



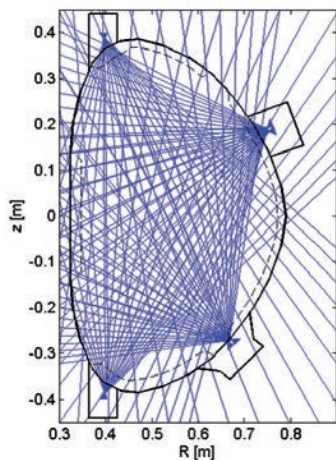
Akademie věd  
České republiky

**Strategie AV21**

Špičkový výzkum ve veřejném zájmu

Slavomír Entler (ed.) a kol.

# Výzkum termojaderného plazmatu na tokamaku COMPASS



VÝZKUMNÝ PROGRAM

SYSTEMY PRO JADERNOU ENERGETIKU

# Obsah

---

10 LET TOKAMAKU COMPASS _____	<b>2</b>
TOKAMAK COMPASS _____	<b>3</b>
DIAGNOSTIKA VYSOKOTEPLTNÍHO PLAZMATU _____	<b>11</b>
Magnetická diagnostika _____	<b>14</b>
Thomsonův rozptyl _____	<b>17</b>
Mikrovlňná diagnostika _____	<b>20</b>
Sondová diagnostika _____	<b>23</b>
Infračervená termografie _____	<b>30</b>
Emisní spektroskopie na svazku neutrálních atomů _____	<b>33</b>
Analýza neutrálních částic _____	<b>36</b>
VYBRANÉ VÝZKUMNÉ PROJEKTY _____	<b>38</b>
Škálování délky útlumu povrchové vrstvy plazmatu SOL _____	<b>38</b>
Optimalizace tvaru první stěny ITER _____	<b>41</b>
Studium poruchového pole _____	<b>43</b>
Ubíhající elektrony _____	<b>48</b>
Neinduktivní generace elektrického proudu v tokamacích _____	<b>54</b>
Radiačně a teplotně odolné Hallovy senzory _____	<b>56</b>
ZÁVĚR _____	<b>63</b>
REFERENCE _____	<b>64</b>
SEZNAM ZKRATEK _____	<b>65</b>
AUTOŘI _____	<b>67</b>

## 10 let tokamaku COMPASS

V roce 1997 evropský fúzní reaktor JET dosáhl při řízené termojaderné fúzi fúzního výkonu 16 MW. Dnes po celém světě pracují desítky fúzních zařízení, které rozvíjejí naše znalosti o řízené termojaderné fúzi, chování vysokoteplotního plazmatu a fúzních technologiích. Technickou proveditelnost energetického fúzního reaktoru má prokázat projekt mezinárodního termojaderného experimentálního reaktoru ITER. Reaktor ITER vyrůstající ve francouzské Provinci vyvine fúzní výkon 500 MW a bude testovat zařízení a technologie pro první fúzní elektrárny. Uvedení reaktoru do provozu je naplánováno na rok 2025 a plného výkonu reaktor dosáhne v roce 2035. Na základě zkušeností získaných při provozu reaktoru ITER budou postaveny první fúzní elektrárny. Podle aktuálního plánu Evropské unie bude první fúzní elektrárna postavena do roku 2060.

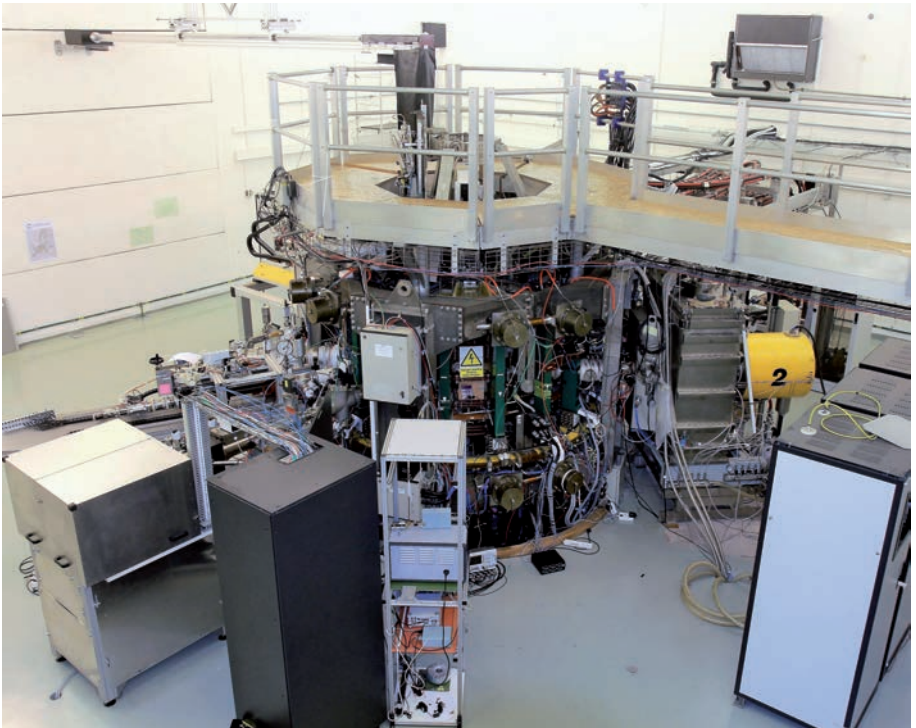
V energetických fúzních reaktorech první generace bude probíhat termojaderná fúzní reakce jader deuteria a tritia. Optimální teplota pro průběh reakce je přibližně 160 milionů °C. Reaktanty budou při této teplotě ve skupenství plně ionizovaného plazmatu. Nejpokročilejšími fúzními reaktory jsou v současnosti reaktory typu tokamak, které izolují horké plazma od stěn reaktoru magnetickým polem (tzv. magnetické udržení plazmatu, *magnetic plasma confinement*). Oproti ostatním fúzním zařízením jsou tokamaky schopné vytvořit a udržet plazma při parametrech potřebných pro energeticky ziskový průběh fúzní reakce.

Tokamak je původně sovětský koncept fúzního reaktoru charakteristický indukčně generovaným elektrickým proudem v plazmatu, který byl vyvinut v padesátých letech minulého století. Elektrický proud plazma ohřívá a spolu s masivními magnetickými cívkami vytváří magnetické pole bránící kontaktu horkého plazmatu se stěnami tokamaku. Největší fúzní reaktor na světě JET je typu tokamak stejně jako reaktor ITER. Pokud ITER potvrdí funkčnost navržených technologií, budou i první fúzní elektrárny postaveny na principu tokamaku. Česká republika patří mezi malou skupinu zemí, které provozují takové zařízení. Vědci z Ústavu fyziky plazmatu AV ČR (dále ÚFP) v letech 1977–2006 studovali fyziku plazmatu na tokamaku CASTOR a v roce 2009 spustili nový moderní tokamak COMPASS. Původní tokamak CASTOR se nyní pod názvem GOLEM využívá pro výukové účely na Fakultě jaderné a fyzikálně inženýrské ČVUT v Praze.

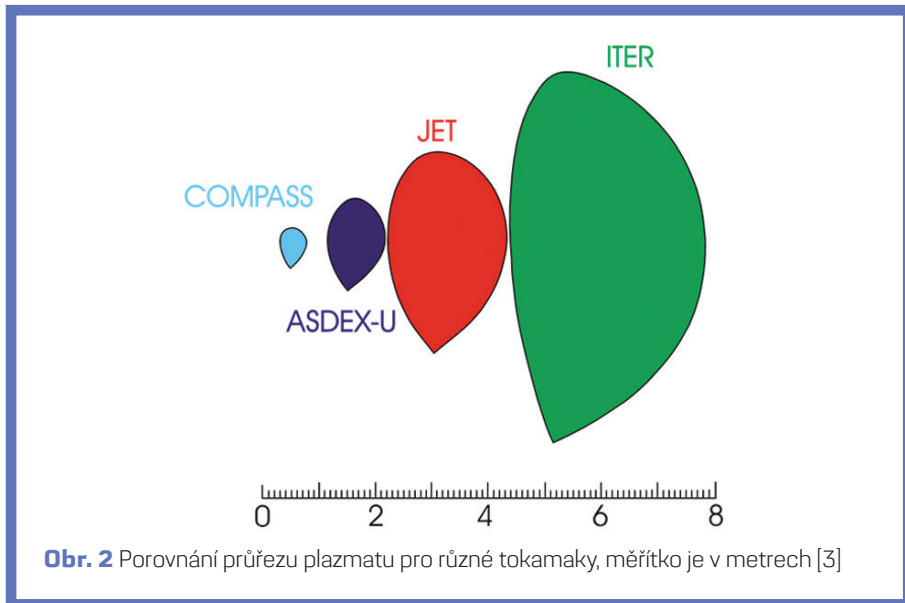
Tokamak COMPASS [1] je součástí evropské sítě fúzních vědeckých zařízení a podílí se na celosvětovém výzkumu jaderné fúze. Výzkumná činnost na tokamaku je zaměřena na důležitá fyzikální témata, jako je studium procesů v okrajovém plazmatu, studium tepelných toků v plazmatu, studium přechodu plazmatu do provozních režimů s vysokým udržením energie nebo studium vzniku a potlačení tzv. ubíhajících elektronů.

## Tokamak COMPASS

Tokamak COMPASS (**obr. 1**) se svými rozměry řadí k menším tokamakům umožňujícím provádět experimenty v režimu s vysokým udržením energie, označovaném jako H-mód (*High confinement mode*), který představuje standardní referenční režim tokamaku ITER [2]. Díky své velikosti a tvaru odpovídá plazma tokamaku COMPASS v lineárním měřítku jedné desetíně plazmatu ITER. V současnosti existují kromě tokamaku COMPASS pouze dva tokamaky s konfigurací plazmatu podobnou ITER a schopností dosáhnout H-mód: tokamak ASDEX-U v německém Garchingu a tokamak JET v britském Culhamu, který je aktuálně největším experimentálním zařízením tohoto druhu na světě. COMPASS tvoří třetí bod na lineární škále vedle obou větších tokamaků a zpřesňuje extrapolace fyzikálních parametrů pro reaktor ITER a pro budoucí fúzní energetické reaktory (**obr. 2**).



**Obr. 1** Tokamak COMPASS [3]

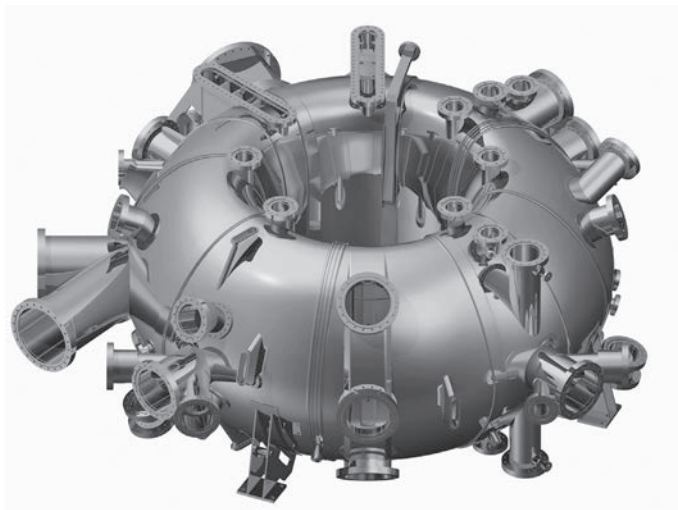


**Obr. 2** Porovnání průřezu plazmatu pro různé tokamaky, měřítko je v metrech [3]

Relativně nízká energie plazmatu tokamaku COMPASS přitom umožňuje zkoumat i procesy, které by ve větších tokamacích způsobily poškození konstrukce. COMPASS je také vysoce flexibilní a umožňuje rychlé změny konfigurace mezi experimenty. Nezanedbatelnou výhodou ve srovnání s velkými tokamaky jsou i nízké náklady na provoz tokamaku.

Klíčové parametry tokamaku jsou shrnuty v **tabulce 1**. Mezi hlavní technologie tokamaku patří:

- vakuová nádoba (**obr. 3**);
- magnetický systém;
- napájecí systém;
- vakuový systém;
- systém rychlé zpětnovazební regulace;
- systém řízení, sběru dat a komunikace;
- chladicí systém;
- systém vypékání komory;
- systém napouštění pracovního plynu;
- systém pro doutnavý výboj;
- systém hydraulického předpětí;
- systém ohřevu plazmatu pomocí injektorů svazku neutrálních částic.

