

# Ubíhající elektrony v tokamacích – otevřené otázky a český příspěvek k jejich řešení

Jan Mlynář<sup>1,2</sup>, Jakub Čaloud<sup>1,2</sup>, Ondřej Ficker<sup>1,2</sup>, Eva Macúšová<sup>1</sup>, Jaroslav Čerovský<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup> Ústav fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i., Za Slovankou 1782/3, 182 00 Praha 8; mlynar@ipp.cas.cz

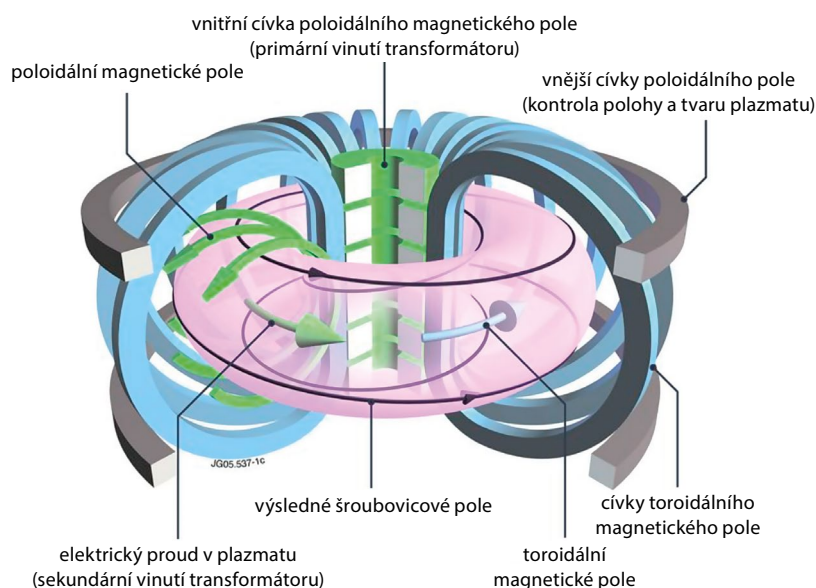
<sup>2</sup> Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, České vysoké učení technické v Praze, Břehová 78/7, 115 19 Praha 1

Výzkum fyziky ubíhajících elektronů se v posledních letech stal jednou z prioritních oblastí výzkumu na tokamacích. V rámci konsorcia EUROfusion, které koordinuje výzkum termojaderné fúze v Evropě, byl náš tým na tokamaku COMPASS v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i., před šesti lety vyzván k zařazení studia ubíhajících elektronů do experimentálního programu. Tento článek shrnuje fyzikální motivaci k uvedenému výzkumu, dosažené znalosti a také hlavní výsledky, kterými v tomto směru náš tým přispívá k jistějšímu zvládnutí termojaderného provozu prvních fúzních reaktorů, včetně zařízení ITER.

Dnes už málokdo pochybuje o tom, že úsilí o zvládnutí řízené termojaderné fúze je během na dlouhou trať. Letošní rok je z tohoto hlediska významný tím, že byla ukončena hrubá stavba reaktorové haly mezinárodního fúzního zařízení ITER, a tedy mohla začít i kompletace samotného reaktoru. Zatímco fyzikové nedočkavě čekají na první experimenty (ty by měly velmi zvolna a opatrně začít v roce 2025), z hlediska inženýrů probíhá asi nejzajímavější práce právě nyní. Vzhledem k náročné schvalovací proceduře (jaderné licenci pro provoz reaktoru) nebude

navíc možné provádět experimenty jaderné fúze (tj. s izotopy těžkého vodíku) před rokem 2035, experimenty budou do té doby probíhat výhradně v nereaktivním horkém plazmatu, tj. buď v lehkém vodíku, nebo v heliu.

ITER bude dosud největším fúzním experimentem s plazmatem udržovaným v magnetickém poli, s celkovým objemem plazmatu přibližně 830 m<sup>3</sup>. ITER patří mezi zařízení typu tokamak, ve kterém je magnetické pole konfigurováno osově (rotačně) symetrickým uspořádáním cívek v kombinaci s polem elektrického proudu ve smyčce plazmatu, viz obr. 1. Základní metodou udržování proudu v plazmatu je indukce, tj. změna proudu v centrálním solenoidu (tokamak je proto často přirovnáván k transformátoru), proud je ovšem možné udržovat i neinduktivně (například elektromagnetickým vlněním), nemalou roli může hrát i tzv. samoindukovaný proud způsobený diamagnetickými drifts částic v toroidálním směru. Elektrické proudy v plazmatu ITER mají dosahovat hodnot až kolem 15 MA. O to horší jsou pro ITER disrupce plazmatu, které jsou jednou z nejzávažnějších komplikací provozu tokamaků obecně. Při disrupci dojde k náhlému ukončení plazmatického výboje nestabilitou plazmatu, a tedy k přerušení toku elektrického proudu v plazmatu. Důsledkem jsou rychlé změny magnetického pole, které finálně vedou ve vodivých strukturách tokamaku (v cívkách, ve vakuové nádobě) k velkým rázovým silám. Vedle toho v důsledku vyhasnutí plazmatu náhle vzroste toroidální elektrické pole indukované centrálním solenoidem, což může vést ke vzniku svazku elektronů urychlovaných v toroidálním směru. Možnost vzniku těchto tzv. *ubíhajících elektronů* je další velmi nevídanou komplikací provozu, protože ener-



**Obr. 1** Principiální schéma tokamaku s vyznačenými magnetickými cívkami a poli (vždy v barvě dle zdroje). S laskavým svolením konsorcia EUROfusion. Dostupné z: <https://www.euro-fusion.org/news/detail/tokamak-principle/>

## Parametry a cíle ITER

(podrobnější informace na [www.iter.org](http://www.iter.org), viz obr. 2)

Hlavním cílem ITER je dosažení tzv. faktoru zesílení (poměru výkonu fúze k výkonu ohřevu plazmatu)  $Q = 10$ . Typicky se přepokládá výkon fúzních reakcí v ITER 500 MW při výkonu ohřevu 50 MW. ITER je tedy tzv. zesilovačem výkonu, kdy termojaderná fúze deuteria s tritiem bude uvolňovat v daném příkladu 400 MW do neutronů a 100 MW do nabitých (a tedy magnetickým polem udržovaných) alfa částic. Většina (2/3) ohřevového výkonu bude tedy pocházet od fúzních alfa částic, ale ty by samotné nedokázaly udržet požadovanou pracovní teplotu plazmatu. Jinými slovy, při vypnutí 50MW ohřevu by teplota plazmatu začala klesat a s ní rychle i fúzní výkon plazmatu. Tato bilance výkonu souvisí s nedostatečnou dobou udržení energie (viz níže) a ta zase s nedostatečným objemem plazmatu. Bohužel, při započtení účinností systémů ohřevu a též účinnosti tepelného cyklu při výrobě elektřiny lze ukázat, že  $Q = 10$  nepostačuje k tomu, abychom ITER mohli pokládat za první energeticky soběstačný zdroj užitečné fúzní energie [1].

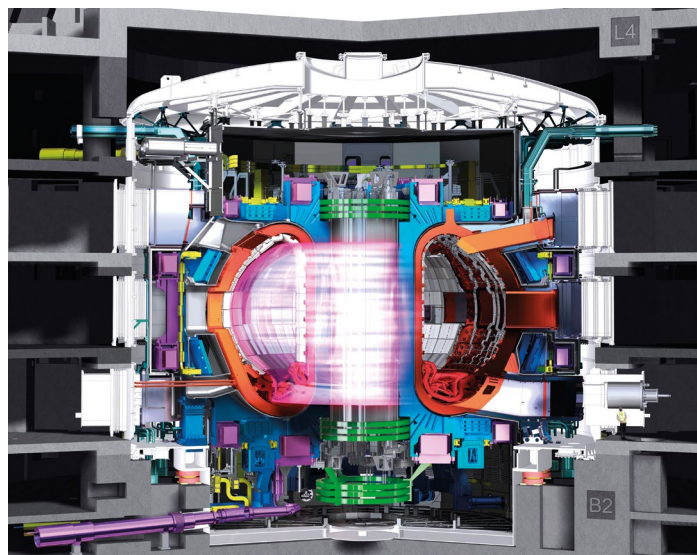
Musíme však též zdůraznit, že hodnota  $Q = 10$  není ani zdaleka jediným cílem experimentu ITER. Mezi další, neméně významné cíle patří například:

- další studium možného neinduktivního vlečení elektrického proudu (kvůli možnosti dlouhodobého, ideálně kontinuálního provozu v budoucích reaktorech typu tokamak),
- výzkum a vývoj možných technologií plození tritia z lithia,
- ověření řady fúzních technologií (mj. dálkové řízení údržby reaktoru, nebo přesného tritiového hospodářství).

