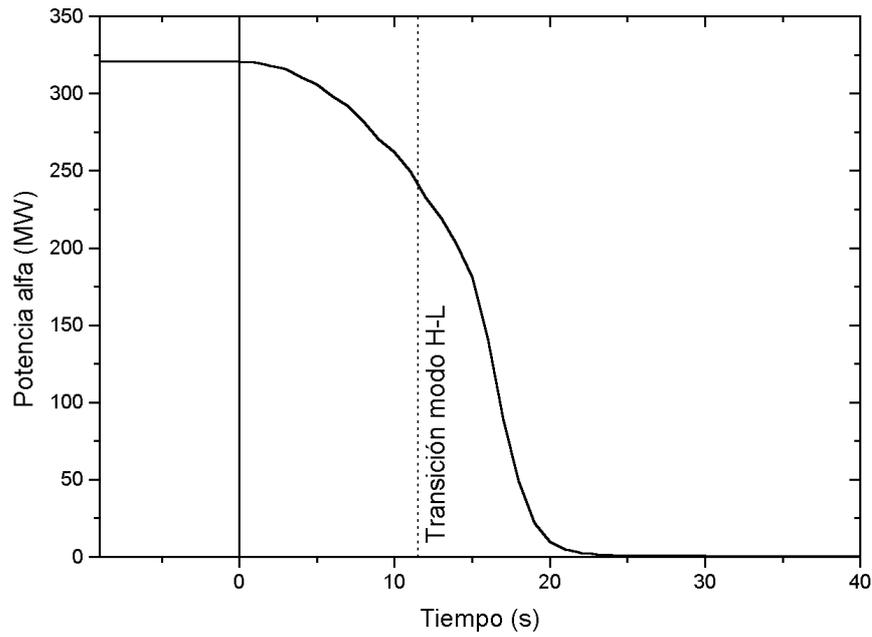


Figura 3.10 Evolución durante la parada de emergencia de ITER de la potencia alfa. Unos 12 segundos después de iniciar la parada se produce la transición del modo-H al modo L.

Se implementa en PRETOR el criterio de densidad límite descrito por Borrás [TAC94] para descargas de berilio de JET, dado por la siguiente expresión

$$\langle n_e \rangle_{lim} = 12.3 \frac{\langle n_e \rangle_{vol}}{n_s} \left(\frac{P_{net}}{S_{sep}} \right)^{0.66} \frac{B_t^{0.33}}{(qR)^{0.06}} \quad (\text{Ec. 3.10})$$

donde n_s es la densidad en la separatriz y $\frac{\langle n_e \rangle_{vol}}{n_s} = 3.5$ [TAC94] para condiciones normales de ITER. (P_{net}/S_{sep}) es el flujo neto de potencia a través de la separatriz.

Se define el margen de densidad como la razón entre la densidad límite y la densidad media del plasma

$$M_n = \frac{\langle n_e \rangle_{lim}}{\langle n_e \rangle_{vol}} \quad (\text{Ec. 3.11})$$

Para los valores de operación de ITER en estado estacionario (tabla 3.15) su valor es de 1.53. Cuando su valor es menor que la unidad se produce una disrupción.

En la figura 3.11 se representa la evolución de la densidad límite y de la densidad media en el mismo escenario considerado anteriormente. La densidad electrónica disminuye más lentamente que la densidad límite y unos 16 segundos después de iniciar la interrupción de alimentación de combustible la densidad alcanza el valor límite provocando una disrupción que se debe evitar.

