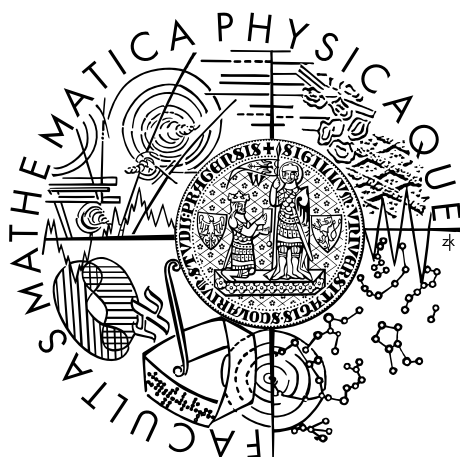


Univerzita Karlova v Praze
Matematicko-fyzikální fakulta

HABILITAČNÍ PRÁCE



RNDr. Radomír Pánek, Ph.D.

Studium okrajového plazmatu v tokamaku COMPASS

Fyzika - fyzika plazmatu

Praha 2016

Rád bych poděkoval a vyslovil uznání všem, bez nichž bych nedosáhl výsledků, které jsou prezentovány v této práci, především všem kolegům z oddělení Tokamak Ústavu fyziky plazmatu AV ČR. Jmenovitě bych chtěl poděkovat RNDr. Janu Stóckelovi, CSc. za cenné rady při přípravě této práce.

Rád bych také poděkoval mé ženě Petře za její podporu a pochopení, které mi umožnily tyto výsledky realizovat.

Obsah

Předmluva	3
1 Úvod do termonukleárního výzkumu	5
1.1 Úvod	5
1.2 Termonukleární reakce	5
1.3 Tokamaky	7
2 Udržení plazmatu v tokamaku	11
2.1 L-mód (mód s nízkým udržením)	14
2.2 H-mód (mód s vyšším udržením)	15
2.3 Okrajové plazma a jeho vliv na udržení plazmatu	16
2.4 Pedestal a Edge Localized Mode nestabilita	19
2.5 Connor-Wilson model pro ELMy	23
2.6 Struktura ELMu	24
2.7 Pokročilé scénáře (módy)	27
3 H-mode a jeho vlastnosti na tokamaku COMPASS	31
3.1 Tokamak COMPASS	31
3.2 Systém pro ohřev plazmatu	35
3.3 Pokročilá diagnostika pro analýzu H-módu a MHD nestabilit	37
3.3.1 High-Resolution Thomson scattering systém	38
3.3.2 Sondová diagnostika	38
3.3.3 Magnetická diagnostika	39
3.3.4 Rychlé kamery pracující ve viditelné oblasti spektra	39
3.4 Charakterizace H-modu v tokamaku COMPASS	40
3.4.1 Charakterizace H-módu	41
3.4.2 Charakterizace ELMů	43
3.5 Kvazikoherentní módy v H-módu	47
4 Závěr a perspektivy	53
Seznam použité literatury	55
Rejstřík základních používaných pojmů	63
Seznam komentovaných publikací	69
Příloha - Komentované publikace	71

Předmluva

Tato habilitační práce shrnuje poznatky a vědecké výsledky v oblasti udržení plazmatu v tokamacích, doprovodných plazmových nestabilit a kvazikoherentních módů, kterých jsem spolu se svými kolegy dosáhl během posledních deseti roků. Práce obsahuje původní experimentální výsledky získané na tokamaku COMPASS, který je provozován v Ústavu fyziky plazmatu AVČR (ÚFP). Tato velká výzkumná infrastruktura byla vybudována pod mým vedením v letech 2004-2009 s ambicí významně přispět právě k rozvoji ve výše zmíněných oblastech fyziky plazmatu a podílet se tím na řešení zásadních otázek projektu největšího mezinárodního tokamaku ITER. Proto tato práce obsahuje také základní popis infrastruktury COMPASS včetně unikátních a klíčových diagnostických systémů vyvinutých v ÚFP pro studium udržení plazmatu.

Práce je rozdělena do tří hlavních kapitol. V rámci první kapitoly je uveden základní popis problematiky výzkumu fúze a detailněji se věnuji popisu jak principu tokamaku, tak i současných klíčových problémů výzkumu v této oblasti.

V druhé kapitole je popsán současný stav znalostí v oblasti udržení plazmatu v tokamacích se zaměřením na režimy s tzv. vyšším a pokročilým udržením. Je zde uvedena jejich klasifikace stejně jako obecně uznávaná klasifikace doprovodných nestabilit v tokamacích. Dále je zde diskutován vliv okrajové oblasti plazmatu na jeho globální chování a parametry. Výklad je také podpořen teoretickým modelem okrajových nestabilit a výsledky jejich simulací ukazující na jejich filamentární strukturu.

Ve třetí kapitole se zaměřuji formou komentování mých publikací v impaktovaných vědeckých časopisech a rovněž na původní výsledky, které jsem získal ve spolupráci s kolegy z ÚFP i ze zahraničních pracovišť v této oblasti. Nejdřív se zaměřuji na popis projektu a realizace tokamaku COMPASS v ÚFP včetně dosažených parametrů a popisuji také vývoj nových diagnostických metod pro okrajové a přístěnné plazma využitých v těchto studiích. Poté je detailně uveden popis režimů s vyšším udržením, které jsme na COMPASSu dosáhli, včetně detailních měření vlastností okrajového plazmatu. Další část této kapitoly je věnována studiu doprovodných okrajových nestabilit - a to jak jejich klasifikaci dle obecně uznávaných kritérií, tak i detailnímu studiu jejich filamentární struktury. Poslední část této kapitoly shrnuje nové výsledky dosažené při studiu koherentních a kvazikoherentních módů v tokamaku COMPASS se zaměřením na ty módy vyskytující se v režimech s vyšším udržením.

Pro větší přehlednost textu je na závěr uveden rejstřík hlavních používaných odborných výrazů včetně jejich anglického překladu a stručného vysvětlení.

1. Úvod do termonukleárního výzkumu

1.1 Úvod

Většina celosvětové spotřeby energie je v současné době kryta tzv. fosilními palivy, jejichž zásoby se postupně vyčerpávají a mají také negativní vliv na klimatické podmínky, především produkcí skleníkových plynů. Z těchto důvodů se lidstvo snaží již několik desetiletí nalézt a vyvinout nový bezpečný zdroj energie, který by byl schopen výkonem nahradit fosilní paliva a přitom by byl přátelský k přírodnímu prostředí. Úsilí se soustředilo především na získání energie z atomového jádra, a to především pomocí štěpení jader těžkých prvků (uran, plutonium atd). Tato koncepce, ač komerčně zvládnutá a využívaná již od 50. let 20. století, s sebou nese kromě zřejmých výhod také nevýhody v podobě nebezpečí rozsáhlé jaderné havárie, produkci jaderného odpadu s dlouhým poločasem rozpadu a v neposlední řadě také vyčerpatelnost základního paliva – uranu 235. Navíc lidstvo postupně dochází k poznání, že ani velký počet nových, environmentálně atraktivních, udržitelných zdrojů energie nebude schopen během příštího století uspokojit stále se zvyšující poptávku na elektrickou energii.

Z těchto důvodů došlo v posledních desetiletích k nárůstu celosvětového zájmu o výzkumu jaderné syntézy. Srovnání ukazují, že fúze má mnoho atraktivních funkcí z hlediska bezpečnosti, zásoby paliva, a minimální poškození životního prostředí. Stejně důležitý je fakt, že by fúze měla poskytnout velké množství elektřiny nepřerušeně a spolehlivým způsobem a tím se stát jedním z hlavních zdrojů energie ve světě. Nicméně, produkce energie z jaderné syntézy má také své nevýhody, především to, že je zatím spojena s překonáním velmi složitých vědeckých a technologických problémů. Vědecká komunita zabývající se termonukleárním výzkumem hledá postupně jejich řešení s následným úkolem integrovat tato řešení do návrhu ekonomicky konkurenceschopné elektrárny.

1.2 Termonukleární reakce

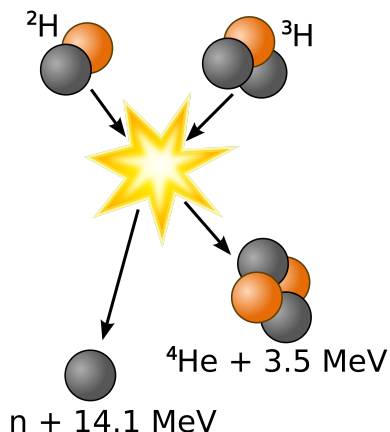
Termonukleární syntéza je proces, který zahrnuje slučování jader lehkých prvků, zejména vodíku (H) a jeho izotopů deuterium (D) a tricia (T) - viz obr. 1.1.. Termonukleární fúze vodíku je hlavní reakce, která pohání naše Slunce a ostatní hvězdy ve vesmíru.

Existují tři hlavní výhody energie z jaderné syntézy:

- Téměř nevyčerpatelná zásoba paliva
- Minimální vliv na životní prostředí
- Inherentní bezpečnost.

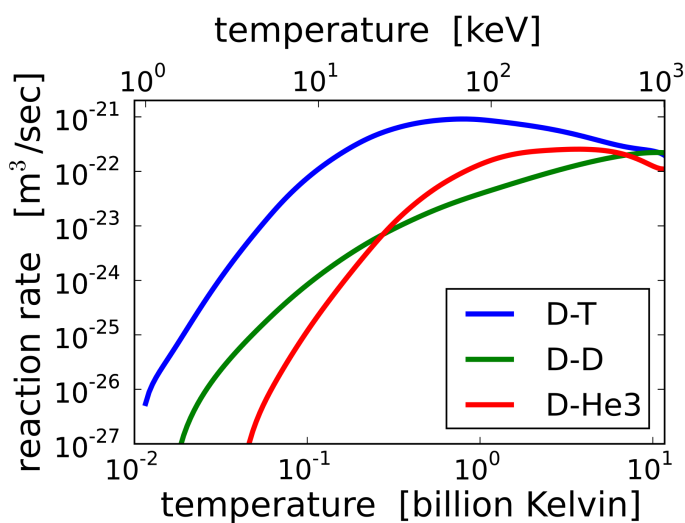
Směs deuteria a tricia bude využita v prvních typech termonukleárních reaktorů z důvodu nejvyššího účinného průřezu za realisticky dosažitelných parametrů

plazmatu – viz obr. 1.2. Produktem reakce bude neutron s energií 3,5 MeV a alfa částice s energií 14,1 MeV - viz rovnice 1.1.



Obrázek 1.1: Reakce slučování deuteria (^2H) a tritia (^3H)

Deuterium je přirozeně obsaženo ve vodě (1 atom deuteria na 6700 atomů vodíku), odkud ho lze lehce a levně extrahovat. Jeho zásoby při využití termonukleární reakce jakožto hlavního světové zdroje energie jsou odhadovány na dvě miliardy let. Tudíž zásoba paliva pro D-T reakci je dána především dostupným množstvím tricia. Nicméně, tritium je radioaktivní izotop s poločasem 12 let a nenachází se přirozeně na Zemi. V termonukleárním reaktoru bude získáván plozením z izotopů lithia Li^6 . Celkové zásoby paliva pro termonukleární fúzi založenou na D-T reakci jsou tedy dány světovou zásobou Li^6 . Geologické studie ukazují, že je na Zemi k dispozici Li^6 na dobu přibližně 20 000 let (za předpokladu konstantní celosvětové spotřeby energie).



Obrázek 1.2: Účinný průřez vybraných fúzních reakcí

Další výhodou termonukleární fúze je minimální dopad na životní prostředí. Fúzní reakce negeneruje CO₂ ani jiné skleníkové plyny. Výsledným produktem této reakce je helium, tudíž není produkován radioaktivní odpad. Nicméně D-T reakce produkuje vysoce energetické neutrony, které při průchodu tzv. první stěnou reaktoru aktivují její materiál. Při vhodné volbě materiálu však dojde k jeho deaktivaci za dobu kratší než 100 let od ukončení provozu reaktoru a poté může být materiál opět recyklován. Poslední velká výhoda spočívá v bezpečnosti. Na rozdíl od štěpného reaktoru, kam musí být zavezeno palivo na několik měsíců provozu, v případě termonukleární syntézy je palivo postupně přiváděno v malém množství do reaktoru podle potřeby. V každém časovém okamžiku je obsah paliva v termojaderné reaktor velmi malý. V případě ztráty kontroly nad plazmatem v reaktoru dojde k jeho pohybu směrem k první stěně reaktoru, o kterou se plazma prudce ochladí a velice rychle zanikne, aniž by způsobila vážnější problém.

Je tedy zřejmé, že potenciální výhody fúze z hlediska zásob paliva, vliv na životní prostředí a bezpečnost jsou vysoké. Hlavní nevýhody fúze zahrnují především zvládnutí nečekaně obtížných vědeckých a technologických problémů. Nicméně během 60 let výzkumu bylo dosaženo velkého pokroku při řešení vědeckých problémů týkajících se především fyziky plazmatu a velké úsilí se v současné době věnuje řešení souvisejících technologických problémů. Celosvětové úsilí v realizaci fúze jakožto zdroje energie vyústilo v mezinárodní dohodu o stavbě termojaderného reaktoru ITER. Tento projekt s rozpočtem 15 miliard Euro má již za cíl prokázat možnost téměř kontinuální produkce energie na principu jaderné syntézy a prokázat vyřešení komplexních technologických problémů.

1.3 Tokamaky

Základní podmínka pro zapálení termonukleární reakce je formulována v tzv. trojném produktu (triple product) $nT\tau_E$, který je obecnější verzí tzv. Lawsonova kritéria, a jehož výsledná hodnota musí být pro zapálení D-T fúzní reakce vyšší než

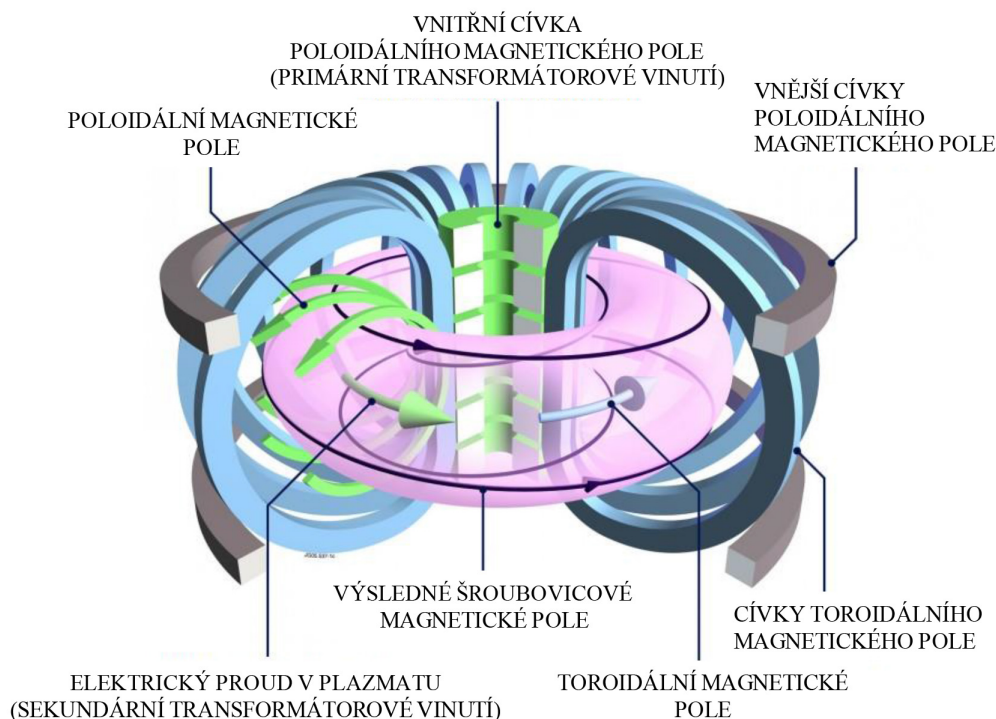
$$nT\tau_E \leq 3.3 \times 10^{21} m^{-3} keVs \quad (1.2)$$

kde n je hustota plazmatu, T teplota plazmatu a τ_E tzv. doba udržení energie v plazmatu. Tato podmínka odpovídá stavu, kdy při dané kvalitě udržení plazmatu je teplota udržována pouze ohřevem pomocí α -částic (produkt fúzní reakce) kompenzující veškeré tepelné ztráty. Tato událost se nazývá “zapálení” (ignition).

Snaha o dosažení kritéria dané hodnoty trojného produktu v pozemských podmínkách probíhá v několika základních směrech, kde každý z nich “pracuje” s jedním z členů v trojném produktu. Dva základní směry jsou tzv. “inerciální fúze” a tzv. “magnetické udržení”. Inerciální fúze je založena na stlačení terčíku z deuteria a tricia pomocí extrémně silných laserových svazků, čímž se dosáhne na krátký časový okamžik vysoké centrální hustoty a i přes relativně nízkou dobu udržení energie v takovém plazmatu dojde ke splnění Lawsonova kritéria a zapálení fúzní reakce. I přes značný pokrok v této oblasti výzkumu je v současné době

výrazně blíže využití fúzní reakce jakožto zdroje energie magnetické udržení.

Magnetické udržení využívá silné magnetické pole s vhodnou konfigurací siločar (nejčastěji v toroidální konfiguraci) k udržení nabitých částic, z kterých se plasma skládá. Nejpokročilejším konceptem jsou tzv. tokamaky (obr. 1.3).



Obrázek 1.3: Schématické znázornění principu tokamaku.

Výzkum tokamaků započal v 50. letech v Sovětském svazu a vzhledem k úspěchu této koncepce v udržení plazmatu se postupně rozšířil do celého světa. Cílem v oblasti tokamaků, resp. obecně v magnetickém udržení, je dosáhnout zapálení pomocí co nejvyšší doby udržení energie v plazmatu (několik sekund) a také vysoké teploty (10-20 keV).

Tokamak se skládá z vakuové nádoby prstencového tvaru, kolem které jsou umístěny tzv. toroidální magnetické cívky generující toroidální magnetické pole. Toto pole je paralelní vůči stěně magnetické komory, tudíž výrazně omezuje tok plazmatu na materiál komory a slouží k udržení a izolaci plazmatu. Z důvodu stability plazmatu a kompenzace $B \times \nabla B$ driftu je v tokamaku zavedena rotační transformace magnetických siločar. Ta se vytváří přidáním tzv. poloidální komponenty magnetického pole generované proudem, který protéká plazmatem. Proud plazmatem, které má nízký elektrický odpor, je vlečen pomocí transformátorového jevu, kdy závit plazmatu tvoří sekundární vinutí transformátoru. Proud v plazmatu také efektivně ohřívá plazma pomocí Joulova tepla uvolněného při průchodu elektrického proudu plazmatem. Odpor plazmatu je nicméně přibližně dán Spitzerovým vztahem

$$\eta = \frac{\pi e^2 m^{1/2} \ln \Lambda}{(4\pi\epsilon_0)^2 (k_B T_e)^{3/2}} \quad (1.3)$$

kde η je rezistivita plazmatu, T_e elektronová teplota, m hmotnost elektronu, ϵ_0 elektrická permitivita vakua, k_B Boltzmannova konstanta a $\ln \Lambda$ Coulombův logaritmus. Tato závislost ukazuje, že s rostoucí elektronovou teplotou ohřev pomocí vlečení proudu ztrácí účinnost a maximální dosažitelné teploty jsou výrazně nižší než teploty potřebné k zapálení termonukleární reakce.

Z tohoto důvodu bylo během posledních 50 let vyvinuto několik metod, pomocí kterých lze plazma ohřát na teploty až 30 keV. Metody lze rozdělit na tři základní:

1. Svazky vysokoenergetických atomů - Neutral Beam Injection heating (NBI)
2. Mikrovlnné systémy - Electron and Ion Cyclotron Resonant Heating (ECRH, ICRH)
3. Produkt fúzní reakce (α -částice)

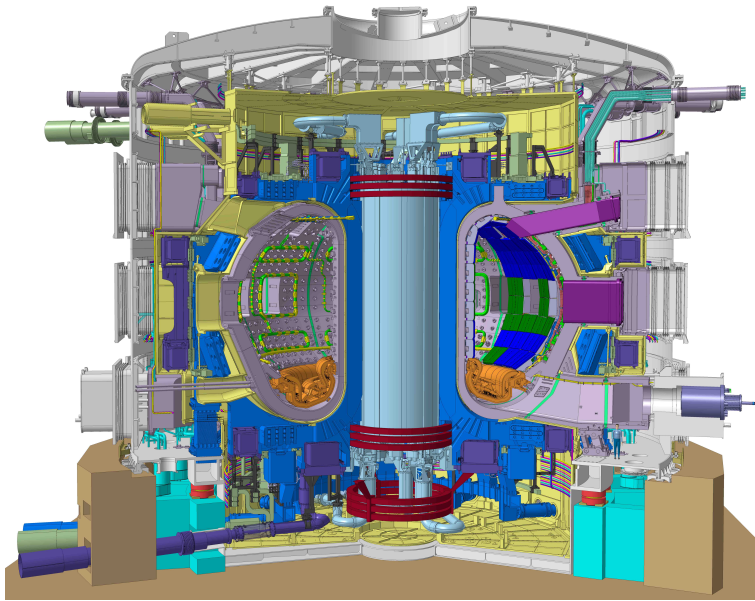
První dva systémy se široce využívají na současných tokamacích, zatímco třetí metoda – ohřev pomocí alfa částic bud využíván především v budoucím reaktoru po zapálení termonukleární reakce jako hlavní způsob, jak udržet plazma v „hořící“ fázi.

Druhým zásadním problémem v oblasti fyziky tokamaku je nalezení způsobu jak co nejlépe plazma udržet v magnetickém poli, tj. dosažení co nejvyšší doby udržení energie plazmatu τ_E definovanou

Zásadního pokroku v této oblasti bylo dosaženo počátkem 80. let, kdy byl na tokamak ASDEX objeven výbojový režim, kdy plazma náhle přešlo do režimu s přibližně dvojnásobnou dobou udržení energie z důvodu generace tzv. okrajové transportní bariéry, kde je výrazně potlačen radiální transport částic plazmatu. Nicméně tento režim je také doprovázen generací MHD nestabilit nazývanými Edge Localized Modes (ELMs), které jsou charakterizované periodickými výtrysky horkého plazmatu z oblasti transportní bariéry směrem ke stěně. Pro dnešní tokamaky nepředstavuje z hlediska životnosti první stěny tok energie spojený s těmito výtrysky zásadní problém, nicméně v budoucím reaktoru by již znamenaly významné riziko pro jejich životnost. Proto je v posledních letech věnováno velké úsilí na nalezení metody, která spolehlivě potlačí tyto nestability, ale přitom nezhorší udržení plazmatu a dokáže odvádět nečistoty z plazmatu ven. V současné době jsou hlavními kandidáty využití ergodizace magnetického pole na okraji plazmatu a buzení ELMů pomocí vstříkovaní zmražených kuliček (peletů) paliva s dostatečnou frekvencí.

Fyzikální podstata spontánního vytvoření okrajové transportní bariéry, následného přechodu plazmatu z módu s nižším udržením (L-mode) do módu s vyšším udržením (H-mode) a generací ELMů není nicméně dodnes objasněna a prokázána, přestože je zásadní pro extrapolaci provozních režimů pro budoucí reaktory.

Dalším a zásadním krokem na cestě k realizaci fúze jakožto zdroje energie je stavba mezinárodního tokamaku ITER (obr. 1.4). Tento tokamak má za cíl prokázat realizovatelnost a bezpečnost získávání energie z fúze s kladným výtěžkem energie ($Q = 10$)



Obrázek 1.4: Schématické zobrazení tokamaku ITER v kryostatu (převzato z www.iter.org).

H-mód je základní provozní režim uvažovaný pro tokamak ITER. Hlavní metoda používaná pro předpovídání výkonu tokamaku ITER ve svém hlavním režimu provozu, stabilním H-módu, je škálování globálního doby udržení energie. Empirické modely extrapolující dobu udržení energie predikují pro ITER hodnotu $\tau_E = 3.7$ s. Mód s vyšším udržením, H-mód, je charakterizován skokovým redukováním transportu energie a částic vlivem jevu v okrajovém plazmatu (pedestal) a to vede k následnému šíření tohoto efektu do centra plazmatu. Experimenty ukazují, že tento přechod vyžaduje určitou hodnotu dodatečného výkonu (prahový výkon). Hlavní přístup k projekci tohoto prahového výkonu pro budoucí velká zařízení je v současné době použití odvozených empirických formulí, v kterých je prahový výkon vyjádřen jako funkce globálních parametrů plazmatu a zařízení, protože není v současné době ještě k dispozici kvantitativní teorie. Zdokonalená a rozšířená databáze predikuje pro ITER práh výkonu potřebného pro přechod do H-módu přibližně 50 MW, což je hodnota u horní hranice maximálního dostupného dodatečného ohřevu, který bude přibližně 73 MW. Nicméně, chyba v extrapolaci hodnoty je přibližně 50% a současné experimenty naznačují, že je potřeba výkon až o 50% vyšší než je práh pro L-H přechod k dosažení kvalitního H-módu, tj. dostatečně kvalitní udržení plazmatu k dosažení požadovaných hodnot amplifikace výkonu. Z toho je zřejmé, že je v této oblasti nezbytný další výzkum, abychom pochopili fyzikální podstatu těchto jevů a mohli optimalizovat tento režim v budoucích reaktorech.

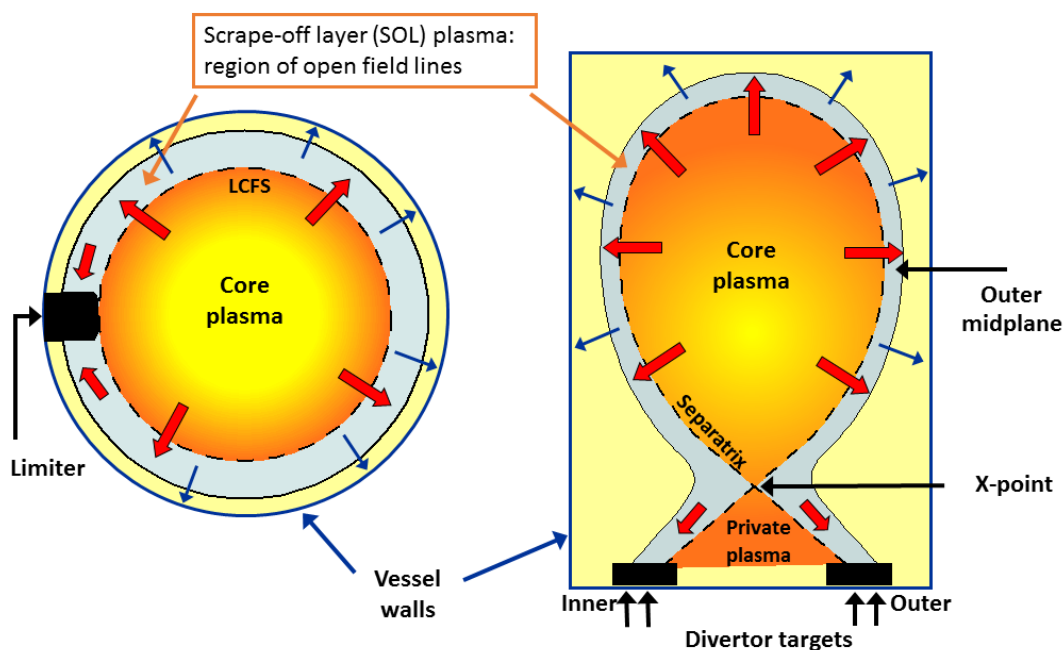
V posledních dekádách bylo mnoho problémů a překážek ve fúzním výzkumu vyřešeno a překonáno. I přesto zde však zůstává několik základních a principiálních fyzikálních problémů nevyřešeno a jejich pochopení je klíčové pro úspěšnou konstrukci budoucích tokamaků a reaktorů pro úspěšnou realizaci termonukleární fúze jako budoucího zdroje energie.