Uvedme ještě hlavní konstrukční parametry reaktoru ITER:

- velký poloměr (vzdálenost od osy toroidu do středu vakuové komory)  $R = 6,2$  m,
- malý poloměr (polovina největší šířky vakuové komory v horizontálním směru)  $a = 2$  m,
- maximální toroidální pole ve středu vakuové komory  $B_T = 5,3$  T,
- maximální indukovaný toroidální elektrický proud v plazmatu  $I_p = 15$  MA,
- předpokládaná hustota plazmatu (elektronů na  $m^3$ )  $n_e = 1 \cdot 10^{20} m^{-3}$ ,
- předpokládaná střední iontová teplota ( $1\text{eV} \sim 11\,604$  K)  $T_i = 8$  keV,
- předpokládaná doba udržení energie plazmatu (poměr tepelné energie plazmatu a výkonu všech energetických ztrát, dnes rozhodující parametr z hlediska splnění kritéria pro užitečný fúzní reaktor, doba udržení roste přibližně se čtvercem lineární velikosti plazmatu)  $\tau_E = 3,6$  s,
- předpokládaná typická délka experimentálního výboje  $t = 400$  s (v experimentech s neinduktivním vlečením proudu až 1 hodina),
- celkový výkon ohřevu plazmatu neutrálními svazky  $P_{NBI} = 33$  MW (možnost navýšení na 50 MW),
- celkový výkon ohřevu plazmatu rezonančním iontovým a elektronovým elektromagnetickým vlněním  $P_{ICRH+ECRH} = 40$  MW (možnost navýšení na 80 MW),
- celková hmotnost reaktoru ITER bude asi 23 tisíc tun, při rozměrech válcového kryostatu (vnější vakuové nádoby pro zajištění tepelné izolace všech supravodivých cívek) cca 29 m na výšku a s průměrem 29,4 m.

getické elektrony mohou při kolizi s vnitřní stěnou vakuové nádoby vést k jejímu poškození [2]. V případě ITER je přitom nutné mít na paměti, že všechny komponenty vnitřní stěny budou chlazeny tlakovou

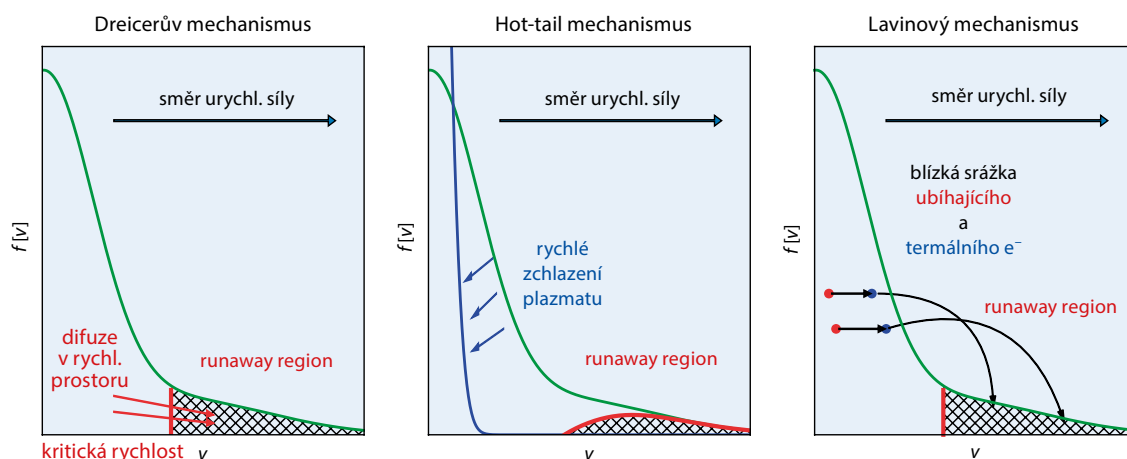


**Obr. 2** Vizualizace a staveniště plánovaného tokamaku ITER (S laskavým svolením ITER). Dostupné z: [https://www.iter.org/doc/all/content/com/gallery/media/7%20-%20technical/tkm\\_cplx\\_final\\_plasma2013-07.jpg](https://www.iter.org/doc/all/content/com/gallery/media/7%20-%20technical/tkm_cplx_final_plasma2013-07.jpg)

vodou, jejíž únik do vakuové reaktorové nádoby by byl poměrně závažnou nehodou.

## Generování ubíhajících elektronů

Nejdůležitějším pojítkem všech mechanismů vzniku ubíhajících elektronů v plazmatu je existence elektrického pole, které nabitě částice plazmatu urychluje, samozřejmě výrazně více relativně mnohem lehčí elektrony než těžké ionty. Nejvíce je dnes asi známa jejich role při vzniku blesků [3]. U tokamaků je přitom elektrické pole v plazmatu záměrně indukováno, a to za účelem generování elektrického proudu, který vytváří jednu ze složek magnetického pole a zároveň plazma zahřívá. Pokud tedy srážkové procesy v plazmatu nestačí k úplné disipaci energie urychlovaných elektronů, nastává výraznější narušení Maxwellovy distribuční funkce rychlostí. Nejprve vznikají tzv. *slide-away electrons*, klouzající elektrony, při silnějším poli (nebo nízké srážkové frekvenci) přímo vzniká svazek rychlých elektronů, který s plazmatem příliš neinteraguje (*Runaway Electrons*, zkratka RE, česky ubíhající elektrony). V detailnějším pohledu mohou ubíhající elektrony ve fyzikálním plazmatu tokamaku vznikat v zásadě třemi mechanismy [4] (obráz. 3), které mají vedle společných rysů také výrazná specifika.



Obr. 3 Základní mechanismy vzniku ubíhajících elektronů.

1. **Dreicerův mechanismus.** Základní mechanismus urychlování elektronů v plazmatu vychází ze skutečnosti, že účinný průřez Rutherfordova rozptylu (rozptylu nabitých částic na coulombickém potenciálu okolních částic) rychle klesá s rostoucí kinetickou energií míjejících se nabitých částic. Ve směru elektrického pole pak existuje kritická hodnota rychlosti nabitých částic, při které tato částice na své střední volné dráze získá větší kinetickou energii od elektrického pole, než jakou (statisticky vzato) ztratí v následující srážce<sup>1</sup>. Podle klasické fyziky pak budou v Maxwellově distribuční funkci vždy existovat částice, které budou mít hodnotu rychlosti nadkritickou, a tedy bude vždy vznikat určitá populace ubíhajících částic, zejména lehkých elektronů. Tento mechanismus skutečně iniciuje vznik ubíhajících elektronů v menších zařízeních, kde bývá relativně větší indukované elektrické pole. Naštěstí, a to je důležité pro velká zařízení, brání vzniku ubíhajících elektronů v podmínkách s rozumně velkou hustotou relativistický limit rychlostí. Dosažení opravdu extrémně velkých energií pak zabráňuje skutečnost, že rychlé nabitě částice jsou vedle srážek zpomalovány i synchrotronním zářením v zakřiveném magnetickém poli tokamaku [5].
2. **Lavinový (avalanche) mechanismus.** Tento mechanismus předpokládá, že již existuje nezanedbatelně velká populace tzv. primárních ubíhajících elektronů. Ty mohou srážkovými procesy zvyšovat rychlost tepelných elektronů plazmatu až na nadkritické hodnoty a tak vytvářet tzv. sekundární ubíhající elektrony. Rychlost samotných primárních elektronů přitom nemusí klesnout pod kritickou hodnotu. Počítačové modelování i experimentální data ukazují, že lavinový mechanismus mnohonásobně zvyšuje populaci ubíhajících elektronů. Dalším důležitým důsledkem tohoto mechanismu je, že v důsledku srážek vzniká u ubíhajících elektronů v tokamacích i složka vysoké rychlosti kolmá

k magnetickému poli<sup>2</sup>. Tím se výrazně modifikuje směrová závislost synchrotronního záření ubíhajících elektronů.