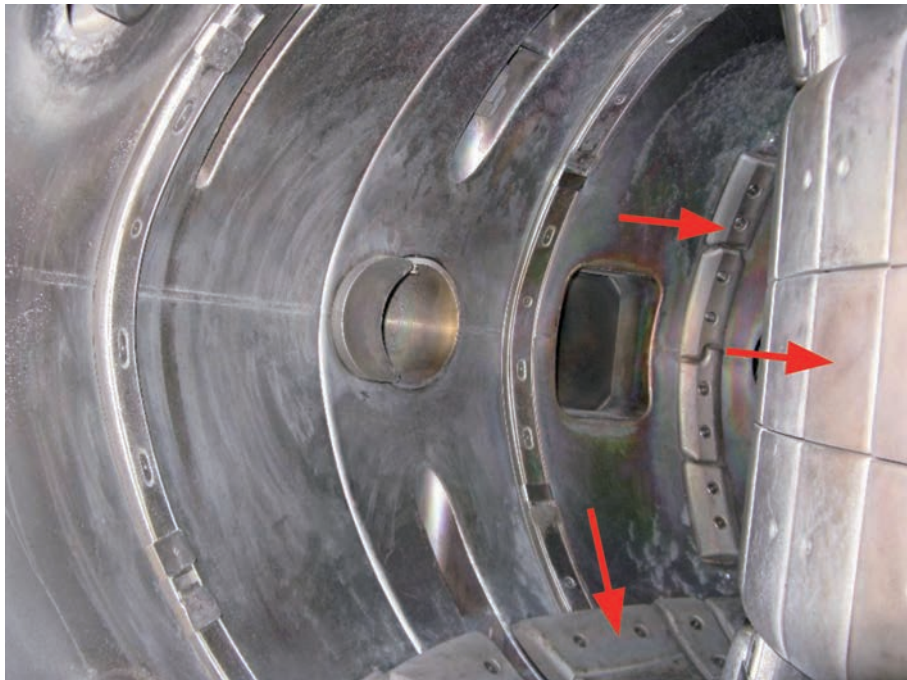


**Obr. 3** Vakuová nádoba tokamaku COMPASS [3]

### Tabulka 1. Klíčové parametry tokamaku COMPASS

Hlavní poloměr $R$	0,56 m
Vedlejší poloměr $a$	0,23 m
Proud v plazmatu $I_p$	< 400 kA
Magnetické pole $B_T$	< 2,1 T
Triangularita	~ 0,4
Elongace	< 1,8
Tvar plazmatu	D – tvar, elipsa, kruh, divertorovaný tvar s jedním nulovým bodem (SND)
Délka pulzu	< 1 s
Tlak zbytkového plynu	$10^{-6}$ Pa
Materiál vakuové komory	Inconel 625
Materiál vystavený plazmatu	grafit

Tepelně zatížené oblasti vakuové nádoby chrání grafitové dlaždice. Pohled do vakuové nádoby na **obr. 4** ukazuje v zadní části grafitové limitery vymezující maximální



**Obr. 4** Pohled do vakuové nádoby tokamaku s grafitovými dlaždicemi chránícími nádobu před vysokými tepelnými toky [3]

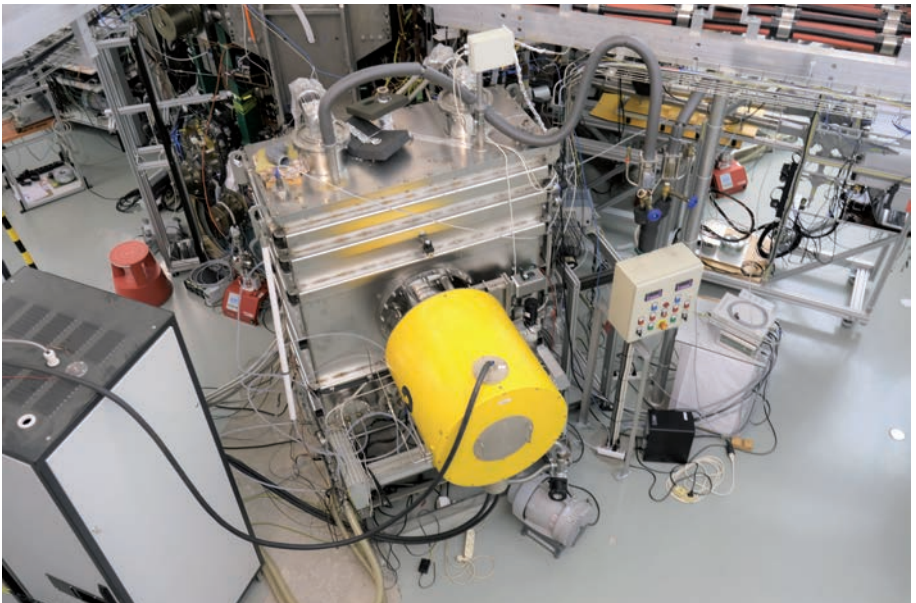
velikost plazmatu, grafitové dlaždice na vnitřní stěně směrem k hlavní ose tokamaku (vpravo) a divortorové dlaždice ve spodní části nádoby, kam je směřována okrajová vrstva plazmatu v divortorovém režimu.

Plazma v tokamaku je ohříváno nejprve Jouleovým teplem uvolňovaným při průchodu vysokého elektrického proudu plazmatem a poté pomocí dvou injektorů svazku vysokoenergetických neutrálních atomů (**obr. 5**). Injektory svazku neutrálních atomů se skládají z urychlovače pozitivních iontů a masivního neutralizátoru s proudícím plynem. Celkový výkon injektorů je více než 600 kW (**tab. 2**) a umožňuje ohřát plazma až na 20 milionů °C. Injektory obvykle generují svazky atomů deuteria (D), mohou ale pracovat i se svazky jiných atomů, např. vodíku nebo helia (H, He).

**Tabulka 2. Hlavní parametry injektorů svazků neutrálních atomů tokamaku COMPASS**

Počet injektorů	2
Energie svazku	40 keV
Celkový iontový proud	2 × 15 A
Celkový výkon neutrálních částic	2 × 310 kW
Délka pulzu	< 300 ms
Průměr svazku	< 5 cm

Elektrické napájení tokamaku je zajištěno z rozvodné sítě 22 kV s omezeným příkonem ve výši 1 MW. Potřebná energie zhruba 90 MJ se získává akumulací v rázových generátorech se setrvačником (**obr. 6**). Rázové generátory napájí vnitřní síť tokamaku 6 kV. Soustavou transformátorů (**obr. 7**) je toto napětí převedeno na napěťové úrovně napájení jednotlivých zařízení. Jeden rázový generátor slouží pro napájení cívek toroidálního magnetického pole, druhý pro napájení cívek poloidálního magnetického



**Obr. 5** Injektor vysokoenergetických neutrálních atomů č. 2 [3]





**Obr. 6** Dvojice rázových generátorů [3]



**Obr. 7** Transformátory napájecího systému [3]

pole a systému ohřevu plazmatu. Soustava má impulzní výkon až 70 MW. Při méně energeticky náročných experimentech slouží jeden z generátorů jako záložní.

Provoz tokamaku je řízen plně programovatelným systémem řízení v reálném čase. Tento systém realizuje požadovaný scénář experimentu a metodou zpětné vazby nastavuje a udržuje cílové parametry plazmatu, například jeho polohu, tvar, hustotu nebo elektrický proud tekoucí plazmatem (**obr. 8**). Díky systému řízení lze studovat vlastnosti plazmatu za kontrolovaných podmínek, které mohou být nastaveny tak, aby co nejlépe vyhovovaly cílům experimentu. Kromě vlastního řízení experimentu je důležitou funkcí systému řízení také ochrana zdraví a života personálu tokamaku a ochrana samotného tokamaku před stavu, které by ho mohly poškodit (tzv. *Interlock system*).

Informace o plazmatu získává systém řízení z diagnostických přístrojů, které ale obvykle neposkytují informace přímo o parametrech, jež jsou předmětem řízení, a systém musí tyto parametry dopočítat. Například poloha plazmatu se zjišťuje ze signálů magnetických cívek rozmístěných okolo plazmatu, které poskytují informaci o časové změně magnetického pole v místech lokace cívek. Pokud řídicí systém zjistí překročení tolerovatelné změny polohy plazmatu, změní napájecí elektrický proud ve zvolených silových cívkách magnetického pole. Změna elektrického proudu v cívkách změní magnetické

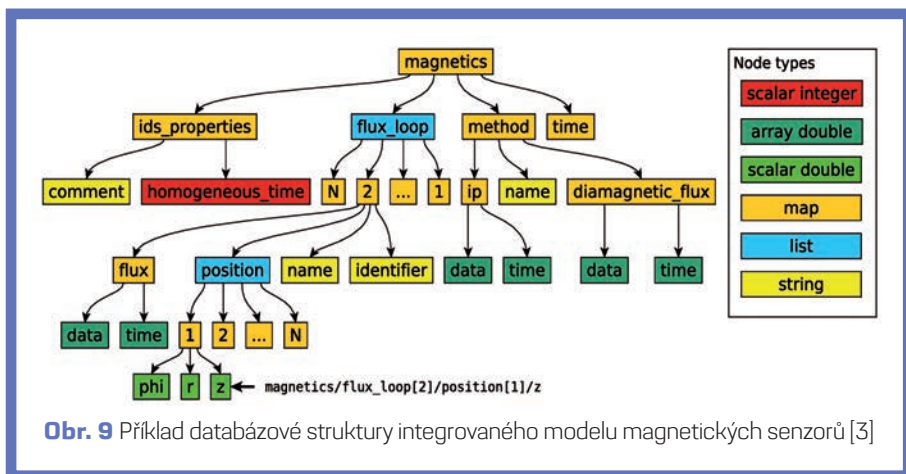


**Obr. 8** Kontrolní místnost tokamaku COMPASS [3]

pole v tokamaku, a tím i síly působící na plazma. Postupnou korekcí magnetického pole pomocí zpětné vazby řídicí systém dosáhne stabilizace plazmatu v původní poloze. Časové konstanty tokamaku COMPASS jsou ale krátké, a je nezbytné, aby řídicí systém reagoval velmi rychle. Systém řízení plazmatu tokamaku COMPASS má proto rychlou odezvu. Perioda krátkého kontrolního cyklu je 50  $\mu$ s a perioda dlouhého cyklu 500  $\mu$ s.

Za dobu provozu byl tokamak COMPASS vybaven množstvím diagnostických přístrojů, které generují značné množství dat. V současné době je k dispozici 1600 měřících kanálů se vzorkovací frekvencí od 20 kHz do 1 GHz, z nichž více než dvě třetiny mají vzorkovací frekvenci vyšší nebo rovnou 2 MHz. Signály jsou obvykle vzorkované 16bitovými analogově digitálními převodníky. Spolu s daty z vysokorychlostních kamer se za jeden experimentální výboj dlouhý 1 až 2 sekundy v současnosti vygeneruje zhruba 22 GB dat. Změřená data jsou vědcům přístupná do 90 sekund po skončení výboje. Tokamak za dobu svého provozu již nastřádal více než 70 TB dat.

Systém sběru, ukládání a vyhodnocování dat byl kompletně vyvinut odborníky týmu tokamaku COMPASS. Získané zkušenosti následně umožnily zapojení týmu do mezinárodního vývoje softwarových nástrojů pro integrované modelování a manipulaci s experimentálními daty a výsledky počítačových simulací, který probíhá v rámci fúzního výzkumu. Integrované modelování spočívá v kombinaci více simuláčnických programů specifických pro provoz fúzních zařízení, jako jsou například magnetohydrodynamické modelování plazmatu, vývoj provozních scénářů tokamaků nebo modelování ohřevových svazků neutrálních částic do větších komplexnějších modelů. Přenášaná data jsou často vícerozměrná pole numerických a textových datových typů (*int*, *float*, *string*), organizovaná v hierarchických strukturách (obr. 9).



Obr. 9 Příklad databázové struktury integrovaného modelu magnetických senzorů [3]

Příkladem mohou být složené typy, např. *struct* v jazyce C či formáty souborů HDF5, XML nebo JSON. Pro rychlou komunikaci, načítání, ukládání a snadnější přístup k hierarchicky organizovaným datům je vyvíjena knihovna HDC (*Hierarchical Dynamic Containers*), která umožňuje snadné dynamické změny organizace dat při fungování programu bez nutnosti opětovného překladu zdrojových kódů a poskytuje jednoduchá rozhraní pro většinu programovacích jazyků používaných ve fúzním výzkumu (C/C++, FORTRAN, Python, MATLAB). Ve spolupráci s britským Culham Centre for Fusion Energy (CCFE) a ITER Organization, kde se uvažuje o použití HDC, se v současnosti vyvíjí nové uživatelské rozhraní modelovacího systému IMAS (*Integrated Modelling & Analysis Suite*).