2. Udržení plazmatu v tokamaku

Transport částic a energie napříč magnetickými siločarami v tokamaku je řízen komplexními fyzikálními procesy. V důsledku srážek částic plazmatu rotujících okolo sousedních magnetických siločar dochází k výměně energie a tím dochází k přenosu tepla z horkého středu plazmatu ke studenému okraji. Tento princip se nazývá tzv. "klasický transport". V toroidální geometrii se navíc k rotaci částic kolem siločar přidává ještě tzv. banánová trajektorie částic, která je mnohem širší než gyrační dráhy. Proto je srážkový transport v torusu výrazně vyšší než klasický transport a je nazýván jako tzv. "neo-klasický transport". Vzhledem k tomu, že srážky jsou v plazmatu přítomné vždy, ideální udržení částic v tokamaku je dáno neo-klasickou úrovní. Nicméně intenzivní ohřev plazmatu vlečeným proudem a externími zdroji vede k nárůstu gradientu teploty v centrálním i okrajovém plazmatu. To je doprovázeno výrazným zhoršením udržení plazmatu v důsledku takzvaného "anomálního transportu". Ten je přibližně o víc než řád vyšší ve srovnání s neo-klasickým transportem a je způsoben turbulencí plazmatu, resp. $E \times B$ driftem částic plazmatu v potenciálových turbulentních strukturách. I přes veškeré úsilí věnované v posledních dekádách nalezení vhodného popisu těchto turbulentních jevů, neexistuje dosud model, který by dokázal popsat transport v celém tzv. poloidálním řezu plazmatem v tokamaku v souladu s experimentálními výsledky [1, 2]. Z důvodu neexistence takového modelu musí být experimentální zjištění kategorizováno podle empirických znaků režimů plazmatu jako „módy“ nebo „scénáře“ udržení plazmatu. Při přechodech plazmatu mezi jednotlivými režimy dochází většinou ke skokové změně parametrů plazmatu.

Až do 80. let minulého století byl základním operačním módem pro tokamaky tzv. mód s nižším udržením, neboli L-mód (Low-confinement mode). V tomto provozním režimu, obvykle podpořeným výrazným dodatečným ohřevem plazmatu, dominuje anomální transport v celém sloupci plazmatu. L-mód se nicméně vyznačuje tím, že s rostoucím dodatečným ohřevem klesá doba udržení energie v důsledku intenzivnější turbulence (a tím zvýšeného anomálního transportu). Toto nepříznivé škálování extrapolovalo budoucí fúzní reaktor s významným energetickým ziskem k nereálně velkým rozměrům.

Zásadním milníkem v historii výzkumu tokamaků bylo experimentální zjištění, že po přechodu z tzv. limiterové do divertorové konfigurace magnetického pole (obr. 2.1) a zvýšením dodatečného ohřevu plazmatu nad určitou prahovou hodnotu, dojde ke skokovému a výraznému zlepšení udržení ([3], [4]), a to v důsledku potlačení turbulence v okrajové oblasti. Vzhledem k tomu, že zlepšení udržení není globální, se oblast, v které dochází k potlačení turbulence, nazývá tzv. okrajovou transportní bariérou. Provozní režim se zlepšeným udržením plazmatu se nazývá režim s vysokým udržením nebo-li High-confinement mode (H-mode). V tomto režimu dochází uvnitř transportní bariéry k navýšení celého profilu tlaku plazmatu o hodnotu výšky tzv. pedestalu tlaku (oblast s vysokým gradientem tlaku), který se vytvoří v oblasti transportní bariéry. To má za následek typicky dvojnásobné zvýšení doby udržení energie v H-módu. V obr. 2.2 jsou zobrazeny charakteristické profily tlaku plazmatu pro L-mód a H-mód [5]. Důležité také je, že v H-módu není doba udržení nepřímo úměrná dodatečnému ohřevu plazmatu



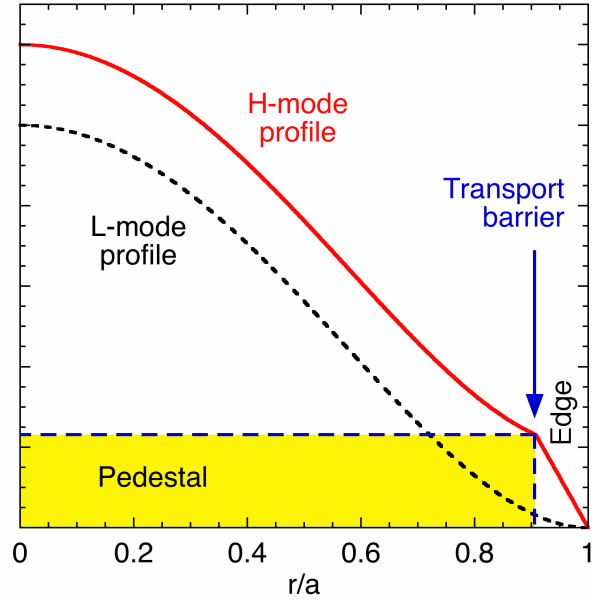
Obrázek 2.1: Schématické zobrazení limiterové (vlevo) a divertorové konfigurace (vpravo). V případě limiterové konfigurace je plazma limitováno přímou interakcí s materiálem kontaminujícím nicméně středové plazma. V divertorové konfiguraci je poslední uzavřený magnetický povrch definován magnetickou konfigurací a interakce s materiálem je tím oddálena od středového plazmatu.

na rozdíl od L-módu, což vede k výrazně optimističtějšímu škálování k budoucímu fúznímu reaktoru. Tento režim je často doprovázen kvaziperiodickou nestabilitou typu Edge Localized Mode (ELM), která bude detailně popsána v následující kapitole.

Celkový vliv podmínek v okrajovém plazmatu na obecné chování plazmatu a operační meze tokamaku byl prokázán v mnoha experimentech. Je prokázáno, že způsob pokrytí stěny vakuové komory má výrazný vliv na rozsah dosažitelných hustot plazmatu vlivem snížení obsahu kyslíku a eroze materiálu. Ukazuje se také, že ošetření stěn vakuové komory je vhodný prostředek k optimalizaci módu s vyšším udržením (e.g. Lithiové pelety v TFTR tokamaku [6]). Některé operační režimy (módy) byly přímo objeveny až po aplikaci nové metody pro ošetření stěny vakuové komory (VH-mód na DIII-D po pokrytí vnitřní stěny komory tokamaku tenkou vrstvou bóru [7]) nebo zavedení aktivní kontroly parametrů okrajového plazmatu (RI-mode v tokamaku TEXTOR generovaný pomocí vstřiku příměsí, které způsobují vznik radiačního pláště okolo plazmatu [8]).

Na druhou stranu bylo experimentálně zjištěno, že provozní režimy s optimálním odvodem energie a nečistot z okraje plazmatu nemusí být často optimální pro dosažení co nejvyššího udržení plazmatu v jeho centru. Právě tato nelineární vazba mezi okrajovým a centrálním plazmatem je považována v současné době za klíčový problém a je intenzivně experimentálně i teoreticky studována.

Pro budoucí fúzní reaktory je základním scénář pro udržení plazmatu v to-



Obrázek 2.2: Schématické zobrazení radiálního profilu tlaku plazmatu v L- a H-módu (převzato z Fusionwiki).

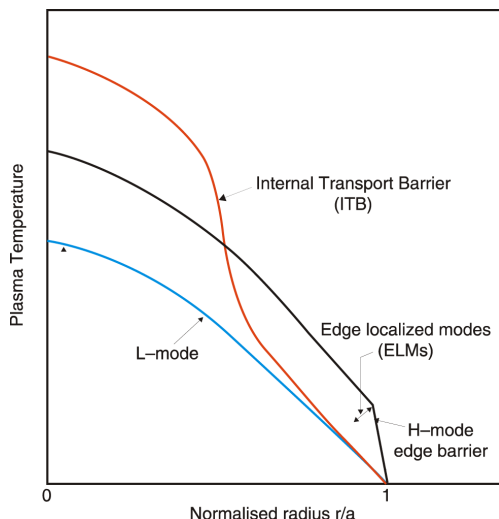
kamaku je H-mód s ELMy, tj. režim s vyšším udržení plazmatu a okrajovou transportní bariérou doprovázenou periodickými výtrysky částic a energie, které zajišťují kvazi-stacionární provoz bez akumulace nečistot a helia jakožto „odpadu“ z D-T reakce v centru plazmatu. Fyzikální principy přechodu z L- do H-módu a náhlé vytvoření okrajové transportní bariéry nejsou dodnes zcela pochopeny, není tudíž možné předpovídat pomocí numerických modelů parametry L-H přechodů i H-módu pro budoucí fúzní zařízení. Proto je extrapolace chování tohoto režimu k budoucím zařízením založena na experimentální „multi-machine“ databázi, kde je doba udržení energie charakterizována pomocí bezrozměrných fyzikálních a inženýrských parametrů (přístup aerodynamického tunelu) (např. [9]). ITER je projektován s částečným využitím těchto empirických škálování.

Nedávno byly objeveny nové, alternativní koncepty udržení plazmatu v tokamaku, které se nyní detailně zkoumají. Nejvýznamnější se jeví ty koncepty, které nezávisí na induktivním vlečení proudu v plazmatu a jsou spojeny s negativním nebo nulovým stříhem magnetických siločar. Stříh magnetických siločar popisuje změnu šroubovicově zakroucené siločáry v závislosti na malém poloměru a definované jako

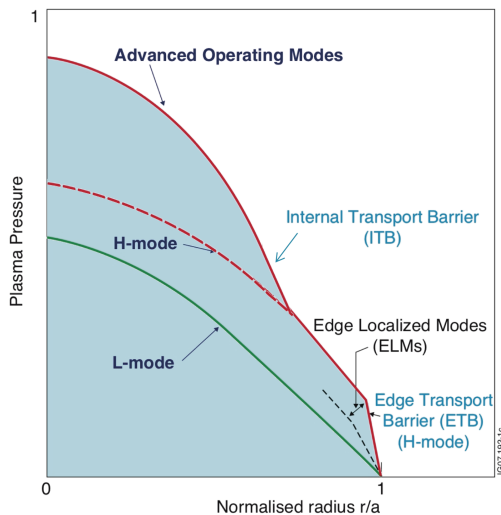
$$S = (r/q)(dq/dr), \quad (2.1)$$

kde q je zásoba stability (safety factor). Tento radiální průběh zásoby stability vede ke generaci tzv. interní transportní bariéry (ITB) v centru plazmatu (přibližně v oblasti $r = 0.5a$), která způsobí výrazné zlepšení udržení plazmatu – typicky 2-3 krát vzhledem k H-mód režimům s ELMy (viz 2.3). Stejně tak vede interní transportní bariéra k nárůstu stability plazmatu, tj. zvýšení normalizovaného tlaku plazmatu β_N . Tyto provozní scénáře jsou nazývány „pokročilé koncepty tokamaku“ („advanced tokamak concepts“) a otevírají cestu ke kompak-

ním a stacionárním elektrárnám na principu tokamaku [10, 11]. Tento scénář je také uvažován jako druhý scénář pro ITER pro prokázání stacionárního provozu s $Q = 5$ za pomoci kombinace vlečení proudu externímu systémy a také využitím tzv. „bootstrap“ proudu. V poslední době je také zkoumán tzv. pokročilý H-mód [12], který kombinuje výhody obou dříve zmíněných scénářů – externí a interní transportní bariéry (obr. 2.4).



Obrázek 2.3: Schématické zobrazení radiálního profilu tlaku plazmatu s interní transportní bariérou (ITB).



Obrázek 2.4: Schématické zobrazení radiálního profilu tlaku plazmatu v tzv. pokročilém H-módu.

Nicméně, stacionární provoz fúzního zařízení musí být kompatibilní také s řešením mnoha souvisejících problémů, jako je například odvod helia, odvod energie, problematika eroze materiálu působením toku plazmatu atd. Okrajové plazma hraje v této problematice obzvláště důležitou roli – na jednu stranu fyzikální procesy v okrajovém plazmatu řídí odvod energie a částic z plazmatu a erozivní působení plazmatu na materiál první stěny, na druhou stranu okrajové plazma ovlivňuje zásadním způsobem globální chování plazmatu.

2.1 L-mód (mód s nízkým udržením)

L-mód reprezentuje základní mód provozu tokamaků, v kterém je ohmický ohřev plazmatu doplněn aplikací externího ohřevu (NBI nebo mikrovlnný ohřev) s cílem zlepšit parametry plazmatu. Typickým znakem tohoto módu je existence periodických náhlých poklesů centrální teploty, hustoty a změny proudového profilu způsobených tzv pilovou nestabilitou („sawteeth instability“). Ta je způsobena formováním helikálního $m=1/n=1$ módu, který způsobuje zploštění profilu uvnitř oblasti definované jako $q \leq 1$ [13]. Přestože pilová nestabilita snižuje globálně udržení plazmatu, má pozitivní vliv na odvod nečistot z centra plazmatu. Nicméně první výsledky z konce 70. let byly poměrně znepokojivé, protože se ukázalo, že doba udržení energie τ_E v tomto režimu výrazně klesá s dodávaným vnějším výkonem. Analýzou výsledků z několika tokamaků odvodil R. Goldston [14] škálovací formuli pro dobu udržení energie, která má tvar

$$\tau_E = 0.037 R^{1.75} a^{-0.37} \kappa^{0.5} I P^{-0.5} \quad [s] \quad (2.2)$$

kde a je malý poloměr tokamaku, κ je elongace plazmatu, I proud plazmatem v MA a P v MW je výkon dodávaný do plazmatu.

Toto škálování bylo po spuštění velkých tokamaků upřesněno, aby umožnilo škálování směrem k tehdy navrhovanému tokamaku ITER, a má tento tvar

$$\tau_E^{ITER89-P} = 0.048 \frac{I^{0.85} R^{1.2} a^{0.3} \kappa^{0.5} (n/10^{20})^{0.1} B^{0.2} A^{0.5}}{P^{0.5}} \quad [s] \quad (2.3)$$

Toto škálování extrapolované k budoucí fúzní elektrárně ale vede k nerealistickým rozměrům a parametrům takového tokamaku. Nicméně počátkem 80. let došlo k objevení nového perspektivního provozního režimu s výrazně zlepšenými parametry plazmatu popsány v následující kapitole.

2.2 H-mód (mód s vyšším udržením)

Tento mód byl poprvé pozorován na tokamaku ASDEX [3] počátkem 80. let a později také na několika dalších tokamacích s divertorovou konfigurací. Je pro něj charakteristické přibližně dvojnásobné zvýšení udržení plazmatu oproti L-módu. Experimentálně bylo zjištěno, že přechod z L-módu do H-módu nastává poté, co výkon použitý k ohřevu plazmatu překoná určitou prahovou hodnotu, jejíž velikost můžeme dodnes predikovat pouze pomocí škálovacích výrazů jako například

$$P_{th} = 1.38 (n/10^{20})^{0.77} B^{0.92} R^{1.23} a^{0.76} \quad [MW] \quad (2.4)$$

H-mód je charakterizován existencí transportní bariéry, která se vybuduje v okrajovém plazmatu v blízkosti separatrix a tvořena vysokou hodnotou gradientu tlaku plazmatu. Pokud dojde k překročení určitého kritické hodnoty gradientu tlaku plazmatu, nastanou vhodné podmínky pro rozvoj MHD nestability okrajové lokalizované nestability (ELMs), které redukují gradient tlaku zpět pod kritickou hodnotu. Tato redukce je způsobena periodickými výtrysky energie a částic z této oblasti plazmatu směrem na stěnu.

H-mód bez nestabilit typu ELM (tzv. ELM-free H-mode) je v podstatě pouze přechodný stav plazmatu, protože obvykle vede k nekontrolovanému nárůstu hustoty plazmatu a také nárůstu koncentrace nečistot v centru plazmatu. Oba tyto procesy vedou následně buď zpět k přechodu do L-módu (tzv. H-L přechod) a nebo tzv. disrupci plazmatu, tj. nekontrolovanému a náhlému zániku plazmatu. Na druhou stranu H-mód doprovázený nestabilitou ELM můžeme považovat za kvazi-stacionární režim, protože tato nestabilita umožní udržet kontrolu jak nad hustotou plazmatu, tak i nad koncentrací atomů nečistot (uhlík, wolfram, železo atd.).

Doba udržení energie v H-módu s ELMy je typicky přibližně dvakrát vyšší než v L-módu a je daná například tímto škálováním

$$\tau_E^{IPB89(y,2)} = 0.145 \frac{I^{0.93} R^{1.39} a^{0.58} \kappa^{0.78} (n/10^{20})^{0.41} B^{0.15} A^{0.19}}{P^{0.69}} \quad [s] \quad (2.5)$$

Udržení v H-módu je často vztaženo k udržení v L-módu pomocí tzv. H faktoru, který je dán vztahem

$$H = \frac{\tau_E}{\tau_E^L} \quad (2.6)$$

kde τ_E^L je doba udržení daná škálováním pro L-mód (2.3). Faktor H je typicky roven 2 v H-módu, při přítomnosti ELMů se snižuje.

Nicméně v poslední době byly experimentálně objeveny na některých zařízeních nové „stacionární“ režimy H-módu bez ELMů, kde lze hustotu kontrolovat pomocí jiného typu MHD fluktuací způsobujících transport částic napříč transportní bariérou („Enhanced D α mode“ na Alcator C-mod [15], “Quiescent H-mode” na tokamaku DIII-D [16]). V těchto případech se tedy lze vyhnout velkým ELMům, které s sebou odnášejí vysokou energii a jsou tedy potenciálně nebezpečné pro první stěnu a divertor budoucích fúzních zařízení. I přes objev těchto pravděpodobně perspektivních scénářů, standardní H-mód s ELMy nadále zůstává hlavním kandidátem na základní operační režim budoucích fúzních zařízení.

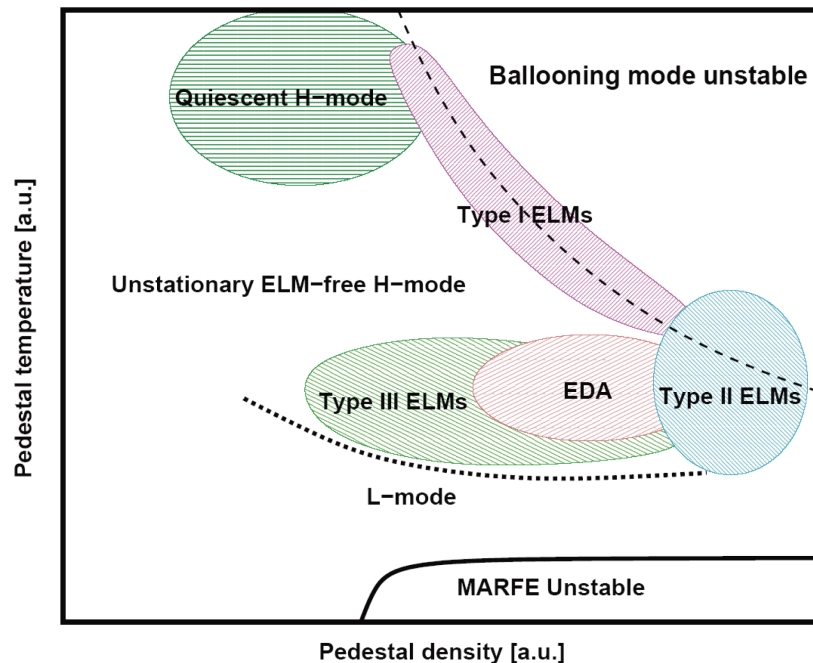
Kvalita udržení plazmatu v H-módu, a tím pádem také amplifikační faktor Q, závisí výrazně jednak na frekvenci ELMů, ale také na tzv. výšce pedestalu (tj. hodnotě teploty, hustoty, tlaku plazmatu na vrcholu okrajové transportní bariéry). Z toho je zřejmé, že podmínky na okraji plazmatu mají přímý vliv na globální udržení plazmatu a proto je nutné se věnovat detailnímu pochopení fyzikálních procesů probíhající v této oblasti.

2.3 Okrajové plazma a jeho vliv na udržení plazmatu

Důkaz vlivu parametrů okrajového plazmatu na kvalitu jeho udržení byla prokázána již při prvních experimentech s generací H-módu na tokamaku ASDEX [17]. Ukázalo se, že pečlivé ošetření stěny vakuové komory a povrchu divertorových a limiterových desek způsobuje nižší recyklaci (low recycling) atomů na nich a je tedy nezbytnou podmínkou pro dosažení H-módu. Narůst hustoty neutrálních atomů v okrajovém plazmatu díky vysoké recyklaci na stěnách komory je totiž odpovědný za zhoršování udržení. Vzhledem k nedostatku informací o fyzikálních procesech v oblasti okrajového plazmatu a pedestalu byly podmínky pro přechod do H-módu dlouhá léta popisovány pomocí globálních parametrů plazmatu a experimentálního zařízení. S využitím škálovacích postupů přes existující zařízení byla vytvořena rozsáhlá databáze definující podmínky pro L-H přechod (například [18]) a extrapolující hodnoty výkonu potřebného pro dosažení H-módu na tokamak ITER. Nicméně tato extrapolace je zatížena vysokou chybou a její předpověď pro ITER ($P_{th} \approx 50$ MW) nedává přesvědčivou jistotu, že ITER bude s dostupným dodatečným ohřevem ($P_{aux}^{tot} \approx 70$ MW) schopen dosáhnout kvalitního

H-módu. Bez detailního pochopení fyzikálních procesů způsobujících L-H přechod nelze s určitostí zajistit extrapolaci provozních režimů k dalším budoucím zařízením jako například tokamaku DEMO a snížit tím energetickou náročnost dosažení L-H přechodu.

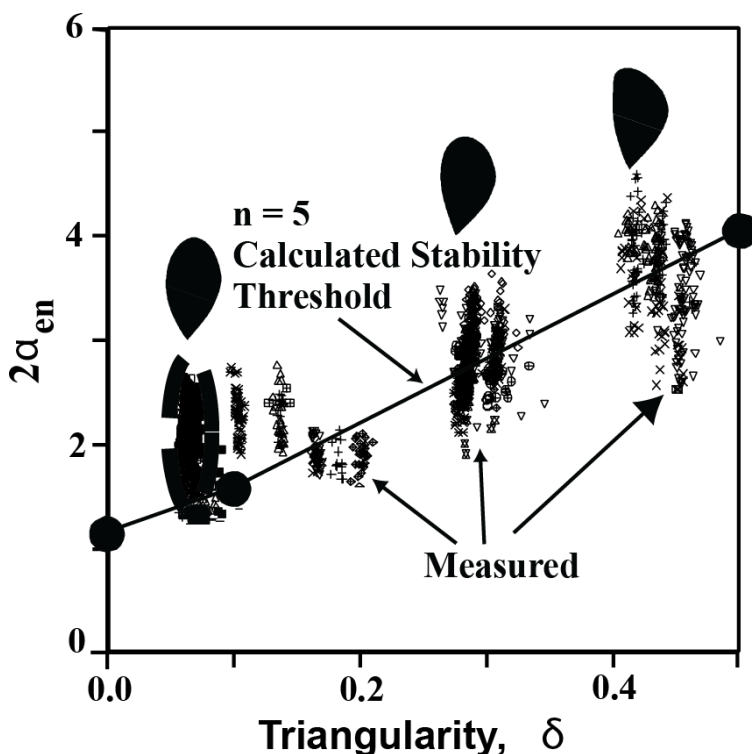
Detailní pohled do dějů v okrajovém plazmatu a v oblasti pedestalu je v posledních letech již částečně možný díky rychlému rozvoji nových diagnostických metod s vysokým prostorovým a časovým rozlišením a také díky novým technologiím. Na tomto základě je nyní již možné částečně popsat operační oblasti pro H-mód na základě lokálních parametrů. Obrázek 2.5 ukazuje příklad operačního diagramu pro okrajové plazma v tokamaku ASDEX Upgrade [19] v závislosti na elektronové teplotě a hustotě na vrcholu pedestalu za předpokladu přibližně totožných elektronových a iontových teplot a hustot.



Obrázek 2.5: Operační diagram režimů pro tokamak ASDEX-Upgrade v prostoru teploty a hustoty plazmatu na vrcholu pedestalu. Konkrétní hodnoty teploty a hustoty se mohou lišit mezi jednotlivými zařízeními, stejně tak další faktory jako je tvar plazmatu atd. mohou ovlivnit přechod mezi jednotlivými režimy (převzato z [19]).

V operačním diagramu se nachází několik základních hranic. Limita pro růst gradientu tlaku vedoucího ke generaci tzv. H-módu s ELMy Typu I (podrobnější kategorizace bude ukázána v následující kapitole) je dána MHD stabilitou vzhledem ke generaci tzv. "ballooning/kink (peeling)" módům (např. [20]). V modelech popisujících tyto nestability se bere v úvahu gradient tlaku a profil proudu v okrajovém plazmatu jakožto hnací síla pro MHD nestability. Experimentálně bylo prokázáno, že v H-módu s ELMy Typu I je hodnota gradientu tlaku blízká této limitě. Kromě možnosti generace vyššího proudu v plazmatu existuje také další způsob jak zvýšit MHD limit, a to je vytvarovat plasma ve svém poloidálním řezu do tvaru s vyšší triangularitou δ , tj. více podobné písmenu "D". V takovém

případě se delší část magnetické siločáry bude nacházet v oblasti s “dobrým zakřivením” (favourable curvature), tj. v tzv. High-field-side (HFS) oblasti, kde jsou gradienty tlaku plazmatu a magnetického pole antiparalelní. S rostoucí triangularitou plazmatu δ tedy výrazně roste hodnota kritického gradientu tlaku [21], jak je ukázáno v obr. 2.6. Gradient tlaku na okraji plazmatu normalizovaný na první mez “balooning” stability a numerický výpočet MHD stability jsou zde znázorněny jako funkce průměrné triangularity δ pro experiment DIII-D. Při vysoké triangularitě experiment i modelování ukazují přechod plazmatu do tzv. “druhé oblasti stability”, který je možný pouze v plazmatu s výrazně nekruhovým průřezem magnetických ploch [22].