3. **Efekt tepelného kolapsu plazmatu (hot-tail mechanismus).** Pokud dojde v tokamaku k disrupci (k přerušení elektrického proudu v plazmatu), dochází i k destrukci stabilní konfigurace magnetického pole, a tedy i k okamžité ztrátě udržení plazmatu. V důsledku přerušení proudu prudce roste elektrické pole indukované centrálním solenoidem. Vzhledem ke ztrátě udržení rychle nastává i tepelný kolaps plazmatu v celém objemu tokamaku. Maxwellova distribuční funkce ovšem rychleji kolabuje v oblasti nízkých rychlostí, kde je výrazně vyšší srážková frekvence. Jinými slovy, rychlejší částice „přežívají“ s vyšší rychlostí o něco déle. V kombinaci s vysokým elektrickým polem tak vznikají podmínky vhodné pro vznik svazku ubíhajících elektronů. Právě tento efekt v kombinaci s následným lavinovým mechanismem představuje závažný problém při přípravě bezpečného provozu reaktoru ITER a při projektování dalších fúzních reaktorů s konfigurací typu tokamak.

Určitě není bez zajímavosti, že ve fúzních reaktorech se uvažují jako nezanedbatelné i další zdroje zárodečných ubíhajících elektronů, a to jednak elektrony vznikající při beta rozpadu tritia (zpravidla 5,7 keV) a jednak elektrony způsobené Comptonovým rozptylem tvrdého rentgenového záření [6].

### Možnosti útlumu svazku ubíhajících elektronů

Výzkum ubíhajících elektronů v tokamacích se obecně věnuje jak jejich vzniku (generování), tak i jejich udržení v magnetickém poli tokamaku a konečně procesům, které vedou k jejich dopadům na vnitřní stěnu vakuové nádoby. Součástí takového výzkumu je i vývoj vhodných diagnostik k pozorování svazku s dostatečným časovým a prostorovým rozlišením, a samozřejmě také práce na počítačových modelech, které chování ubíhajících elektronů predikují. Strategie koordinovaného výzkumu v Evropě má ovšem v případě ubíhajících elektronů zřetelnou prioritu, která přímo souvisí s požadavkem na bezpečný provoz zařízení ITER. Tou-

1 Chápání statistického charakteru srážkových procesů je ve fyzikálním plazmatu o dost náročnější než v případě plynů. Nabitá částice působí elektrickou silou na mnoho částic ve svém okolí a ty působí na ni. Označení „střední volná dráha“ tedy nemá s volným pohybem nic společného, trajektorie částic se mění průběžně. Jde o statistickou veličinu, odvozenou ze střední rychlosti a srážkové frekvence, která se určuje jako četnost změn rychlosti o pravý úhel. Lze ukázat, že pro srážkovou frekvenci v plazmatu jsou statisticky významnější slabší silová působení mnoha vzdálených částic než silnější srážky mezi dvěma blízkými částicemi.

2 Připomeňme, že ve složce rychlosti kolmé k magnetickému poli elektrony rotují. V tokamacích je při termojaderných teplotách poloměr jejich gyrační dráhy několik milimetrů, u ubíhajících elektronů může stoupnout na centimetry. Výrazně rostou i driftové rychlosti, což dále komplikuje modelování udržení ubíhajících elektronů.



to prioritou je výzkum a vývoj prostředků k řízenému útlumu svazku ubíhajících elektronů (angl. *runaway electron beam mitigation*) [4] čili metod, které by buď zabránily samotnému vzniku svazku ubíhajících elektronů po disrupci plazmatu v ITER, nebo by vedly k jeho řízenému bezpečnému zániku.

Mechanismy možného útlumu svazku ubíhajících elektronů jsou v zásadě dvojí:

#### 1. Interakce svazku s nečistotami nebo nízkoteplotním plazmatem

Ve výzkumu svazku ubíhajících elektronů logicky předpokládáme, že v tokamaku bude identifikována taková fyzická situace, která může bezprostředně vést ke vzniku svazku ubíhajících elektronů. Využití interakce se vstřikem částic k útlumu svazku je tedy založeno na co nejrychlejší změně hustoty nečistot. Uvažují se, zhruba řečeno, tři možné scénáře:

##### a) Vhodné navýšení hustoty či změna složení plynu zároveň s vyvoláním řízené disrupce [7]

Pokud se nedaří během experimentu vysokoteplotní plazma z nějakého důvodu stabilizovat (znečištění, nárůst nestabilit vlastního magnetického pole), pak se již dnes na větších tokamacích zavádí systém velmi rychlého napouštění plynu, způsobující méně škodlivou formu disrupce. Pro systém se používá zkratka DMV (*Disruption Mitigation Valve*) a pro samotný efekt zkratka MGI – *Massive Gas Injection*. MGI otevírá do vakua plyn o tlaku několika MPa v množství, které zhruba o dva řády převyšuje počet částic ve vysokoteplotním plazmatu. V řadě experimentů se ukazuje, jak důležité je složení napouštěné směsi s ohledem na pohyblivost plynu (a tedy na hloubku proniknutí do plazmatu), a na následnou přeměnu tepelné energie plazmatu na excitaci/deexcitaci plynu, která vede k neškodné ztrátě energie svazku světelným zářením.

##### b) Změna podmínek použitím MGI po disrupci [8]

Tato myšlenka je motivována vážnými obavami, že při samotné řízené disrupci nemusejí být zajištěny podmínky, které by zabránily vzniku svazku ubíhajících elektronů. Kromě toho je nutno počítat i se spontánními disrupcemi plazmatu. Zkoumá se proto využití nezávislého (druhého) systému MGI pro potlačení již vznikajícího svazku. Výsledky nejsou příliš povzbudivé, dostatečný efekt je pozorován jen několik milisekund po vzniku ubíhajících elektronů, což

by činilo systém pro velké reaktory prakticky nepoužitelným (s ohledem na vlastní rychlost plynu).

##### c) Změna podmínek pomocí vstřelení roztržitých peletek (SPI – *Shattered Pellet Injection*) [9]

Peletky zmrazeného plynu mohou proniknout do vyhasínajícího plazmatu a svazku ubíhajících elektronů hlouběji než plyn při rychlém napouštění. Systém využívající roztržité peletky je proto v současné době považován za jedinou perspektivní náhradu původně uvažovaného systému MGI pro útlum ubíhajících elektronů na ITER.