## Diagnostika vysokoteplotního plazmatu

Diagnostika vysokoteplotního plazmatu představuje sadu měřicích přístrojů a metod, které slouží ke studiu fyzikálních vlastností vytvořeného plazmatu a umožňují jeho řízení. Diagnostické přístroje jsou nejprve předmětem náročného vědeckého výzkumu a vývoje a teprve po zprovoznění se stávají prostředkem ke zkoumání plazmatu. Při jejich vývoji je někdy možné využít zkušenosti z jiných vědeckých pracovišť, přesto však vývoj přístrojů a jejich implementace do diagnostického systému vyžadují rozsáhlý teoretický a experimentální výzkum trvající obvykle několik let.

Když byl tokamak COMPASS převezen na podzim roku 2007 z britského výzkumného centra UKAEA Culham (*United Kingdom Atomic Energy Authority*) do ÚFP, diagnostiku tvořila pouze integrovaná sada magnetických senzorů a divertorových elektrostatických Langmuirových sond. Magnetická diagnostika představuje základ pro řízení výbojů v tokamaku. Nezávisle na tokamaku byl z Anglie dovezen ještě mikrovlnný interferometr pro zpětnovazební řízení hustoty plazmatu a horizontální reciproký manipulátor. Ostatní diagnostické systémy musely být pro COMPASS nově navrženy a vyrobeny. V ojedinělých případech bylo možné využít přístroje dříve používané na tokamaku CASTOR, který se v ÚFP provozoval do roku 2006. Jednalo se především o základní optickou diagnostiku monitorující záření plazmatu ve viditelné části spektra, která byla v dalších letech modernizována a rozšířena o sadu spektrometrů.

Prvním ze zcela nových diagnostických systémů byla inteligentní kamera EDICAM (*Event Detection Intelligent Camera*) pro monitorování výboje ve viditelném světle, speciálně vyvinutá pro výzkum vysokoteplotního plazmatu ve spolupráci s maďarským výzkumným ústavem WRCP (*Wigner Research Centre for Physics*). Kamera byla již v prosinci roku 2008 schopna obrazem zachytit první plazma v tokamaku a poskytl černobílý záznam z experimentů.

Pro dva reciproké manipulátory, které zasunují sondy na velmi krátký okamžik do okrajového plazmatu, byly zkonstruovány hlavice vybavené pokročilými elektrostatickými

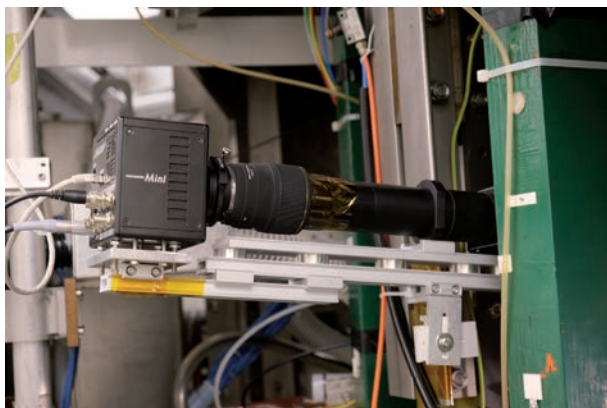
sondami a analyzátoři pro měření vlastností plazmatu. Mimo jiné byly do tokamaku umístěny tzv. Ball-pen sondy vyvinuté v ÚFP umožňující měření elektrického potenciálu a elektronové teploty okrajového plazmatu, z nichž lze stanovit tepelné toky v plazmatu. Ball-pen sondy byly nejprve instalovány na reciprokový manipulátor a později v divertorových terčích, na něž dopadá plazma.

Další důležitou metodou diagnostiky vysokoteplotního plazmatu je sledování jeho vyzařování. Například charakteristická vlnová délka záření (ve viditelném spektru barva) plazmatu se mění v závislosti na jeho složení. Nejjednodušší způsob monitorování plazmatu tak spočívá v použití vysokorychlostních kamer. Tokamak COMPASS je vybaven dvěma barevnými kamerami o rychlosti až 800 tisíc snímků za sekundu (**obr. 10**) a pro měření turbulencí používá ještě rychlejší černobílou kameru schopnou snímat plazma rychlostí až 1 milion snímků za sekundu přes barevné interferenční filtry.

Spektrometry s vysokým rozlišením, ať už jsou použity jako pasivní, anebo aktivní, využívající rekombinaci s nábojovou výměnou CXRS (*Charge eXchange Recombination Spectroscopy*), umožňují z Dopplerova rozšíření a posunu spektrálních čar určit teplotu iontů a rotaci plazmatu.

Střed plazmatu tokamaku COMPASS dominantně emituje záření ve spektrální oblasti měkkého Roentgenova záření. Pro sledování tohoto záření jsou použity řádkové křemíkové kamery a jejich signál je zpracováván tomografickými metodami. Pro odhad celkového vyzařování plazmatu se používají rychlé bolometry na bázi křemíkových diod.

Přelomem v oblasti měření hlavních parametrů plazmatu byl úspěšný vývoj a uvedení do provozu diagnostického systému založeného na Thomsonově rozptylu. Rozptýlený laserový paprsek procházející plazmatem z původně dvou,



**Obr. 10** Vysokorychlostní kamera pro snímání plazmatu v oblasti viditelného světla [3]

v současnosti již ze čtyř výkonných Nd:YAG laserů je detekován sadou spektrometrů. Z měření je pak možné určit rozložení teploty a hustoty elektronů podél celé trasy paprsku v plazmatu.

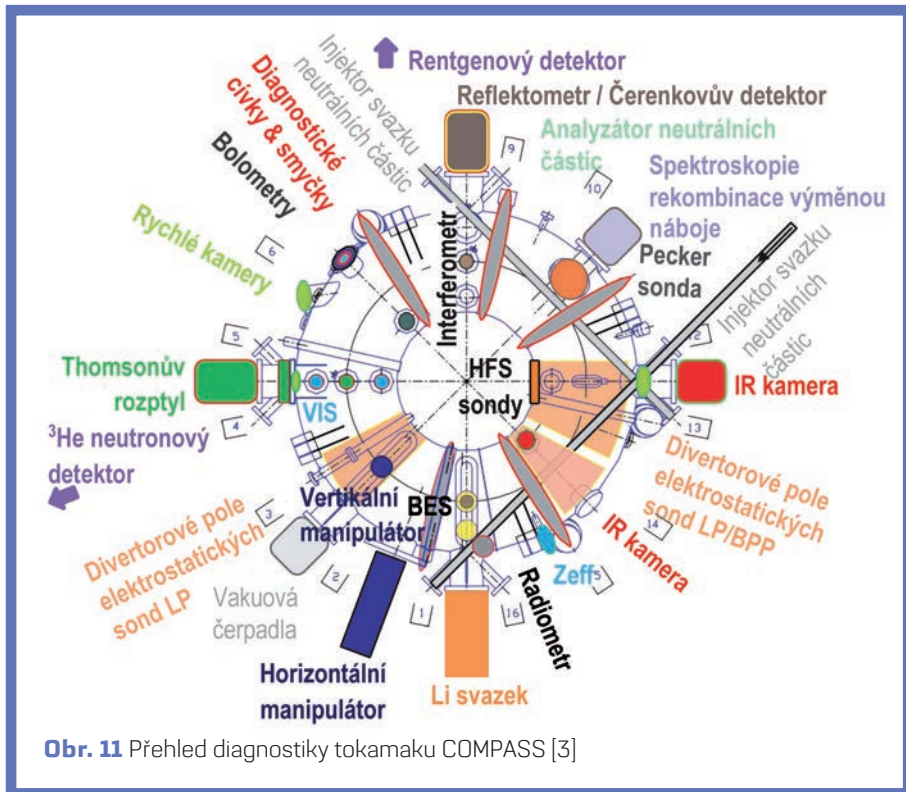
Hustota elektronů a její fluktuační je také měřena monitorováním emise elektromagnetického záření atomů diagnostického svazku procházejícího plazmatem. Diagnostický systém emisní spektroskopie na svazku neutrálních částic BES (*Beam Emission Spectroscopy*) se skládá ze zdroje lithiového nebo sodíkového svazku a detekční části s lavinovými fotodiodami. Chování iontů diagnostického svazku v magnetickém poli se stalo předmětem dalšího výzkumu a byla navržena unikátní metoda zvaná ABP (*Atomic Beam Probe*), která umožňuje měřit elektrické proudy v okrajovém plazmatu například během nestabilit plazmatu typu ELM (*Edge Localized Mode*).

Během ELM a dalších nestabilit je plazmatem deponováno na konstrukci reaktoru obklopující plazma velké množství energie. Teplota povrchu konstrukce interagujícího s plazmatem je proto monitorována vysokorychlostními termovizními infračervenými kamerami, z nichž nejrychlejší dosahuje až 90 tisíc snímků za sekundu. Kamery mají speciálně vyvinuté objektivy vyhovující specifikám tokamaku.

Protože vysoká eroze, redepozice materiálů a vysoký neutronový tok při činnosti budoucích energetických fúzních reaktorů prakticky znemožní použití klasických optických komponent a detektorů, vyvíjí se odolné a robustní diagnostické metody, které dovolí zpětnovazebně řídit tokamak i ve velmi náročných podmínkách. Takovou metodou je například mikrovlnná reflektometrie. Ve spolupráci s portugalskou univerzitou IST (Instituto Superior Técnico) a ukrajinským IRE (Institute for Radiophysics and Electronics) byl vyvinut a zprovozněn reflektometrický systém umožňující měření a řízení odstupu plazmatu od stěny tokamaku (*gap control*).

Kontinuální provoz budoucích fúzních energetických reaktorů také omezí použití dosavadní metody měření magnetického pole pomocí magnetických cívek, jejichž signál je úměrný změně tohoto pole (nikoliv velikosti pole) a v ustáleném poli energetických reaktorů bude díky silnému rušení zatížen rostoucí chybou. Alternativu měřicím cívkám představují vysokoteplotní keramicko-kovové Hallovy detektory vyvíjené v ÚFP. Hallovy senzory měří absolutní hodnotu magnetické indukce, a jsou proto pro měření ustáleného magnetického pole vhodné.

Během deseti let od uvedení tokamaku COMPASS do provozu byla pro toto vědecké experimentální zařízení vyvinuta a zprovozněna široká paleta špičkových měřicích přístrojů a metod (**obr. 11**), které umožnily provádět na špičkové úrovni výzkum vysokoteplotního plazmatu o hustotách  $1 \times 10^{19}$  až  $20 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$  a teplotách až 20 milionů stupňů [4]. Pro svou vybavenost moderní diagnostikou plazmatu se pracoviště tokamaku COMPASS stalo vyhledávaným partnerem pro realizaci řady unikátních experimentů.



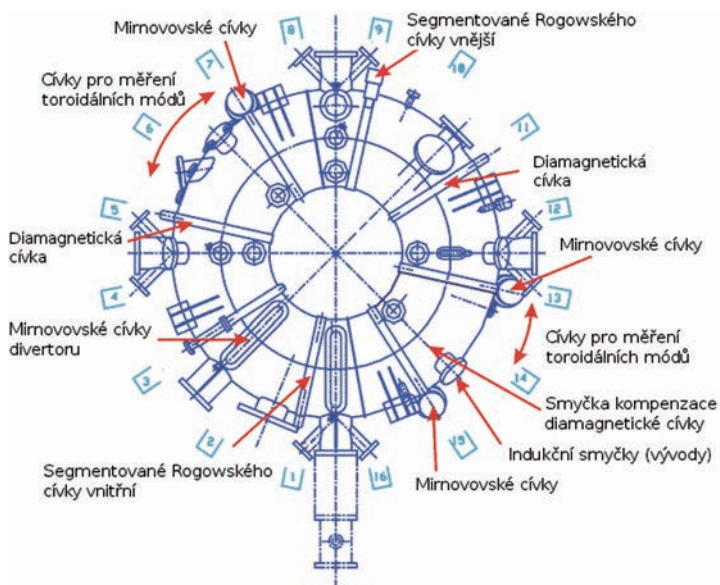
## Magnetická diagnostika

Tokamak COMPASS je vybaven rozsáhlou sestavou cívek pro měření magnetického pole (obr. 12 a 13). Celkem více než 400 cívek umožňuje operátorům a fyzikům získat velmi přesný přehled nejen o poloze a některých parametrech plazmatu, ale i o procesech, které v něm probíhají. Měřicí cívký tokamaku lze rozdělit podle funkce:

- Cívký nutné pro kontrolu plazmatu v tokamaku:
  - Rogowského cívký pro měření proudů ve vinutí všech cívek, proudů v plazmatu a proudů ve vakuové nádobě (12 cívek);
  - segmentované Rogowského cívký uvnitř i vně komory (2 × 16 cívek);
  - indukční smyčky (8 smyček);
  - diamagnetické cívký a jejich kompenzační vinutí (2 × 2 cívký);