Obrázek 2.6: Kritický gradient tlaku α na okraji plazmatu jako funkce průměrné triangularity δ na tokamaku DIII-D (upraveno z [21]).

Druhá významná hranice v diagramu stability (obr. 2.6) je hranice L-H přechodu, která musí být překročena při přechodu do H-módu. Experimentální pozorování na tokamaku ASDEX-Upgrade ukázalo existenci minimální potřebné teploty na okraji plazmatu pro L-H přechod. To bylo poté potvrzeno také na jiných zařízeních a vyústilo na základě těchto pozorování v sestavení škálovací formule pro kritickou teplotu [18].

Kritická teplota okrajového plazmatu pro L-H přechod je spojována s existencí minimální teploty nutné ke stabilizaci driftových Alfvénovských vln, které jsou odpovědné za anomální transport elektronů v okrajovém plazmatu [23, 24]. Nicméně přesnost měření lokálních parametrů v okrajovém plazmatu není zatím na většině zařízení dostatečně vysoká na to, aby bylo možné spolehlivě vyloučit možnost, že důležitou roli v L-H přechodu nehrají také jiné plazmové nestability.

Hranice mezi tzv. ELM-free módem a H-módem s ELMy Typu III je také

definována charakteristickou teplotou, protože ELMy Typu III jsou přisuzovány tzv. "peeling" nestabilitě [25], tj. nestabilitě vlečené proudem.

Poslední hranice v diagramu stability je dána vývojem termální nestability okrajového plazmatu - MARFE [26], které zpravidla vedou ke zvýšenému lokálnímu vyzařování energie, následnému ochlazení plazmatu a ukončení výboje disrupcí, pokud se sníží teplota plazmatu příliš. To může nastat například v důsledku příliš vysoké hustoty plazmatu při jeho nedostatečném ohřevu a nebo nárůstem hustoty nečistot v plazmatu.

V režimu H-módu je globální udržení plazmatu dáno výškou pedestalu, protože teplota na okraji plazmatu (na vrcholu pedestalu) určuje transport energie ve středu plazmatu. Tento jev je způsoben tzv. pevností ("stiffness") profilu teploty, což znamená, že teplota ve středu plazmatu je úměrná teplotě na okraji.

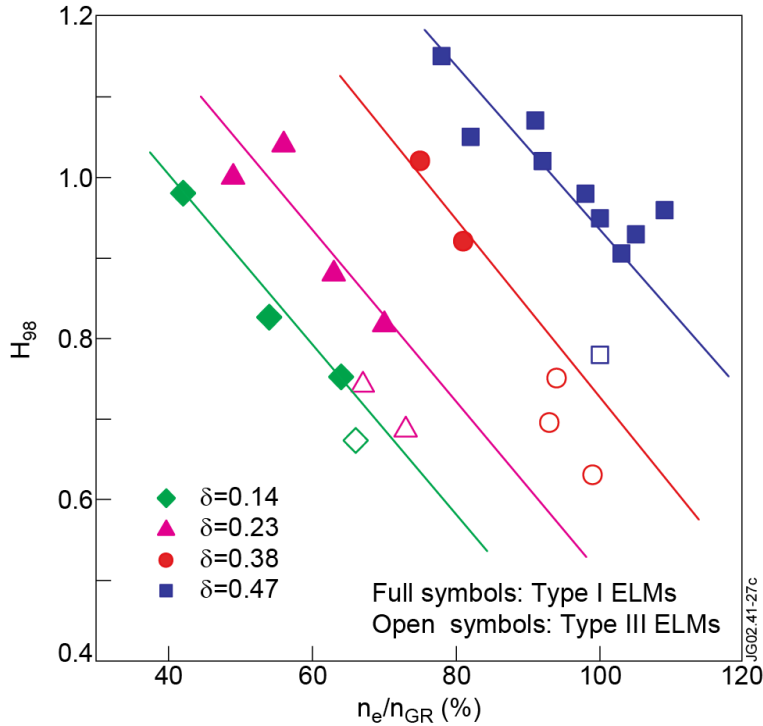
Z provozních důvodů je nejvýhodnější H-mód s ELMy při vyšších hustotách, nicméně poměrně úzká oblast mezi limitou pro MHD stabilitu a zpětným přechodem do L-módu vyžaduje přesnou kontrolu dodatečného ohřevu a přísunu paliva. Navíc se ukazuje, že globální udržení se zhoršuje směrem do vyšších hustot plazmatu, kde převažují ELMy Typu III.

Nedávné experimenty ale ukazují, že je možné dosáhnout vysokého udržení energie při vyšších hustotách pomocí zvýšené triangularity plazmatu. Vyšší triangularita δ způsobí zvýšení limity stability plazmatu, jak bylo již diskutováno dříve, což znamená, že při vyšší hustotě lze udržet režim s ELMy Typu I [27, 28], tj. s vyšším udržením plazmatu. Tento jev je demonstrován v obr. 2.7. kde je vykreslena doba udržení energie normalizovaná na ELM H-mód škálování (IPB98(y,2)) jako funkce Greenwaldova čísla [29]), tj. hustoty plazmatu normalizované na maximální empiricky dosažitelnou hustotu plazmatu při daných parametrech (Greenwaldova hustota). Je z něj vidět, že se udržení plazmatu zvyšuje s rostoucí triangularitou. I přesto ale dochází k degradaci udržení s rostoucí hustotou a to až do bodu, kde jsou ELMy Typu I nahrazeny Typem III.

Za určitých podmínek, především při vyšší zásobě stability q na okraji plazmatu, byl objeven nový režim s malými ELMy (ELMy Typu II) ([30, 31]), které jsou připisovány MHD módům s vysokým n číslem s velice úzkým radiálním rozsahem [25]. Tento režim je potenciálně zajímavý pro budoucí reaktory, protože v sobě skloubí dobré udržení plazmatu a malé ELMy, které nejsou nebezpečné pro první stěnu reaktoru. Nicméně extrapolace tohoto režimu je zatím nejasná, proto se v posledních letech klade důraz především na nalezení mechanismu pro aktivní potlačení ELMů Typu I při zachování vysoké kvality udržení plazmatu, ale dostatečného odvodu nečistot.

2.4 Pedestal a Edge Localized Mode nestabilita

Jak bylo popsáno v předchozí kapitole, v důsledku bifurkace plazmatu dojde po překročení prahového výkonu dodávaného do plazmatu ke změně jeho stavu na mód s tzv. vyšším udržením - H-mód. Ten je způsoben vytvořením transportní bariéry v okrajovém plazmatu, ke je silně potlačen transport částic napříč magnetickým polem a vybudován vysoký gradient tlaku plazmatu. Tato oblast je nazývána tzv. pedestal. Zatímco vytvoření této transportní bariéry má pozitivní



Obrázek 2.7: Faktor kvality udržení plazmatu H_{98} v závislosti na hustotě plazmatu podél chordy normované na Greenwaldovu hustotu pro různé triangularity (převzato z [27]).

efekt na udržení plazmatu, které se zvýší až dvojnásobně, je často doprovázeno periodickými radiálními výtrysky energie a částic z oblasti pedestalu směrem na stěnu tokamaku - ELMy [32, 20, 33].

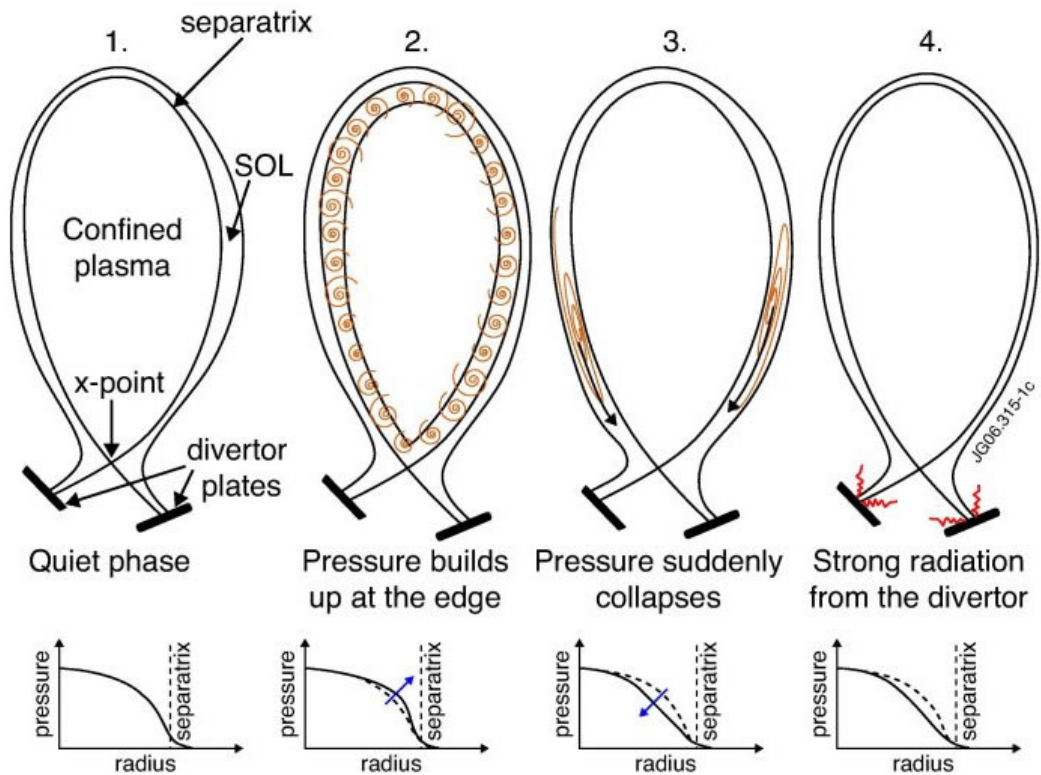
Zatímco pro současné tokamaky jsou tyto nestability typu ELM tolerovatelné z pohledu tepelné zátěže první stěny a divertoru, pro ITER a budoucí reaktory již ELMy představují riziko, které je nutné eliminovat nebo potlačit [34]. Abychom byli toho schopni, je nutné pochopit fyzikální podstatu ELMů.

Experimentálně je ELM detekován především pomocí pozorování emise spektrální čáry D_α , nejlépe z oblasti divertoru poblíž tzv. “strike points”. Tato emise je výsledkem interakce elektronů přicházejících během ELMů z centra plazmatu přes separatrix a pohybujících se následně podél otevřených magnetických siločar v tzv. Scrape-Off-Layer (SOL) směrem k divertoru, kde interagují s atomy. Stejně tak k této emisi přispívají také ionty, které dorazí vzhledem k jejich vyšší hmotnosti do oblasti divertoru později. Následně buď vyráží další atomy z materiálu divertoru a nebo se sami neutralizují. Během ELMu dochází v důsledku výše zmíněného jevu k prudkému nárůstu D_α emise a jak se ELM postupně radiálně posouvá směrem ke stěně, ubývá dopadajících částic a signál D_α emise postupně klesá.

ELMy jsou periodické výtrysky plazmatu a vzhledem k jejich periodicitě je možné popsat jeden cyklus ELMu a zobecnit pozorování tohoto fenoménu. ELM je generovaný zhroucením pedestalu, který překročí kritický gradient tlaku plazmatu a způsobí radiální výtrysk části plazmatu. Toto zhroucení pedestalu, resp. nárůst ELMu nastane během několika stovek mikrosekund, což je výrazně

kratší perioda, než je charakteristická doba mezi dvěma po sobě následujícími ELMy. Schématický popis cyklu ELMu je znázorněn v obrázku 2.9, kde je zobrazen poloidální řez plazmatem, radiální profil tlaku plazmatu a D_α signál z oblasti divertoru ve čtyřech časových okamžicích. První sloupec ukazuje situaci před zhroucením pedestalu a generací ELMu, kde je plazma stabilní a v oblasti okrajového plazmatu je vytvořena okrajovou transportní bariérou strmý gradient tlaku. Druhý sloupec ukazuje počátek ELMu, kdy gradient tlaku plazmatu překročil kritickou hodnotu pro stabilitu plazmatu. Následně je generována nestabilita, která může být vlečená buď tlakem a nebo následně proudem v plazmatu generovaným v oblasti velkého gradient tlaku (bootstrap proud).

S nástupem nestability dochází k degradaci udržení plazmatu na okraji sloupce a plasma teče podél otevřených siločar směrem k divertoru, jak je znázorněno na třetím sloupci. Jakmile dopadne na divertorové desky, způsobí prudký nárůst signálu D_α , jak je ukázáno ve čtvrtém sloupci. Během generace nestability v okrajovém plazmatu a následnému uvolnění části plazmatu dojde k poklesu gradientu tlaku v oblasti okrajové transportní bariéry tak, aby se stal opět stabilním. Poté začne gradient tlaku v této oblasti opět růst, dokud opět nedosáhne hranici stability a dojde ke generaci ELMů. Při každém cyklu může dojít ke ztrátě až 5% energie a částic plazmatu.



Obrázek 2.8: Popis cyklu ELMu (převzato z [35]).

Nestability typu ELM byly pozorovány na řadě tokamaků a jejich frekvence a velikost jsou částečně specifické pro konkrétní zařízení, nicméně vykazují některé společné znaky a charakteristické periody. Proto se podařilo obecně rozdělit

ELMy do několika skupin podle jejich základních vlastností. Jednotlivé kategorie jsou označeny jako Type-I, Type-II a Type-III. Později k nim přibyly ještě další typy se slibnými parametry především z pohledu kvality udržení plazmatu, ale byly zatím generované pouze na několika specifických zařízeních. Některé z nich ale nejsou využitelné na budoucích fúzních reaktorech díky specifickým požadavkům na operační scénáře - především vysoká srážkovost na okraji plazmatu nebo degradovaný pedestal tlaku.

Základní klasifikace ELMů provedl H. Zohm v [36] a rozdělil ELMy podle výskytu tzv. magnetického prekursoru a závislosti frekvence ELMů na toku energie přes separatrix:

- ELM typ I: Opakovací frekvence ELMů ν_{ELM} roste s rostoucím tokem energie přes separatrix:

$$\frac{d\nu_{ELM}}{dP_{sep}} > 0 \quad (2.7)$$

Neexistuje univerzální magnetický prekursor pro tento typ ELMů, nicméně předchází jim vzrůst celkové úroveň fluktuací. Samotné ELMy Typu I jsou doprovázeny vysokou úrovní nekoherentních magnetických fluktuací.

- ELM typ II: jsou pozorovány pouze v plazmatu s vysokou elongací a triangularitou. Velikost ELMů je menší než u ELMů typu I, zatímco jejich frekvence je vyšší. Udržení plazmatu na téměř stejné úrovni jako u plazmatu s ELM typu I. Díky zvýšenému tvarování plazmatu se plazma nachází v režimu mezi první a druhou oblastí pro „balooning“ stabilitu. Někdy se tyto ELMy nazývají „grassy“ ELMy.
- ELM typ III: Opakovací frekvence ELMů ν_{ELM} klesá s rostoucím tokem energie přes separatrix:

$$\frac{d\nu_{ELM}}{dP_{sep}} < 0 \quad (2.8)$$

ELMy typu III vykazují vyšší frekvenci a nižší amplitudu než ELMy typu I a vyskytují se poblíž tzv. prahu výkonu přes separatrix pro H-L přechod. Jsou charakteristické pro plazma s vysokou hustotou/srážkovostí a je pro ně typický nízký pedestal tlaku ($\leq 70\%$ hodnoty pedestalu tlaku pro ELMy typu I). Koherentní magnetický prekursor s toroidálním vlnovým číslem $n \approx 5 - 10$ a poloidálním vlnovým číslem $n \approx 10 - 15$ je pozorován na magnetických sondách především na vnější straně torusu. Tyto ELMy jsou také doprovázeny vysokou úrovní magnetických fluktuací.

- Dithering cycles: Pokud je energie procházející přes separatrix přibližně rovná prahové energii, resp. výkonu P_{thr}^{LH} potřebnému pro přechod do H-módu $P_{sep} \approx P_{thr}^{LH}$, mohou nastat opakované L-H-L přechody. Jejich opakovací frekvence vykazuje mírný nárůst s rostoucí P_{sep} . Tyto cykly nevykazují žádný magnetický prekursor, úroveň turbulence během přechodné L-fáze významně nepřekračuje úroveň L-fáze při $P_{sep} < P_{thr}^{LH}$

Na některých zařízeních byly objeveny ještě další operační módy, resp. typy ELMů, které mohou mít potenciální využití v budoucích reaktorech, pokud se podaří výrazně rozšířit operační parametry pro jejich výskyt. Jsou to především:

- Enhanced D_α -mode (EDA) mód: v tomto módu se plazma chová podobně jako v H-módu s ELMy, tzn. stacionární hustota plazmatu a nedochází k akumulaci nečistot, nedochází nicméně ke generaci periodických výtrysků plazmatu [40,41], ale D_α signál zůstává na vyšší úrovni během EDA periody. Udržení částic a energie je nižší než v klasickém „ELM-free“ H-módu. Podmínky pro dosažení EDA módu jsou podobné jako v případě Type-II H-módu, generován byl např. na tokamaku Alcator C-MOD [37].
- Quiescent H-mód (QHM): Tento mód byl generován na tokamacích ASDEX Upgrade a DIII-D a dochází při něm k potlačení ELMů, které jsou nahrazeny harmonickými oscilacemi v okrajovém plazmatu. Ty jsou způsobeny jiným typem MHD nestability a dokáží udržet radiální transport částic na dostatečné výši, aby byla umožněna kontrola hustoty a nedocházelo k jejímu nekontrolovanému nárůstu a následné disrupci, jak je typické pro režimy bez ELMů. Tento mód byl již také úspěšně zkombinován s vnitřní transportní bariérou ([16, 38]) – “quiescent double barrier mode”.

Oba typy ELMů (Typ I a Typ III) odpovídají MHD nestabilitě trvající řádově $\approx 100 \mu\text{s}$. Experimentálně se ukazuje, že perioda jejich trvání je poměrně nezávislá na velikosti tokamaku. Opakovací frekvence ν_{ELM} pro ELMy typu III je typicky v rozmezí 2 kHz - 200 Hz, zatímco pro ELMy typu I jsou typické frekvence 10-200 Hz.

Hlavní kritérium používané historicky pro kategorizaci ELMů je závislost frekvence jejich výskytu na dodávaném výkonu dodatečným ohřevem plazmatu [36], resp. výkonu tekoucím přes separatrix. Nicméně experimentálně bylo nalezeno, že různé typy ELMů odpovídají různým parametrům okrajového plazmatu (např. [19] pro ASDEX Upgrade). Obr. 2.5 ukazuje schématicky klasifikaci ELMů v prostoru $T_{edge} - n_{edge}$. V obrázku jsou také znázorněny oblasti odpovídajícím výskytu specifických režimů zmíněné výše - QHM a EDA režimy.

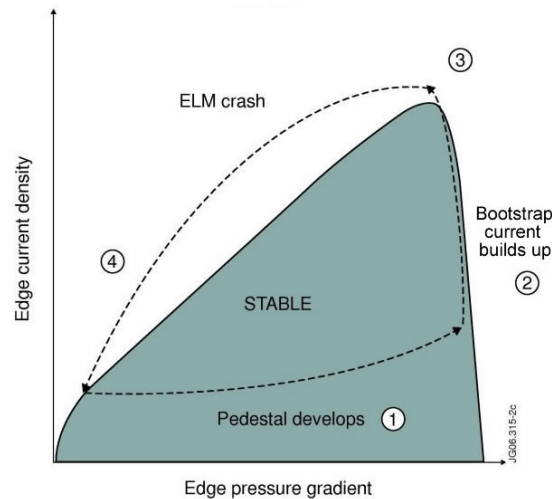
2.5 Connor-Wilson model pro ELMy

Během posledních dvou dekad bylo navrženo několik modelů ELMů. Většina modelů vysvětluje chování ELMů pomocí plazmových nestabilit (ideálních i rezistivních), kde okrajové plazma prochází cyklem, během kterého je destabilizováno vlivem některého druhu nestability generující ELM. Ten způsobí zvýšený radiální transport v okrajovém plazmatu, který vede k relaxaci gradientu tlaku v okrajovém plazmatu a plazma se tím vrátí do oblasti stability. Tento cyklus se periodicky opakuje dokud je plazma v režimu H-módu.

J.W. Connor se spolupracovníky navrhl (např. [20], [35]) model cyklu ELMu typu I zobrazený v obr. 2.9. Cyklus ELMu začíná stavem s nízkým gradientem tlaku způsobeným kolapsem předchozího ELMu, který odstranil pedestal tlaku v okrajovém plazmatu. Nicméně, vzhledem k existenci transportní bariéry

dochází k jeho rychlému obnovení (1). Růst pedestalu se zastaví na tzv. hranici "ballooning" stability (2). Bootstrap proud, který je úměrný gradientu hustoty a teploty plazmatu v oblasti pedestalu začne následně také narůstat, ale na delší (rezistivní) časové škále. Následně, bootstrap proud, který je paralelní k magnetickým siločárám, destabilizuje plazma efektem známý jako "ideal peeling" nestabilita, která vede ke kolapsu ELMu (3) a ztrátě pedestalu tlaku v okrajovém plazmatu (4). Cyklus ELMu poté pokračuje opět od začátku.

Tento model byl testován také na jiných typech ELMu, např. kvalitativní model pro ELMy typu II na tokamaku ASDEX Upgrade [39].

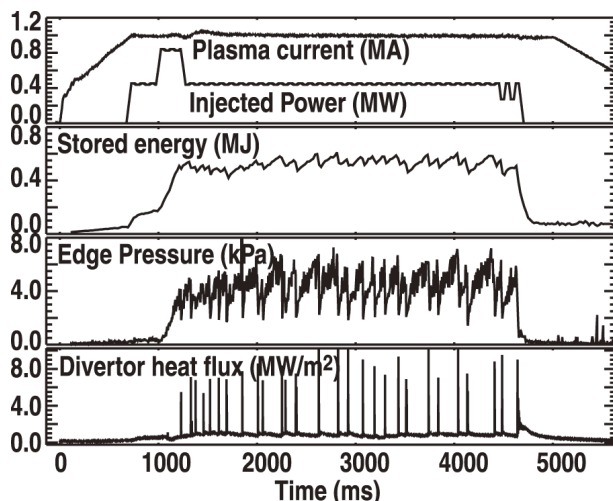


Obrázek 2.9: Model mechanismu ELMu navržený J.W. Connorem (převzato z [20]).

2.6 Struktura ELMu

Přechod do z L- do H- módu (viz obr. 2.10) je způsoben dostatečnou střížnou rotací plazmatu způsobenou $E_r \times B$ driftem, kde E_r je radiální elektrické pole generované v okrajové plazmatu. Tato střížná rotace potlačuje dlouhovlnnou turbulenci vyskytující se standardně v L-módu. Charakteristický tvar profilu rotace je znázorněn v obr. 2.11 a vede na charakteristický tvar profilu tlaku, hustoty a teploty plazmatu v oblasti pedestalu, jak je demonstrováno na příkladu tokamaku DIII-D v obr. 2.12. Další důležitou veličinou, jejíž tvar radiálního profilu v oblasti pedestalu hraje důležitou roli, je bootstrap proud vlečený gradientem tlaku v pedestalu. Ten hraje zásadní roli z pohledu MHD stability plazmatu. Příklad takového typického profilu vycházejícího z profilu tlaku plazmatu v obr. 2.11 je znázorněn v obr. 2.13.

Pro porozumění chování pedestalu a ELMů hraje důležitou roli teoretické studium těchto jevů, které se provádí pomocí modelování stability okrajového plazmatu při různých parametrech. Pro výpočet stability profilů okrajové plaz-



Obrázek 2.10: Proud plazmatu a dodatečný příkon do plazmatu, energie v plazmatu, elektronový tlak v oblasti pedestalu a tok energie na divertor v H-módu na tokamaku DIII-D (převzato z [40]).

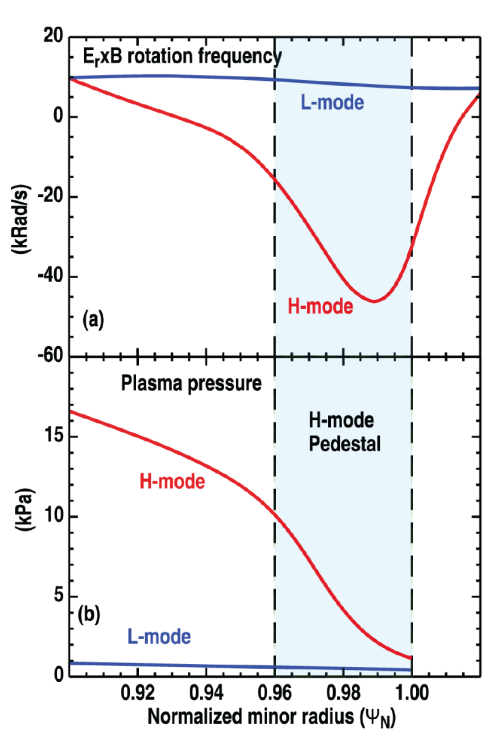
matu lze využít například perturbované energetické rovnice:

$$\delta W = \frac{1}{2} \int dV (|B_{1,\perp}|^2 + B_0^2 |\nabla \cdot \xi_\perp + 2\xi_\perp \cdot \kappa|^2 + \lambda p_0 |\nabla \cdot \xi|^2) - \int dV (2(\xi_\perp \cdot \nabla p_0)(\kappa \cdot \xi_\perp) + J_{0,\parallel}(\xi_\perp \times B_0/B_0) \cdot B_{1,\perp}), \quad (2.9)$$

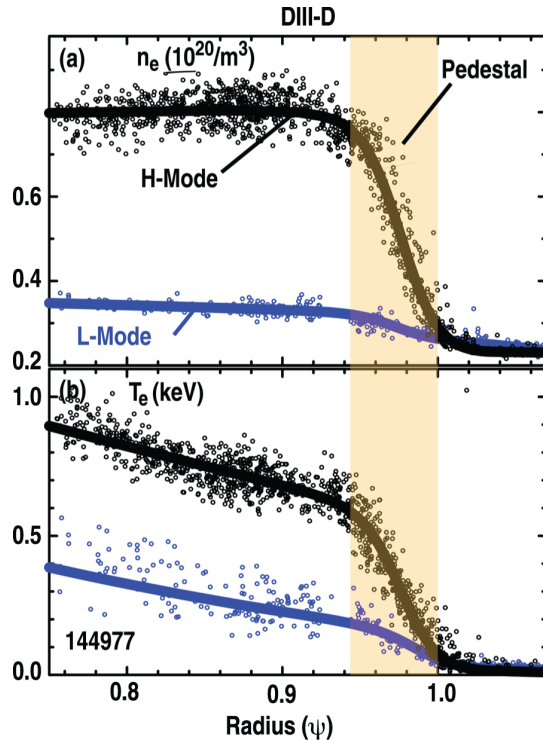
kde B_1 je perturbace magnetické siločáry a ξ_\perp je perturbace posunutí tekutiny. Destabilizujícími členy jsou zde gradient tlaku a paralelní proud, které podporují nestability. Během posledního desetiletí byly vyvinuty sofistikované modely a numerické prostředky pro výpočet stability pedestalu podle rovnice 2.9 pro danou magnetickou rovnováhu a s využitím experimentálně získaných profilů tlaku a proudu. Prozatím nejúspěšnější je model EPED ([41]), který je úspěšně schopen předpovědi meze tlaku v oblasti pedestalu. Tento model využívá předpoklad, že lokální gradient tlaku v pedestalu je dán tzv. Kinetic-Balooning módem (KBM). Porozumění a vývoj numerických modelů pro výpočet stability ELMů zásadním způsobem přispělo k optimalizaci provozních scénářů současných tokamaků a poskytuje také prediktivní nástroje pro budoucí zařízení.