#### 2. Interakce svazku s magnetickým polem

##### a) Řízení polohy svazku [10]

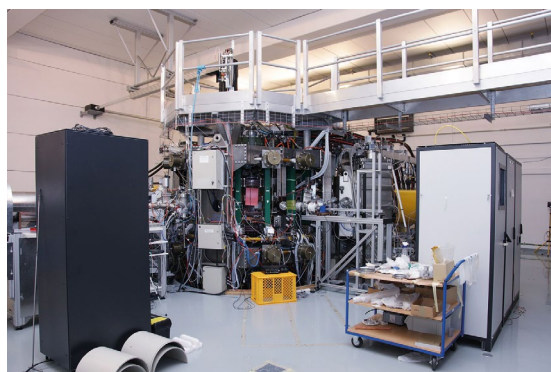
Tokamaky mají komplikované zpětnovazební systémy založené na řízení zdrojů elektrického proudu pro velké cívky poloidálních, vertikálních a radiálních magnetických polí, které jsou při běžném provozu využívány k řízení polohy a tvaru plazmatu. Rovnováha vysokoteplotního plazmatu a vnějšího magnetického pole je ovšem v běžných případech s dostatečnou přesností dána numerickým řešením zjednodušené formy magnetohydrodynamické dynamické rovnice, která je u tokamaků známá jako Gradova-Šafranovova rovnice [11]. Při řízení polohy a tvaru v reálném čase se kontrolér (regulátor) dále zjednodušuje, například na udržování mezer mezi stěnou a plazmatem. Svazek ubíhajících elektronů ovšem představuje příliš velkou poruchu tepelného rozdělení, dynamiku systému částic tím pádem nelze s dostatečnou přesnos-

### Základní parametry tokamaku COMPASS

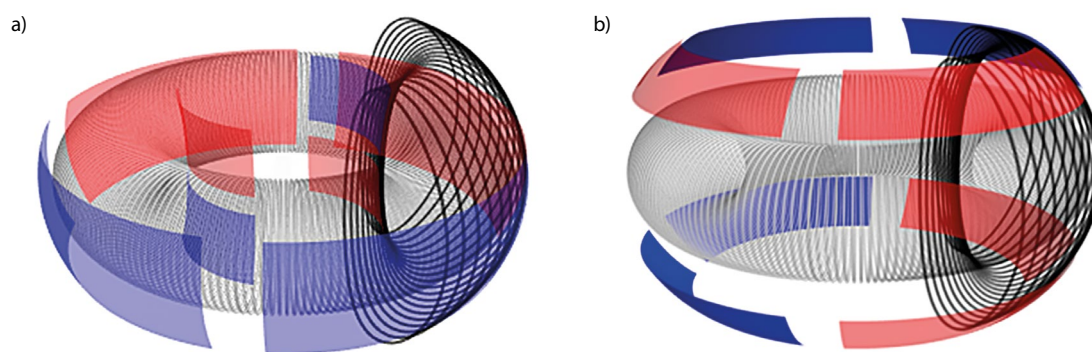
Tokamak COMPASS ([33], viz obr. 4) získal Ústav fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i., z Velké Británie, první plazma bylo v Praze dosaženo na konci roku 2008. Ukončení provozu je plánováno na rok 2020, probíhají jednání o dalším možném provozovateli tokamaku v zahraničí. Velkou výhodou tokamaku COMPASS je podobnost geometrie jeho konfigurace s tokamakem ITER v poměru velikostí zhruba 1:10. Na rozdíl od zaměření výzkumu v UK byl u nás tokamak vybaven neutrálními ohřevovými svazky, které umožnily dosažení vyšší iontové teploty, a také diagnostickými systémy s podstatně lepším prostorovým rozlišením zejména na okraji plazmatu, jehož výzkumu se tým našich vědců již řadu let systematicky věnuje. Nezanedbatelná je v evropském měřítku i role tokamaku COMPASS při vzdělávání další generace fúzních odborníků, zejména díky prakticky zaměřeným letním a zimním školám.

Hlavní konstrukční parametry tokamaku COMPASS:

- velký poloměr  $R = 0,56$  m,
- malý poloměr  $a = 0,23$  m,
- maximální toroidální pole ve středu vakuové komory  $B_T = 1,5$  T,
- maximální indukovaný toroidální elektrický proud v plazmatu  $I_p = 0,4$  MA,
- typická hustota plazmatu  $n_e = 4 \cdot 10^{19} \text{ m}^{-3}$ ,
- iontová teplota centrálního plazmatu ( $1 \text{ eV} \sim 11\,604 \text{ K}$ )  $T_i = 700 \text{ eV}$ ,
- doba udržení energie plazmatu  $\tau_E = 20 \text{ ms}$ ,
- typická délka experimentálního výboje  $t = 400 \text{ ms}$ ,
- celkový výkon ohřevu plazmatu neutrálními svazky  $P_{NBI} = 0,6 \text{ MW}$ .



Obr. 4 Fotografie tokamaku COMPASS. Dostupné z: [http://www.ipp.cas.cz/miranda2/export/sites/avcr/ufp/sys/galerie-obrazky/COMPASS\\_at\\_IPP\\_left.jpg](http://www.ipp.cas.cz/miranda2/export/sites/avcr/ufp/sys/galerie-obrazky/COMPASS_at_IPP_left.jpg).



**Obr. 5** RMP na tokamaku COMPASS: a) Barevnými plochami jsou znázorněny oblasti ohraničené HFS (high-field side, tj. vnitřní strana tokamaku, blíže osy jeho rotační symetrie), RMP cívkami a také s LFS (low-field side) midplane RMP cívkami. Modrá a červená barva znázorňuje opačnou orientaci magnetického pole během experimentu. Tokamak COMPASS je v současné době jediný tokamak na světě s HFS RMP cívkami. Na obr. b) je znázorněna neefektivnější konfigurace RMP (s ohledem na potlačení proudu neseného RE). Jedná se o konfiguraci LFS off-midplane, kdy byla generována porucha  $n = 1$  s fázovým posunem  $\Delta\phi = 270^\circ$ . Příklad zajímavého výsledku měření s RMP je na obr. 11.

tí řešit v rámci klasické magnetohydrodynamiky. V nedávných experimentech na tokamacích, včetně našeho tokamaku COMPASS, se ovšem podařilo polohu ubíhajících elektronů spolehlivě řídit pomocí modifikovaného, obecnějšího PID kontroléru [10]. Obecně lze říct, že udržení radiální polohy svazku ubíhajících elektronů s daným elektrickým proudem vyžaduje výrazně vyšší vnější vertikální magnetické pole než plazma se stejným proudem. Spolehlivé řízení polohy svazku ubíhajících elektronů samozřejmě vede k myšlence, že by se svazek mohl navést do technicky bezpečné lokality pro kolizi s vnitřní stěnou tokamaku, a případně že by bylo možné i řízení časového průběhu této kolize. Z hlediska velkých reaktorů, jako je ITER, se ovšem tato metoda nejeví jako perspektivní, zejména s ohledem na amplitudu proudů, které by musely být ve velmi krátkém čase dosaženy v příslušných cívkách poloidálního pole.

#### b) Perturbace magnetického pole

Řada tokamaků, včetně našeho tokamaku COMPASS (obr. 5), má kromě základní konfigurace cívek potřebných k udržení rovnováhy plazmatického výboje i dodatečné cívky určené buď k eliminaci možných geometrických chyb konfigurace magnetického pole, nebo (jak je tomu u COMPASS) i přímo k výzkumu vlivu perturbací magnetického pole na chování zejména okrajového plazmatu [12]. Tyto systémy jsou v naprosté většině případů tvořeny soustavami planárních a sedlových cívek, které jsou periodicky rozmístěny v toroidálním směru (obr. 5) a které vytvářejí v plazmatu perturbaci magnetického pole v radiálním směru (tj. ve směru rostoucího tlaku v plazmatu, ve kterém je ve standardní konfiguraci tokamaku magnetické pole nulové). Pro takové systémy k vytváření poruch magnetického pole se ve fúzním výzkumu vžil označení RMP (*Resonant Magnetic Perturbation*). Tyto perturbace magnetických polí jsou tedy prostorově periodické a většinou během experimentu stacionární (či lépe řečeno konstantní v předem definovaném intervalu výboje). Některé tokamaky dovolují i časově proměnné perturbace radiálního poruchového pole, což pak umožňuje řadu velmi sofistikovaných experimentů s RMP při studiu interakce

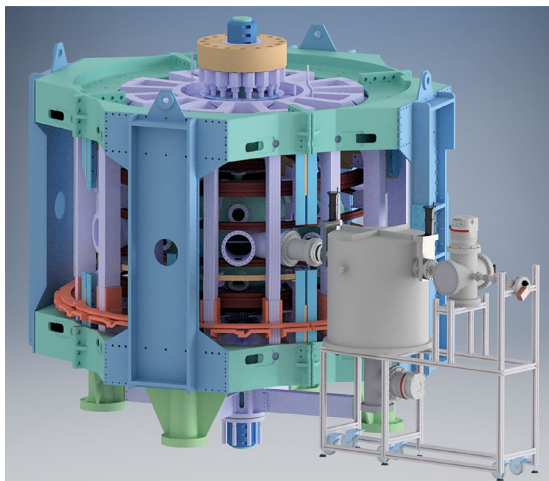
poruch a nestabilit plazmatu s vnějším magnetickým polem [13].

