

ITER は実験装置であるので、ITER はダイバータ、リミタおよび第一壁のプラズマ対向機器を交換できる構造に設計している。少なくとも初期の運転期間においては、広い放電領域を確保することが不可欠であため、熱負荷の厳しいダイバータ・ターゲット部には CFC、荷電交換中性粒子束の大きいバッフル板およびドームにはタングステン、第一壁およびリミタにはベリリウムを採用する。将来、トリチウム吸蔵が少なく、プラズマ粒子による損耗の少ない、タングステンなどの高 Z 材をダイバータ・ターゲットや第一壁に使用する必要がある。現在のデータベースからの予測では、タングステンなどの高 Z 材料をダイバータ・ターゲットに用いると、ディスラプションに伴う熱負荷で溶融することは避けられない。一度溶融すると表面に凹凸が生じ、凸部に熱が集中して通常時でも溶融することが予測される。またタングステンなどの高 Z 材料を第一壁に用いると、ITB を伴う放電などでは、高 Z 不純物が中心に蓄積することが予想される。TEXTOR の実験結果を考慮すると、ITER のリミタに高 Z 材料を用いた場合、放電立ち上げ時のリミタ配位の間に、プラズマ中心に高 Z 不純物が蓄積する可能性がある。そこで、長期的にはディスラプションの対策、すなわちディスラプション予知法およびディスラプション緩和法をさらに開発して高 Z 材の溶融を防止し、さらにペレット入射などによる密度分布制御を行い、高 Z 不純物の蓄積を制御、または蓄積しないモードを選ぶことが求められる。このような R&D が進展すれば、または運転領域を工学試験用に限定することによって、高 Z 材をダイバータ・ターゲットや第一壁に使用することが可能になるだろう。

CFC 材をダイバータに用いると、炭化水素が形成され、壁に再付着するため、壁がトリチウムを吸蔵する。安全確保の観点から、真空容器内のトリチウムは 1kg 以下に維持する必要があり、350g 以下に保つことを目標として定めている。吸蔵されるトリチウムが 350 g に達するまでの 400MW 放電の回数は数十ショット程度と予測されている。ベリリウムが炭素に混合すると炭素の化学スパッタリングが大幅に低減する、という PISCES の報告もあり、正確な評価は今後の課題である。例えば ICRF を用いると 350g のトリチウムを除去するためには 10 日間程度を要すると予測される。もっともタイルの間隙などからの除去法は別に開発する必要がある。以上を考慮すると、トリチウムの吸蔵と除去のサイクルは初期の低フルーエンスの運転では許容できる範囲に入る可能性が高い。運転の効率化のためには、トリチウムの吸蔵率を下げ、効率よく除去する方法を開発する必要がある。