Analýza lineární stability pedestalu je navíc také schopna předpovědět (filamentární) strukturu nestability ELM. Obr. 2.14 ukazuje příklad 2D prostorové struktury amplitudy posunutí získané pomocí numerického kódu ELITE při uvažování realistických podmínek plazmatu.

Plasma uvnitř filamentu ELMu se, kromě šíření podél magnetických siločar, pohybuje také radiálně napříč siločárami. Proto také část energie odnášená v ELMu dopadne nakonec na komponenty první stěny reaktoru, což bylo poprvé experimentálně pozorováno pomocí diagnostiky Thomsonova rozptylu, kdy byl změřen nárůst hustoty a teploty v oblasti SOL vzdálené od separatrix ([43]). Posléze byla využita celá řada pokročilých diagnostik pro studium tohoto jevu. S rozvojem rychlých kamer pracujících ve VIS oblasti spektra byla provedena první pozorování těchto rychlých jevů, která odhalila, že výše zmíněný jev pozorovaný v SOL



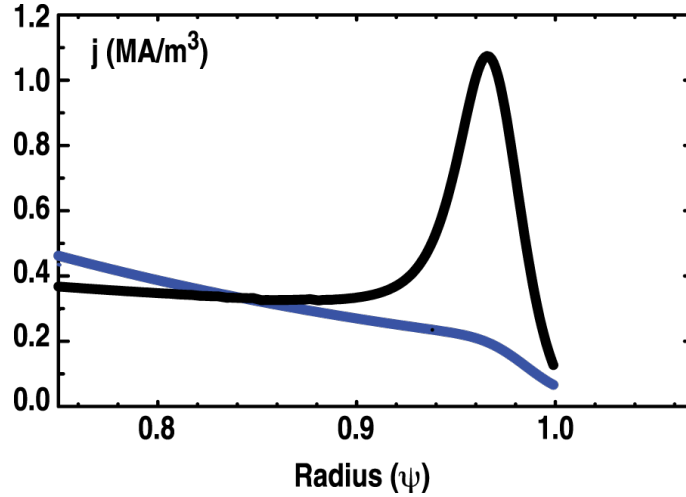
Obrázek 2.11: a) Profil kolmé rotace plazmatu v důsledku $E_r \times B$ driftu v oblasti pedestalu pro H-mód a L-mód, b) Profil tlaku v okrajovém plazmatu v H-módu a L-módu (převzato z [40]).



Obrázek 2.12: Profil a) elektronové hustoty a b) teploty v H-módu měřené pomocí diagnostiky Thomsonova rozptylu v tokamaku DIII-D. Profily během L-módu jsou ukázány pro ilustraci (převzato z [40]).

je způsoben radiálním pohybem filamentárních struktur během ELMu. Ukázka takovéto struktury z tokamaku MAST s využitím rychlé kamery je zobrazena v obr. 2.15 a obr. 2.16, který naopak ukazuje detailní strukturu ELMu viditelnou na signálu iontového nasyceného proudu získaného pomocí Langmuirovy sondy vnořené do okrajového plazmatu tokamaku JET. Filamentární struktury ELMu jsou obecně paralelní k siločárám magnetického pole tokamaku a mají poměrně složitou strukturu. Podle vzdálenosti mezi jednotlivými filamenti se odhaduje toroidální vlnové číslo v rozmezí $5 \leq b \leq 15$. Analýza lineární stability potvrzuje, že nejvíce nestabilní módy se vyskytují v tomto rozmezí.

Filamentární struktury rotují v toroidálním směru, nicméně rychlost jejich rotace se postupně snižuje, jak se oddělují od středového plazmatu a pohybují směrem k první stěně. Po celou dobu radiálního pohybu zůstávají paralelní k magnetickým siločárám a radiální rychlost jejich pohybu je korelována s velikostí filamentu. Bylo pozorováno, že největší filamenti se mohou pohybovat radiální rychlostí až 1 km/s a více, což je konzistentní s pohledem na filamenti jako důsledku tzv. výměnné nestability, která je také zodpovědná za transport tzv. "blobs" v SOL, jež jsou podobným mechanismem generovány v oblasti separatrix v L-módu. Postupný pokles intenzity filamentu během jeho radiálního pohybu v SOL je zřejmě důsledkem intenzivního paralelního transportu podél otevře-



Obrázek 2.13: Profil proudové hustoty v okrajovém plazmatu v H-módu s Bootstrap proudem na základě obr. 2.11. Profil v L-módu je ukázán pro ilustraci.

ných magnetických siločar končících na deskách divertoru. Ty způsobí především rychlý pokles elektronové teploty ve filamentech v důsledku vysoké pohyblivosti elektronů. Určení přesného vztahu mezi chováním filamentů a toku energie na divertor během ELMů je nyní intenzivně experimentálně i teoreticky studováno. Z pohledu první stěny reaktoru představují ELMy vysoké riziko i přesto, že odnášejí na stěnu pouze menší část celkové energie ELMu, než která teče na divertor. V důsledku přetrvávající vysoké teploty iontů ve filamentech i ve velké vzdálenosti od separatrix (na vrcholu pedestalu tokamaku ITER jsou předpokládány teploty v řádku několika keV) existuje vysoké riziko rozprašování materiálu první stěny budoucích reaktorů. Proto musí být tok energie a částic v rámci filamentů ELMů vzat v potaz při řešení otázek eroze první stěny, migrace materiálu a také kontrole hustoty plazmatu. Experimentální pozorování a rozvoj teoretického základu pro popis transportu ELMů je tudíž důležitý, abychom mohli správně vyhodnotit rizika pro budoucí velké tokamaky jako je ITER a DEMO.

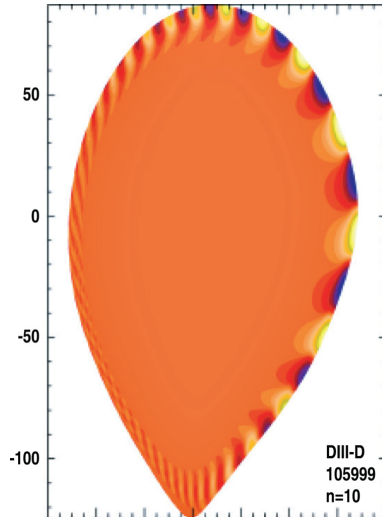
2.7 Pokročilé scénáře (módy)

Pokročilé scénáře jsou vhodným kompromisem a slibným scénářem pro budoucí reaktory (např. [45]). Jejich společnou vlastností je řízení profilu proudu v plazmatu, čímž je ovlivňován radiální profil zásoby stability q daný vztahem

$$q(r_0) = \frac{1}{2\pi} \int \frac{rB_\phi}{RB_\theta} d\theta \quad (2.10)$$

Tímto způsobem je dosaženo negativního nebo nulového stříhu magnetických siločar s $q \geq 1$ ve velké části objemu plazmatu. Tento průběh zásoby stability q má pozitivní vliv na stabilizaci jak MHD tak i mikroturbulencí vlečenými nestabilitami.

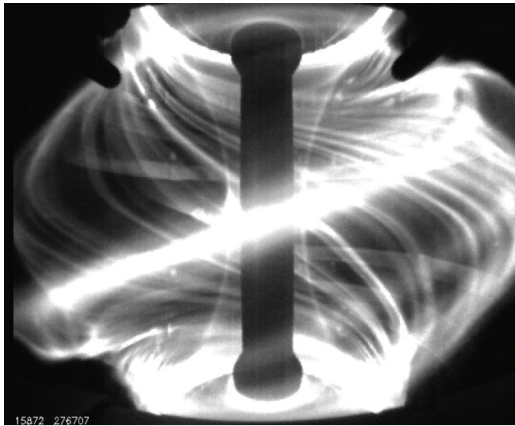
Následně tedy dojde ke generaci vnitřní transportní bariéry (viz 2.3), pro kterou je typický strmý gradient parametrů plazmatu v centru plazmatu. Profil



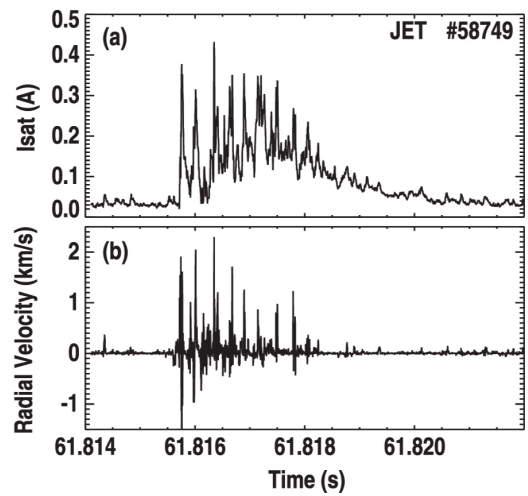
Obrázek 2.14: Struktura módů modelovaných pomocí kódu ELITE pro nestabilní $n = 10$ mód v typickém H-módu na tokamaku DIII-D (převzato z [42]).

proudu v plazmatu, tj. profil zásoby stability, lze kontrolovat v tokamaku například lokalizovaným vlečením proudu pomocí dolně hybridního systému (Lower-Hybrid Current drive system), případně pomocí elektronového cyklotronového systému (Electron Cyclotron Current Drive system) nebo vstřiku svazku vysokoenergetických atomů (NBI) proti směru proudu plazmatem, případně pomocí kontroly difúze proudu do plazmatu během fáze jeho nárůstu. V principu lze upravit profil proudové hustoty tak, aby interní transportní bariéra ležela na radiální poloze odpovídající maximu proudové hustoty bootstrap proudu (např. [46]). Tím lze dosáhnout plně neinduktivního a stacionárního scénáře. Tento plně neinduktivní režim byl dosažen například na tokamaku JT60-U s poměrem bootstrap proudu a proudu vlečeného pomocí dolně-hybridního (LH) systému 77%/23%.

Nejvyšší kvality udržení plazmatu lze dosáhnout kombinací interní transportní bariéry s okrajovou transportní bariérou (2.4). V těchto případech je téměř v celém objemu plazmatu možné snížit koeficient difúze a dosáhnout téměř neoklasické úrovně. V případě generace ITB v H-mód režimu dochází k významnému zvýšení stability okraje plazmy vůči případu ITB v L-módu, což má za následek možnost významného radiálního rozšíření plochého profilu tlaku. Proto je možné v této konfiguraci dosáhnout vyššího normalizovaného tlaku plazmatu, typicky až $\beta_N \approx 4$. V nedávné době byl na tokamaku DIII-D demonstrován režim s generací ITB a ETB za takových podmínek, kde nestability ELM byly nahrazeny MHD nestabilitami dovolujícími kontrolu hustoty (tzv. “quiescent double barrier H-mode”) [38]. Nicméně operační doména pro tento režim striktně omezena na výboje využívající dodatečný ohřev pomocí NBI svazků vstřikovaných proti směru proudu plazmatem a na plazma s nízkou okrajovou hustotou, což není zatím scénář kompatibilní s dostatečným odvodem energie z plazmatu v budoucích reaktorech [47]. ITB režimy se nicméně často vyznačují nezanedbatelnou akumulací nečistot v centru plazmatu [47], který je zřejmě způsoben neoklasickým driftem nečistot směřujícím do centra plazmatu. Tento drift je způsobem vysokým gradientem hustoty iontů dodávaného paliva do plazmatu.



Obrázek 2.15: Obrázek z vysokorychlostní kamery ve viditelné oblasti spektra z tokamaku MAST získané během počátku ELMu. Světlé filamentární struktury jsou paralelní k magnetickým siločárám (převzato z [40]).



Obrázek 2.16: Signál z Langmuirovy sondy během ELMu na tokamaku JET: a) iontový nasycený proud a b) efektivní $E \times B$ radiální rychlost (převzato z [44]).

3. H-mode a jeho vlastnosti na tokamaku COMPASS

3.1 Tokamak COMPASS

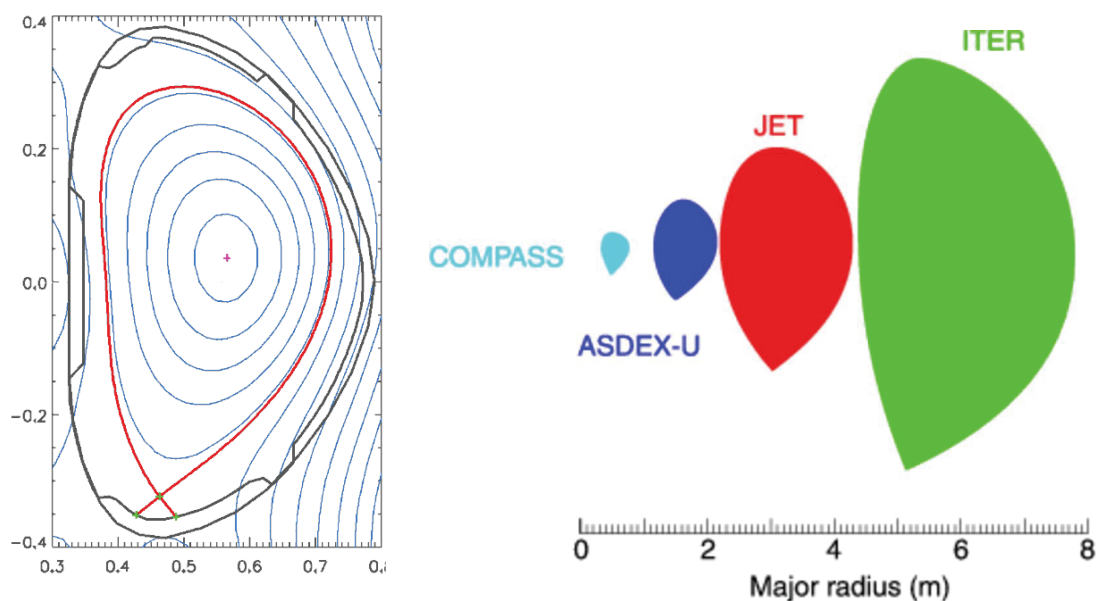
V této kapitole jsou shrnuty základní parametry tokamaku COMPASS, který byl pod mým vedením vybudován (včetně související infrastruktury, funkčních systémů a diagnostik) v Ústavu fyziky plazmatu Akademie věd České republiky (ÚFP AV ČR) v letech 2004 - 2012. Zahrnuje popis jak dosažených fyzikálních parametrů plazmatu a zařízení, tak i stručný popis některých z instalovaných pokročilých diagnostik, které jsme vyvinuli v široké mezinárodní spolupráci v rámci tohoto projektu. Zaměřuji se především na diagnostiky využívané v dalším textu v popisu původních výsledků týkající se vlastností H-módu na tokamaku COMPASS a charakterizace doprovodných nestabilit typu ELM včetně unikátního měření jejich filamentární struktury.

Během 80. a 90. let byl v ÚFP AV ČR provozován malý tokamak CASTOR (např. [48]), který byl využíván především ke studiu okrajového a SOL plazmatu. Především v oblasti sondové diagnostiky dosáhl tehdejší tým vysoké úrovně a uznání. Nicméně, postupně docházelo k zastarávání CASTORu - jak technickému, tak především vědeckému, a to z důvodu generace plazmatu s kruhových průřezem a limiterovou konfigurací, která již nebyla relevantní moderním tokamakům. Tyto vlastnosti spolu s nedostatečnou kvalitou vakua a stavu první stěny vakuové nádoby znemožňovaly dosažení H-módu a tím studovat plazma relevantní současným potřebám projektu ITER a dalších budoucích tokamaků.

Z toho důvodu započala v roce 2004 příprava instalace tokamaku COMPASS, což je tokamak pracující s divertorovou konfigurací magnetického pole a průřezem plazmatu ve tvaru písmene „D“ (obr. 3.1 vlevo). Tento tvar je zásadní pro fyziku plazmových nestabilit v tokamaku a je stejný jako bude mít tokamak ITER, nicméně přibližně 10 krát menší v lineárních rozměrech. Proto byla jedna z hlavních motivací projektu využít COMPASS spolu s dalšími evropskými tokamak s ITER-relevantním tvarem plazmatu (ASDEX-Upgrade a JET - obr. 3.1 vpravo) ke škálování dosud ne zcela známých fyzikálních procesů. Tento tokamak by tedy díky výše zmíněným vlastnostem a moderní konstrukci umožňoval studium okrajového plazmatu na špičkové světové úrovni. Příprava projektu vyústila v květnu 2006 [49] po úspěšné dvoukolové obhajobě projektu v udělení statutu tzv. Preferenční podpory EURATOMu a také přidělením finanční podpory Vládou ČR. Informace o tomto projektu jsou detailně shrnuty v publikaci [K1].

Po přibližně dvou letech, během kterých probíhala stavba administrativní budovy, "Assembly hall" a tokamakové haly, a dále vývoj, konstrukce a instalace nových energetických zdrojů pro napájení tokamaku ([50], [51]), digitálního řídicího systému ([52], [53], [54], [55], [56]), vakuových systémů a především mnoha špičkových diagnostik zaměřených na okrajové plazma [57], bylo v prosinci 2008 úspěšně generováno první plazma, jehož parametry, stejně jako výsledný stav experimentálního zařízení, jsme shrnuli v publikaci [K2].

Po dalších přibližně třech letech zkušebního provozu, kde byl optimalizován



Obrázek 3.1: Vlevo: Poloidální průřez plazmatem tokamaku COMPASS získaný pomocí rekonstrukce magnetických povrchů numerickým modelem EFIT. Vpravo: Srovnání průřezu plazmatem pro tokamaky s ITERu podobným tvarem.

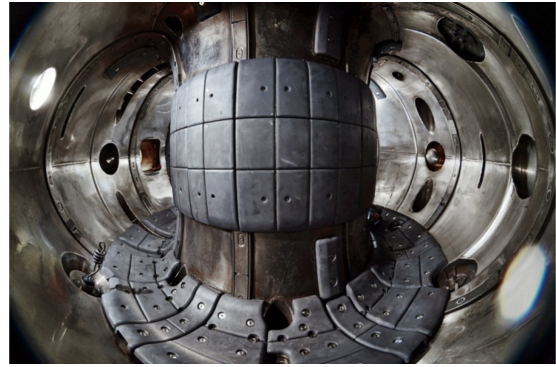
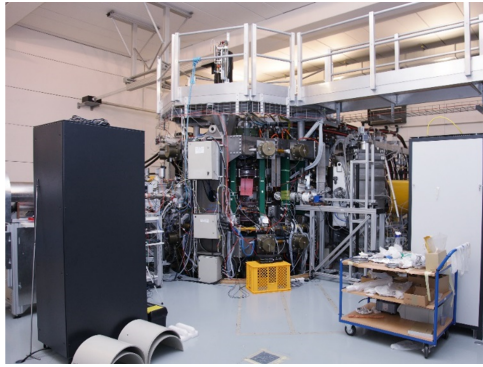
provoz všech funkčních systémů tokamaku a také diagnostik, přešel COMPASS v roce 2012 do vědeckého využívání (obr. 3.2) a byl také poprvé dosažen režim tzv. H-módu s ELMy typu III. V roce 2013, kdy bylo poprvé dosaženo vysokých proudů plazmatem a vysokého výkonu dodatečného ohřevu pomocí NBI systému ($I_P > 260$ kA) byl poprvé úspěšně generován H-mód s ELMy typu I. Tento režim již umožnil studovat fyziky jevů přímo relevantních velkým budoucím fúzním zařízením. Základní parametry tokamaku COMPASS jsou uvedeny v tabulce 3.1.

Parametr	Hodnota
Toroidální magnetické pole [T]	2.1
Proud plazmatem [kA]	360
Elongace plazmatu	1.8
Triangularita plazmatu	0.4
Délka pulsu [ms]	400
Ohřev vysokoenergetickými svazky atomů [MW]	2 x 0,4

Tabulka 3.1: Tabulka základních parametrů tokamaku COMPASS.

Hlavní vlastnosti tokamaku COMPASS:

- COMPASS pracuje s tzv. ITERu podobnou geometrií magnetických povrchů (tj. tvar písmene "D" s divertorovou konfigurací ve spodní části komory), která je zásadní pro stabilitu plazmatu a následnou extrapolaci mnoha fyzikálních jevů směrem k tokamaku ITER.

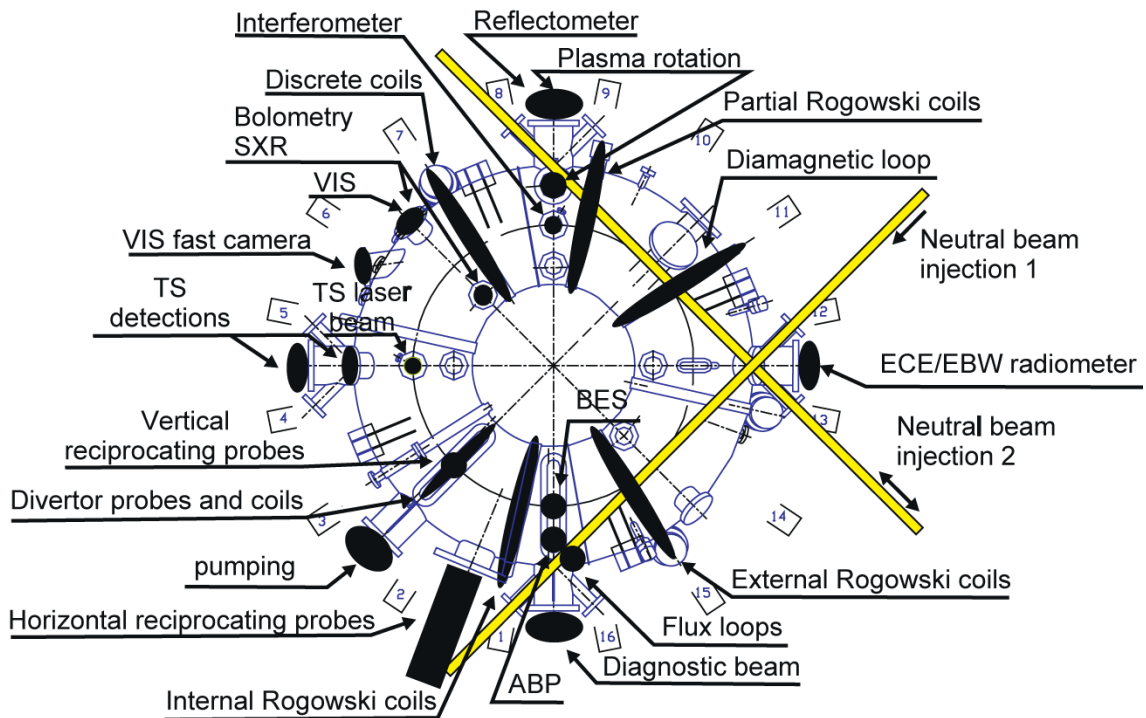


Obrázek 3.2: Vlevo: Pohled na tokamak COMPASS v druhém nadzemním podlaží experimentální haly. Vpravo: Pohled do vakuové komory tokamaku COMPASS.

- COMPASS může pracovat s plazmatem generovaným z různých pracovních plynů, zejména se využívá vodík, deuterium a helium. Dále se používá dusík a argon jako příměs plazmatu.
- COMPASS je vybaven dvěma novými systémy pro vstřik vysoko-energetických svazků atomů. Jejich flexibilní geometrie umožňuje tangenciální vstřik svazku buď ve směru proudu plazmatem a nebo tzv. rovnovážný (balanced) vstřik, kdy je potlačeno roztáčení plazmatu, protože výsledná předávaná hybnosti z neutrálních vysokoenergetických atomů je téměř nulová. Tato unikátní vlastnost COMPASSu je ideální pro studium stability plazmatu v tokamaku ITER, v kterém je poměr výkonu NBI systému vůči objemu plazmatu nízký vůči současným zařízením a plazma tudíž bude rotovat především díky své vnitřní rotaci, na rozdíl od dnešních standardních tokamaků. To bude pravděpodobně mít výrazný vliv na stabilitu plazmatu v ITERu, proto je studium tohoto jevu významné pro dosažení maximálních parametrů projektu ITER.
- COMPASS pracuje v režimu Ohmického H-módu a H-módu generovaného pomocí NBI systémů. Vzhledem ke své velikosti umožňuje provádět studia za relevantních parametrů plazmatu, která na velkém zařízení nejsou technicky proveditelná.
- COMPASS je postupně vybaven systémem pro generaci externí poruchy magnetického pole pomocí sedlových cívek instalovaných na vakuové komoře. Tyto cívky generují poruchu s toroidálním $n=2$. Tato metoda je zvažována jako jeden ze základních systémů pro potlačení ELMů v tokamaku ITER. I přes demonstraci potlačení ELMů již na několika tokamacích, fyzikální podstata tohoto jevu je prozatím nejasná a její pochopení je nezbytné pro správnou extrapolaci k tokamaku ITER a dalším budoucím reaktorům.
- COMPASS byl vybaven novým a rozsáhlým systémem diagnostik s vysokým časovým a prostorovým rozlišením a zaměřeným především na oblast okrajového plazmatu a SOL, které byly vyvinuty v široké mezinárodní spolupráci. Mnoho z těchto systémů vykazuje unikátní vlastnosti z pohledu prostorového nebo časového rozlišení.

Kompletní seznam vyvinutých diagnostických systémů (např. [57]) je uveden níže (obr. 3.3) a diagnostiky zásadní pro studium H-módu a ELMů jsou detailně popsány v následující kapitole.

1. Magnetická diagnostika – cca 400 magnetických cívek je umístěno na vnitřní a vnější stěně vakuové komory plně pokrývající na několika toroidálních polohách komoru v poloidálním směru.
2. Mikrovlnná diagnostika
 - Interferometr (vlnová délka 2 mm)
 - Mikrovlnný reflektometr (K & Ka pásma)
 - Electron Cyclotron Emmission/Electron Bernstein Waves radiometr
3. Spektroskopická diagnostika
 - Systém pro měření profilů elektronové teploty a hustoty na principu Thomsonova rozptylu s vysokým prostorovým rozlišením.
 - Dvě rychlé kamery ve viditelné části spektra
 - Fotonásobiče (VIS, Ha, CIII + continuum for Zeff)
 - HR2000+ spektrometry pro blízké UV, VIS & blízké IR
 - Rychlé bolometry na principu AXUV diod
 - Polovodičové detektory rentgenového záření
 - Scintilační detektory pro tvrdé rentgenovské záření
 - Pomalá kamera pro infračervenou oblast spektra
 - Rychlá kamera pro infračervenou oblast spektra
 - Spektrometr pro čáru uhlíku CIII na měření poloidální rotace plazmatu
4. Svazková & částicová diagnostika
 - HR2000+ spektrometry for H_{α} & D_{α} signály
 - Neutronový scintilační detektor
 - Diagnostický lithiový svazek
 - Dva analyzátory neutrálních částic
 - Spektroskopie pro rekombinaci výměnou náboje
5. Sondová diagnostika
 - Pole 39 Langmuirovských sond v divertoru
 - Pole Ball-pen sond v divertoru
 - Horizontální a vertikální reciproké manipulátory
 - 3 pole Langmuirovských sond s vysokým prostorovým rozlišením (3 x 50 sond)



Obrázek 3.3: Schématické umístění diagnostických systémů v tokamaku COMPASS - pohled shora.