Experimenty využívající RMP během generace ubíhajících elektronů při disrupci prokázaly schopnost perturbací potlačovat velikost elektrického proudu, který se při disrupci transformuje do ubíhajících elektronů. Díky velmi bohaté konfiguraci RMP na tokamaku COMPASS do tohoto výzkumu významně přispěly i naše experimenty s ubíhajícími elektrony [14]. Další principiální výhodou tokamaku COMPASS v tomto ohledu je i poměrně velká amplituda poruchových polí, které tím pádem mohly proniknout hluboko do plazmatu a ovlivnit tak magnetické pole prakticky po celém průřezu vznikajícího svazku ubíhajících elektronů. Tak významný vliv dobře definovaných perturbací pole se ukázal jako neocenitelný hlavně při ověřování (*benchmarking*) počítačových modelů plazmatu [15], které slouží právě k predikci vlivu perturbací pole na vysoce nestacionární jevy během disrupcí plazmatu. Přestože ITER bude vybaven poměrně nákladným a inženýrsky komplikovaným systémem RMP cívek, s jejich využitím při potlačování ubíhajících elektronů se příliš nepočítá. Je tomu tak proto, že dosažitelná poruchová pole jsou s ohledem na rozměry plazmatu v ITER příliš malá, a poruchové pole nemá prakticky žádný vliv na centrální oblasti případné disrupce. Přesto někteří odborníci upozorňují, že se vliv RMP na potlačování ubíhajících elektronů může u ITER nakonec ukázat jako přínosný [15]. RMP jsou na ITER nicméně budovány primárně s ohledem na schopnost poruchového pole potlačovat nepříznivé okrajové nestability plazmatu, známé jako ELM [16].

#### Diagnostika ubíhajících elektronů na tokamaku COMPASS

Experimentální výzkum dynamiky ubíhajících elektronů není ani zdaleka to jediné, čím český tokamak COMPASS přispívá v tomto specifickém výzkumu k práci celé fúzní komunity. Určitě hned na druhém místě musíme zmínit bohatý rozvoj metod diagnostiky ubíhajících elektronů v tokamaku, tj. rozvoj systémů měření, díky nimž získáváme bohatší kvantitativní informace ohledně vzniku, udržení a ztrát ubíhajících elektronů v tokamaku.

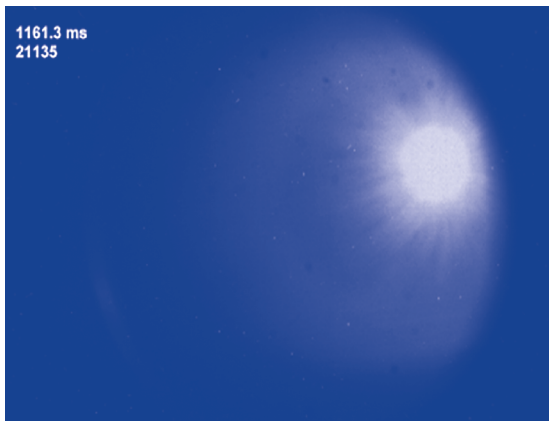




**Obr. 6** Vizualizace systému vstřelování pevných peletek na tokamaku COMPASS.

Zřejmě nejkomplexnějším novým systémem měření ubíhajících elektronů je systém vstřikování pevných peletek [17], který byl na tokamaku COMPASS instalován v roce 2019 díky podpoře německého týmu z tokamaku ASDEX-U. Ten nám část systému dlouhodobě zapůjčil, a podpoře grantu GA ČR, ve kterém byla instalace systému vstřelování peletek pro diagnostiku plazmatu jedním z hlavních podporovaných cílů. Na rozdíl od výše popsanych složitějších systémů SPI je systém na tokamaku COMPASS primárně věnován vstřelování pevných peletek (např. z grafitu nebo z nitridu boritého), jejichž interakce s ubíhajícím svazkem (zejména vyzařování v oblasti viditelného záření) je pak těžko docenitelným zdrojem informací o detailní geometrii svazku RE, viz obr. 6.

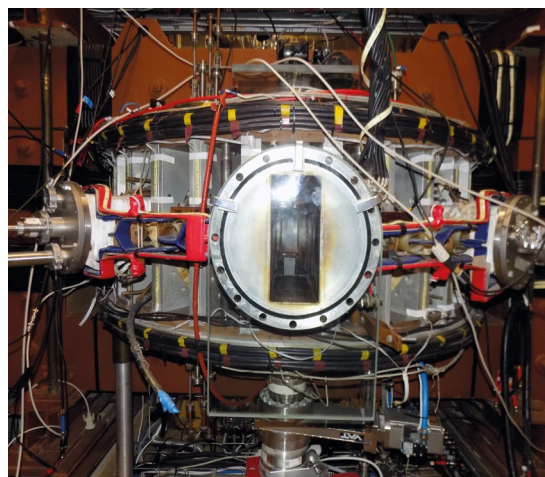
Na tokamaku COMPASS měříme také dvojí ionizující záření, které vzniká při interakci svazku elektronů s vnitřní stěnou vakuové nádoby. Tvrdé rentgenové záření (HXR) měříme pomocí standardního NaI:Tl scintilátoru s fotonásobičem, ve fázi zkoušek je i rychlejší YAP:Ce a ve spolupráci s italskými odborníky LaBr<sub>3</sub>:Ce. Daří se nám standardně pozorovat i fotoneutrony, které vznikají v důsledku jaderných reakcí materiálů s HXR, a to pomocí dvou olovem stíněných scintilačních detektorů ZnS:Ag a <sup>6</sup>LiF se zvýšenou citlivostí na neutrony a také pomocí dvou proporcionálních čítačů s <sup>3</sup>He, jejichž výhodou je prakticky nulová citlivost na HXR. Ve spolupráci s FJFI ČVUT se pokoušíme upřesnit i prostorové rozložení zdrojů záření pomocí maticových detektorů záření typu TimePix [18].



**Obr. 7** Pevná peletka interagující se svazkem ubíhajících elektronů v tokamaku COMPASS.

Nejen z hlediska výzkumu diagnostiky ionizujícího záření (včetně testování detektorů TimePix) je velmi potěšitelné, že práce na tokamaku COMPASS inspirovaly i mnohem menší tým, provozující vzdělávací tokamak GOLEM na FJFI ČVUT k tomu, aby také přispěl do výzkumu ubíhajících elektronů. Malý tokamak GOLEM, viz obr. 8, je díky svým parametrům spolehlivým zdrojem relativně nízkého množství ubíhajících elektronů vznikajících především Dreicerovým mechanismem. Scintilační sondy s různými typy krystalů NaI:Tl, CeBr<sub>3</sub>, YAP, LYSO a <sup>6</sup>LiF-ZnS:Ag a dále polovodičové stripové detektory a směrově citlivé detektory Timepix jsou nasazeny do měření s unikátním časovým rozlišením a budou nadále sledovat vliv ultrasonického vstřikování různých plynů na dynamiku ubíhajících elektronů [19].