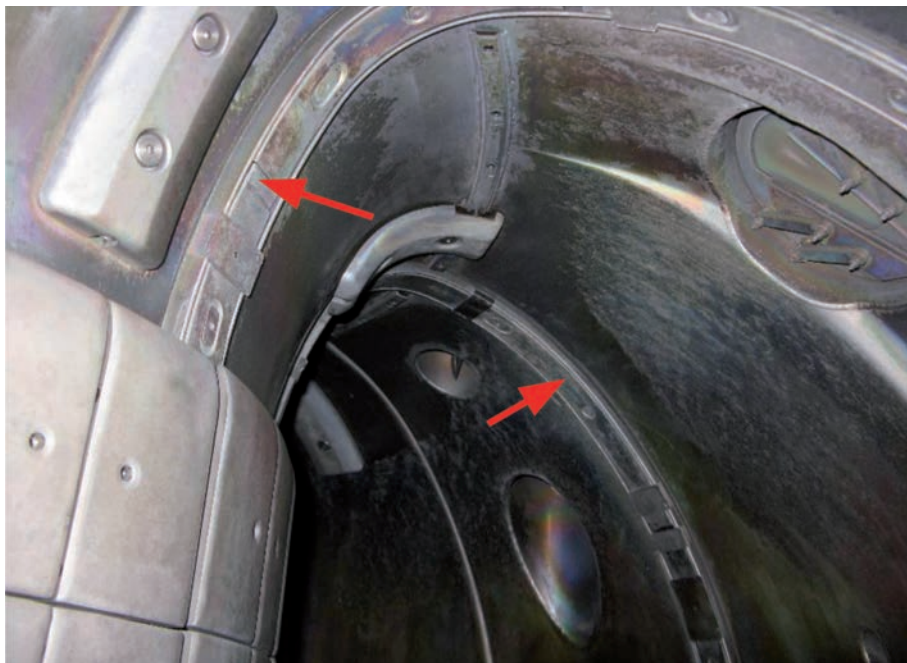
- Mirnovovské pick-up cívky pro měření polohy a nestabilit plazmatu ( $3 \times 3 \times 24$  cívek);
- Mirnovovské pick-up cívky divertoru ( $2 \times 8$  cívek);
- cívky pro měření toroidálních módů (6 cívek).
- Sedlové cívky pro měření asymetrií magnetického pole ( $4 \times 26$  cívek).
- Sondové cívky, např. U-sonda ( $2 \times 3 \times 3$  cívky).

Magnetická diagnostika tokamaku umožňuje měřit oscilace až do frekvence 1 MHz v mnoha různých módech, identifikovat rotující i nerotující struktury v plazmatu i různé poruchy magnetického pole. Magnetická měření také detekují prekurzory problematických dějů v plazmatu, například disrupce (zhroucení plazmatu), a umožňují reagovat dostatečně včas, aby bylo možné potlačit důsledky těchto jevů, zejména mechanické a tepelné namáhání komponent vystavených plazmatu a vakuové nádoby. Díky rozsáhlé magnetické diagnostice je tokamak COMPASS ideálním „aerodynamickým tunelem“ pro testování systémů pro zjištění a potlačení nestabilit plazmatu, které by mohly větší tokamaky a zejména budoucí energetické reaktory vážně poškodit.

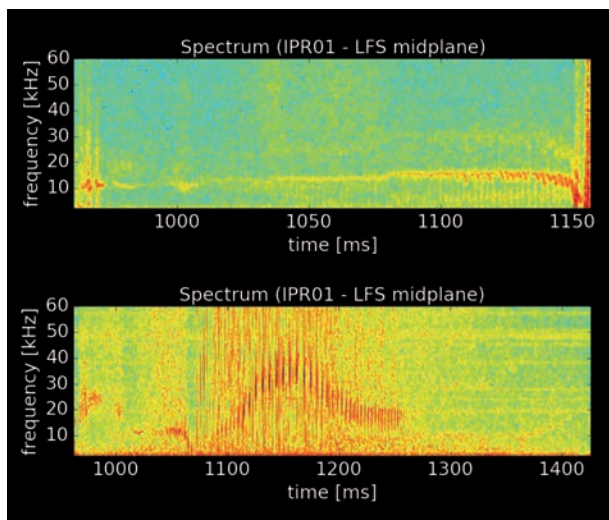


**Obr. 12** Magnetická diagnostika tokamaku COMPASS [3]





**Obr. 13** Vnitřní měřicí cívky tokamaku COMPASS pod ochranným krytem [3]



**Obr. 14** Příklad spektrogramů magnetického systému tokamaku COMPASS [3]

Data z vybraných cívek je užitečné zobrazovat formou spektrogramů. Vodorovný zesilující červený pruh na spektrogramu na **obr. 14** nahoře dokumentuje rozvoj magnetického ostrova v plazmatu se závěrečnou disrupcí. Svislé červené čáry na dolním spektrogramu ukazují nestabilitu plazmatu typu ELM v H-módu, režimu s vysokým udržením energie.

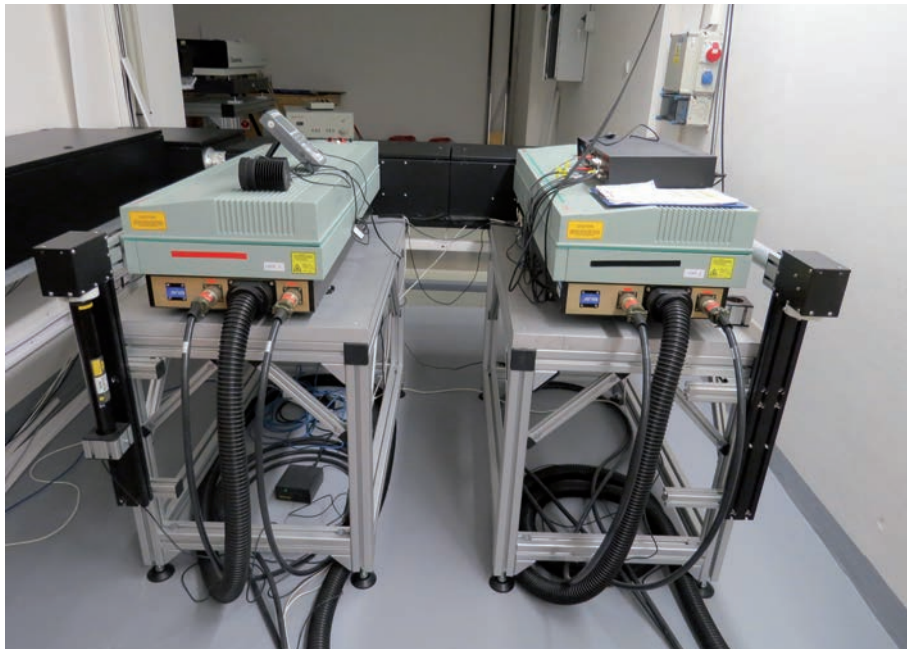
Kromě diagnostických cívek je tokamak COMPASS vybaven také silovými magnetickými cívkami, které umožňují tvorbu axiálně symetrických i asymetrických magnetických polí, tzv. poruchových polí (*Error fields*), jež vznikají chybou polohy jednotlivých silových cívek tokamaku, a to i na vnitřní straně vakuové nádoby HFS (*High Field Side*). To z tokamaku dělá ideální zařízení pro měření vlivu magnetických poruch na stabilitu a chování plazmatu.

## Thomsonův rozptyl

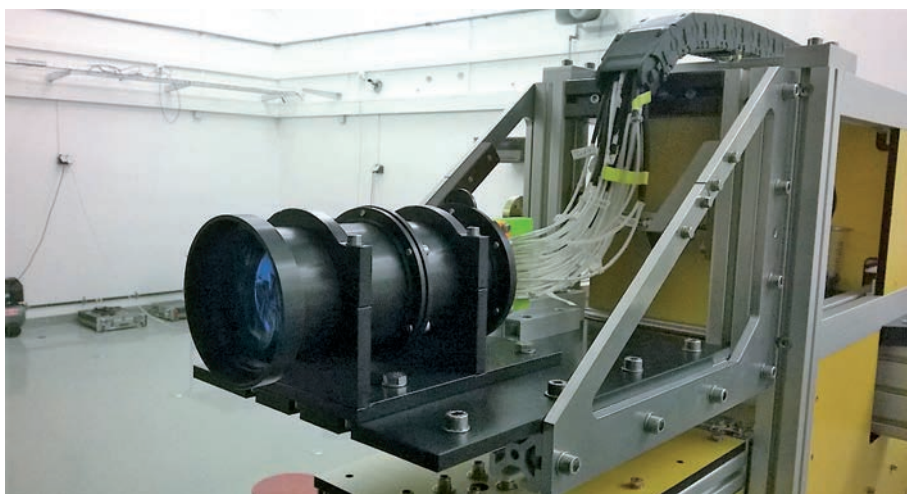
Diagnostika pomocí Thomsonova rozptylu TS (*Thomson Scattering*) měří profily elektronové teploty a hustoty v plazmatu. Princip diagnostiky je založen na využití nekoherentního Thomsonova rozptylu laserového záření na volných elektronech. Intenzita rozptýleného záření je přímo úměrná hustotě elektronů, zatímco dopplerovské rozšíření spektra laserového záření je přímo úměrné teplotě elektronů. Je to diagnostika neinvazivní, která neovlivňuje pozorované plazma a umožňuje měření „uvnitř“ plazmatu.

Zdrojem laserového záření TS diagnostiky tokamaku COMPASS jsou čtyři lasery Nd:YAG pracující na vlnové délce 1064 nm (**obr. 15**). Každý z laserů poskytuje pulzy o energii 1,5 J s opakovací frekvencí 30 Hz. To umožňuje během každého typického výboje tokamaku COMPASS naměřit přibližně 30–40 profilů teploty a hustoty. Rozptýlené světlo je sbíráno dvěma objektivy – jeden se zaměřuje na okraj plazmatu s jemným prostorovým rozlišením (cca 1/100 poloměru plazmatu), druhý objektiv doplňuje profil až do středu plazmatu. Celkem se pozoruje 54 prostorových bodů. Sbírané rozptýlené světlo je pomocí svazků světelných vláken odvedeno do polychromátorů, kde probíhá jeho spektrální analýza. V každém polychromátoru je světlo rozloženo do 5 spektrálních kanálů a poté detekováno lavinovými fotodiodami. Signál z lavinových fotodiod je zaznamenáván rychlými digitálními převodníky s rychlostí vzorkování 1 GS/s (1 miliarda vzorků za sekundu). Řídicí systém tokamaku pak podle kalibračních tabulek vypočte v jednotlivých prostorových bodech z naměřených dat teplotu a hustotu elektronů.

TS diagnostický systém tokamaku COMPASS byl vyvíjen od počátku projektu tokamaku [5]. S vývojem a výrobou sběrných objektivů pomáhalo optické oddělení ÚFP TOPTec. První měření bylo provedeno v roce 2011, nejprve jen s objektivem pro středové plazma. Měření v okrajovém plazmatu bylo zahájeno v následujícím roce. Dostupné porty vakuové komory ale neměly vhodnou orientaci pro pohled na celou



**Obr. 15** Dvojice laserů Nd:YAG [3]

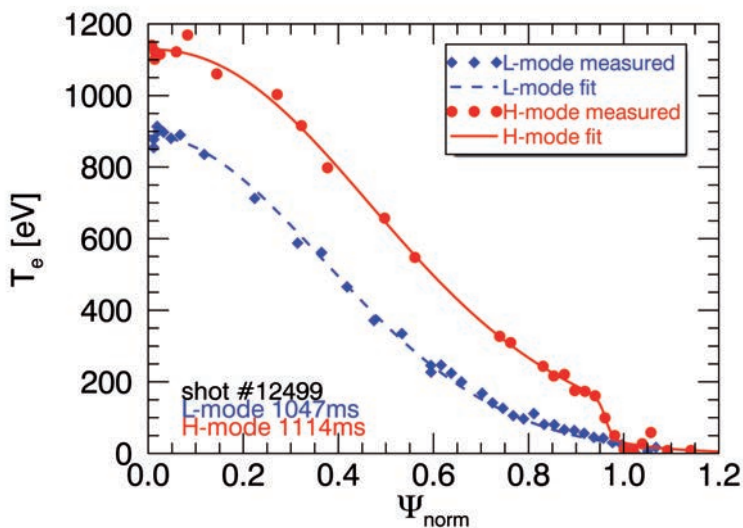


**Obr. 16** Okrajový objektiv TS [3]

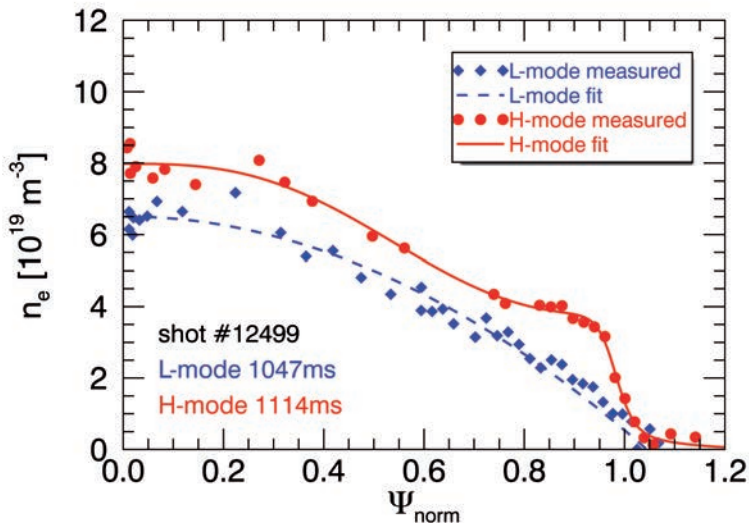
okrajovou část plazmatu, a proto musel být vyříznut jeden z portů vakuové nádoby tokamaku a na jeho místě navařen nový port. Současně byl navržen a vyroben nový objektiv (obr. 16). V roce 2017 pak byl zvýšen počet laserů z původních dvou na celkem čtyři, což zlepšilo časové pokrytí experimentálních výbojů.