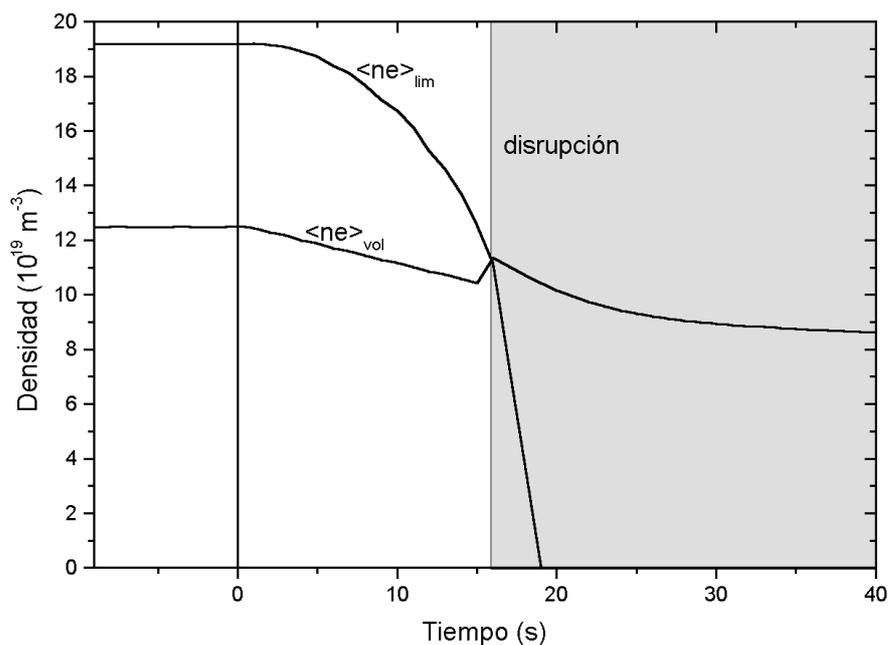


Figura 3.11 Evolución de la densidad durante la parada de emergencia de ITER. Se representa también la evolución de la densidad límite. Unos 16 segundos después de inicial la parada se produce una interrupción por límite de densidad.

Para evitar esta interrupción existen tres posibilidades:

- Utilización de eficiencias de extracción de partículas elevadas.
- Reducción de la fracción de tritio.
- Introducción del calentamiento adicional.

a) Funcionamiento a eficiencias de extracción de partículas elevadas

Aumentando la extracción de partículas por medio de las bombas del divertor se consigue que la densidad electrónica descienda más rápidamente. Se puede definir un valor crítico de la eficiencia de extracción como el valor mínimo que se necesita para que no se alcance el límite de densidad, de esta forma para valores mayores se garantiza que se evita la interrupción. Este valor crítico es del 4.7 % [VJA97], con este valor el estado estacionario de ITER en ignición tendría una densidad media de $8.9 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ y su temperatura sería de 14.5 keV.

Sin embargo trabajar con eficiencias elevadas no parece ser una buena solución ya que implica un estado estacionario con una densidad muy baja (figura 3.12) no compatible con el requerimiento de densidad mínima para la correcta operación del divertor. Además es tecnológicamente difícil obtener eficiencias de bombeo tan elevadas a densidad de plasma bajas.

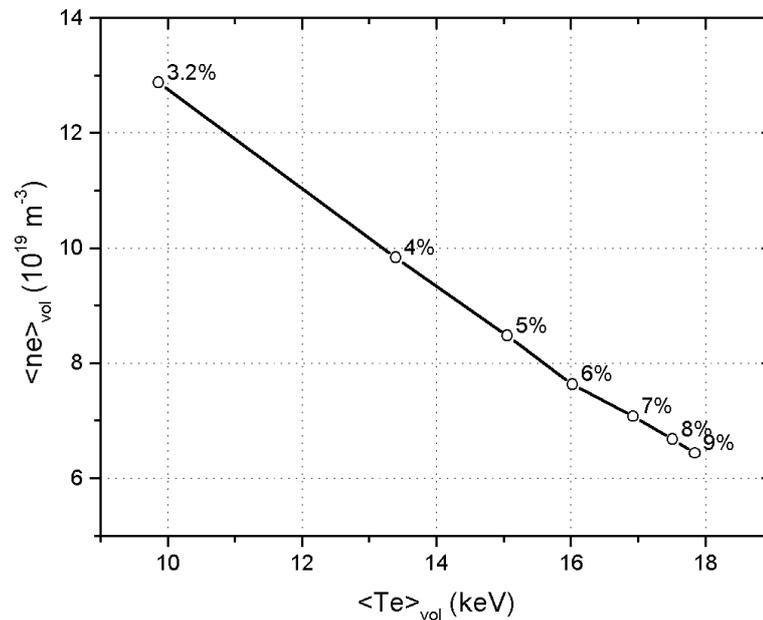


Figura 3.12 Valores de la densidad y temperatura medias correspondiente al estado estacionario de ITER con diferentes valores de la eficiencia de extracción de partículas.