Tokamak COMPASS také hraje specifickou roli tím, že umožňuje testování nového Čerenkovova detektoru vyvíjeného polským Národním ústavem jaderné fyziky ve Swierku [20]. Tento detektor měří Čerenkovovo záření, vznikající při průletu rychlých elektronů syntetickým diamantem. Data z této dia-

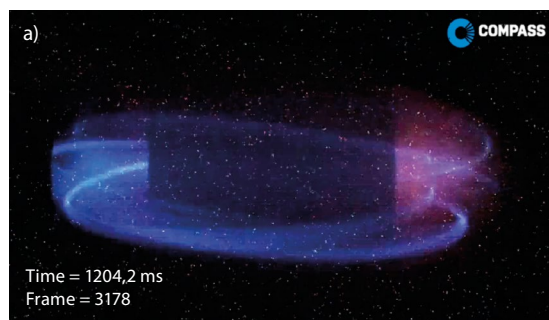


**Obr. 8** Vzdělávací tokamak GOLEM na FJFI ČVUT. Dnešní tokamak GOLEM pracoval do roku 2007 pod jménem CASTOR v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR jako první český tokamak. Viz také článek na str. 448 Týden vědy na jaderce.

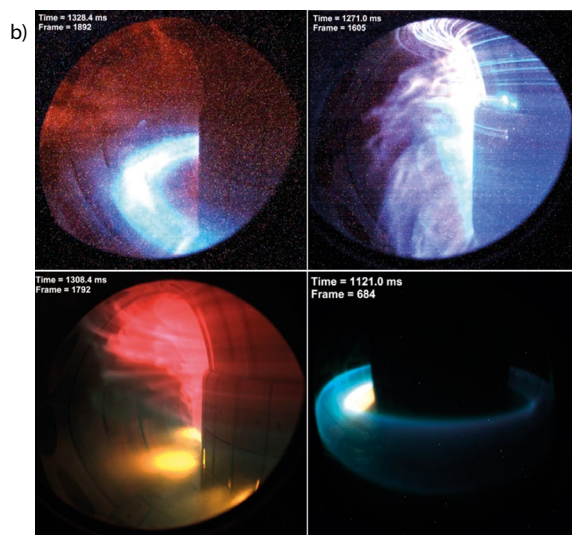
gnostiky mj. prokázala existenci ubíhajících elektronů již před detekcí ionizujícího záření vznikajícího ve stěnách tokamaku.

Jako velmi úspěšný původní příspěvek se ukázal i návrh využití vysokofrekvenčního radiometru pro měření cyklotronního záření ubíhajících elektronů s významnější kolmou složkou rychlosti [21]. Jak bylo uvedeno výše, tato měření jsou zvláště zajímavá z hlediska generování ubíhajících elektronů lavinovým mechanismem a experimentální praxe prokázala jedinečnou citlivost této metody v raném stadiu vzniku svazku ubíhajících elektronů, kdy jsou ještě jinými diagnostikami prakticky „nepozorovatelné“.

Zajímavým příspěvkem tokamaku COMPASS k diagnostice ubíhajících elektronů a vlastně k diagnostice plazmatu vůbec je poměrně široké využití velmi rychlých kamer viditelného záření [22]. Širokoúhlý pohled na celé plazma, a to včetně reálných barev, dovolu- je kamera Photron Mini-UX100, která dosahuje rychlosti několika kfps (*kiloframes per second*, několik tisíc snímků za sekundu). Její využití bylo zejména přínosné při studiu vstřiku nečistot do plazmatu s ubíhajícími



**Obr. 9** a) Snímek z rychlé barevné kamery na tokamaku COMPASS, zachycující napouštění deuteria (převládající růžová barva záření) do svazku ubíhajících elektronů, který byl vygenerován napouštěním argonu (převládající modrá barva) – lze pozorovat i velmi tenké a krátce existující filamenty. Dobře patrné zrnění je důsledkem vysoké úrovně tvrdého rentgenového záření. b) Koláž snímků z rychlé barevné kamery na tokamaku COMPASS zachycující svazek ubíhajících elektronů v různých plynech a zánik svazku na grafitových dlaždicích vnitřní stěny tokamaku COMPASS. Videá z různých experimentů na tokamaku COMPASS najdete na YouTube kanálu tokamaku Ústavu fyziky plazmatu [https://www.youtube.com/channel/UCGktnU52SEgi5jhLgI\\_3t1g](https://www.youtube.com/channel/UCGktnU52SEgi5jhLgI_3t1g).



elektrony, kdy bylo možné odděleně sledovat pomalou difuzi neutrálního plynu a rychlé šíření iontů podél silokřivek magnetického pole, viz obr. 9. Pro ještě rychlejší měření pak lze využít i černobílou kameru Photron SA-X2 se snímkovací frekvencí až 100 kfps, kterou jsme využili např. při sledování interakce vstřelené peletky s plazmatem, viz obr. 7. Rychlé kamery též dokládají významné formování filamentů (tenkých paprsků) podél silokřivek magnetického pole, je však stále sporné, zda jde přímo o filamentování rychlých elektronů, nebo o filamentování ionizovaného plynu (čili relativně chladného plazmatu).

Mimořádně úspěšnou myšlenkou pak bylo instalování tepelných čidel do grafitového limiteru (clony ohraničující plazma), který slouží jako jednoduchá ochrana vnitřní stěny vakuové nádoby (na vzdálenější straně od osy tokamaku, tzv. strana slabého magnetického pole), viz obr. 12. Limiter lze zasunout tak, aby na něm svazek ubíhajících elektronů spolehlivě kolidoval dříve než s jinými částmi vakuové komory. Instalováním odporových teplotních čidel v kombinaci s jednoduchým počítačovým modelem šíření tepla v grafitu se podařilo zjistit anebo ověřit překvapivě mnoho kvantitativních výsledků nejen ohledně energie ubíhajících elektronů, ale i ohledně celkového elektrického proudu ve svazku ubíhajících elektronů. Studován byl i vliv impaktu ubíhajících elektronů na samotný materiál limiteru i teplotních čidel. Výsledky měření byly publikovány v diplomové práci [23].

K měření energetické bilance ubíhajících elektronů na limiteru významně přispělo i měření pomocí kalibrované infračervené kamery s rychlostí 120 fps. Měření touto kamerou bylo však často negativně ovlivněno tvrdým rentgenovým zářením a v některých experimentech navíc i synchrotronním zářením [5], takže větší část měření bylo nutné extrapolovat z experimentů s nižším výkonem interakce svazku s limiterem, a tedy s pomalejším nárůstem teploty na tepelných čidlech.

Další jedinečnou možností měření, jehož finanční podpora byla (spolu se zdrojem pevných peletek)

předpokládána už ve výše zmíněném grantovém projektu, je příležitost k zapůjčení jednoúčelového evropského spektrometru pro synchrotronní záření ubíhajících elektronů (REIS-E, což je nový upgrade zařízení REIS), který byl zkonstruován v rámci spolupráce EUROfusion italskými experty z CNR [24]. REIS detektor měřil prostorovou závislost spekter záření ubíhajících elektronů na několika evropských tokamacích, jako je italský FTU, německý ASDEX Upgrade nebo švýcarský TCV. Je přitom zřejmé, že měření fyzikálních procesů stejným přístrojem za přítomnosti zahraničních odborníků dá velmi věrohodný základ pro srovnávací analýzy. Využití detektoru REIS-E je v současné době detailně připravováno pro poslední experimentální kampaň s měřením ubíhajících elektronů na tokamaku COMPASS.

Vedle toho by se poslední experimentální kampaň, zaměřená na studium vlivu kinetických nestabilit na dynamiku svazku ubíhajících elektronů [25], měli zúčastnit fyzikové z italského tokamaku FTU (ENEA Frascati). Ve spolupráci s těmito italskými kolegy budou instalovány dvě antény na měření přímo v nádobě tokamaku a jedna externí anténa. Antény by mohly prokázat přítomnost kinetických nestabilit nebo dolních hybridních vln a kvantifikovat jejich vliv na rozptyl tzv. *pitch* úhlu ubíhajících elektronů (tj. poměru kolmé a paralelní složky jejich rychlosti vůči směru magnetického pole), a tedy i na náhlá přerozdělení ubíhajících elektronů ve fázovém prostoru.

Krátce po poslední experimentální kampani studující fyziku ubíhajících elektronů bude tokamak COMPASS odstaven, aby udělal místo novému českému tokamaku s vysokým magnetickým polem COMPASS Upgrade [26], viz obr. 10.