Měření pomocí Thomsonova rozptylu se používá k základní charakterizaci plazmatu. Hlavním výsledkem měření jsou profily elektronové hustoty a teploty v průřezu plazmatu, které umožňují například sledovat přechod mezi módy s nízkým a vysokým udržením, efekt ohřevu plazmatu, dopad nečistot v plazmatu na jeho teplotu a hustotu nebo identifikovat vlastnosti transportní bariéry v režimech s vysokým udržením energie.

Grafy na obr. 17 a 18 získané měřeními Thomsonova rozptylu ukazují rozdíl mezi běžným režimem v L-módu a režimem s vysokým udržením energie v H-módu. V H-módu vzniká na okraji plazmatu transportní bariéra, a v grafech je proto v okrajové oblasti napravo vidět prudký nárůst teploty a hustoty plazmatu. Vzniká tak tzv. pedestal (podstavec), oblast, o kterou jsou křivky teploty a hustoty díky transportní bariéře na okraji plazmatu posunuty k vyšším hodnotám.



**Obr. 17** Profil elektronové teploty  $T_e$  v průřezu plazmatu změřený pomocí Thomsonova rozptylu [3]



**Obr. 18** Profil elektronové hustoty  $n_e$  v průřezu plazmatu změřený pomocí Thomsonova rozptylu [3]

## Mikrovlnná diagnostika

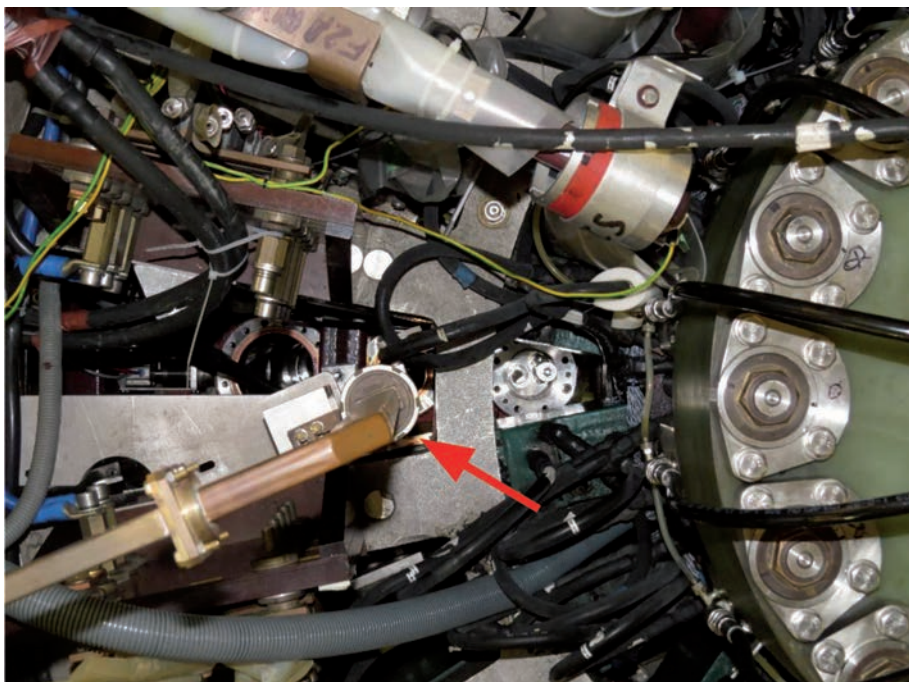
Pro bezkontaktní zkoumání horkého plazmatu uvnitř tokamaku jsou velmi efektivním nástrojem mikrovlny. Ve spektru elektromagnetických vln se jako mikrovlny označují vlny o délce od 30 cm do 1 mm, tedy frekvence od 1 GHz do 300 GHz. Delší vlny patří radiofrekvencím, zatímco na kratších vlnových délkách začíná infračervené pásmo. Mikrovlnné přístroje používají polovodičové součástky (*solid-state technology*), jejichž výhoda je v relativně nenáročném provozu a údržbě. Vývoj polovodičové technologie již dosahuje do oblasti submilimetrových vln označovaných jako FIR (*far-infrared*), která byla dříve vyhrazena pouze molekulárním laserům. Mikrovlnné přístroje nabízejí některé pozoruhodné vlastnosti, které předurčují jejich aplikaci pro fúzní energetické reaktory, především vysokou odolnost: kovové antény a vlnovody centimetrových rozměrů jsou z hlediska funkčnosti odolné vůči ionizujícímu záření, vysokým teplotám i depozici materiálu přenášeného plazmatem.

Aplikace mikrovln na tokamaku COMPASS zahrnuje analýzu jejich průchodu plazmatem (interferometrie), jejich odrazu od plazmatu (reflektometrie) a měření intenzity mikrovlnného záření generovaného v plazmatu (radiometrie).

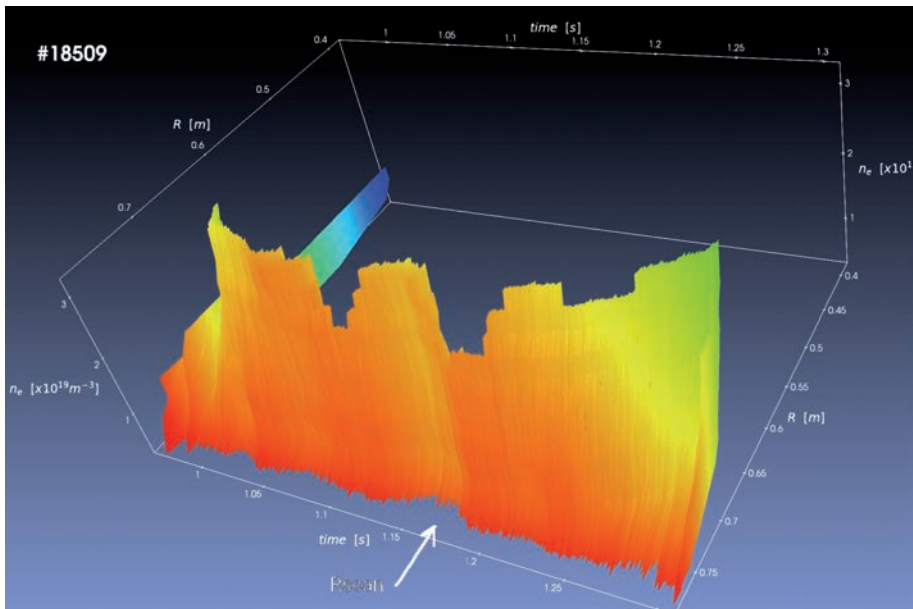
Interferometr používá mikrovlny o vlnové délce 2 mm. Tato vlna projde i tím nej-  
hustším plazmatem, přitom ale v závislosti na hustotě dochází ke změně fáze vlny, která  
je změřena interferometrem. Mikrovlnný interferometr umožňuje zjišťovat celkovou  
hustotu plazmatu a patří k základním diagnostickým přístrojům tokamaku (**obr. 19**).

Při zvětšování vlnové délky vlny procházející plazmatem vlna při určité délce již  
plazmatem neprojde a odrazí se. Souvisí to s lokální hustotou plazmatu. Na rozdíl od  
interferometru používá reflektometr široké spektrum rozmítaných frekvencí a vy-  
hodnocuje prostorové rozložení hustoty plazmatu. Reflektometr tokamaku COMPASS  
používá vlnové délky 5 až 15 mm a měří hustotu plazmatu v okrajové oblasti, kde se  
hustota směrem dovnitř komory začíná prudce zvyšovat. Použitím různých frekvencí  
získáme prostorový obrázek hustoty plazmatu. Na **obr. 20** je pro ilustraci zobrazen  
časový vývoj měřeného profilu hustoty okraje plazmatu v oblasti pedestalu.

Zkušenosti z vývoje a provozu reflektometru tokamaku COMPASS v současnosti  
slouží pro vývoj reflektometrické diagnostiky ITER a DEMO, která by měla poskytovat  
údaje pro proces řízení a stabilizace polohy plazmatu.



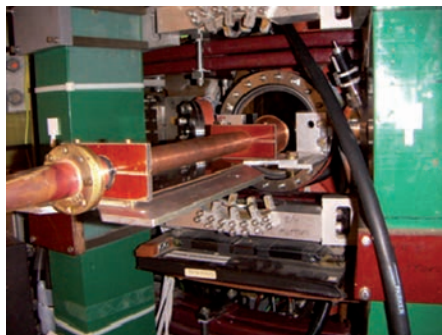
**Obr. 19** Přívod vlnovodu interferometru do tokamaku [3]



**Obr. 20** Vývoj profilu hustoty plazmatu v oblasti pedestalu změřený mikrovlnným reflektometrem [3]

Stejně jako každé těleso s nenulovou teplotou plazma vyzařuje kontinuální spektrum elektromagnetického záření, jehož intenzita závisí na teplotě. V případě horkého plazmatu tokamaku COMPASS je maximum tohoto záření v oblasti vlnových délek kratších než  $0,5 \mu\text{m}$ . Pro mikrovlnnou diagnostiku je proto zajímavější tzv. cyklotronní záření. Magnetické pole tokamaku nutí proud nabitých částic plazmatu, elektronů a iontů k rotaci podél siločar magnetického pole. Částice pak vyzařují vlny s frekvencí úměrnou magnetickému poli. Právě elektronová cyklotronní frekvence je u tokamaků v oblasti mikrovln a intenzita těchto mikrovln je za určitých podmínek úměrná teplotě plazmatu. Při řídkém plazmatu lze zvláště ve větších tokamacích tímto způsobem efektivně měřit prostorové rozložení teploty plazmatu. Husté plazma ale obecně brání, aby se elektronové cyklotronní vlny vyzářily ven z plazmatu. V minulosti však byla našimi teoretickými fyziky předpovězena konverze vnitřních elektronových tzv. Bernsteinových vln na vlny elektromagnetické, které jsou vyzářeny z okraje plazmatu. Tento poměrně složitý proces byl posléze experimentálně ověřen a využit pro diagnostiku plazmatu tokamaku COMPASS.

Vyzařování plazmatu se měří radiometrem, citlivým mikrovlnným přijímačem, který měří radiální teplotu objektu vyzařujícího termální šum. Radiometrem tokama-



**Obr. 21** Šestnáctikanálový přijímač radiometru (vlevo) a anténa radiometru před oknem do tokamaku (vpravo) [3]

ku COMPASS lze měřit záření v několika frekvenčních pásmech od 26 do 90 GHz. Vysoké frekvence jsou radiometrem převedeny na nižší pásmo 1–15 GHz, které je rozděleno do 16 kanálů. Na **obr. 21** je zobrazen šestnáctikanálový přijímač a mikrovlnná anténa před oknem do komory tokamaku. Kromě Bernsteinových vln se radiometr využívá rovněž k detekci ubíhajících elektronů, jež za určitých podmínek v tokamaku vznikají.