3.2 Systém pro ohřev plazmatu

Tato kapitola shrnuje výsledky dosažené a publikované v [K3] a [K4] zabývající se magnetickým equilibriem plazmatu v COMPASSu a modelování různých metod pro dodatečný ohřev plazmatu a vlečení proudu. Dodatečný ohřev plazmatu externím zdrojem je nezbytný pro dosažení vyšších teplot a tím také vyšších hodnot normalizovaného kinetického tlaku β plazmatu relevantních budoucím fúzním zařízením. Dodatečný ohřev plazmatu je na většině tokamaků také nutný k dosažení operačního režimu s H-módem, v kterém celkový výkon v plazmatu musí přesáhnout práh pro tzv. L-H přechod P_{LH} .

Tokamak COMPASS byl v UKAEA Culham vybaven dodatečným ohřevem pomocí tzv. elektronových cyklotronních vln (ECRH). Systém skládající se ze zdrojů VN napětí, gyrotronů a mikrovlnných antén generoval EC vlny o frekvenci 60 GHz a celkovém výkonu přibližně 1,5 MW. Při instalaci COMPASSu v ÚFP bylo po detailních výpočtech a simulacích pomocí numerických kódů ACCOME, FAFNER a ASTRA ([58],[59]) rozhodnuto využít pro dodatečný ohřev plazmatu místo ECRH systému tzv. systém pro vstřík svazků neutrálních atomů s vysokou energií (Neutral Beam Injection - NBI), protože frekvence ECRH použitá v UKAEA Culham umožňuje šíření EC vln pouze při hustotách nižších než jsou hustoty typické pro H-mód na COMPASS, tj. nad $4 \times 10^{19} m^{-3}$. Naopak, absorpce svazků z NBI systémů může být nad tuto hustotu téměř 100 %, tudíž je většina jejich energie předávána plazmatu na rozdíl od ECRH systému.

Numerické simulace zveřejněné v publikaci [K4] určily energii atomu o velikosti 40 keV jako nejvhodnější pro absorpci v centru plazmatu. Ve spolupráci s Bud-

ker Institute for Nuclear Physics v Novosibirsku byly vyvinuty dva NBI systémy (tabulka 3.2), které byly instalovány na tokamaku COMPASS [60] a umožňovaly unikátní změnu geometrie vstřiku jednoho svazku tak, aby oba směřovaly buď ve směru proudu plazmatu (tzv. co-injection - obr. 3.4 vlevo) nebo každý v opačném směru tak, aby výsledná rotace plazmatu bude potlačena (tzv. balanced injection - obr. 3.4 vpravo).

Parametr	Hodnota
Počet svazků	2
Energie svazku (keV)	20-40
Celkový iontový proud (A)	2×15
Celkový výkon v neutrálech (MW)	$2 \times 0,4$
Délka pulsu (ms)	300
Průměr svazku (cm)	< 5

Tabulka 3.2: Tabulka základních parametrů pro jeden NBI systém.

Pracovním plynem NBI systému je vodík nebo deuterium v závislosti na použitém pracovním plynu pro hlavní plazma v tokamaku. Porty pro připojení NBI systémů jsou v důsledku blízkých toroidálních cívek navrženy tak, aby minimalizovaly pravděpodobnost pro tzv. beam blocking, kdy dochází k zablokování NBI svazku v příliš úzkém portu díky interakci svazku se stěnou portu a následnou generaci oblaku neutrálního plynu, který zabraňuje proniknutí svazku do komory tokamaku. Návrh tvaru vakuového přípojení NBI systému k portu tokamaku byl proveden ve spolupráci s Dr. Ullemanem z Forschung Zentrum Juelich, Německo. Po několika letech užívání NBI systému je zřejmé, že "beam blocking" při dostatečném proudu v NBI svazku (tj. nízká divergence svazku při proudu v NBI nad 6 A) nenastává.

Vliv NBI systému na plazma je pozorován a evaluován pomocí několika diagnostik, např. změna profilu elektronové teploty (TS systém), zvýšení energie plazmatu (magnetická diagnostika a EFIT code), pokles napětí na závit v důsledku zvýšení elektronové teploty a snížení odporu plazmatu. Základní diagnostikou pro interakci NBI s plazmatem je, nicméně, tzv. Analyzátor neutrálních atomů (Neutral Particle Analyzer - NPA), který byl zprovozněn na COMPASSu v roce 2015. Výsledky z této diagnostiky ukazují 2-3 krát vyšší iontovou teplotu v plazmatu při NBI pulzu a její saturaci po cca 40-60 ms od počátku vstřiku.

Více detailů ohledně NBI systému a relevantních simulací lze najít v publikacích [K3] ([58]) a [K4] ([59]). V publikaci [K3] jsme se navíc zabývali využitím kombinace numerických kódů ACCOME-ASTRA pro modelování různých magnetických konfigurací MHD equilibria dosažitelných v COMPASSu (tzv. "single-" nebo "double-null" divertorové konfigurace s různou triangularitou a elongací) a také využitím dolně-hybridních vln k vlečení proudu a ohřevu plazmatu v COMPASSu. Modelování nicméně prokázalo nízkou absorpci těchto vln v centru plazmatu COMPASSu díky velikosti magnetického pole a vývoj tohoto systému byl tudíž pozastaven.

V roce 2017 pravděpodobně dojde k upgradu současných NBI systémů s hlav-



Obrázek 3.4: Schématické uspořádání vstřiku vysokoenergetických svazků (NBI systémy) - pohled shora. Vlevo: vstřik ve směru proudu plazmatem. (tzv. co-injection) Vpravo: Vyvážený vstřik NBI svazků (tzv. balanced injection).

ním cílem navýšit výkon každého z nich na cca 500 kW. Tato úprava nicméně povede ke zvýšení divergence svazku, tudíž budou modifikovány porty vakuové komory pro NBI systém tak, aby byl zvětšen jejich průměr a eliminovalo se opět riziko pro "beam-blocking".

3.3 Pokročilá diagnostika pro analýzu H-módu a MHD nestabilit

Hlavním vědeckým cílem pro vědecké využívání tokamaku COMPASS je studium fyzikálních jevů doprovázejících operační režim H-mód, a to především těch vyskytujících se na okraji plazmatu, v SOL oblasti a v oblasti divertoru. Kromě standardních diagnostik nutných pro provoz experimentálního zařízení, jsme pro tato studia v ÚFP vyvinuli v široké mezinárodní spolupráci několik unikátních diagnostik, které umožnily získat unikátní experimentální data pro škálování jevů k ITERu a také pro ověření řady hypotéz a numerických modelů (viz [57]). Jedná se především o diagnostiky schopné s velkým prostorovým nebo časovým rozlišením měřit profily elektronové hustoty a teploty (High Resolution Thomson Scattering systém, okrajová reflektometrie, Beam Emission Spectroscopy systém atd.) a nebo poskytovat unikátní měření obtížně měřitelných parametrů (např. sondové hlavice vybavené kombinacemi Ball-pen a Langmuirovských sond na reciprokých manipulátorech atd). Výsledné parametry těchto diagnostik včetně popisu jejich umístění v rámci vakuové nádoby tokamaku je uvedeno v publikaci [K5]. Protože

jsou tyto diagnostiky klíčové pro dále prezentované výsledky měření vlastností H-módu a doprovodných nestabilit, bude v následující kapitole uvedeno o jednotlivých systémech více podrobností. Řada z nich navíc reprezentuje světově unikátní zařízení.

3.3.1 High-Resolution Thomson scattering systém

High-Resolution Thomson scattering systém (HRTS) analyzuje laserové světlo rozptýlené na volných elektronech v plazmatu k získání hodnot elektronové teploty (T_e) a hustoty (n_e) (např. [61]). Tato technika umožňuje vysoce lokalizované měření a na COMPASSu poskytuje unikátní prostorové rozlišení v okrajové oblasti plazmatu (2-3 mm) a 5 mm v centru plazmatu. Dva nezávislé Nd: YAG lasery (1064 nm, 1,5 J, 30 Hz) umožňují jak souběžný provoz poskytující dvojnásobnou energii svazku, tak i samostatný s časovou separací v rozsahu od 1 μ s - 17,7 ms (např. [62], [63]). Druhá varianta umožňuje měření změn profilů T_e a n_e při rychlých přechodových jevech - například ELMech. Rozptýlené světlo z 56 prostorových bodů je sesbíráno samostatně dvěma objektivy pozorující střed a okraj plazmatu. Poté je světlo zaměřeno na vstupy svazků optických vláken a vedeno optickými vlákny 20 m do polychromátorů mimo experimentální halu, kde je světlo spektrálně analyzováno pomocí sady až 5 spektrálních filtrů speciálně navržených pro COMPASS. Světlo z jednotlivých spektrálních kanálů je detekováno pomocí lavinových foto-diod se zvýšenou citlivostí v infračervené oblasti. Signály ze všech lavinových foto-diod (120 spektrálních kanálů) jsou zpracovávány pomocí pomalých a rychlých analogově-digitálních převodníků (ADC) s velmi přesnou synchronizací (<300 ps). Rychlé AD převodníky digitalizují data s vysokou vzorkovací frekvencí (až 1 Gsample/sec) a 8-bitovým rozlišením. Publikace [K6] obsahuje detaily návrhu této náročné diagnostiky, především části zaměřené na okrajové plazma, včetně informací o způsobu její kalibrace, měření dat a prvních získaných výsledcích.

3.3.2 Sondová diagnostika

Reciproké manipulátory s vyměnitelnými sondovými hlavicemi

Dva reciproké manipulátory - horizontální a vertikální - jsme vyvinuli a instalovali na tokamaku COMPASS (např. [57]). Sondové hlavice na manipulátorech mohou proniknout až k separatrix plazmatu během přibližně 100 ms a stejná perioda je potřebná pro zpětný pohyb hlavice ven z plazmatu. Po dobu pohybu jsou sondy v hlavicích schopny měřit radiální profily potenciálu plazmatu, iontového saturevaného proudu, elektronové hustoty a teploty, plovoucího potenciálu plazmatu, paralelního toku energie atd. V případě využití hlavice s kombinací Langmuirovských sond a Ball-pen sond lze tyto parametry měřit s časovým rozlišením až 1 μ s a prostorovým rozlišením 2-4 mm.

Manipulátor instalovaný nad tokamakem proniká do plazmatu vertikálně a obsahuje maximálně pět sond. Horizontální manipulátor je instalovaný na vnější straně tokamaku v ekvatoriální rovině, pohybuje se horizontálně a obsahuje až 18 sond. Obě sondy jsou poháněny pneumatickými písty s pracovním tlakem až 0.6

MPa a dosahují tak rychlosti 1,5 m/s a zrychlení do 4 g. Využitím helia jako pracovního plynu pro pohon manipulátoru jsme dosáhli zrychlení až v řádu desítek g, což bylo nezbytné při reciprocaci sondové hlavičky až za separatrix plazmatu do oblastí transportní bariéry.

Horizontální manipulátor je používán na systematická a komparativní měření parametrů plazmatu v okrajové oblasti pomocí různých typů sondových hlavic. Z toho důvodu obsahuje koncový díl horizontálního manipulátoru stejný přechodový kus jako reciprokový manipulátor na tokamaku ASDEX-Upgrade a hlavičky lze jednoduše zaměnit.

Pro charakterizaci H-módu a ELMů uvedených dále v textu byl využit horizontální manipulátor s hlavicí obsahující kombinaci Langmuirovské sondy a Ball-pen sondy umožňující mimo jiné unikátně rychlé měření profilů potenciálu plazmatu, elektronové teploty a tím také paralelního toku energie v SOL.

Sondy v divertoru tokamaku

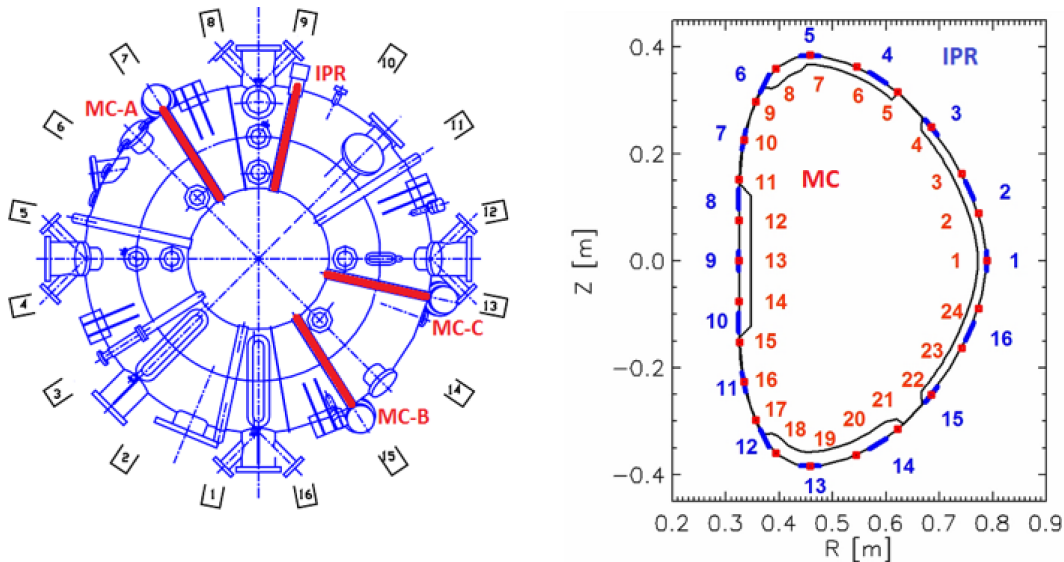
Celkem 39 Langmuirovských sond je instalováno do grafitových dlaždic v divertoru tokamaku COMPASS. Toto pole sond pokrývá 200 mm radiálně širokou oblast divertoru a poskytuje plné poloidální profily iontového nasyceného proudu a elektronové teploty včetně oblasti tzv. High Field Side i Low Field Side strike-pointů. Sondy jsou připojeny k rychlému systému sběru dat (2 MHz) a prostorové rozlišení v poloidálním směru dosahuje přibližně 5 mm (např. [64]). Sondy jsou vyrobeny z uhlíku a navrženy tak, aby odolaly vysoké tepelné zátěži v divertoru během H-módu, a to až do 3 MW/m².

3.3.3 Magnetická diagnostika

Tokamak COMPASS je vybaven unikátní magnetickou diagnostikou (celkem 440 diagnostických cívek), která pokrývá na několika toroidálních pozicích vakuovou komoru plně v poloidálním směru (obr. 3.5) a poskytuje data využívaná pro základní provoz a řízení tokamaku (napětí na závit, proud plazmatem, energie plazmatu, poloha plazmového sloupce atd.) až po sofistikované informace (tvar plazmatu, charakterizace plazmových nestabilit atd.). COMPASS je vybaven například 24 Mirnovskými cívkami pro měření lokálního poloidálního magnetického pole na 24 poloidálních polohách kolem sloupce plazmatu na jednom toroidálním úhlu, dále je to 16 vnitřních částečných Rogowského pásků pro měření magnetického pole v 16 poloidálních polohách kolem sloupce plazmatu na jednom toroidálním úhlu (v současné době jsou využívány k rekonstrukci polohy plazma), vnitřní Rogowského cívka navinutá uvnitř vakuové nádoby (měření proudu plazmatem), externí Rogowského cívka navinutá kolem vakuové nádoby a dvě diamagnetické smyčky pro měření energie plazmatu. Více informací lze nalézt např. v [57] a [65].

3.3.4 Rychlé kamery pracující ve viditelné oblasti spektra

Záření, které emituje plazma ve viditelné oblasti spektra, je na COMPASSu monitorováno několika typy rychlých kamer pozorujících různé oblasti plazmatu



Obrázek 3.5: Schéma umístění magnetické diagnostiky (Mirnov coils - MC, Internal Partial Rogowski coils - IPR) na vakuové komoře COMPASSu - v toroidálním (vlevo) a v poloidálním (vpravo) směru.

pod různými úhly. Dvě základní rychlé kamery EDICAM ([66]) s rychlostí 450 frames per second (fps) při maximálním rozlišení (1280 x 1024) a s maximální rychlostí 116 000 fps při redukovaném (16x16) rozlišení jsou využívány pro tečný pohled na plazma za účelem základního monitorování chování plazmatu a také pro pozorování interakce plazmatu s deskami divertoru. Pro měření rychlých MHD jevů a nestabilit je však rychlost těchto kamer již nedostatečná a využíváme pro tento účel ultra rychlé kamery Photron APX-RS a SA5, které poskytují rychlost až 7.000 fps při plném rozlišení 1024 x 1024 a 1 Mfps při rozlišení obrazu 64 x 16. Sofistikované zpracování signálu z těchto kamer umožňuje studovat různé typy nestabilit a oscilací plazmatu - například tzv. Geodesic Acoustic Modes, Beta-induced Alfvén Eigenmodes, filamentární strukturu ELMů atd., jak bude dále ukázáno.

3.4 Charakterizace H-modu v tokamaku COMPASS

Detailní charakterizace H-módu a doprovodných nestabilit typu ELM v tokamaku COMPASS je podrobně popsána v publikaci [K7] ([66]) (také v konferenčním příspěvku [67]), která představuje částečné završení mnohaletého úsilí o vybudování experimentálního zařízení s provozním režimem, který bude využíván také na tokamaku ITER. Dále tedy pouze shrnu nejdůležitější získané výsledky z [K7] a jejich interpretaci.

3.4.1 Charakterizace H-módu

Experimentálně je známo, že k přechodu z L- do H-módu dochází při překročení prahové hodnoty příkonu do plazmatu, respektive tzv. výkonu přes separatrix P_{sep} , přičemž fyzikální podstata náhlého vytvoření transportní bariéry v okrajovém plazmatu není dodnes zcela známa. Práh pro L-H přechod P_{LH} je dán empirickými škálovacími vztahy (např. [68])

$$P_{LH} = 2.15 n_e^{0.78} B_T^{0.77} a^{0.98} R \quad [MW, 10^{20} m^{-3}, T, m] \quad (3.1)$$

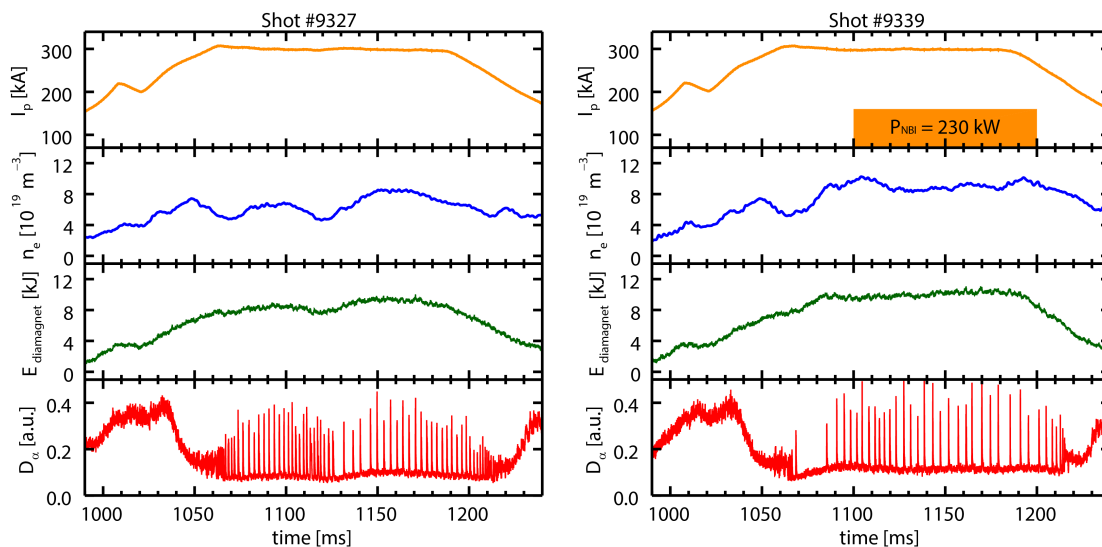
Na COMPASSu byl H-mód nejdříve dosažen v tzv. Ohmickém režimu, kdy příkon do plazmatu je dán pouze ohmickým výkonem vlečeného proudu v plazmatu. Při dosažení určité mezní hodnoty proudu plazmatem dojde k dosažení potřebné hodnoty výkonu přes separatrix a následně je pozorován L-H přechod. Pro hodnotu toroidálního magnetického pole 1.2 T dochází k L-H přechodu při cca $I_p \approx 180 kA$. Druhou možností, jak dosáhnout L-H přechodu, je depozice dostatečného výkonu ze systému pro dodatečný ohřev plazmatu - v případě tokamaku COMPASS se jedná o NBI systém. Celkový dostupný výkon NBI svazků na tokamaku COMPASS je 500 - 600 kW, což odpovídá přibližně trojnásobku výkonu potřebného pro L-H přechod při $B_T = 1.2$ T. H-mód režim pomocí NBI systému se tudíž také podařilo záhy dosáhnout, a to již při absorbovaném výkonu $P_{NBI} \approx 150 - 200$ kW.

Dalšími předpoklady pro úspěšné dosažení H-mód režimu na tokamaku COMPASS jsou:

- divertorová konfigurace magnetického pole,
- orientace tzv. grad-B driftu směrem dolů do divertoru, při které je P_{LH} minimální,
- použití deuteria jako pracovního plynu. Vodíkové a Heliové plazma vyžaduje ze zatím obecně neznámých důvodů výrazně vyšší příkon do plazmatu pro generaci L-H přechodu,
- dlouhodobé "vypečení" první stěny vakuové komory, aby bylo dosaženo mezního tlaku vakua nižšího než cca 3×10^{-6} Pa,
- pokrytí první stěny tokamaku tenkou vrstvou atomů s nízkým atomovým číslem - v případě COMPASSu jde o nanosení tenké vrstvy bóru pomocí heliového doutnavého výboje s příměsí par carboranu při teplotě stěn přibližně 150°C.

K dosažení H-módu s ELMy typu I, který bude základním provozním scénářem tokamaku ITER, je ale nutné dodávat do plazmatu alespoň dvojnásobný výkon než P_{LH} . Aby bylo možné tento scénář efektivně dosáhnout na tokamaku COMPASS, zvolili jsme NBI jako systém pro dodatečný ohřev, který má zásadní výhody oproti ohřevu pomocí ECRH ohřevu o frekvenci 60 GHz, který byl použit při provozu COMPASS-D v UKAEA Culham. V případě ECRH systému je

šíření vlny v plazmatu omezeno maximální hustotou plazmatu, která byla v případě frekvence 60 GHz výrazně nižší, než jsou hustoty standardně dosahované v COMPASSu v H-mód režimu ($n_e \approx 5 - 12 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$). Mikrovlnné záření vysílané z antén ECRH systému v COMPASS-D v UKAEA Culham nebylo tudíž plazmatem téměř absorbováno a tudíž takový systém nebyl schopen za těchto podmínek dodávat do plazmatu téměř žádný výkon.

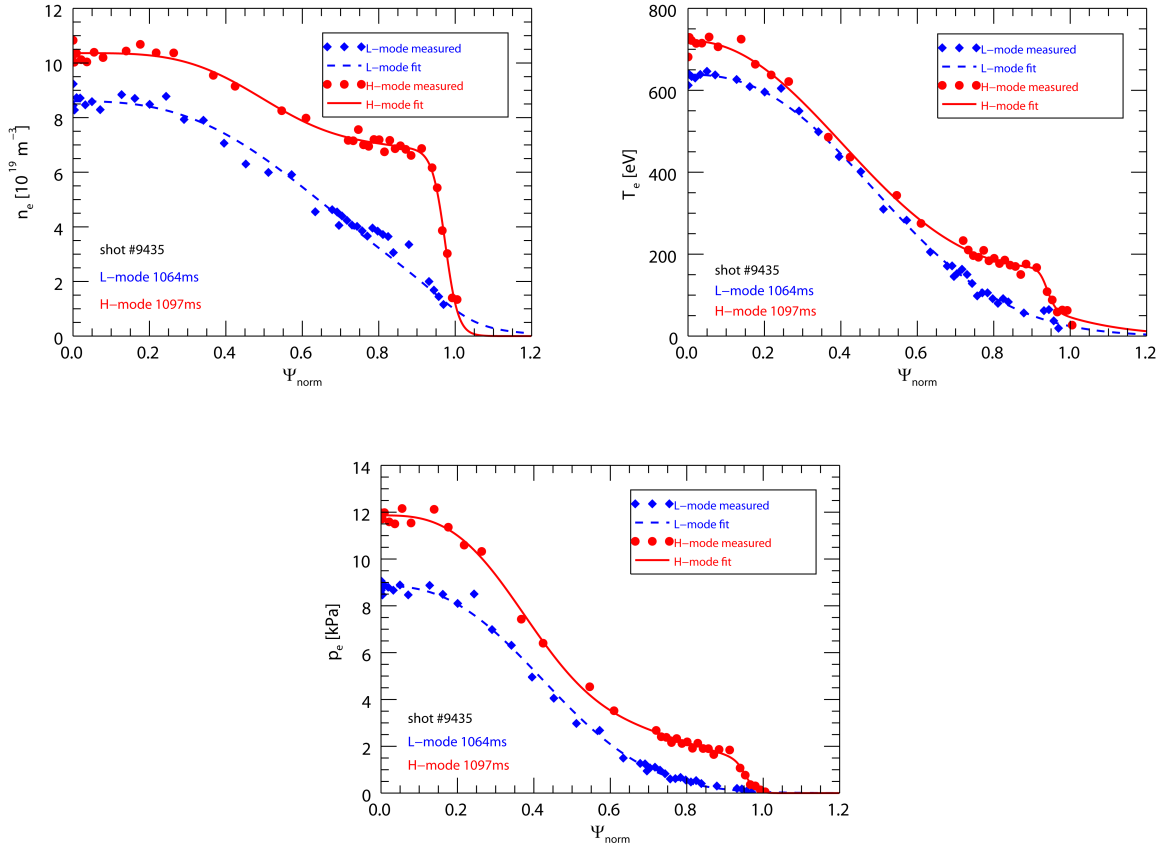


Obrázek 3.6: Vlevo: Typický vývoj ohmického H-módu generovaného v čase $t = 1063 \text{ ms}$, výboj # 9327. Vpravo: Typický vývoj H-módu generovaného pomocí NBI systému ($P_{NBI} = 230 \text{ kW}$), výboj # 9339

Detailní popis nalezených typů H-módu na tokamaku COMPASS včetně popisu metody pro jejich dosažení je uveden v [66]. Typický průběh signálů ve výbojích s Ohmickým a NBI asistovaným H-módu je ukázán v obr. 3.6. Jakmile je dosaženo hodnoty $P_{LH} \approx 15 \text{ kW/m}^2$ (pomocí Ohmického nebo NBI ohřevu), je pozorován náhlý pokles intenzity D_α signálu, což odpovídá výraznému snížení radiálního transportu částic ke stěně v důsledku náhlého vytvoření okrajové transportní bariéry (viz obr. 3.7). Bezprostředně po L-H přechodu dochází ke generaci ELMů typu-III (periodické přechodné nárůsty D_α signálu), které jsou charakteristické svoji vysokou frekvencí (400 - 1 500 Hz) a menším energetickým obsahem v jednom ELMu. Při dalším zvyšování dodávaného výkonu (resp. výkonu přes separatrix P_{sep}) dochází ke snižování frekvence těchto ELMů typu III a zároveň ke zvyšování jejich amplitudy. Při dosažení hodnoty výkonu přes separatrix přibližně 30 kW/m^2 dochází zcela k vymizení ELMů a nastává tzv. ELM-free fáze. Během této fáze nicméně dochází v důsledku potlačeného radiálního transportu částic ven z plazmatu k akumulaci nečistot v centru plazmatu, která vede k rostoucímu vyzařování v důsledku ionizace těžkých příměsí v plazmatu (C, Fe atd.) a nakonec k tzv. disrupci - k náhlému a prudkému ukončení výboje plazmatu. Pokud nicméně během této fáze dojde k dalšímu navýšení výkonu dodávaného do plazmatu, je dosažen tzv. H-mód s ELMy typu I, v kterém ELMy vykazují již výrazně nižší frekvenci (80 - 400 Hz), mají velkou amplitudu a jejich frekvence je úměrná dodávanému výkonu. Výše popsání závislost frekvence ELMů na vý-

konu přes separatrix a jejich následná kategorizace pro tokamak COMPASS je zobrazena v obr. 3.8.