### Rutinní diagnostiky

Závěrem této části je nutné dodat, že z hlediska diagnostiky ubíhajících elektronů jsou klíčové přinejmenším dvě rutinní diagnostiky [27], bez nichž si dnes jen těžko dokážeme představit výzkum standardního vysokoteplotního plazmatu. Za prvé jde o poměrně bohatý systém magnetické diagnostiky, který umožňuje měření proudů, magnetických polí a polohy plazmatu. Za druhé, neméně významnou roli má i vysoce lokální měření teploty a hustoty elektronů pomocí dopplerovského rozšíření spektrální čáry laserového záření při Thomsonově rozptylu, a to ze-



jména při prokazování tepelného kolapsu plazmatu po vstřiku nečistot.

### Modelování plazmatu

Příspěvek odborníků z Ústavu fyziky plazmatu AV ČR není nijak zanedbatelný ani v oblasti modelování ubíhajících elektronů v tokamacích. Vedle teoretického výzkumu generace záření ubíhajícími elektrony v tokamacích [5], které mělo spíše přechodný ráz vázaný na grantovou podporu, je náš tým především ve spolupráci se švýcarskými kolegy z tokamaku TCV a francouzskými kolegy z CEA již dlouhodobě zapojen do systematického vývoje selfkonzistentních modelů pro stanovení velikosti elektrického proudu neseného ubíhajícími elektrony, zejména vývoje kombinace kódů METIS a LUKE [28]. Právě toto téma získalo i zvanou přednášku na příští konferenci EPS, věnované fyzice plazmatu. K dalším významným spolupracím v oblasti simulování ubíhajících elektronů patří spolupráce s Technickou univerzitou ve švédském Chalmers, zejména v oblasti využití syntetického modelu SOFT pro modelování synchrotronního záření [29], kinetických Fokkerových–Planckových kódů NORSE [30] a CODE. Vývoj a použití programů sledujících pohyb ubíhajících elektronů v realistických 3D magnetických a elektrických polích probíhá v rámci spolupráce s kolegy z amerického tokamaku DIII-D [15] a s italskými kolegy z konsorcia RFX. Spolupráce s italskou a švédskou skupinou si také dává za cíl vývoj frakčního difuzního modelu ubíhajících elektronů, který by mohl vnést vzhled do problematiky jejich radiálního transportu. Řada jednodušších speciálních modelů napomáhá interpretovat data z jednotlivých diagnostických systémů.

### Shrnutí: typický průběh experimentu s ubíhajícími elektrony

Závěrem bychom rádi představili, jak vlastně na tokamaku COMPASS probíhá typický experiment s ubíhajícími elektrony. Tyto experimenty mají oproti experimentům zaměřeným na studium vysokoteplotního plazmatu poměrně specifické požadavky na diagnostické vybavení, proto je zpravidla nutné před zahájením experimentální kampaně tokamak zavzdušnit a změnit konfiguraci osazení portů diagnostickým vybavením, což je samozřejmě vždy dost obtížné s ohledem na omezené geometrické možnosti a jistý „přetlak“ našich přání.

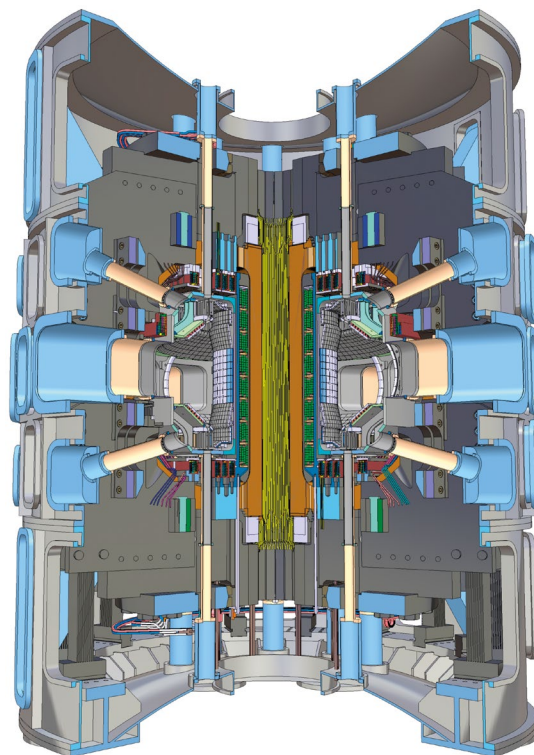
Během samotných experimentů (což jsou výboje trvající zpravidla zlomek sekundy, které je možné opakovat několikrát za hodinu) se na tokamaku COMPASS podařilo dosáhnout významného proudu v ubíhajících elektronech v podstatě trojím způsobem:

- V experimentech s extrémně nízkou hustotou plazmatu [31] – i když ne vždy je možné s ohledem na vakuové podmínky (zejména v závislosti na množství plynů adsorbovaných na vnitřní stěně vakuové komory) dostatečně nízkou hustotu zajistit – je dnes tento scénář, při kterém dochází ke generaci ubíhajících elektronů primárně Dreicerovým mechanismem, rutinně zvládnut. Jeho možnosti z hlediska studia udržení a ztrát ubíhajících elektronů byly ovšem brzy vyčerpány zejména proto, že se podařilo prokázat, že je takové generování ubíhajících elektronů extrémně citlivé na průběh počátečního napouštění plynu (a opět i na vliv čerpání stěnami vakuové komory). Tímto způsobem bylo ovšem možné dosáhnout extrémně vysokého prou-

du v ubíhajících elektronech a byly pozorovány i kinetické nestability svazku.

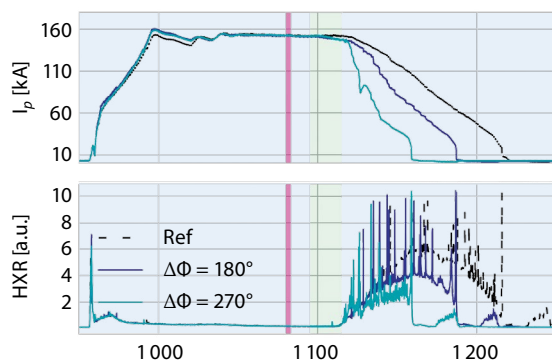
- Oproti očekávání se i na relativně malém tokamaku COMPASS podařilo pozorovat generaci ubíhajících elektronů během disrupce plazmatu [32], tj. v důsledku tepelného kolapsu plazmatu. Přesto, že tento mechanismus generace je nesmírně zajímavý právě z hlediska výzkumu pro velké tokamaky, nakonec se neukázal jako nejprínosnější, a to hlavně pro velmi nízkou reprodukovatelnost experimentů.
- V poslední době se jako nejspolehlivější a nejlépe definovaný scénář generování svazku ubíhajících elektronů používá scénář původně používaný na obdobně velkém švýcarském tokamaku TCV. V tomto scénáři se nejprve spustí poměrně standardní výboj vysokoteplotního plazmatu, jen s relativně nízkou hustotou, do něhož je v předem definovaném okamžiku napuštěno stanovené množství nečistoty (nejčastěji inertního plynu argonu, někdy i neonu nebo dokonce kryptonu), což způsobí náhlý pokles teploty a vodivosti plazmatu a lavinový nárůst počtu ubíhajících elektronů, které převezmou většinu elektrického proudu v plazmatu [14].