## Sondová diagnostika

Jedním z nejstarších nástrojů pro studium okrajového plazmatu na fúzních zařízeních s magnetickým udržením jsou elektrostatische sondy. Standardním a nejpoužívanějším typem je tzv. Langmuirova sonda. Její konstrukce je obvykle tvořena vodivým kolektorem umístěným v keramickém izolačním držáku (**obr. 22**). Používá se pro lokální měření potenciálů a elektrických polí plazmatu. Podle její volt-ampérové charakteristiky lze zjistit lokální hodnoty elektronové teploty. Nevýhodou používání Langmuirovy sondy je, že je její potenciál výrazně odlišný od potenciálu plazmatu, který by byl v místě bez přítomnosti sondy. Navíc je rychlost měření elektronové teploty vždy omezena frekvencí přikládaného napětí (v řádu kHz) pro získání volt-ampérové charakteristiky.

V roce 2003 se v ÚFP podařilo navrhnout nový typ elektrostatische sondy nazvané Ball-pen sonda [6], která díky své konstrukci umožňuje přímo měřit potenciál plazmatu. Na rozdíl od Langmuirovy sondy má Ball-pen sonda vodivý kolektor zapuštěný pod povrch sondy (**obr. 22**). Experimentálně bylo prokázáno, že při současném použití Langmuirovy a Ball-pen sondy je možné prakticky přímo monitorovat elektronovou teplotu bez použití napájecích zdrojů. Sondami lze měřit potenciál plazmatu, elektrická pole i elektronovou teplotu s vysokým časovým a prostorovým rozlišením. Sondové měření na tokamaku COMPASS má časové rozlišení v řádu mikrosekund.





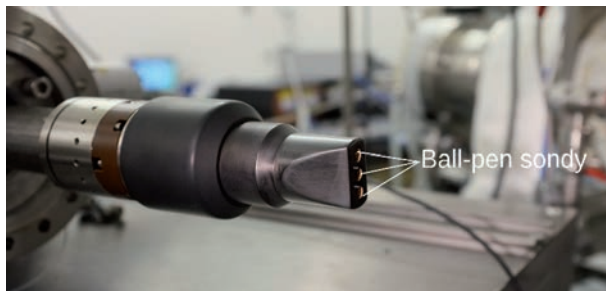
**Obr. 22** Sondová hlavice se dvěma Langmuirovými sondami LP a trojicí Ball-pen sond BPP [3]

Ball-pen sonda byla poprvé zprovozněna na tokamaku CASTOR a postupně se začala používat na dalších fúzních zařízeních, jako je tokamak ASDEX-U (Německo), MAST (Anglie), ISTTOK (Portugalsko), IR-T1 (Írán) a COMPASS (obr. 23). Navíc se Ball-pen sonda začala úspěšně používat pro měření potenciálu plazmatu i na zařízeních pro studium nízkoteplotního slabě magnetizovaného plazmatu (MFF, Univerzita Karlova v Praze; Univerzita v Lublani, Slovinsko; Institute Jean Lamour, Nancy, Francie; Univerzita v Liverpoolu, Velká Británie).

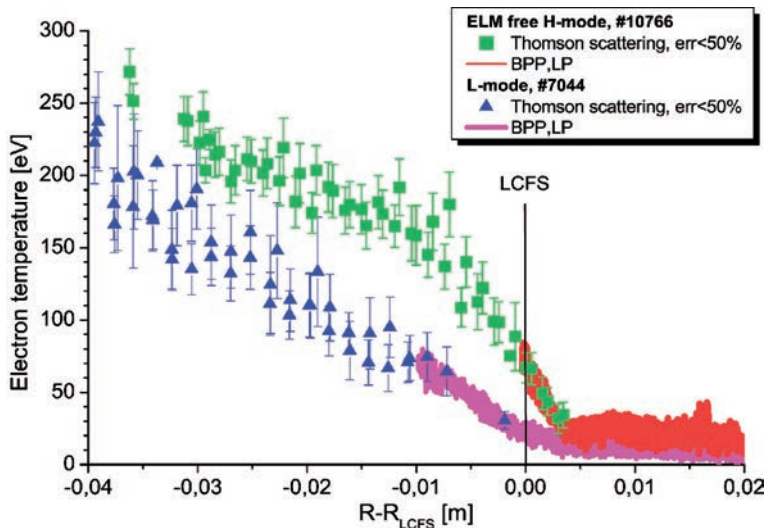


**Obr. 23** Příklady sondových hlavice tokamaků ASDEX-U (vlevo) a MAST (vpravo) obsahujících Ball-pen sondy [3]

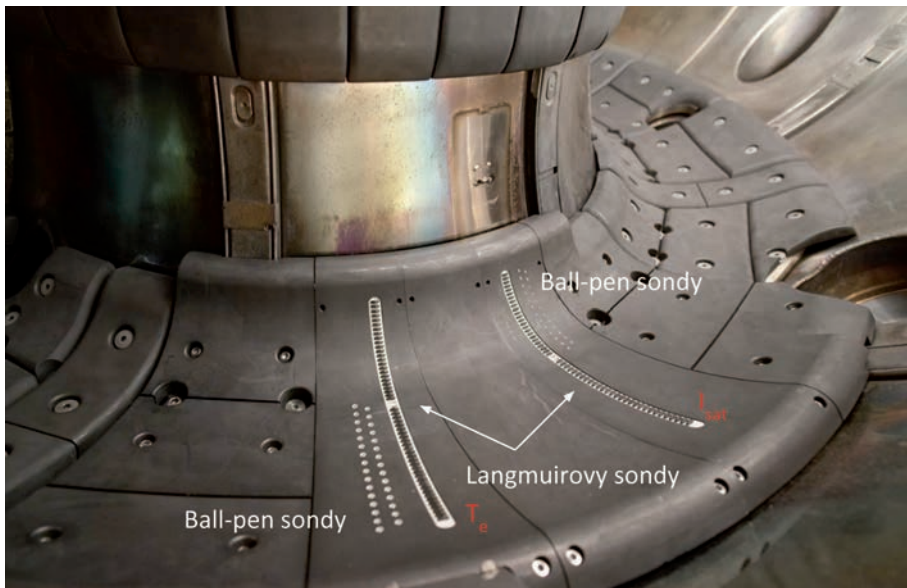
**Obr. 24** Grafitová hlavice obsahující dvě Langmuirovy a tři Ball-pen sondy umístěná na horizontálním reciprokujícím manipulátoru tokamaku COMPASS [3]



Na tokamaku COMPASS se běžně operuje se sondovou hlavicí umístěnou na reciprokujícím manipulátoru s periodou reciprokace  $\sim 150$  ms. Reciprokace označuje pohyb do okrajového plazmatu a zpět, který musí být dostatečně rychlý, aby nedošlo k přehřátí materiálu sondy. Na **obr. 24** je zobrazena sondová hlavice s grafitovým štítem na horizontálním manipulátoru, jež obsahuje dvě Langmuirovy sondy a tři Ball-pen sondy. **Obrázek 25** ukazuje



**Obr. 25** Profil elektronové teploty okrajové vrstvy plazmatu v režimech L-módu (spodní křivka) a H-módu (horní křivka) zjištěný pomocí Langmuirových a Ball-pen sond (fialová a červená barva) v porovnání s hodnotami zjištěnými pomocí měření Thomsonova rozptylu (modrá a zelená barva) [3]



**Obr. 26** Vyvinuté divertorové pole Ball-pen a Langmuirových sond s celkem 165 sondami [3]



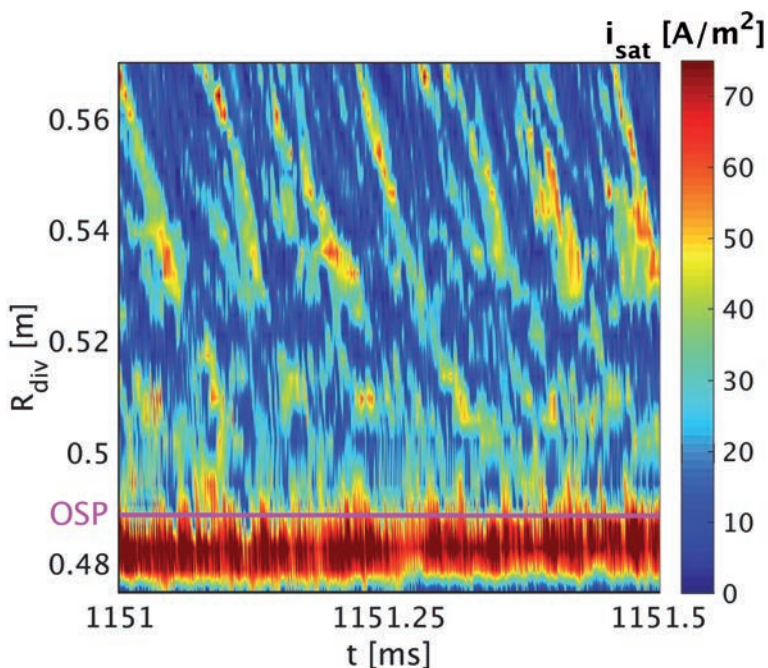
**Obr. 27** Detail sondového pole: Ball-pen sondy (vlevo), Langmuirovy sondy (vpravo) [3]

graf změřené elektronové teploty plazmatu v porovnání s elektronovou teplotou zjištěnou pomocí diagnostiky Thomsonova rozptylu v režimech s nízkým (L-mód) a vysokým (H-mód) udržení energie.

Během mnoha experimentů na tokamaku COMPASS a dalších zařízeních se ukázalo, že konstrukce Ball-pen sondy je dostatečně robustní, aby odolala

i vysokým tepelným tokům v okrajové oblasti plazmatu v řádu 10–100 MW/m<sup>2</sup>. Proto bylo v roce 2016 vyvinuto nové pole Ball-pen a Langmuirových sond určené pro divertorovou oblast, která je v tokamacích zatížena nejvyššími tepelnými toky z plazmatu. Nové divertorové pole obsahuje celkem 165 elektrostatických sond (obr. 26, 27) a poskytuje vysoké prostorové i časové rozlišení měření během celého výboje.

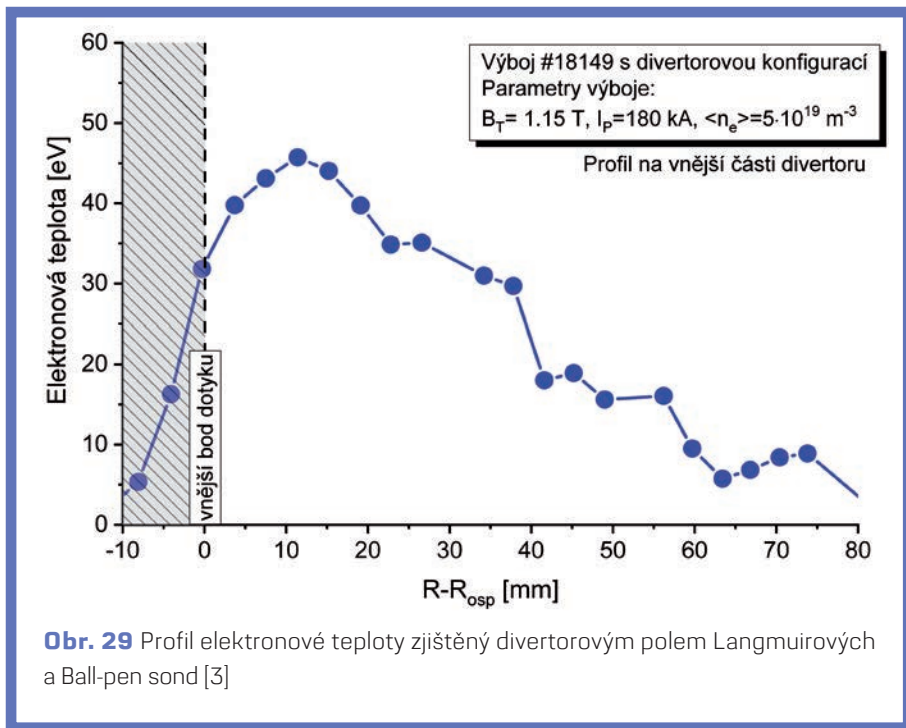
Divertorové pole Ball-pen a Langmuirových sond umožňuje monitorovat elektronovou teplotu v poloidálním profilu divertorových terčů. Ze získaných dat a informace o toku iontů z měření proudu  $I_{sat}$  (obr. 28) lze vypočítat časový průběh tepelného toku dopadajícího na divertorový terč. Výsledky měření divertorovým



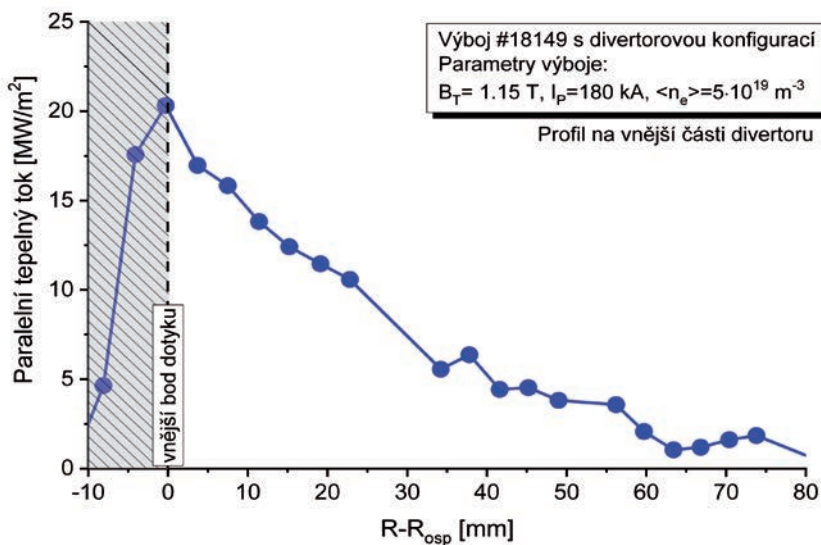
**Obr. 28** Časový vývoj struktury hustoty plazmatu (tzv. blobů) dopadajících na divertorové pole měřený Langmuirovými sondami prostřednictvím proudu  $I_{sat}$  (OSP, Outer Strike Point, označuje místo, kde pole protíná separatrix) [3]

polem se velmi dobře shodují s teoretickým modelem pro určení celkové dopadající energie a s nezávislým termografickým měřením. Znalost teplot v oblasti divertoru (**obr. 29**) a tepelných toků dopadajících na divertorové terče (**obr. 30**) je přitom klíčová pro určení opotřebení a celkového tepelného namáhání materiálu terčů divertoru.