Při L-H přechodu dochází v důsledku vytvoření okrajové transportní bariéry k typické změně radiálních profilů elektronové hustoty, teploty a tlaku. Tyto profily jsou po L-H přechodu v centrální oblasti plazmatu "navýšeny" o tzv. výšku pedestalu vytvořeného v okrajovém plazmatu. Typická změna těchto radiálních profilů před a po L-H přechodu na tokamaku COMPASS měřená s vysokou prostorovou přesností (cca 2-3 mm) diagnostickým systémem využívající Thomsonův rozptyl laserového svazku je zobrazena v obr. 3.7. Je zde jasně vidět generace vysokého gradientu (pedestalu) v elektronové hustotě, teplotě a následně i tlaku v blízkosti separatrix a posunu profilu uvnitř této oblasti o výšku pedestalu. Pozorovaná šířka pedestalu na COMPASSu je typicky 10 - 12 mm s maximální teplotou na vrcholu pedestalu v rozmezí 100 - 400 eV a hustotou až 10^{20} m^{-3} .



Obrázek 3.7: Radiální profily elektronové hustoty n_e , teploty T_e a tlaku p_e získané pomocí diagnostiky Thomsonova rozptylu. Modrá čára odpovídá profilům v L-módu a červená čára H-módu.

3.4.2 Charakterizace ELMů

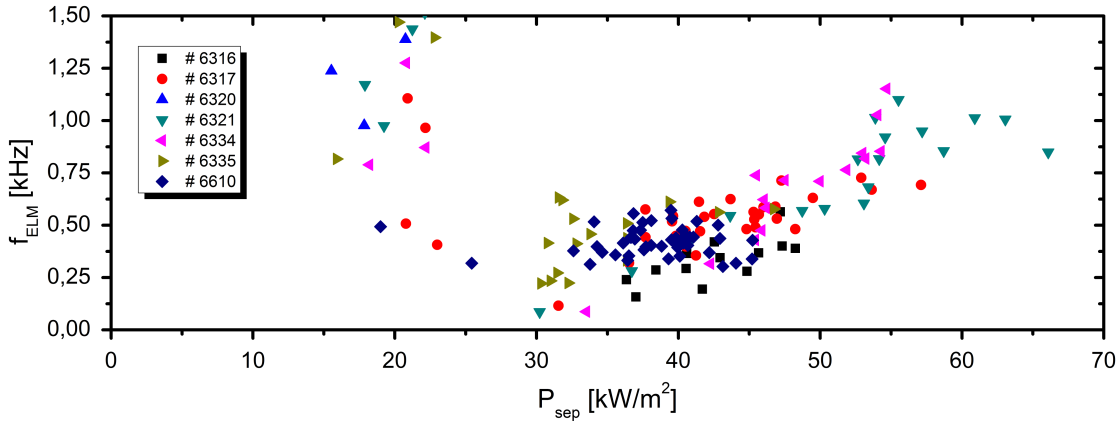
Charakterizace typů ELMů je dána především jejich frekvenční závislosti na výkonu přes separatrix P_{sep} [36], který je pro COMPASS dán vztahem

$$\left(U_p - L \frac{\partial I_{pl}}{\partial t} - I_{pl} \frac{\partial L}{\partial t} \right) I_{pl} + P_{NBI} = P_{rad} + \frac{\partial W}{\partial t} + P_{sep} \quad (3.2)$$

kde U_p je napětí na závit, L je indukčnost plazmatu (z rekonstrukce pomocí kódu EFIT), P_{NBI} je výkon dodávaný do plazmatu NBI systémy pro dodatečný ohřev, P_{rad} jsou radiační ztráty a $\delta W/\delta t$ je časová derivace celkové kinetické energie plazmatu.

Závislost frekvence ELMů na P_{sep} pro COMPASS je ukázána v obr. 3.8 pro sedm typických výbojů. Graf ukazuje, že L-H přechod nastává při dosažení hodnoty výkonu přes separatrix $P_{sep} \approx 15 \text{ kWm}^{-2}$ a je následován fází H-módu s ELMy typu III, jejichž frekvence klesá s rostoucím výkonem přes separatrix. Při dalším nárůstu P_{sep} k hodnotě přibližně 30 kWm^{-2} dochází ke generaci tzv. ELM-free fáze, tj. fáze, kdy nedochází ke generaci ELMů. Tahle fáze tedy nastane při přibližně dvojnásobném výkonu přes separatrix oproti výkonu potřebnému pro L-H přechod. Při dalším nárůstu P_{sep} jsou generovány tzv. ELMy typu I, jejichž znakem je nárůst jejich frekvence s výkonem přes separatrix. Z obr. 3.8 jsou vidět charakteristické frekvence jednotlivých typů ELMů pro COMPASS, tj. ELMy typu I jsou generovány s frekvencí v rozsahu 80 - 400 Hz a ELMy Typu III s frekvencemi 400 - 1 500 Hz.

Frekvence ELMů typu I dosažené po instalaci tokamak COMPASS v ÚFP AV ČR jsou výrazně nižší, než byly dosahovány během jeho instalace v UKAEA Culham. Důvodem pro tento jev je pravděpodobně použitý jiný typ dodatečného ohřevu (NBI versus ECRH).

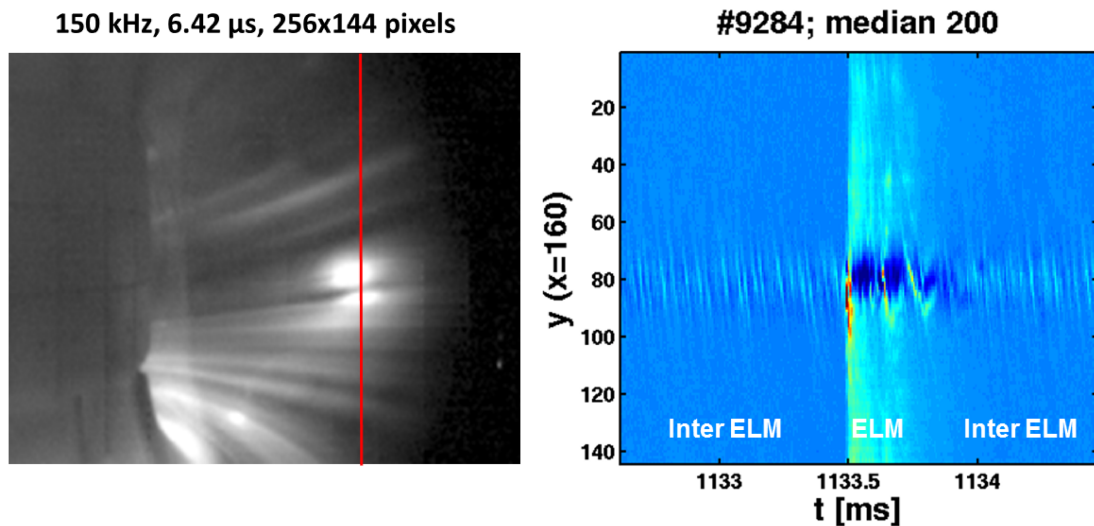


Obrázek 3.8: Škálování frekvence ELMů s výkonem přes separatrix P_{sep} pro COMPASS.

Energie, kterou z plazmatu odnášejí ELMy, představuje v posledních letech jednu z klíčových oblastí zájmu, protože výsledný tok energie a výkonu a způsob jejich depozice jak v divertoru tak i na ostatní části první stěny tokamaku jsou zásadní pro výběr budoucích materiálů první stěny a divertoru fúzních reaktorů. Přestože je již delší dobu známo, že ELMy mají filamentární strukturu (např. [69]), není zatím zřejmé, jaké parametry určují množství energie odnášené těmito filamenti k první stěně, co určuje jejich velikost a jaká je fyzikální podstata jejich

transportu. Pochopení alespoň některých těchto jevů souvisejících s ELMy může vést k jejich přesnější extrapolaci směrem k ITERu a dalším zařízením.

Filamentární strukturu ELMů na COMPASSu jsme studovali pomocí ultra rychlých kamer pracujících ve viditelné oblasti spektra a také elektrostatických sond (Langmuirovské sondy, Ball-pen sondy i jejich kombinace). Pomocí kamery Photron SA5 pozorující plazma tečně v horizontální rovině vakuové komory jsme byli schopni identifikovat jak jednotlivé ELMy, tak dokonce i jednotlivé filameny, z kterých se ELM skládá. Pro zvýraznění těchto filamentů byl použit lokální vstřík atomů deuteria pomocí piezo-ventilu na LFS a tím zvýšené lokální ionizace těchto atomů doprovázené zvýšeným vyzařováním ve viditelné části spektra. Na obr. 3.9 vlevo je vidět záběr z kamery získaný během ELMu, který jasně ukazuje strukturu filamentů v okrajovém plazmatu s vysokým poloidálním vlnovým číslem. V pravém grafu naopak ukazujeme časovou závislost signálu z vertikální řady pixelů podél červené čáry v levém obrázku procházející přes oblast se vstříkem atomů deuteria. Na obrázku je překvapivě vidět struktura malých filamentů, které jsou přítomny ve fázi mezi jednotlivými ELMy a mají charakteristickou frekvenci 20 - 40 kHz. Jakmile je vygenerován ELM, je vidět, že se skládá ze tří velkých filamentů, po kterých opět následuje série malých vysokofrekvenčních filamentů.



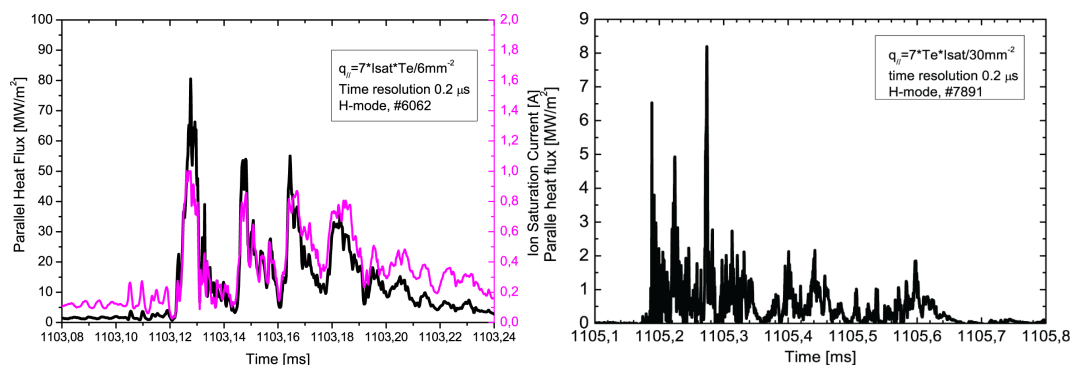
Obrázek 3.9: Vlevo: Snímek jednoho ELMu získaný pomocí ultrarychlé kamery Photron SA5 (výstřel #9284, $t = 1133,487$ ms) se vzorkovací frekvencí 150 kHz, dobou expozice $6.42 \mu\text{s}$ a rozlišením 256×144 pixelů. Světlý bod odpovídá vstříkování neutrálního plynu při plnění plazmatu deuteriem. Vpravo: Časový vývoj signálu podél řady pixelů vyznačené na obrázku vlevo pomocí červené čáry a po odečtení signálu na pozadí.

Detailnější měření filamentární struktury ELMů, a tentokrát včetně jejich elektronové teploty a hustoty toku energie, jsme získali pomocí měření kombinací Langmuirovské sondy a Ball-pen sondy umístěných buď na horizontálním recipročním manipulátoru a nebo v divertorových deskách. Kombinace Langmuirovské a Ball-pen sondy, kdy obě pracují v tzv. plovoucím režimu, umožňuje získat ze znalostí těchto veličin lokální teplotu elektronů, a to s rozlišením daným pouze

rychlostí sběru dat [70], [71]. Standardně jsme tedy měřili tyto veličiny s časovým rozlišením $1 \mu\text{s}$ a větším, což neumožňuje žádná jiná sondová technika.

Obr. 3.10 vlevo ukazuje vývoj elektronové teploty a hustoty paralelního toku výkonu v SOL během jednoho ELMu měřený touto kombinací sond umístěnou na horizontálním manipulátoru. Jsou zde jasně pozorovatelné čtyři filameny v rámci jednoho ELMu s maximální hodnotou paralelního toku výkonu přes 80 MW/m^2 (viz [66]). Před příchodem ELMu jsou zde také patrné oscilace na obou signálech (ELM prekurzor) s charakteristickou frekvencí 150 - 200 kHz během posledních $20 \mu\text{s}$ před začátkem ELMu. Podobný typ oscilací elektronové teploty byl také nedávno pozorován na tokamaku ASDEX Upgrade.

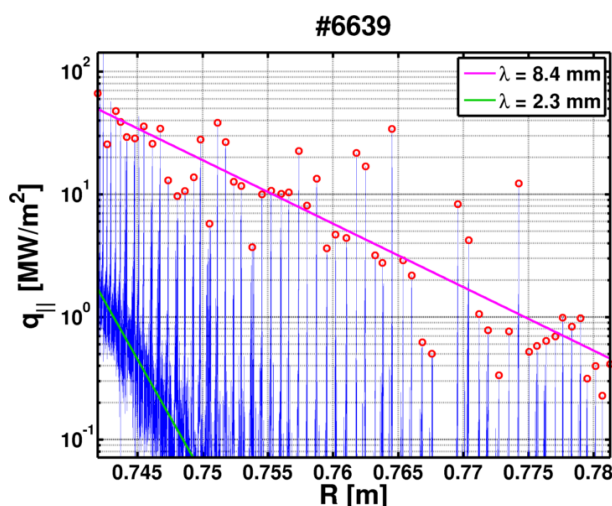
V oblasti divertorového plazmatu jsme provedli detailní měření struktury ELMu pomocí LP a BPP sondy umístěných ve vzdálenosti několika centimetrů od tzv. vnějšího "strike-point". Paralelní hustota výkonu během ELMu měřena v této lokalitě je ukázána v obr. 3.10 vpravo. Zde je jednak vidět odlišný tvar ELMu (obálky filamentární struktury), než tvar získaný měřením pomocí horizontální reciproké sondy v ekvatoriální rovině tokamaku a je také opět jasně vidět filamentární struktura. Naměřený signál nicméně obsahuje výrazně vyšší úroveň fluktuací, což je pravděpodobně způsobeno intenzivnější turbulencí v divertorovém plazmatu. Detaily výsledků lze nalézt v [66]. V roce 2016 bude v COMPASSu instalováno pole 50 Ball-pen a Langmuirovských sond do divertoru COMPASSu, což umožní unikátní měření těchto parametrů v divertorovém plazmatu a rozklíčování rolí jednotlivých veličin.



Obrázek 3.10: Vlevo: Časový vývoj paralelního toku energie (iontového nasyceného proudu) měřeného kombinací BPP a LP během jednoho ELMu se submikrosekundovým rozlišením na tzv. Low-Field Side ve výstřelu #6062 (vlevo) a v oblasti divertoru (vpravo).

V posledních letech se do popředí zájmu fyziků dostalo měření radiálních profilů parametrů plazmatu v SOL a jejich porozumění v důsledku optimalizace interakce plazmatu s komponenty první stěny ITERu i budoucích fúzních reaktorů. V současné době je tvar těchto komponent v ITERu včetně vzdálenosti separatrix od nich navržen dle měření a extrapolace těchto parametrů pro L-móde i H-móde ze současných zařízení. Nicméně v případě H-módu byly v minulosti uvažovány pouze profily a toky energie ve fázi výboje mezi jednotlivými ELMy. Na COMPASSu jsme nicméně provedli unikátní měření pomocí výše zmíněné kombinace LP a BPP, kdy se tyto sondy umístěné na hlavici horizontální reciproké sondy, ra-

diálně pohybovaly směrem k separatrix a zpět během H-módu s ELMy. Během pohybu dokázaly získat informace o radiálním profilu iontového nasyceného proudu, elektronové teplotě a paralelním toku výkonu se sub-mikrosekundovým rozlišením, tj. rozlišily detailní strukturu jednotlivých mnoha desítek ELMů během jednoho výboje. Jestliže pak srovnáme charakteristickou vzdálenost, s kterou klesá paralelní hustota výkonu ve fázi mezi jednotlivými ELMy ($\lambda \approx 2$ mm) oproti charakteristické vzdálenosti, s kterou klesají maxima této veličiny pro jednotlivé ELMy ($\lambda \approx 8$ mm), dostaneme až čtyřnásobný rozdíl (viz obr. 3.11). To znamená, že plazma odnášené filameny jednotlivých ELMů je transportováno do výrazně větší vzdálenosti od separatrix směrem ke stěně reaktoru než plazma mezi ELMy, kdy dochází primárně k turbulentnímu transportu částic a energie. Toto pozorování vzbudilo ve fúzní komunitě vysoký zájem, protože může mít zásadní vliv na návrh komponent první stěny, jejich přijatelné vzdálenosti od separatrix z pohledu její životnosti i na tvar separatrix samotné. Detailní studie, které umožní extrapolaci těchto dat k ITERu, jsou nyní v přípravě na tokamaku COMPASS.

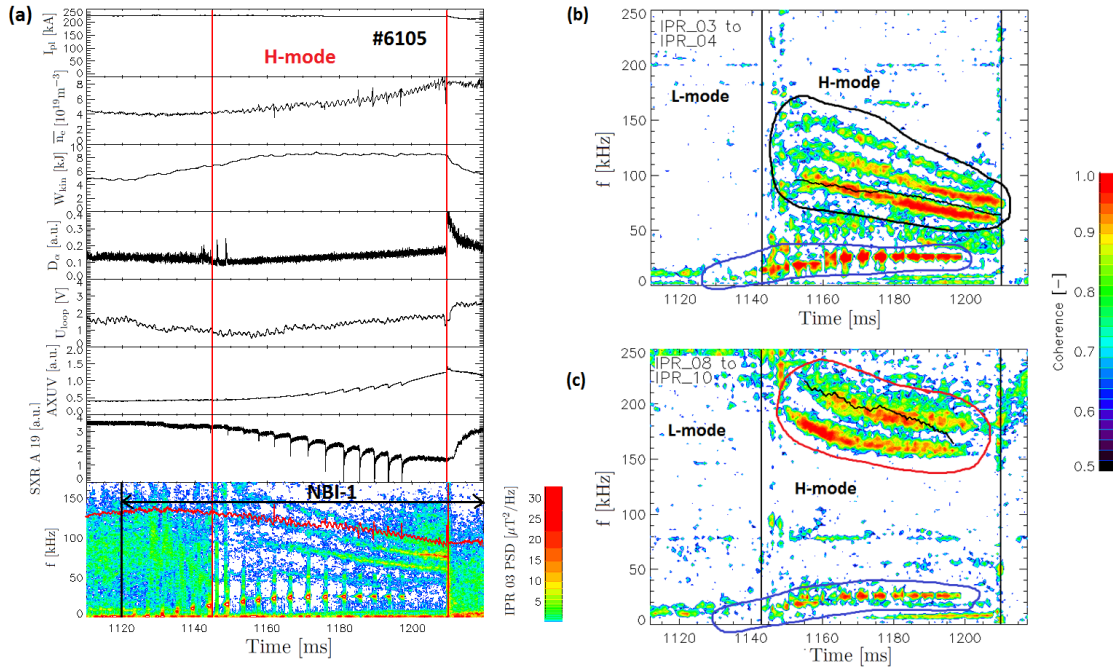


Obrázek 3.11: Paralelní tok energie měřený kombinací LP a BPP umístěných na horizontálním reciprokém manipulátoru a získaný během jediné reciprokace v H-módu s ELMy (#6639). Růžová čára odpovídá fitu radiálního poklesu maximálních hodnot toku během ELMů a zelená naopak fitu odpovídající hodnotám mezi jednotlivými ELMy.

3.5 Kvazikoherentní módy v H-módu

Koherentní a kvazikoherentní elektromagnetické oscilace hrají důležitou roli v udržení plazmatu v tokamacích a vyskytují se jak v L- tak i v H-módu. Pomocí unikátní magnetické diagnostiky tokamaku COMPASS jsme spolu se sondovými diagnostikami identifikovali a popsali v publikaci [K8] ([72]) tři hlavní typy kvazikoherentních módů s frekvencemi v rozsahu $5 \text{ kHz} < f < 250 \text{ kHz}$, které jsou vyznačené v obr. 3.12. V dalším textu se zaměřuji především na ty, které ovlivňují kvalitu udržení plazmatu v H-módu. Zásadní téma pro oblast vlivu kvazikoherentních módů na udržení plazmatu je studium především tzv. Afvénovských

módů, které se vyznačují závislostí jejich frekvence na hustotě jako $f \approx n_e^{-1/2}$. Afvénovské módy mohou totiž hrát důležitou roli v chování a udržení plazmatu v budoucích termonukleárních reaktorech, protože jejich fázová rychlost je blízká rychlosti α -částic - produktů termonukleární reakce. To může vést k silné vzájemné interakci s významnými důsledky pro udržení plazmatu. Proto je důležité pochopit generaci a chování těchto typu módů stejně jako možnosti jejich řízení a tlumení.



Obrázek 3.12: Kvazikoherentní módy pozorované pomocí magnetické diagnostiky. (a) Globální parametry výboje #6105 a frekvenční spektrum měřené cívkou IPR03, kde červená křivka reprezentuje závislost $f \sim n^{-1/2}$ (n je hustota plazmatu ustředněná přes vertikální chordu). (b) Koherence mezi cívkami IPR03 a IPR04 nacházejícími se na LFS a ukazující strukturu (ballooning) módů ve frekvenčním rozsahu 50 - 150 kHz, která je zvýrazněna černou uzavřenou křivkou. (c) Koherence mezi cívkami IPR08 a IPR10 nacházejícími se na HFS a ukazující strukturu (antibalooning) módů ve frekvenčním rozsahu 150 - 250 kHz, která je zvýrazněna červenou uzavřenou křivkou a vykazuje také $f \sim n^{-1/2}$ závislost. Modrou uzavřenou křivkou jsou v (b) i (c) vyznačeny módy se střední frekvencí pozorované jak na LFS, tak i na HFS.

V plazmatu tokamaku COMPASS jsme identifikovali tyto tři typy koherentních a kvazikoherentních módů:

Nízkofrekvenční módy ($f < 20$ kHz)

Tyto módy se vyskytují v plazmatu tokamaku COMPASS často a jsou detekovány všemi Mirnovskými cívkami (MC). Analýza poloidálně rozlišeného měření pomocí těchto cívek poskytuje cross-fázi dvou signálů, kterou lze využít pro určení poloidální vlnové délky, fázové rychlosti a vlnového čísla m daného módu. Analýza těchto módů pomocí výpočtu jejich koherence ukázala, že se jedná o módy

s poloidálním vlnovým číslem $m = 4$ a $m = 2$, které byly identifikovány rotující magnetické ostrovy tzv. tearing nestability.

Módy se střední frekvencí ($20 < f < 50$ kHz)

Jedná se o kvazikoherentní fluktuační plazmatu, jejichž existence je korelována se vstřikem NBI, a to jak v L-módu, tak i v H-módu. Jejich typická frekvence se nachází v rozsahu $20 < f < 50$ kHz. Analýza signálu z MC a IPR cívek stejně jako SXR tomografické rekonstrukce prokazuje rotaci těchto módů ve směru diamagnetického driftu iontů. Jejich amplituda vzrůstá před kolapsem pilové nestability, zatímco po kolapsu módy vymizí. Z kombinované analýzy dat ze všech výše zmíněných diagnostických systémů lze usuzovat, že se jedná smyčkovou nestabilitu s poloidálním vlnovým číslem $m = 1$ a s periodickým vertikálním posunem.

Vysokofrekvenční módy ($50 < f < 250$ kHz)

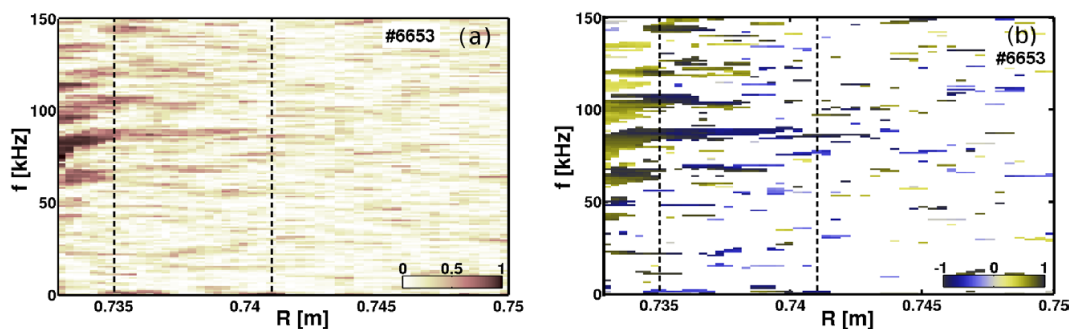
Jedná se o módy, jejichž typické chování je ukázáno v obr. 3.12 a vyskytují se pouze v H-módu. Některé z těchto módů jsou pozorovatelné pouze na LFS, proto perturbace asociovaná s těmito módy nevykazuje poloidální symetrii. Naopak, tyto módy vykazují jasnou asymetrii s charakterem podobným „balooning“ nestabilitě a jejich frekvence se nachází typicky v oblasti $50 < f < 150$ kHz. Souběžně jsou však pozorovány také módy vyskytující se na pouze na HFS, které mají jasný „anti-ballooning“ charakter a jejich frekvence je typicky v rozmezí $150 < f < 250$ kHz. Oba tyto „ballooning“ a „anti-ballooning“ módy se vyskytují ve výboji souběžně, jak je ukázáno v obr. 3.12 (b) a (c).