V tomto posledním, nejspolehlivějším způsobu generování svazku ubíhajících elektronů máme tedy dobře definovaný okamžik, v němž ke generování svazku dochází, a vůči němuž můžeme pak definovat i časování ostatních systémů včetně vstřelování peletky, napouštění dalších plynů či zapínání poruchového pole pomocí RMP cívek. Poruchové pole jsme v některých našich experimentech zapínali ještě před přechodem z vysokoteplotního plazmatu na režim s ubíhajícími



**Obř. 10** Řez 3D modelem tokamaku COMPASS-Upgrade – na první pohled zaujmou dlouhé portové trubky spojující vakuovou komoru s kryostatem, hnědé jsou znázorněny cívky toroidálního magnetického pole, cívky centrálního solenoidu jsou zelené a ostatní cívky poloidálního magnetického pole purpurové. Velkou část kryostatu pak vyplňuje masivní podpůrná struktura toroidálních cívek. Převzato z [26]





**Obr. 11** Příklad důležitého měření ubíhajících elektronů na tokamaku COMPASS při experimentech s poruchovým magnetickým polem. Horní panel zobrazuje průběh proudu (nejprve v plazmatu, později jej přebírají ubíhající elektrony) a spodní panel signál tvrdého rentgenového záření odpovídající ztrátám ubíhajících elektronů. Svislá růžová čára zobrazuje začátek působení RMP v LFS off-midplane (viz obr. 5b). Světle zelená oblast představuje okamžik napuštění plynu (argon s výslednou hustotou  $5 \cdot 10^{18} \text{ m}^{-3}$ ). Krátce po ukončení napuštění plynu následuje teplotní kolaps plazmatu a většina proudu je nadále nesena ubíhajícími elektrony. Černá čára zobrazuje referenční scénář, kdy nebyly použity RMP. Tmavě modrá čára zobrazuje výsledek v konfiguraci s fázovým posunem RMP 180 stupňů – toto uspořádání mělo na počáteční populaci nejmenší vliv. Světle modrá čára ukazuje konfiguraci s fázovým posunem 270 stupňů, kdy je pozorován největší vliv RMP. Vliv RMP na počáteční fázi generace ubíhajících elektronů oproti působení na už existující ubíhající svazek se ukázal jako výrazně silnější, protože kromě potlačení proudu ubíhajících elektronů snížil i výsledné množství tvrdého rentgenového záření. Jinými slovy, ubíhající elektrony jsou v případě aplikace RMP už v době jejich vzniku méně nebezpečné.

svazkem, jednalo se tedy o ovlivnění počáteční populace, tzv. seedu, což přineslo řadu zajímavých dat pro modelování a tím pro lepší interpretaci procesů ubíhání v plazmatu, viz obr. 11. Mj. se použití RMP uvažuje i na ITER jako jeden z nástrojů na ovlivnění velikosti počáteční populace ubíhajících elektronů dříve, než jejich počet bude mnohokrát znásoben lavinovým mechanismem.

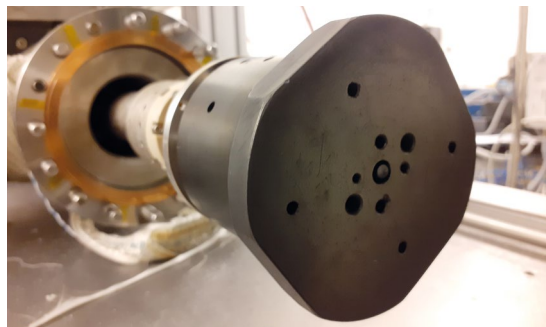
### Poděkování

Tento článek vznikl v rámci výzkumu podpořeného grantem „Radiální procesy generované ubíhajícími elektrony v tokamacích“ GA18-02482S Grantové agentury České republiky, díky podpoře projektu Ministerstva školství, mládeže a tělovýchovy MEYS LM2018117 na provoz tokamaku COMPASS a částečně také díky podpoře ČVUT z Evropského operačního programu pro výzkum, vývoj a vzdělávání CZ.02.1.01/0.0/0.0/16\_019/0000778 „Centrum pokročilých aplikovaných přírodních věd“.

### Literatura

- [1] S. Entler: „Engineering breakeven“, *J. Fusion Energy* **34**, 513–518 (2015).
- [2] H.-W. Bartels, T. Kunugi, A. J. Russo: *Nucl. Fusion suppl. Atomic and Plasma – Material Interaction data for fusion* **5**, 225 (1994).
- [3] A. V. Gurevich, K. P. Zybin: *Phys. Today* **58**, 5 (2005).
- [4] B. N. Breizman a kol.: *Nucl. Fusion* **59**, 8 (2019).

- [5] D. Břeň, P. Kulhánek: *Pokroky mat. fyz. astron.* **65**, 3 (2020).
- [6] A. H. Boozer: *Nucl. Fusion* **57**, 056018 (2017). (open access)
- [7] V. V. Plyusnin a kol.: *Nucl. Fusion* **58**, 016014 (2018). (open access)
- [8] C. Reux a kol.: *Nucl. Fusion* **55**, 129501 (2015). (open access)
- [9] L. R. Baylor a kol.: *Nucl. Fusion* **59**, 066008 (2019). (open access)
- [10] O. Ficker a kol.: *Nucl. Fusion* **59**, 096036 (2019). (open access)
- [11] D. Břeň: *Pokroky mat. fyz. astron.* **57**, 2 (2012).
- [12] T. Markovic a kol.: *Nucl. Fusion* **56**, 092010 (2016). (open access)
- [13] E. J. Strait: *Physics of Plasmas* **11**, 2505 (2004).
- [14] J. Mlynář a kol.: *Plasma Phys. Control. Fusion*, **61**, 014010 (2019).
- [15] Y. Liu a kol.: *Phys. Plasmas* **27**, 102507 (2020).
- [16] T. E. Evans: *J. Nucl. Mater. Supplement* **438**, S11 (2013).
- [17] N. Höpfel: *Modification and characterization of ASDEX Upgrade's room-temperature solid-state pellet injector for the use on COMPASS*. Bakalářská práce, Munich University of Applied Sciences, Munich 2019. IPP report IPP 2019-07 (dostupné online).
- [18] P. Svihra a kol.: *Fusion Eng. Design* **146**, 316 (2019).
- [19] P. Dhyani a kol.: *J. Instrum.* **14**, 9 (2019).
- [20] M. Rabinski a kol.: *J. Instrum.* **12**, C10014 (2017). (open access)
- [21] M. Farnik a kol.: *Rev. Sci. Instrum.* **90**, 113501 (2019). (open access)
- [22] A. Havranek a kol.: *Fusion Eng. Des.* **123**, 857 (2017).
- [23] J. Čaloud: *Studium energie ubíhajících elektronů v tokamacích*. Diplomová práce, Masarykova univerzita, Brno 2020. Dostupné z: [https://is.muni.cz/th/cieje/DP\\_final\\_zp.pdf](https://is.muni.cz/th/cieje/DP_final_zp.pdf).
- [24] F. Causa a kol.: *Rev. Sci. Instrum.* **90**, 073501 (2019). (open access)
- [25] G. Pucella a kol.: *Nucl. Fusion* **59**, 112015 (2019).
- [26] P. Vondracek a kol.: „Preliminary Design of the COMPASS Upgrade Tokamak“, *31<sup>st</sup> Symposium on Fusion Technology (SOFT2020)*. September 2020, to be submitted to *Fusion Eng. Des.*
- [27] V. Weinzettl a kol.: *J. Instrum.* **12**, C12015 (2017). (open access)
- [28] E. Macusova a kol.: „Estimation of the runaway electron current during the flat-top phase in COMPASS“, *Proc. 44<sup>th</sup> EPS Conference on Plasma Physics*, Belfast, United Kingdom, ECA Vol. 14B. Dostupné z: <https://ocs.ciemat.es/EPS2017PAP/pdf/P4.141.pdf>.
- [29] The Synchrotron-detecting Orbit Following Toolkit SOFT, cit.: 18-10-2020. Dostupné z: <https://ft.nephy.chalmers.se/retools/soft/>
- [30] M. Vlainic a kol.: *Atoms* **7**, 12 (2019).
- [31] M. Vlainic a kol.: *Nukleonika* **60**, 249 (2015).
- [32] M. Vlainic a kol.: *J. Plasma Phys.* **81**, 475810506 (2015).
- [33] R. Panek a kol.: *Plasma Phys. Control. Fusion* **58**, 014015 (2015) (open access)



**Obr. 12** Graftový limiter s tepelnými čidly.