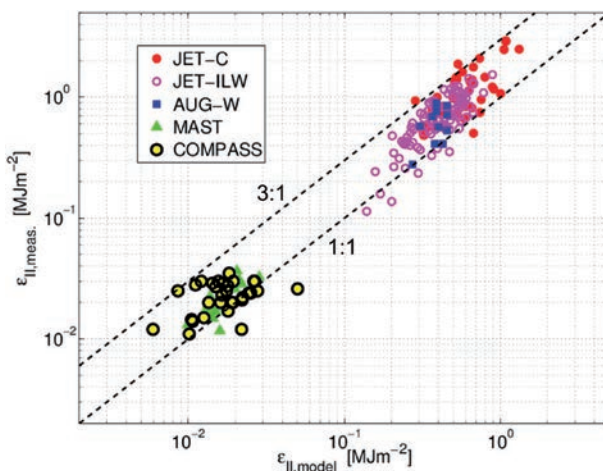
Srovnání teoreticky předpovězené a změřené špičkové energetické hustoty při nestabilitách typu ELM ukazuje **obr. 31**. Špičková energetická hustota změřená polem divertorových sond LP/BPP (tokamak COMPASS) a infračervenými kamerami (tokamaky JET, ASDEX-U a MAST) výborně odpovídá teoretické předpovědi jejich velikosti v poměru 1 : 1 až 3 : 1 v závislosti na celkové energii ELM.



**Obr. 29** Profil elektronové teploty zjištěný divertorovým polem Langmuirových a Ball-pen sond [3]



**Obr. 30** Profil tepelných toků dopadajících na divertorové terče zjištěný pomocí divertorového sondového pole [3]



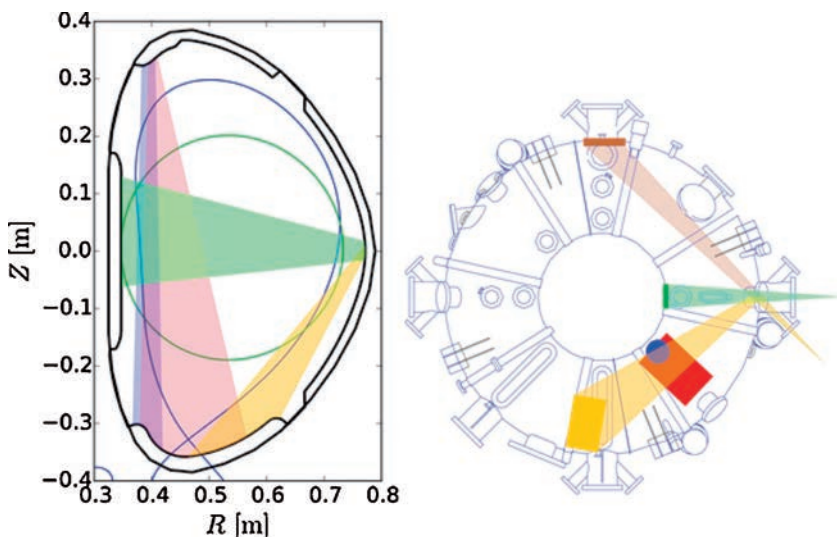
**Obr. 31** Špičková energetická hustota změřená polem divertorových sond LP/BPP na tokamaku COMPASS (žluté značky) a infračervenou termografií na tokamacích JET, ASDEX-U a MAST porovnaná s teoretickou předpovědí [7]

## Infračervená termografie

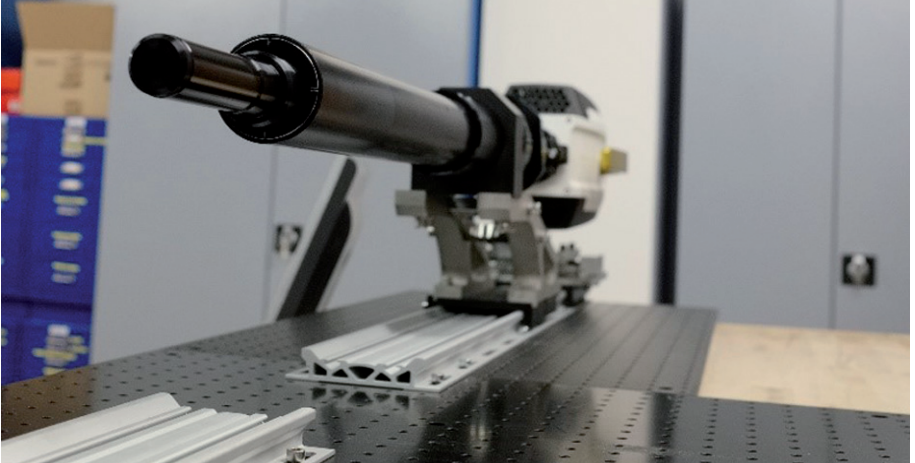
Nepostradatelnou diagnostikou pro studium tepelného namáhání první stěny tokamaku je infračervená termografie. Slouží jak k fyzikálnímu studiu tepelných toků na okraji plazmatu, tak k ochraně komponent uvnitř vakuové nádoby tokamaku.

Na tokamaku COMPASS byl vybudován infračervený termografický systém zahrnující několik infračervených kamer s možností sledování rozličných oblastí uvnitř tokamaku (obr. 32). Součástí systému je i jedna z nejrychlejších infračervených kamer dostupných v současnosti na trhu doplněná o speciálně vyvinutý zhruba jeden metr dlouhý endoskop umožňující pohled skrz stísněný prostor konstrukce tokamaku (obr. 33).

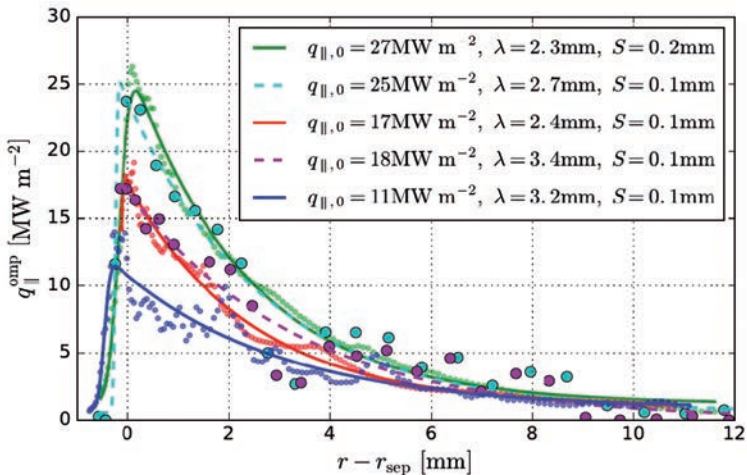
Termografický systém umožnil realizovat řadu experimentálních studií s přímou návazností na design mezinárodního tokamaku ITER (obr. 34). Mezi nejdůležitější z nich patřilo zkoumání tenké okrajové vrstvy plazmatu SOL (*Scrape-off-layer*) vñe posledního uzavřeného magnetického povrchu, tzv. separatrix, se strmým poklesem tepelného toku směrem ven od centra plazmatu. Tento výzkum, který vyústil až ve



**Obr. 32** Vertikální a horizontální zorné úhly infračervené termografie tokamaku COMPASS [3]

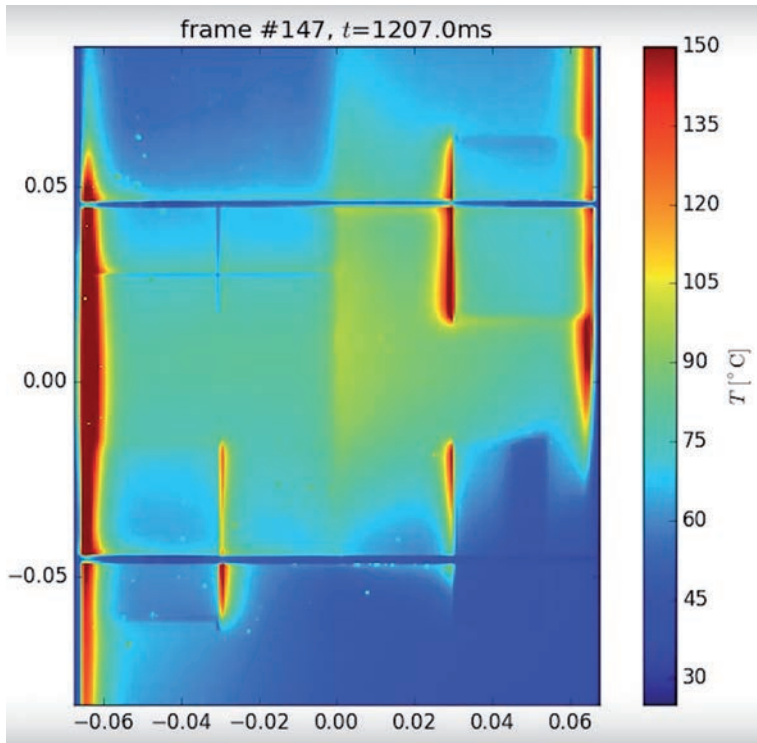


**Obr. 33** Rychlá infračervená kamera se speciálně vyvinutým endoskopem před instalací na tokamak [3]



**Obr. 34** Profil tepelného toku na vnější divertorový terč zjištěný na základě termografického měření při různých hustotách tepelného toku na separatrix: malé značky označují termografické měření, velké značky měření divertorovým polem elektrostatických sond LP/BPP [3]

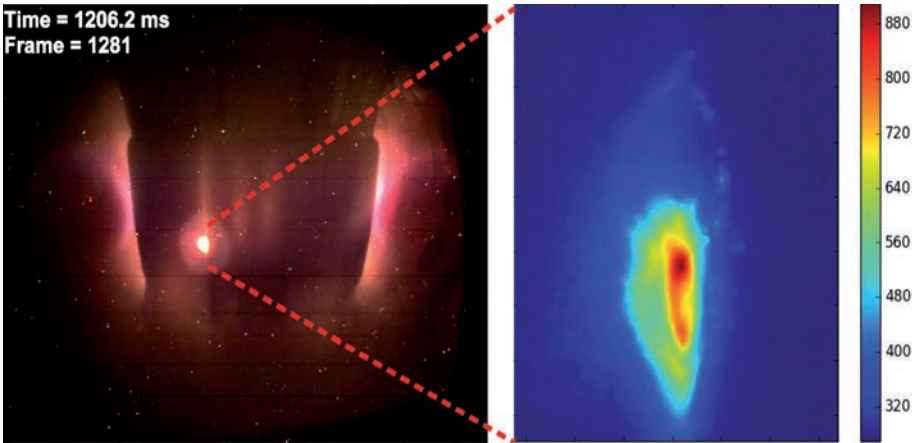




**Obr. 35** Termografický snímek tepelně zatížených dlaždic první stěny tokamaku COMPASS [3]

změnu tvaru povrchu první stěny mezinárodního tokamaku ITER, je popsán v části věnované projektům.