b) Reducción de la fracción de tritio

Esta estrategia tiene importantes ventajas desde el punto de vista de seguridad pasiva. Para una proporción de tritio menor del 50% se necesitan plasmas más densos y más limpios para mantener los 1500 MW de potencia de fusión. Esto significa que ajustando la fracción de tritio se pueden conseguir valores razonables de la eficiencia de extracción crítica compatibles con las densidades necesarias para la operación del divertor.

c) Introducción de calentamiento adicional

El valor de la densidad límite depende del flujo de potencia a través de la separatriz (P_{net}/S_{sep}), en consecuencia, la inyección de potencia adicional permite aumentar la densidad límite y por lo tanto hace posible la parada de emergencia sin disrupción. Aunque esta estrategia tiene evidentes inconvenientes desde el punto de vista de seguridad pasiva, permite mantener sin variación el estado operacional propuesto para ITER con una densidad alta apropiada para la operación del divertor, por esto ha sido el método estudiado.

3.2.6 Parada de emergencia por corte de la alimentación de combustible asistida por inyección de potencia adicional

Se implementa la simulación de parada de emergencia por interrupción del suministro de combustible asumiendo las mismas hipótesis descritas en el apartado 3.2.4 pero en esta ocasión se introduce la inyección de potencia adicional por radiofrecuencia ion-ciclotrón con el fin de ampliar el límite de densidad y evitar una disrupción durante el transitorio. El perfil de deposición de la potencia se supone que se ajusta a una gaussiana (ecuación 2.61) centrada en el eje ($\rho_0 = 0$) y con un ancho $\Delta\rho_{RF} = 0.3$

Evidentemente ahora se alarga el tiempo característico de la parada, por este motivo es necesario optimizar esta potencia adicional de forma que se consiga parar el reactor sin disrupción de la forma más rápida posible y con la mínima inyección de potencia. Para ello se propone un *feed-back* de la potencia en función de la densidad dado por la siguiente expresión

$$P_{RF}^{TOT} = P_{max} \left(C_{prop} \varepsilon(t) + C_{dif} \frac{\varepsilon(t) - \varepsilon(t')}{\varepsilon(t)} \right) \quad (\text{Ec. 3.12})$$

donde P_{max} es la potencia máxima disponible, $P_{max} = 100$ MW. C_{prop} y C_{dif} son coeficientes de ajuste y $\varepsilon(t) = \langle n_e \rangle / \langle n_e \rangle_{lim}$ es la relación entre la densidad y la densidad límite.

La potencia auxiliar se empieza a suministrar después de la transición del modo-H al modo-L. En el modo-H la disminución de potencia es más lenta debido a su mejor confinamiento y un calentamiento en esta fase alargaría de forma significativa el tiempo de parada. Se toma como umbral de potencia para la transición H-L la expresión dada por la ecuación 3.8

En el instante que se detecta problemas de funcionamiento en el sistema de refrigeración debe interrumpirse automáticamente el sistema de alimentación de combustible y los sistemas de potencia auxiliar deben permanecer en espera hasta el instante que se produzca la transición modo H-L. Los demás sistemas deben funcionar normalmente en especial los sistemas de extracción de partículas.

En la figura 3.13 se muestra la evolución de la potencia alfa junto con la potencia auxiliar. La parada de emergencia se inicia en el instante ($t = 0$) y la potencia empieza a disminuir. A los 15 segundos se produce la transición H-L, instante en el cual se empieza a inyectar potencia adicional con un valor inicial de unos 47 MW que va aumentando a medida que la potencia de fusión va disminuyendo y la densidad va acercándose al valor límite. La potencia de fusión alcanza un valor de 150 MW (la mitad de la potencia nominal) a los 30 segundos y un valor de sólo 16 MW (5% de la inicial) a los 57 segundos. En cuanto a la potencia adicional, alcanza a los 55 segundos un valor máximo de 79 MW, inferior a la potencia instalada en ITER-DDR que es de 100 MW.