Anti-ballooning módy vykazují vyšší frekvenci a jejich poloidální vlnové číslo lze pouze odhadnout jako $m < 8$ z důvodu omezení diagnostického rozlišení. Pro ballooning módy poskytuje analýza signálů poloidální vlnové číslo přibližně $m = 5$.

Oba tyto typy módů rotují ve směru diamagnetického driftu elektronů a jak bylo řečeno výše, vyskytují se pouze v části výboje odpovídající režimu s vyšším udržením.

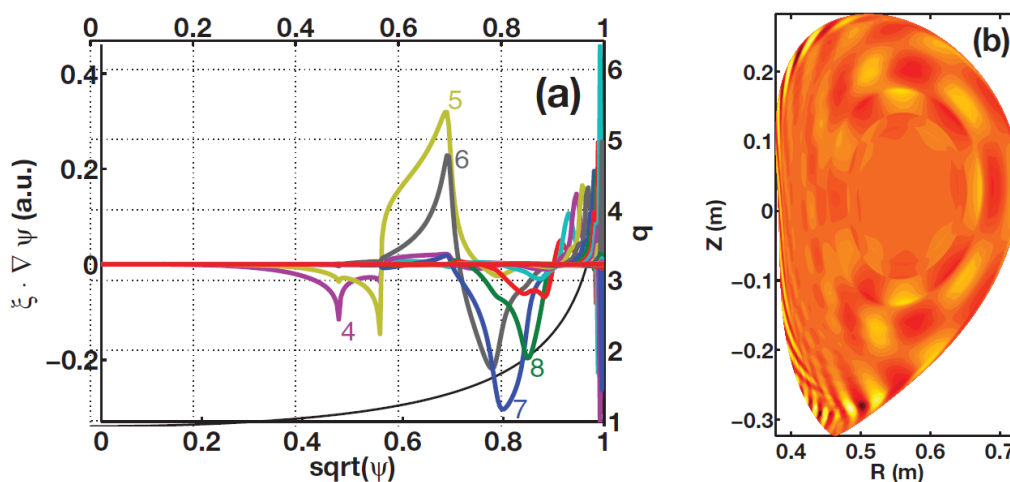
Tyto vysokofrekvenční módy jsou viditelné také na řadě dalších diagnostik včetně sondových systémů. Proto jsme provedli měření pomocí Ball-pen sond a Langmuirovských sond umístěných na horizontálním reciprokém manipulátoru, které poskytlo unikátní informace o lokalizaci některých těchto vysokofrekvenčních módů. Experiment spočíval v měření koherence a cross-fáze mezi potenciálem plazmatu V_{BPP} získaným pomocí BPP na LFS a magnetickými fluktuacemi měřenými IPR03 cívkou. BPP umístěná na sondové hlavici se pohybovala z počáteční pozice vně plazmatu směrem do centra plazmatu a zpět během jednoho výboje.

Obr. 3.13 ukazuje výslednou koherenci a cross-fázi mezi IPR03 a V_{BPP} signálem mapovaným na radiální polohu sondy, přičemž jsou použita pouze data z pohybu sondy směrem do plazmatu. Přímé měření potenciálu plazmatu pomocí BPP umožňuje určit radiální polohu, kde je radiální elektrické pole nulové, $E_r = 0$, což odpovídá maximu nebo minimu potenciálu plazmatu označenými v obr. 3.13 čárkovanými čarami. Oblast mezi nimi odpovídá radiálnímu rozsahu tzv. vrstvy se střížnou rotací plazmatu (pedestal). Jak ukazuje obr. 3.13, zatímco vně maxima potenciálu plazmatu nejsou pozorovány žádné kvazikoherentní módy, směrem



Obrázek 3.13: Pozorování "balooning" módů v režimu H-módu v tokamaku COM-PASS (#6653) pomocí BPP mapované na radiální polohu sondy R na LFS. (a) Spektrogram koherence mezi magnetickými fluktuacemi měřenými cívkou IPR03 na LFS a potenciálem plazmatu měřeným BPP; (b) Spektrogram cross-fáze.

dovnitř plazmatu jsou vidět výrazné oblasti s vysokou koherencí ($\text{Coh} = 0.9$) mezi dvěma signály. To tedy poskytuje jasný důkaz pro lokalizaci těchto vysokofrekvenčních "balooning" módů do oblasti okrajového plazmatu až po lokální maximum potenciálu plazmatu, které se zřejmě nachází uvnitř separatrix, tj. oblast výskytu těchto módů odpovídá přibližně poloze pedestalu plazmatu. Vzhledem k radiálnímu pohybu sondové hlavice rychlostí přibližně $v_r \sim 1$ mm/ms odpovídá každá radiální poloha v obr. 3.13 rozdílnému časovému momentu a tudíž pozorovaná změna frekvence a fáze odpovídá spíše časovému vývoji módu než jeho radiální struktuře.



Obrázek 3.14: Výsledek modelu výboje #6358 pomocí kódu KINX ukazující na existenci TAE módů s $n = 4$, $m = 5$, $m = 6$, $f = 147$ kHz. (a) Struktura jednotlivých módů prostorových posunutí plazmatu kolmo k magnetickým povrchům; (b) Poloidální průřez strukturou módu v plazmatu.

Identifikace typu vysokofrekvenčních módů stejně jako zjištění, zda mají tzv. Alfvénovský charakter, není jednoduchá především díky slabému měřenému signálu. Ve spolupráci s kolegy s Kurčatova ústavu v Moskvě jsme využili pro

tyto účely lineární MHD numerický kód KINX [73] (příklad modelu je uveden v obr. 3.14). Modelování prokázalo, že vysokofrekvenční módy s frekvencí v oblasti $150 < f < 250$ kHz a mající "antiballooning" charakter jsou tzv. Toroidal Alfvén Eigenmodes (TAE) s vlnovými čísly $m, n < 9$. Vysokofrekvenční módy s frekvencí v oblasti $50 < f < 150$ kHz a mající "ballooning" charakter jsou tzv. Beta-induced Alfvén Eigenmodes (BAE) s vlnovými čísly $m, n < 5$.

I přes úspěšnou identifikaci naměřených módů a získání unikátních dat o lokalizaci BAE módů do oblasti pedestalu stále zůstává nejasný fyzikální mechanismus, který tyto módy v H-módu, a to jak generovaném pomocí NBI tak i ohmicky, budí. Ten může být způsoben jak velkými gradienty tlaku vyskytujícími se v okrajové oblasti plazmatu v H-módu tak i existencí rychlých částic. Nalezení těchto mechanismů je tedy předmětem našeho dalšího výzkumu.

4. Závěr a perspektivy

V této práci jsem se věnoval formou komentování přiložených publikací shrnutí nových poznatků, které jsme dosáhli v oblasti fyziky okrajového plazmatu na tokamacích. Tyto studie byly provedeny na tokamaku COMPASS, který jsme za účelem studia okrajového plazmatu v režimech podobných režimům očekávaným na budoucím fúzním reaktoru ITER, vybudovali v ÚFP AV ČR. V práci jsem shrnul jeho dosažené parametry, které ovlivňují chování okrajového plazmatu, a popsal některé z nově vyvinutých pokročilých diagnostik zaměřených na tuto oblast plazmatu a vykazující unikátní prostorová nebo časová rozlišení. Hlavní část práce se zabývá shrnutím výsledků týkajících se dosažení režimu s vysokým udržením plazmatu (H-módu) na COMPASSu, a to jak v tzv. ohmickém režimu, tak generovaného za asistence dodatečného ohřevu plazmatu, tj. NBI systému. Tento režim je detailně popsán včetně parametrů pedestalu, tedy oblasti s okrajovou transportní bariérou. Velká pozornost je také věnována nestabilitám doprovázející H-mód – tzv. ELMům, které jsou zde charakterizovány a je provedena jejich kategorizace pro COMPASS na základě obecně uznávaných kritérií.

Další část práce se věnuje detailnímu studiu struktury nestability typu ELM se zaměřením na její filamentární strukturu. Využili jsme zde jak vysokorychlostních kamer pracujících ve viditelné oblasti spektra, tak i kombinaci tzv. Ball-pen sond a Langmuirovských sond instalovaných jak na posuvném reciprokačním manipulátoru, tak i v divertoru. Zatímco kamery nám poskytly informace o prostorových módech filamentů tvořících ELMy a o MHD aktivitách v periodě mezi dvěma po sobě následujícími ELMy, výše zmíněná kombinace sond naopak dodala informace o elektronové teplotě a hustotě v jednotlivých filamentech, z kterých lze posléze odvodit paralelní hustotu energie v jednotlivých filamentech. Tato unikátní měření také poskytla informace o radiálním profilu paralelní hustoty energie v ELMech v SOL, který klesá s výrazně menším gradientem než v periodě mezi ELMy, a může mít tudíž závažné následky pro interakci plazmatu s materiálem první stěny v budoucích reaktorech.

Poslední část práce pojednává o měření, charakterizaci a modelování kvazi-koherentních módů v tokamaku COMPASS s důrazem na ty, které se vyskytují v H-módu. Prokázali jsme existenci tzv. Toroidal Alfvén Eigenmodes a Beta-induced Alfvén Eigenmodes a pomocí unikátního experimentu jsme lokalizovali BAE do oblasti pedestalu. Nicméně fyzikální mechanismus, který budí tyto módy, zatím nalezen nebyl a je předmětem našeho budoucího zkoumání.

Na závěr lze tedy říci, že i přes významný pokrok v oblasti porozumění fyzice okrajového plazmatu, okrajové transportní bariéry, ELMů, toků v plazmatu, kvazi-koherentním módům v posledních letech, existuje pořád řada souvisejících jevů a mechanismů, které nejsou dosud zcela pochopeny a jsou přitom zásadní pro extrapolaci k budoucím fúzním reaktorům. V příštích letech se tedy chceme v této oblasti detailněji zaměřit na tokamaku COMPASS na charakterizaci šíření ELMů v divertorovém plazmatu a studium jevů ovlivňujících L-H přechod pomocí dvou unikátních diagnostik – radiálního pole 50 divertorových Ball-pen a Langmuirovských sond a rychlé termografie divertoru pomocí ultra-rychlé infra-červené kamery pozorující oblast divertoru (pracující s frekvencí až 40 kHz). Detailněji se

také budeme věnovat studiu vlivu kvazikoherentních módů na udržení plazmatu, zejména Alfvénovských módů, ale také tzv. geo-akustických módů a zonálních toků v plazmatu s různým izotopickým složením a jejich vlivu na L-H přechod, což reprezentuje jeden z prioritních problémů ITERu. Dalším důležitým tématem, jehož studium již na COMPASSu započalo, je vliv externích magnetických perturbací na plazma a na potlačení nestabilit typu ELM. Všechna tato témata reprezentují priority evropského fúzního programu koordinovaného konsorciem EUROfusion a experimenty na tokamaku COMPASS by měly významným způsobem přispět pochopení jejich fyzikální podstaty.

Seznam použité literatury

- [1] F. Jenko, W. Dorland, and G.W. Hammet. Critical gradient formula for toroidal electron temperature gradient modes. *Physics of Plasmas*, 8(9):4096–4104, 2001.
- [2] J. Candy and R.E. Waltz. Anomalous transport scaling in the DIII-D tokamak matched by supercomputer simulation. *Physical Review Letters*, 91(4):045001/1–045001/4, 2003.
- [3] F. Wagner, G. Becker, K. Behringer, D. Campbell, A. Eberhagen, W. Engelhardt, G. Fussmann, O. Gehre, J. Gernhardt, G.V. Gierke, G. Haas, M. Huang, F. Karger, M. Keilhacker, O. Kleber, M. Kornherr, K. Lackner, G. Lisitano, G.G. Lister, H.M. Mayer, D. Meisel, E.R. Muller, H. Murmann, H. Niedermeyer, W. Poschenrieder, H. Rapp, H. R=Rohr, F. Schneider, G. Siller, E. Speth, A. Stabler, K.H. Steuer, G. Venus, and O. Vollmer. Regime of improved confinement and high beta in neutral-beam-heated divertor discharges of the ASDEX tokamak. *Physical Review Letters*, 49(19):1408–1412, 1982.
- [4] F. Wagner, G. Fussmann, T. Grave, M. Keilhacker, M. Kornherr, K. Lackner, K. McCormick, E.R. Muller, A. Stabler, G. Becker, K. Bernhardt, U. Ditte, A. Eberhagen, O. Gehre, J. Gernhardt, G.v. Gierke, E. Glock, O. Gruber, G. Haas, M. Hesse, G. Janeschitz, F. Karger, S. Kissel, O. Kleber, G. Lisitano, H.M. Mayer, D. Meisel, V. Mertens, H. Murmann, W. Poschenrieder, H. Rapp, H. Rahr, F. Ryter, F. Schneider, G. Siller, P. Smeulders, F. Saldner, E. Speth, K.-H. Steuer, Z. Szymanski, and O. Vollmer. Development of an Edge Transport Barrier at the H-mode transition of ASDEX. *Physical Review Letters*, 53(15):1453–1456, 1984.
- [5] J. Jacquinot. Deuterium-tritium operation in magnetic confinement experiments: Results and underlying physics. *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 41(3A):A13–A46, 1999.
- [6] J.L. Terry, E.S. Marmor, R.B. Howell, J. Snipes, D.K. Owens, G.L. Schmidt, D.K. Mansfield, D.M. Meade, J.D. Strachan, M.G. Bell, M. Bitter, A. Cavallo, P.L. Colestock, P.C. Efthimion, E.D. Fredrickson, and R.J. Goldston. Impurity and deuterium pellet studies on tftr. pages 393–402, 1991.
- [7] G.L. Jackson, J. Winter, T.S. Taylor, K.H. Burrell, J.C. Deboo, C.M. Greenfield, R.J. Groebner, T. Hodapp, K. Holtrop, E.A. Lazarus, L.L. Lao, S.I. Lippmann, T.H. Osborne, T.W. Petrie, J. Phillips, R. James, D.P. Schissel, E.J. Strait, A.D. Turnbull, and W.P. West. Regime of very high confinement in the boronized DIII-D tokamak. *Physical Review Letters*, 67(22):3098–3101, 1991.
- [8] B. Unterberg, A.M. Messiaen, J. Ongena, M. Brix, G. Bertschinger, J. Boedo, G. Bonheure, M. Ciotti, Th. Denner, F. Durodie, P. Dumortier, K.H. Finken, G. Fuchs, R. Jaspers, Y.M. Kim, R. Koch, L. Kannen, H.R. Koslowski,

- A. Krammer-Flecken, A. Lysoivan, G. Mank, G. Van Oost, A. Pospieszczyk, V. Philipps, J. Rapp, U. Samm, B. Schweer, G. Telesca, M.Z. Tokar, R. Uhlemann, P.E. Vandenplas, M. Vervier, G. Waidmann, G. Van Wassenhove, F. Weschenfelder, R.R. Weynants, and G.H. Wolf. The influence of plasma-edge properties on high confinement discharges with a radiating plasma mantle at the tokamak TEXTOR-94. *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 39(12B):B189–B206, 1997.
- [9] J.G. Cordey, B. Balet, D. Campbell, C.D. Challis, J.P. Christiansen, C. Gormezano, C. Gowers, D. Muir, E. Righi, G.R. Saibene, P.M. Stubberfield, and K. Thomsen. A review of the dimensionless parameter scaling studies. *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 38(12A):A67–A75, 1996.
- [10] J.W. Connor, T. Fukuda, X. Garbet, C. Gormezano, V. Mukhovatov, M. Wakatani, M. Greenwald, A.G. Peeters, F. Ryter, A.C.C. Sips, R.C. Wolf, E.J. Doyle, P. Gohil, C.M. Greenfield, J.E. Kinsey, E. Barbato, G. Bracco, Yu. Baranov, A. Becoulet, P. Buratti, L.-G. Ericsson, B. Esposito, T. Hellsten, F. Imbeaux, P. Maget, V.V. Parail, T. Fukuda, T. Fujita, S. Ide, Y. Kamada, Y. Sakamoto, H. Shirai, T. Suzuki, T. Takizuka, G.M.D. Hogeweij, Yu. Esipchuk, N. Ivanov, N. Kirneva, K. Razumova, T.S. Hahm, E.J. Synakowski, T. Aniel, X. Garbet, G.T. Hoang, X. Litaudon, J. Weiland, B. Unterberg, A. Fukuyama, K. Toi, S. Lebedev, V. Vershkov, and J.E. Rice. A review of internal transport barrier physics for steady-state operation of tokamaks. *Nuclear Fusion*, 44(4):R1–R49, 2004.
- [11] R.C. Wolf. Internal transport barriers in tokamak plasmas. *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 45(1):R1–R91, 2003.
- [12] A.C.C. Sips. Advanced scenarios for ITER operation. *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 47(5 A):A19–A40, 2005.
- [13] S. Von Goeler, W. Stodiek, and N. Sauthoff. Studies of internal disruptions and $m=1$ oscillations in tokamak discharges with soft-x-ray techniques. *Physical Review Letters*, 33(20):1201–1203, 1974.
- [14] Robert J Goldston. Energy confinement scaling in tokamaks: some implications of recent experiments with ohmic and strong auxiliary heating. *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 26(1A):87, 1984.
- [15] M. Greenwald, R. Boivin, P. Bonoli, R. Budny, C. Fiore, J. Goetz, R. Granetz, A. Hubbard, I. Hutchinson, J. Irby, B. LaBombard, Y. Lin, B. Lipschultz, E. Marmor, A. Mazurenko, D. Mossessian, T. Sunn Pederesen, C.S. Pitcher, M. Porkolab, J. Rice, W. Rowan, J. Snipes, G. Schilling, Y. Takase, J. Terry, S. Wolfe, J. Weaver, B. Welch, and S. Wukitch. Characterization of enhanced D_α high-confinement modes in Alcator C-Mod. *Physics of Plasmas*, 6(5 I):1943–1949, 1999.
- [16] C.M. Greenfield, K.H. Burrell, J.C. DeBoo, E.J. Doyle, B.W. Stallard, E.J. Synakowski, C. Fenzi, P. Gohil, R.J. Groebner, L.L. Lao, M.A. Makowski, G.R. McKee, R.A. Moyer, C.L. Rettig, T.L. Rhodes, R.I. Pinsker, G.M.

- Staebler, and W.P. West. Quiescent double barrier regime in the DIII-D tokamak. *Physical Review Letters*, 86(20):4544–4547, 2001.
- [17] ASDEX Team. The H-mode of ASDEX. *Nuclear Fusion*, 29(11):1959, 1989.
- [18] J.A. Snipes, M. Greenwald, A. Hubbard, O.J.W.F. Kardaun, A. Kus, F. Rytter, U. Stroth, S.J. Fielding, M. Valovic, J.C. DeBoo, T.N. Carlstrom, D.P. Schissel, E. Righi, K. Thomsen, J.G. Cordey, T. Fukuda, Y. Kamada, T. Matsuda, Y. Miura, M. Mori, M. Sato, T. Takizuka, H. Tamai, K. Tsuchiya, S.M. Kaye, and Y. Martin. Latest results on the H-mode threshold using the international H-mode threshold database. *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 42(SUPPL. 5A):A299–A308, 2000.
- [19] W. Suttrop, M. Kaufmann, H.J. De Blank, B. Brasehaber, K. Lackner, V. Mertens, H. Murmann, J. Neuhauser, F. Rytter, H. Salzmann, J. Schweinzer, J. Stober, and H. Zohm. Identification of plasma-edge-related operational regime boundaries and the effect of edge instability on confinement in ASDEX Upgrade. *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 39(12):2051–2066, 1997.
- [20] J.W. Connor, R.J. Hastie, H.R. Wilson, and R.L. Miller. Magnetohydrodynamic stability of tokamak edge plasmas. *Physics of Plasmas*, 5(7):2687–2700, 1998.
- [21] L.L. Lao, Y. Kamada, T. Oikawa, L.R. Baylor, K.H. Burrell, V.S. Chan, M.S. Chance, M.S. Chu, J.R. Ferron, T. Fukuda, T. Hatae, A. Isayama, G.J. Jackson, A.W. Leonard, M.A. Makowski, J. Manickam, M. Murakami, M. Okabayashi, T.H. Osborne, P.B. Snyder, E.J. Strait, S. Takeji, T. Takizuka, T.S. Taylor, A.D. Turnbull, K. Tsuchiya, and M.R. Wade. Dependence of edge stability on plasma shape and local pressure gradients in the DIII-D and JT-60U tokamaks. *Nuclear Fusion*, 41(3):295–300, 2001.
- [22] J.M. Greene and M.S. Chance. Second region of stability against ballooning modes. *Nuclear Fusion*, 21(4):453–464, 1981.
- [23] O. Pogutse and Yu. Igitkhanov. Alfvén - drift turbulence suppression as triggering mechanism for LH transition. *Czechoslovak Journal of Physics*, 48(SUPPL. 2):39–49, 1998.
- [24] Yu. Igitkhanov, G. Janeschitz, G.W. Pacher, M. Sugihara, H.D. Pacher, D.E. Post, E. Solano, J. Lingertat, A. Loarte, T. Osborne, O.P. Pogutse, M. Shimada, and W. Suttrop. Edge parameter operational space and trajectories for ITER. *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 40(5):837–844, 1998.
- [25] W. Suttrop, O. Gruber, B. Kurzan, H.D. Murmann, J. Neuhauser, J. Schweinzer, J. Stober, and W. Treutterer. Effect of plasma shape variation on ELMs and H-mode pedestal properties in ASDEX Upgrade. *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 42(SUPPL. 5A):A97–A102, 2000.

- [26] B. Lipschultz, B. LaBombard, E.S. Marmor, M.M. Pickrell, J.L. Terry, R. Watterson, and S.M. Wolfe. Marfe: An edge plasma phenomenon. *Nuclear Fusion*, 24(8):977–988, 1984.
- [27] G. Saibene, R. Sartori, A. Loarte, D.J. Campbell, P.J. Lomas, V. Parail, K.D. Zastrow, Y. Andrew, S. Sharapov, A. Korotkov, M. Becoulet, G.T.A. Huysmans, H.R. Koslowski, R. Budny, G.D. Conway, J. Stober, W. Suttrop, A. Kallenbach, M. Von Hellermann, and M. Beurskens. Improved performance of ELMy H-modes at high density by plasma shaping in JET. *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 44(9):1769–1799, 2002.
- [28] J. Stober, O. Gruber, A. Kallenbach, V. Mertens, F. Ryter, A. Stabler, W. Suttrop, and W. Treutterer. Effects of triangularity on confinement, density limit and profile stiffness of H-modes on ASDEX Upgrade. *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 42(SUPPL. 5A):A211–A216, 2000.
- [29] M. Greenwald, J.L. Terry, S.M. Wolfe, S. Ejima, M.G. Bell, S.M. Kaye, and G.H. Neilson. New look at density limits in tokamaks. *Nuclear Fusion*, 28(12):2199–2207, 1988.
- [30] J. Stober, M. Maraschek, G.D. Conway, O. Gruber, A. Herrmann, A.C.C. Sips, W. Treutterer, and H. Zohm. Type II ELMy H modes on ASDEX Upgrade with good confinement at high density. *Nuclear Fusion*, 41(9):1123–1134, 2001.
- [31] Y. Kamada, T. Oikawa, L. Lao, T. Takizuka, T. Hatae, A. Isayama, J. Manickam, M. Okabayashi, T. Fukuda, and K. Tsuchiya. Disappearance of giant ELMs and appearance of minute grassy ELMs in JT-60U high-triangularity discharges. *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 42(SUPPL. 5A):A247–A253, 2000.
- [32] J.W. Connor. Edge-localized modes - physics and theory. *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 40(5):531–542, 1998.
- [33] T. Eich, A. Herrmann, and J. Neuhauser. Nonaxisymmetric energy deposition pattern on ASDEX Upgrade divertor target plates during Type-I Edge-Localized Modes. *Physical Review Letters*, 91(19):195003/1–195003/4, 2003.
- [34] T. Eich, A. Herrmann, J. Neuhauser, R. Dux, J.C. Fuchs, S. Gunter, L.D. Horton, A. Kallenbach, P.T. Lang, C.F. Maggi, M. Maraschek, V. Rohde, and W. Schneider. Type-I ELM substructure on the divertor target plates in ASDEX Upgrade. *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 47(6):815–842, 2005.
- [35] Saarelma S. *Magnetohydrodynamic stability analyses of tokamak edge plasmas*. PhD thesis, Helsinki University of Technology, Department of Department of Engineering Physics and Mathematics, Espoo, 2005.
- [36] H. Zohm. Edge localized modes (ELMs). *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 38(2):105–128, 1996.

- [37] A.E. Hubbard, R.L. Boivin, R.S. Granetz, M. Greenwald, J.W. Hughes, I.H. Hutchinson, J. Irby, B. LaBombard, Y. Lin, E.S. Marmor, A. Mazurenko, D. Mossessian, E. Nelson-Melby, M. Porkolab, J.A. Snipes, J. Terry, S. Wolfe, S. Wukitch, B.A. Carreras, V. Klein, and T. Sunn Pedersen. Pedestal profiles and fluctuations in C-MOD enhanced D-alpha H-modes. *Physics of Plasmas*, 8(5 II):2033–2040, 2001.
- [38] K.H. Burrell, M.E. Austin, D.P. Brennan, J.C. DeBoo, E.J. Doyle, C. Fenzi, C. Fuchs, P. Gohil, C.M. Greenfield, R.J. Groebner, L.L. Lao, T.C. Luce, M.A. Makowski, G.R. McKee, R.A. Moyer, C.C. Petty, M. Porkolab, C.L. Rettig, T.L. Rhodes, J.G. Rost, B.W. Stallard, E.J. Strait, E.J. Synakowski, M.R. Wade, J.G. Watkins, and W.P. West. Quiescent double barrier high-confinement mode plasmas in the DIII-D tokamak. *Physics of Plasmas*, 8(5 II):2153–2162, 2001.
- [39] P. B. Snyder, H. R. Wilson, J. R. Ferron, L. L. Lao, A. W. Leonard, T. H. Osborne, A. D. Turnbull, D. Mossessian, M. Murakami, and X. Q. Xu. Edge localized modes and the pedestal: A model based on coupled peeling–ballooning modes. *Physics of Plasmas*, 9(5):2037–2043, 2002.
- [40] A.W. Leonard. Edge-localized-modes in tokamaks. *Physics of Plasmas*, 21(9), 2014.
- [41] P.B. Snyder, R.J. Groebner, J.W. Hughes, T.H. Osborne, M. Beurskens, A.W. Leonard, H.R. Wilson, and X.Q. Xu. A first-principles predictive model of the pedestal height and width: development, testing and ITER optimization with the EPED model. *Nuclear Fusion*, 51(10):103016, 2011.
- [42] P.B. Snyder, H.R. Wilson, T.H. Osborne, and A.W. Leonard. Characterization of peeling-ballooning stability limits on the pedestal. *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 46(5 SUPPL. A), 2004.
- [43] A. W. Leonard, T. H. Osborne, M. E. Fenstermacher, R. J. Groebner, M. Groth, C. J. Lasnier, M. A. Mahdavi, T. W. Petrie, P. B. Snyder, J. G. Watkins, and L. Zeng. Transport of Edge Localized Modes energy and particles into the Scrape Off Layer and divertor of DIII-D. *Physics of Plasmas*, 10(5):1765–1772, 2003.
- [44] C. Silva, B. Gonçalves, C. Hidalgo, K. Erents, A. Loarte, G. Matthews, and M. Pedrosa. Determination of the particle and energy fluxes in the JET far sol during ELMs using the reciprocating probe diagnostic. *Journal of Nuclear Materials*, 337–339:722 – 726, 2005. PSI-16.
- [45] E. Joffrin, A.C.C. Sips, J.F. Artaud, A. Becoulet, L. Bertalot, R. Budny, P. Buratti, P. Belo, C.D. Challis, F. Crisanti, M. De Baar, P. De Vries, C. Gormezano, C. Giroud, O. Gruber, G.T.A. Huysmans, F. Imbeaux, A. Isayama, X. Litaudon, P.J. Lomas, D.C. McDonald, Y.S. Na, S.D. Pinches, A. Staebler, T. Tala, A. Tuccillo, and K.-D. Zastrow. The 'hybrid' scenario in JET: Towards its validation for ITER. *Nuclear Fusion*, 45(7):626–634, 2005.

- [46] Y. Kusama. Recent progress in high performance and steady-state experiments on the Japan Atomic Energy Research Institute Tokamak-60 Upgrade with W-shaped divertor. *Physics of Plasmas*, 6(5 I):1935–1942, 1999.
- [47] W.P. West, M.R. Wade, C.M. Greenfield, E.J. Doyle, K.H. Burrell, N.H. Brooks, P. Gohil, R.J. Groebner, G.L. Jackson, J.E. Kinsey, C.J. Lasnier, J. Mandrekas, G.R. McKee, T.L. Rhodes, G.M. Staebler, G. Wang, J.G. Watkins, and L. Zeng. Energy, particle and impurity transport in quiescent double barrier discharges in DIII-D. *Physics of Plasmas*, 9(5):1970–1980, 2002.
- [48] J. Stockel, P. Devynck, J. Gunn, E. Martines, G. Bonhomme, I. Voitsekho-vitch, G. Van Oost, M. Hron, I. Duran, P. Stejskal, J. Adamek, V. Weinzettl, and F. Zacek. Formation of convective cells during scrape-off layer biasing in the castor tokamak. *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 47(4):635–643, 2005.
- [49] R. Pánek, O. Bilyková, V. Fuchs, M. Hron, P. Chráska, P. Pavlo, J. Stöckel, J. Urban, V. Weinzettl, J. Zajac, and F. Žáček. Reinstallation of the COMPASS-D tokamak in IPP ASCR. *Czechoslovak Journal of Physics*, 56(SUPPL. 2):B125–B137, 2006.
- [50] J. Zajac, R. Panek, F. Zacek, J. Vlcek, M. Hron, A. Krivska, R. Hauptmann, M. Danek, J. Simek, and J. Prosek. Power supply system for the COMPASS tokamak re-installed at the IPP, Prague. *Fusion Engineering and Design*, 84(7-11):2020–2024, 2009.
- [51] J. Havlicek, R. Hauptmann, O. Peroutka, M. Tadros, M. Hron, F. Janky, P. Vondracek, P. Cahyna, O. Mikulín, D. Šesták, P. Junek, and R. Pánek. Power supplies for plasma column control in the COMPASS tokamak. *Fusion Engineering and Design*, 88(9-10):1640–1645, 2013.
- [52] D.F. Valcárcel, A.S. Duarte, A. Neto, I.S. Carvalho, B.B. Carvalho, H. Fernandes, J. Sousa, F. Sartori, F. Janky, P. Cahyna, M. Hron, and R. Pánek. Real-time software for the COMPASS tokamak plasma control. *Fusion Engineering and Design*, 85(3-4):470–473, 2010.
- [53] M. Hron, J. Sova, J. Šíba, J. Kovář, J. Adámek, R. Pánek, J. Havlicek, J. Písačka, J. Mlynář, and J. Stöckel. Interlock system for the COMPASS tokamak. *Fusion Engineering and Design*, 85(3-4):505–508, 2010.
- [54] D.F. Valcárcel, A. Neto, I.S. Carvalho, B.B. Carvalho, H. Fernandes, J. Sousa, F. Janky, J. Havlicek, R. Beno, J. Horacek, M. Hron, and R. Pánek. The COMPASS tokamak plasma control software performance. *IEEE Transactions on Nuclear Science*, 58(4 PART 1):1490–1496, 2011.
- [55] F. Janky, J. Havlicek, D. Valcárcel, M. Hron, J. Horacek, O. Kudlacek, R. Panek, and B.B. Carvalho. Determination of the plasma position for its real-time control in the COMPASS tokamak. *Fusion Engineering and Design*, 86(6-8):1120–1124, 2011.

- [56] F. Janky, J. Havlicek, A.J.N. Batista, O. Kudlacek, J. Seidl, A.C. Neto, J. Pipek, M. Hron, O. Mikulin, A.S. Duarte, B.B. Carvalho, J. Stockel, and R. Panek. Upgrade of the COMPASS tokamak real-time control system. *Fusion Engineering and Design*, 89(3):186–194, 2014.
- [57] V. Weinzettl, R. Panek, M. Hron, J. Stockel, F. Zacek, J. Havlicek, P. Bilkova, D.I. Naydenkova, P. Hacek, J. Zajac, R. Dejarnac, J. Horacek, J. Adamek, J. Mlynar, F. Janky, M. Aftanas, P. Bohm, J. Brotankova, D. Sestak, I. Duran, R. Melich, D. Jares, J. Ghosh, G. Anda, G. Veres, A. Szappanos, S. Zoletnik, M. Berta, V.F. Shevchenko, R. Scannell, M. Walsh, H.W. Müller, V. Igochine, A. Silva, M. Manso, R. Gomes, T. Popov, D. Sarychev, V.K. Kiselov, and S. Nanobashvili. Overview of the COMPASS diagnostics. *Fusion Engineering and Design*, 86(6-8):1227–1231, 2011.
- [58] O. Bilyková, V. Fuchs, R. Pánek, J. Urban, F. Žáček, J. Stöckel, I. Voitsekho-vitch, M. Valovič, and M. Fitzgerald. COMPASS-D magnetic equilibria with LH and NBI current drive. *Czechoslovak Journal of Physics*, 56(SUPPL. 2):B24–B30, 2006.
- [59] J. Urban, V. Fuchs, R. Pánek, J. Preinhaelter, J. Stöckel, F. Žáček, V.I. Davydenko, and V.V. Mishagin. NBI system for reinstalled COMPASS-D tokamak. *Czechoslovak Journal of Physics*, 56(SUPPL. 2):B176–B181, 2006.
- [60] P. Deichuli, V. Davydenko, V. Belov, A. Gorbovsky, A. Dranichnikov, A. Ivanov, A. Sorokin, V. Mishagin, A. Abdrashitov, V. Kolmogorov, and A. Kondakov. Commissioning of heating neutral beams for COMPASS-D tokamak. *Review of Scientific Instruments*, 83(2), 2012.
- [61] P. Bilkova, M. Walsh, P. Bohm, M. Bassan, M. Aftanas, and R. Panek. Scaling Thomson scattering to big machines. *Journal of Instrumentation*, 11(03):C03023, 2016.
- [62] P. Bohm, M. Aftanas, P. Bilkova, E. Stefanikova, O. Mikulin, R. Melich, F. Janky, J. Havlicek, D. Sestak, V. Weinzettl, J. Stockel, M. Hron, R. Panek, R. Scannell, L. Frassinetti, A. Fassina, G. Naylor, and M.J. Walsh. Edge Thomson scattering diagnostic on COMPASS tokamak: Installation, calibration, operation, improvements. *Review of Scientific Instruments*, 85(11), 2014.
- [63] M. Aftanas, P. Böhm, R. Scannell, M. Tripsky, V. Weinzettl, M. Hron, R. Panek, J. Stöckel, M. Walsh, and P. Bilkova. Thomson scattering on COMPASS - commissioning and first data. *Journal of Instrumentation*, 7(1), 2012.
- [64] M. Dimitrova, R. Dejarnac, Tsv. K. Popov, P. Ivanova, E. Vasileva, J. Kovačič, J. Stöckel, J. Havlicek, F. Janky, and R. Panek. Plasma parameters in the COMPASS divertor during ohmic plasmas. *Contributions to Plasma Physics*, 54(3):255–260, 2014.
- [65] Havlicek, J. Horacek, J. Weinzettl, V. Hronova, O. Naydenkova, D. Zajac, J. Magnetic diagnostics for start-up phase of COMPASS. *WDS'09 Proceedings*

of Contributed Papers: Part II – Physics of Plasmas and Ionized Media, pages 148–152, 2009.

- [66] R. Pánek, J. Adánek, M. Aftanas, P. Bílková, P. Böhm, F. Brochard, P. Cahyna, J. Cavalier, R. Dejarnac, M. Dimitrova, O. Grover, J. Harrison, P. Háček, J. Havlíček, A. Havránek, J. Horáček, M. Hron, M. Imříšek, F. Janky, A. Kirk, M. Komm, K. Kovařík, J. Krbec, L. Kripner, T. Markovič, K. Mitošinková, J. Mlynář, D. Naydenkova, M. Peterka, J. Seidl, J. Stöckel, E. Štefániková, M. Tomeš, J. Urban, P. Vondráček, M. Varavin, J. Varju, V. Weinzettl, and J. Zajac. Status of the COMPASS tokamak and characterization of the first H-mode. *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 58(1), 2015.
- [67] R. Panek, J. Stockel, J. Havlicek, F. Janky, M. Hron, V. Weinzettl, P. Bilkova, M. Dimitrova, P. Hacek, R. Dejarnac, M. Aftanas, P. Bohm, P. Cahyna, M. Imrisek, E. Stefanikova, and J. Varju. Characterization of ohmic and NBI heated H-mode in the COMPASS tokamak. 2013.
- [68] Y R Martin, T Takizuka, and the ITPA CDBM H-mode Threshold Database Working Group. Power requirement for accessing the H-mode in ITER. *Journal of Physics: Conference Series*, 123(1):012033, 2008.
- [69] A Kirk, A Herrmann, B Ayed, T Eich, H W Muller, G F Counsell, S Lisgo, M Price, A Schmid, S Tallents, and H Wilson. Comparison of the filament behaviour observed during Type I ELMs in ASDEX Upgrade and MAST. *Journal of Physics: Conference Series*, 123(1):012012, 2008.
- [70] J. Adánek, J. Stöckel, I. Ďuran, M. Hron, R. Pánek, M. Tichý, R. Schrittwieser, C. Ionit, P. Balan, E. Martines, and G. Van Oost. Comparative measurements of the plasma potential with the ball-pen and emissive probes on the CASTOR tokamak. *Czechoslovak Journal of Physics*, 55(3):235–242, 2005.
- [71] J. Adamek, J. Horacek, J. Seidl, H.W. Müller, R. Schrittwieser, F. Mehlmann, P. Vondracek, and S. Ptak. Direct plasma potential measurements by ball-pen probe and self-emitting langmuir probe on COMPASS and ASDEX Upgrade. *Contributions to Plasma Physics*, 54(3):279–284, 2014.
- [72] A.V. Melnikov, T. Markovic, L.G. Eliseev, J. Adánek, M. Aftanas, P. Bilkova, P. Boehm, M. Gryaznevich, M. Imrisek, S.E. Lysenko, S.Yu. Medvedev, R. Panek, M. Peterka, J. Seidl, E. Stefanikova, J. Stockel, and V. Weinzettl. Quasicoherent modes on the compass tokamak. *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 57(6), 2015.
- [73] L. Degtyarev, A. Martynov, S. Medvedev, F. Troyon, L. Villard, and R. Gruber. The kinx ideal mhd stability code for axisymmetric plasmas with separatrix. *Computer Physics Communications*, 103(1):10–27, 1997.

Rejstřík základních používaných pojmů

ASDEX Upgrade

Středně veliký tokamak v Max-Planck Institute of Plasma Physics v Garchingu s protaženým průřezem plazmatu a divertorovým plazmatem. První stěna je celá pokryta wolframem.

Bootstrap proud [Bootstrap current]

V důsledku existence částic zachycených v tokamacích v tzv. banánových trajektoriích dochází v oblasti zvýšeného gradientu tlaku plazmatu k samovolnému vzniku toroidálního elektrického proudu. Tento samobuzený proud protéká i v nepřítomnosti elektrického napětí a může být tedy využit k vytváření poloidálního magnetického pole nutného pro vznik magnetické nádoby.

Demonstrační reaktor [DEMO – Demonstration Reactor]

První zařízení v evropské fúzní strategii, které bude vyrábět významné množství elektřiny. DEMO bude následovat ITER a bude dalším krokem ve vývoji fúzní elektrárny. DEMO bude již vyrábět elektřinu na úrovni několika stovek MW pomocí technologií nezbytných pro komerční zařízení.

DIII-D

Největší, v současné době funkční tokamak v USA provozovaný General Atomics, San Diego, s intenzivním dodatečným ohřevem.

Disrupce [Disruption]

Magnetohydrodynamická nestabilita, která má za následek náhlý únik energie na stěnu vakuové nádoby a prudké ukončení výboje.

Divertor [Divertor]

Divertor je magnetickou alternativou materiálního limiteru používaného k vymezení hranice plazmatu, danou posledním uzavřeným magnetickým povrchem (tzv. separatrix). Divertorové magnetické pole odklání plasma a nečistoty na desky divertoru. Očekávaná tepelná zátěž v ITERu je 10 až 20 MW/m².

Doba udržení [Confinement time]

Doba udržení částic je doba, během které částice, v průměru, zůstávají v magnetické nádobě. Doba udržení celkové energie plazmatu (tj. ztrát energie nejen únikem částic, ale i vedením tepla a zářením), která je obecně kratší než doba udržení částic, je defínována v ustáleném stavu jako poměr obsahu energie k celkovému ohřevovému příkonu, a je tedy mírou rychlosti, kterou by plazma chladlo, pokud by se přestalo ohřívat.

ECRH - Rezonanční ohřev elektronovými cyklotronovými vlnami [Electron Cyclotron Resonance Heating]

Rezonanční ohřev elektronů plazmatu nacházejícího se v magnetickém poli elektromagnetickými vlnami s frekvencí v oblasti cyklotronní frekvence elektronů (nebo jejího násobku). V současných a budoucích zařízeních je ECH frekvence typicky 60 až 170 GHz, v závislosti na intenzitě magnetického pole v zařízení.

ELM [Edge Localized Mode]

Nestabilita, která se vyskytuje v divertorových tokamacích během režimu vysokého udržení, tzv. H-modu, ve formě krátkých, ale velmi intenzivních a periodicky se opakujících výtrysků energie (až 1 MJ) z horkého jádra na první stěnu zařízení.

Filament

Vlákno, pinč. Jde o lineární útvar v plazmatu, který dlouhodobě přežívá díky rovnováze mezi gradientem tlaku plazmatu a silou, kterou působí vlastní magnetické pole na plazma. Toto pole je generováno proudem protékajícím plazmatem. Nejstabilnější jsou vlákna s helikální (šroubovicovitou) strukturou magnetického pole.

Greenwaldův limit/hustota [Greenwald limit/density]

Empiricky zjištěná hranice maximálně dosažitelné provozní hustoty v tokamaku. Může být krátkodobě překročena. Předpokládá se, že ITER bude pracovat blízko této hranice.

Hlavní poloměr [Major radius]

Vzdálenost středu komory tokamaku od jeho vertikální osy symetrie.

H-mód [H-mode]

Režim se zvýšeným udržením energie plazmatu, který byl poprvé pozorován v plazmatu tokamaku ASDEX v roce 1982. Režim je charakterizován zvýšeným gradientem teploty na okraji a typicky dvojnásobným doby udržení energie oproti normálnímu režimu "L-mode".

ICRH – Ohřev plazmatu mikrovlnami o frekvenci rezonující s ionto-cyklotronovou frekvencí [Ion Cyclotron Resonance Heating]

Ohřev plazmatu pomocí elektromagnetických vln s frekvencí v oblasti cyklotronové frekvence iontů (typicky 20 až 50 MHz). ICRH patří spolu s ECRH a NBI k tzv. dodatečným ohřevům tokamakového plazmatu.

ITER - Mezinárodní termonukleární experimentální reaktor [International Thermonuclear Experimental Reactor]

Experimentální fúzní reaktor budovaný od roku 2006 Evropskou unií, Čínou, Indií, Japonskem, Ruskem, Jižní Koreou a USA v Cadarache (jižní Francie). Zprovoznění (první plazma) se očekává pravděpodobně kolem roku 2025.

JET - Společný evropský torus [Joint European Torus]

Největší současný tokamak na světě pracující ve Culham Center for Fusion Ener-

gy, Spojené království, provozovaný Evropskou unií, resp. sdružením EURATOM.

Langmuirova sonda [Langmuir probe]

Elektrická sonda ponořená do okrajového plazmatu měří hustotu, teplotu a plošnou potenciál plazmatu.

Lawsonovo kritérium [Lawson criterion]

Minimální hodnota součinu doby udržení energie a hustoty iontů plazmatu (při optimální teplotě plazmatu), která již umožní, aby reaktor poskytl fúzní výkon nutný pro uhrazení všech ztrát energie plazmatu (někdy včetně účinnosti přeměny tepelné energie na elektrickou).

Limitér

Materiálový objekt zasahující do plazmatu tak, že definuje okraj plazmatu, čímž zabraňuje přímému kontaktu plazmatu se stěnou vakuové nádoby.

Magnetické ostrovy [Magnetic islands]

Lokální, do sebe uzavřené struktury magnetického pole narušující hladké magnetické povrchy. Vznikají v důsledku nestabilit plazmatu.

Malý poloměr [Minor radius]

Polovina malého průměru toroidální vakuové nádoby tokamaku.

NBI - Ohřev a buzení proudu svazkem neutrálních částic [Neutral Beam Injection heating and current drive]

Vstřík svazku rychlých neutrálních částic, které jsou v plazmatu ionizovány, zpomalovány srážkami a tím plazma ohřívají (předávají mu svou energii). Mají-li vstříkované svazky složku energie ve směru podél magnetického pole, mohou v plazmatu budit také elektrický proud.

OH - Ohmický ohřev [Ohmic Heating]

Ohmický ohřev Jouleovým teplem generovaným elektrickým proudem tekoucím plazmatem. Ohmický ohřev v tokamaku nestačí k dosažení termonukleárních teplot z důvodu poklesu odporu plazmatu s rostoucí teplotou. Ohmický ohřev se tudíž při vysokých teplotách plazmatu stává neúčinným.

Podobnostní zákony [Scaling laws]

Empirické nebo teoretické vztahy závislosti parametrů systému na ostatních parametrech zařízení používané především pro předpověď velikosti důležitých parametrů plazmatu projektovaných větších zařízení, včetně reaktoru (například doby udržení energie, dosažitelné teploty, hustoty apod.).

Pedestal tlaku [Pressure pedestal]

Hodnota, o kterou dojde ke globálnímu zvýšení profilu tlaku plazmatu v důsledku vytvoření transportní bariéry v úzké oblasti na okraji plazmatu charakterizované prudkým gradientem tlaku.

Poslední uzavřená magnetická plocha, Separatrix [Last closed flux surface]

Pomyslná hranice, která odděluje ve vakuové komoře prostor tzv. uzavřených magnetických siločar od otevřených magnetických siločar.

Protažení plazmatu [Elongation]

Poměr výšky poloidálního řezu plazmatu v tokamaku k jeho radiální šířce.

První stěna [First wall]

První materiálová stěna, s níž přichází plazma do přímého styku. U současných zařízení je první stěna většinou chráněná materiálem s nízkým atomovým číslem.

Q – Zesílení výkonu plazmatu [Plasma Power Amplification]

Poměr fúzního výkonu uvolňovaného fúzní reakcí v plazmatu k výkonu dodávaného do plazmatu vnějšími zdroji tak, aby tato reakce probíhala na stacionární úrovni. Prvním zařízením s $Q > 1$ má být ITER ($Q \approx 10$).

Rotační transformace [Rotational transform]

Úhel rotační transformace udává úhel pootočení siločáry magnetického pole v poloidálním směru, vykoná-li tato siločára jeden oběh nádobou ve směru toroidálním. Tento úhel, vyjádřený v násobcích 2π (tedy v počtu poloidálních otáček), je roven převrácené hodnotě bezpečnostního faktoru q .

SOL - "Ořezávaná" vrstva [Scrape-off-Layer]

Oblast plazmatu nacházející se mezi "okrajem" plazmatu (definovaným plazma ohraničujícím limiterem nebo separatrix) a stěnou tokamakové nádoby. V této oblasti všechny siločáry končí na materiálové stěně, která částice plazmatu, pohybující se podél těchto siločar, "ořezává".

Magnetický stříh [Magnetic shear]

Bezpečnostní faktor se obvykle v zařízeních s magnetickým udržením plazmatu od magnetické plochy k magnetické ploše napříč průřezem plazmatu mění. Tato změna se popisuje bezrozměrnou veličinou zvanou "magnetický stříh".

Transportní bariéra [Transport barrier]

Za jistých podmínek (v tzv. H-módu) se v tokamacích vytvoří radiálně lokalizovaná úzká oblast se zvýšeným radiálním gradientem tlaku plazmatu, tzn. se silně sníženým transportem energie. Takovou oblast nazýváme transportní bariérou.

Triangularita [Triangularity]

Popisuje tvar poloidálního řezu separatrix a jeho podobnost trojúhelníkovitému tvaru

Ubíhající elektrony [Runaway electrons]

Populace elektronů v tokamaku, které se za vhodných podmínek v plazmatu postupně urychlí na energii až desítek MeV a mohou poškodit stěnu vakuové komory.

Udržení plazmatu [Plasma confinement]

Radikální snížení úniku plazmatu a jeho energie z prostorově omezené oblasti (z vakuové nádoby reaktoru).

Seznam komentovaných publikací

- [K1] R. Pánek, O. Bilyková, V. Fuchs, M. Hron, P. Chráska, P. Pavlo, J. Stöckel, J. Urban, V. Weinzettl, J. Zajac, and F. Žáček: Reinstallation of the COMPASS-D tokamak in IPP ASCR, *Czechoslovak Journal of Physics*, 56(SUPPL. 2):B125–B137, 2006, DOI: 10.1007/s10582-006-0188-1.
- [K2] R. Panek, M. Aftanas, P. Bilkova, P. Bohm, J. Havlicek, J. Horacek, M. Hron, F. Janky, D. Naydenkova, J. Stockel, J. Urban, V. Weinzettl, J. Zajac, F. Zacek and the COMPASS Team: First results of the COMPASS tokamak *Acta Technica*, 56, T31-T42, 2011.
- [K3] O. Bilyková, V. Fuchs, R. Pánek, J. Urban, F. Žáček, J. Stöckel, I. Voitsekhovitch, M. Valovič, and M. Fitzgerald: COMPASS-D magnetic equilibria with LH and NBI current drive, *Czechoslovak Journal of Physics*, 56(SUPPL. 2):B24–B30, 2006, DOI: 10.1007/s10582-006-0174-7.
- [K4] J. Urban, V. Fuchs, R. Pánek, J. Preinhaelter, J. Stöckel, F. Žáček, V.I. Davydenko, and V.V. Mishagin: NBI system for reinstalled COMPASS-D tokamak, *Czechoslovak Journal of Physics*, 56(SUPPL. 2):B176–B181, 2006, DOI: 10.1007/s10582-006-0195-2.
- [K5] V. Weinzettl, R. Panek, M. Hron, J. Stockel, F. Zacek, J. Havlicek, P. Bilkova, D.I. Naydenkova, P. Hacek, J. Zajac, R. Dejarnac, J. Horacek, J. Adamek, J. Mlynar, F. Janky, M. Aftanas, P. Bohm, J. Brotankova, D. Sestak, I. Duran, R. Melich, D. Jares, J. Ghosh, G. Anda, G. Veres, A. Szappanos, S. Zoletnik, M. Berta, V.F. Shevchenko, R. Scannell, M. Walsh, H.W. Müller, V. Igochine, A. Silva, M. Manso, R. Gomes, T. Popov, D. Sarychev, V.K. Kiselov, and S. Nanobashvili: Overview of the COMPASS diagnostics, *Fusion Engineering and Design*, 86(6-8):1227–1231, 2011, DOI: 10.1016/j.fusengdes.2010.12.024.
- [K6] P. Bohm, M. Aftanas, P. Bilkova, E. Stefanikova, O. Mikulin, R. Melich, F. Janky, J. Havlicek, D. Sestak, V. Weinzettl, J. Stockel, M. Hron, R. Panek, R. Scannell, L. Frassinetti, A. Fassina, G. Naylor, and M.J. Walsh: Edge Thomson scattering diagnostic on COMPASS tokamak: Installation, calibration, operation, improvements, *Review of Scientific Instruments*, 85(11), 2014, DOI: 10.1063/1.4893995.
- [K7] R. Pánek, J. Adámek, M. Aftanas, P. Bilková, P. Böhm, F. Brochard, P. Cahyna, J. Cavalier, R. Dejarnac, M. Dimitrova, O. Grover, J. Harrison, P. Háček, J. Havlíček, A. Havránek, J. Horáček, M. Hron, M. Imříšek, F. Janky, A. Kirk, M. Komm, K. Kovařík, J. Krbec, L. Kripner, T. Markovič, K. Mitošinková, J. Mlynář, D. Naydenkova, M. Peterka, J. Seidl, J. Stöckel, E. Štefániková, M. Tomeš, J. Urban, P. Vondráček, M. Varavin, J. Varju, V. Weinzettl, and J. Zajac: Status of the COMPASS tokamak and characterization of the first H-mode, *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 58(1), 2015, DOI: 10.1088/0741-3335/58/1/014015.

- [K8] A.V. Melnikov, T. Markovic, L.G. Eliseev, J. Adánek, M. Aftanas, P. Bilkova, P. Boehm, M. Gryaznevich, M. Imrisek, S.E. Lysenko, S.Yu. Medvedev, R. Panek, M. Peterka, J. Seidl, E. Stefanikova, J. Stockel, and V. Weinzettl. Quasicoherent modes on the compass tokamak. *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 57(6), 2015, DOI: 10.1088/0741-3335/57/6/065006.

Příloha - Komentované publikace