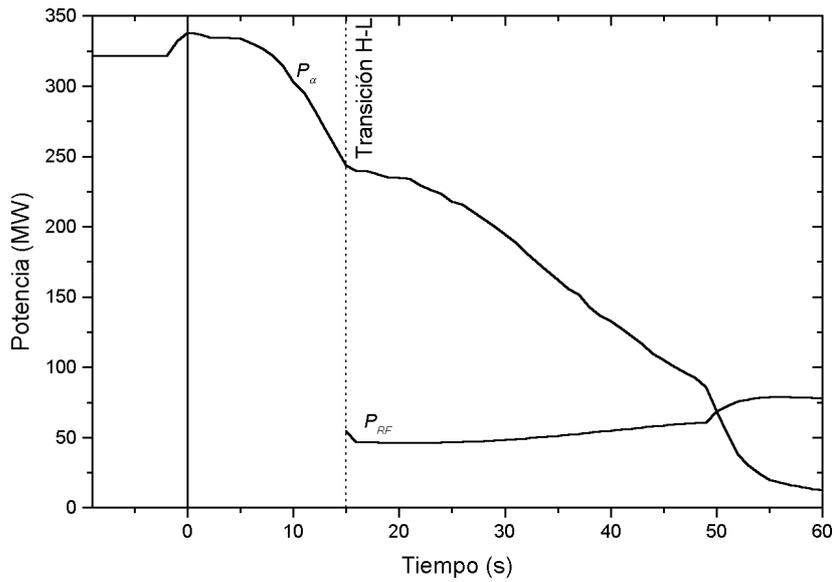


Figura 3.13 Evolución de la potencia alfa y la potencia auxiliar durante la parada de emergencia asistida por calentamiento adicional.

En la figura 3.14-a se representa la evolución de la densidad electrónica media comparándose con la densidad límite. Al inicio, la densidad límite disminuye más rápidamente que la densidad de electrones pero al inyectarse la potencia adicional el límite de densidad aumenta bruscamente. En la figura 3.14-b se representa el margen de densidad respecto de la densidad límite $M_n = \langle n_e \rangle / \langle n_e \rangle_{lim}$, se observa que su valor inicial es de 1.53 y alcanza su valor mínimo $M_n = 1.01$ a los 55 segundos. Los parámetros del plasma al inicio y al final de la parada de emergencia se recogen en la tabla 3.16.

Magnitud	Símbolo	estado estacionario	final (t=57 s)
Temperatura media (keV)	$\langle T_e \rangle_{vol}$	10	3.5
Densidad media (10^{19} m^{-3})	$\langle n_e \rangle_{vol}$	12.6	9.2
Z efectiva	Z_{eff}	1.5	1.6
Tiempo de confinamiento de la energía (s)	τ_E	6.1	4.2
Factor de seguridad	q_{95}	3.9	3.7
Energía del plasma (MJ)	W_{tot}	1.2×10^3	320
Potencia alfa (MW)	P_α	320	15
Potencia óhmica (MW)	P_Ω	1.3	6.9
Potencia ICRH (MW)	P_{RF}	0	78.8
Potencia radiada (MW)	P_{rad}	122	37.8
Potencia convectiva (MW)	P_{con}	199	84.1

Tabla 3.16 Comparación de los parámetros del plasma en ITER en el estado estacionario y a los 57 segundos después de iniciar la parada de emergencia.

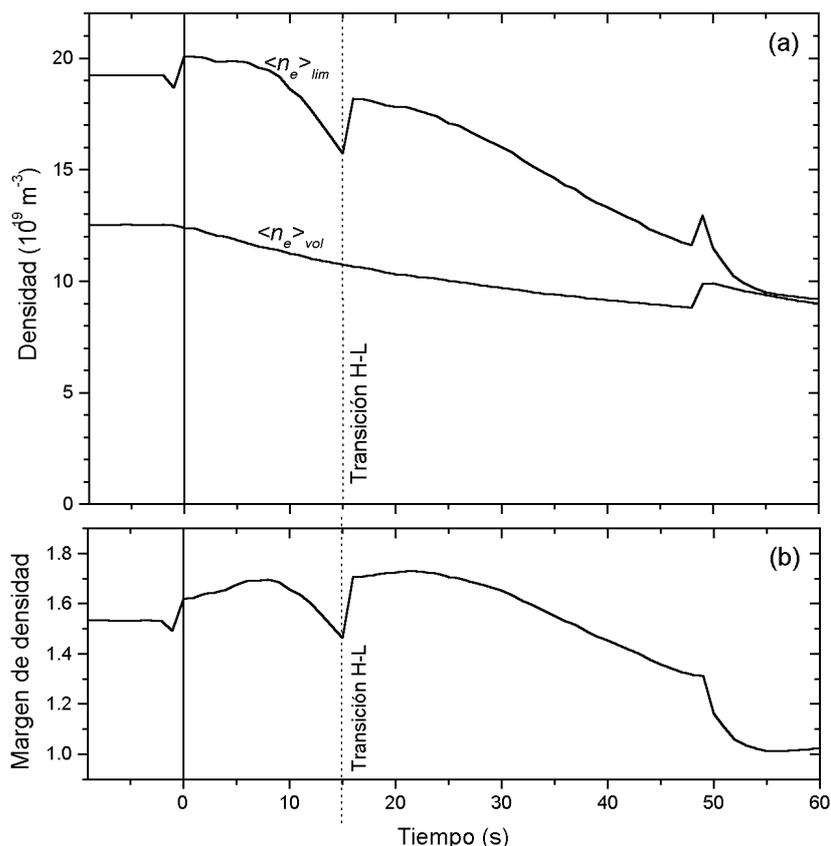


Figura 3.14 a) Evolución de la densidad media de electrones y de la densidad límite durante la parada de emergencia. b) Evolución del valor del margen de densidad.

Una vez comprobado que es factible implementar una parada rápida y segura de la producción de potencia en el plasma, se debe comprobar que no se superen los límites tecnológicos de los componentes de primera línea del plasma (PFC, *Plasma Facing Components*). Un estudio termohidráulico del sistema de refrigeración del divertor en el que se simula un accidente tipo LOFA con una parada de emergencia con la evolución de potencia dada por PRETOR demuestra que la temperatura máxima que alcanza la pared del divertor es de 380 °C, se evita la crisis térmica de las tuberías de refrigeración y la temperatura de la pared se mantiene muy por debajo de las temperaturas de fusión de las estructuras [FSV96].

3.2.7 Conclusiones

Se ha evaluado la viabilidad de implementar una parada de emergencia en ITER según las especificaciones correspondientes a ITER-DDR. Se han considerado diferentes estrategias: inyección de una pastilla de impurezas, consecución de una disrupción blanda e interrupción del suministro de combustible. Aunque desde el punto de vista de seguridad únicamente este último método presenta suficientes garantías de funcionamiento pasivo.

El código PRETOR se ha actualizado implementando la dependencia de la eficacia de extracción de partículas respecto de la densidad, el cálculo de la densidad límite y la transición del modo H al modo L del confinamiento.

Las primeras simulaciones confirman que el corte de suministro de combustible supone una rápida reducción de la potencia de fusión. Sin embargo el descenso de la densidad es más lento que la disminución del flujo de potencia a través de la separatriz provocando una disrupción al ser superado el límite de densidad. La inyección de potencia adicional por radiofrecuencia después de la transición del modo-H al modo-L, implementada con un sencillo *feeb-back* con la densidad, se muestra efectiva para evitar esta disrupción, manteniendo la densidad por debajo del valor límite. El tiempo de parada obtenido y la potencia liberada no supone un problema para los componentes de la primera línea de plasma.

La estrategia de parada implementada depende de la exactitud del scaling para el umbral de la transición entre el modo H y modo L del confinamiento. La expresión para el valor de la densidad límite también juega un papel importante. Finalmente la optimización del ciclo de feeb-back de la potencia auxiliar es un punto a desarrollar.