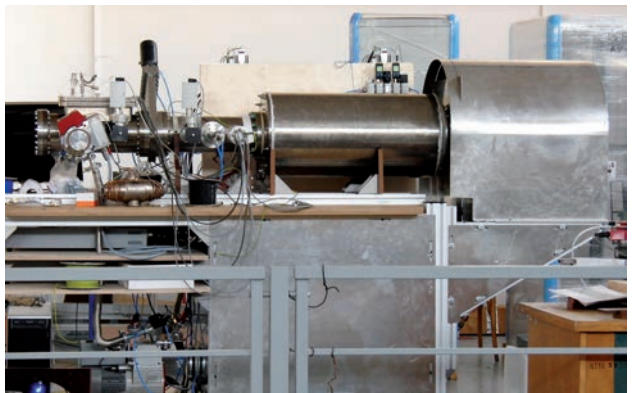
Podobně důležitým projektem byla studie rozložení tepelného toku v okolí spár mezi dlaždicemi první stěny a divertorových terčů (obr. 35). Toto téma je kriticky důležité pro design divertorových terčů tokamaku ITER, u kterých by mohlo docházet k tavení hran wolframových bloků, z nichž jsou terče sestaveny. Termografický systém byl také využit ke sledování extrémních lokalizovaných tepelných toků způsobených dopadem vysokoenergetických ubíhajících elektronů na první stěnu tokamaku (obr. 36) nebo ke studiu množství energie dopadající do divertorové oblasti při nestabilitách plazmatu ELM.



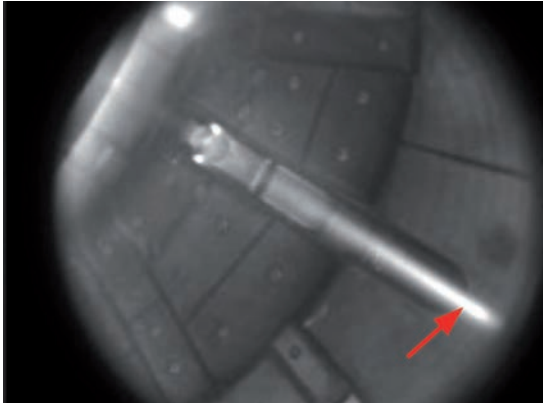
**Obr. 36** Termografický snímek dopadu vysokoenergetických ubíhajících elektronů na první stěnu tokamaku COMPASS, vlevo je snímek komory ve viditelném světle, vpravo bod dopadu elektronů pořízený termovizní kamerou [3]

## Emisní spektroskopie na svazku neutrálních atomů

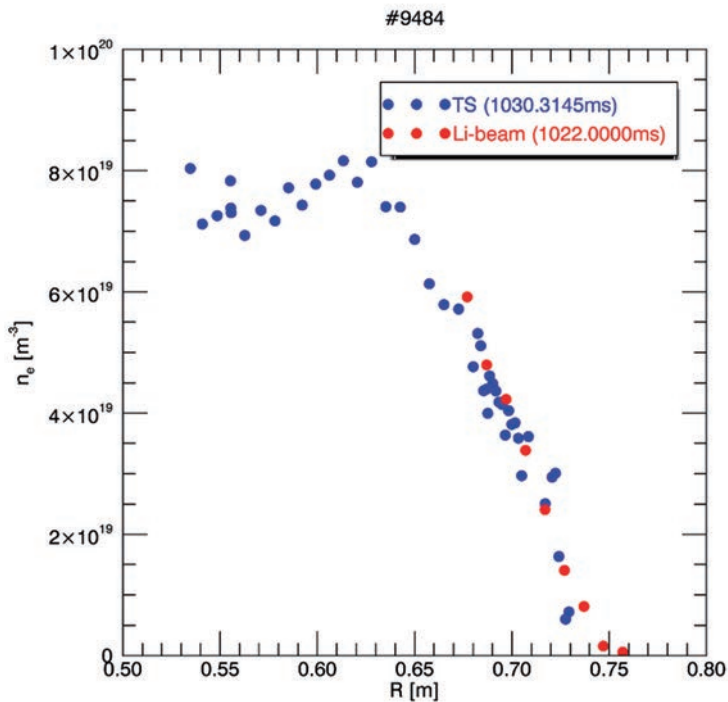
Emisní spektroskopie na svazku neutrálních atomů BES (*Beam Emission Spectroscopy*) představuje aktivní diagnostickou metodu založenou na vstřikování svazku neutrálních atomů do plazmatu. Na tokamaku COMPASS je používán svazek atomů lithia s energií 60 keV o průměru  $\sim 2$  cm (**obr. 37, 38**).



**Obr. 37** Systém pro vstřikování svazku neutrálních atomů lithia tokamaku COMPASS [3]



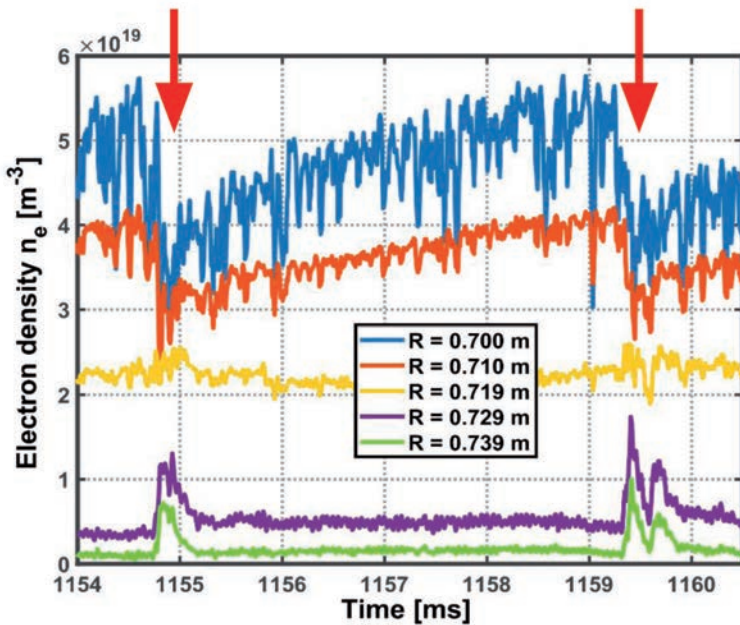
**Obr. 38** Snímek lithiového svazku o průměru ~2 cm vstupujícího do plazmatu pořízený černobílou kamerou [3]



**Obr. 39** Hustotní profil okraje plazmatu měřený pomocí lithiového svazku (červeně) a pomocí Thomsonova rozptylu (modře) [3]

Atomy svazku se v plazmatu srážejí s elektrony a ionty, přičemž dochází k excitaci jejich elektronů do vyšších energetických stavů a k postupné ionizaci. Excitované atomy lithia emitují elektromagnetické záření na charakteristických vlnových délkách, z nichž nejsilnější je červené světlo o vlnové délce 670,8 nm. Toto vyzáření světlo je detekováno velmi citlivými polovodičovými detektory se vzorkovací frekvencí 2 MHz a černobílou CCD kamerou. Z naměřených hodnot intenzity vyzářovaného světla a ze znalosti srážkově-radiačního modelu interakce svazku s plazmatem se zjišťuje hustota plazmatu podél dráhy svazku (obr. 39).

Díky vysoké světelnosti optického systému umístěného v bezprostřední blízkosti plazmatu a díky speciální nízkošumové elektronice systému, které byly vyvinuty na tokamaku COMPASS, je možné detailně zkoumat hustotní fluktuace na okraji plazmatu. Systém rychlého vychylování svazku pro odečítání světelného pozadí plazmatu v kombinaci s vysokým poměrem užitečného signálu vůči šumu pak umožňuje rekonstruovat hustotní profily plazmatu s vysokým časovým rozlišením až 2 mikrosekundy a zkoumat tak například průběh nestabilit plazmatu ELM (obr. 40).



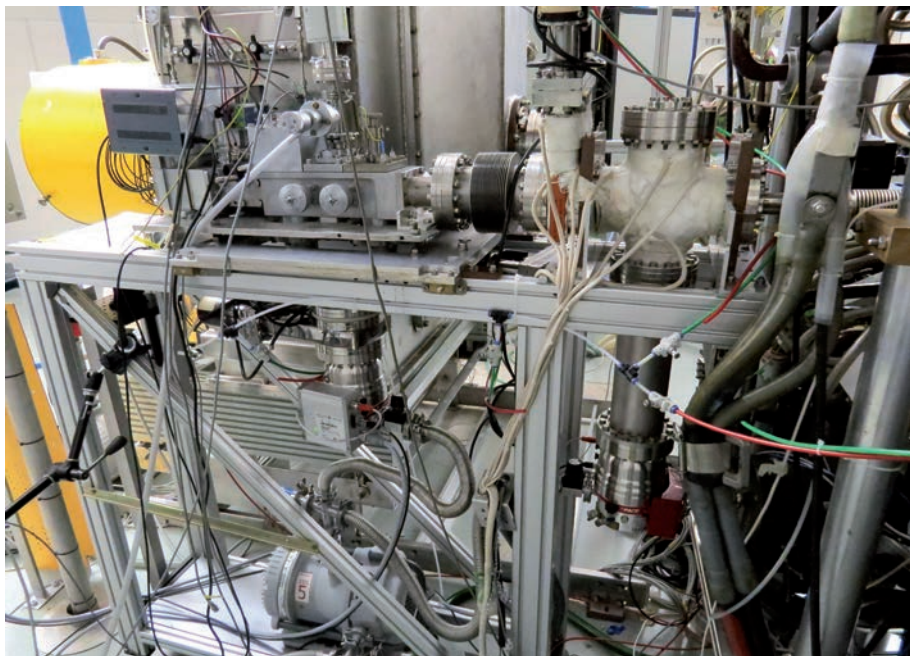
**Obr. 40** Časový vývoj elektronové hustoty sledovaný BES na okraji plazmatu během nestabilit plazmatu ELM, šipky ukazují okamžiky nestability ELM [3]

## Analýza neutrálních částic

Analýzátor neutrální částic NPA (*Neutral Particle Analyser*) patří mezi jeden z nejstarších diagnostických systémů tokamaků. Měří energetické spektrum toku neutrálních částic, které vylétávají z plazmatu. I když je plazma v tokamaku velmi horké a prakticky plně ionizované, přesto se v něm nacházejí neutrální částice; je jich ovšem o několik řádů méně než ionizovaných částic plazmatu. Neutrální částice v plazmatu mohou vznikat například několikanásobnými srážkami s výměnou náboje mezi ionty plazmatu a částicemi uvolněnými z povrchu stěny tokamaku nebo přímým zachycením elektronu iontem. Takto vzniklé neutrální částice přitom mají podobnou energii jako původní ionty plazmatu.

Neutrální částice také vznikají při ohřevu pomocí svazku neutrálních atomů. Při srážkách částic svazku s plazmatem se vstříkované částice ionizují, a ionty plazmatu se naopak neutralizují. Kolem ohřevového svazku proto tímto mechanismem vzniká oblak neutrálních částic vzniklých z iontů plazmatu.

Magnetické pole tokamaku neovlivňuje pohyb neutrálních částic bez elektrického náboje, a pokud se během svého pohybu neutrální částice nesrazí s jinou částicí,



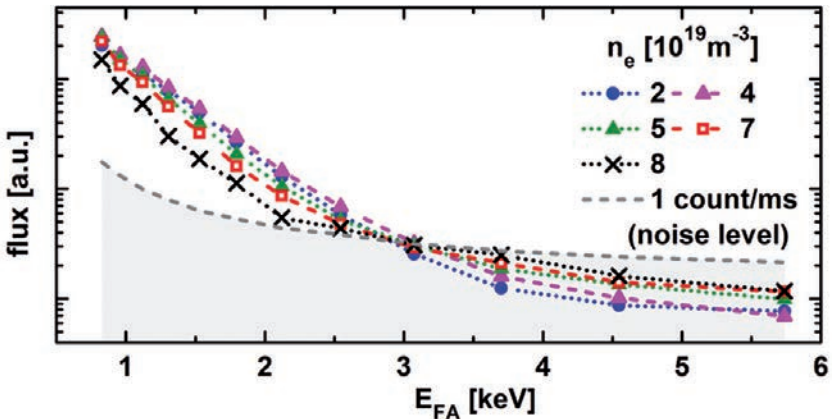
**Obr. 41** Analýzátor neutrálních částic tokamaku COMPASS [3]

vylétne ven z plazmatu. Protože neutrální částice mají energii blízkou k energii iontů, ze kterých vznikly, lze měřením energetického spektra neutrálních částic vylétávajících z plazmatu zjistit energetické spektrum iontů v plazmatu.

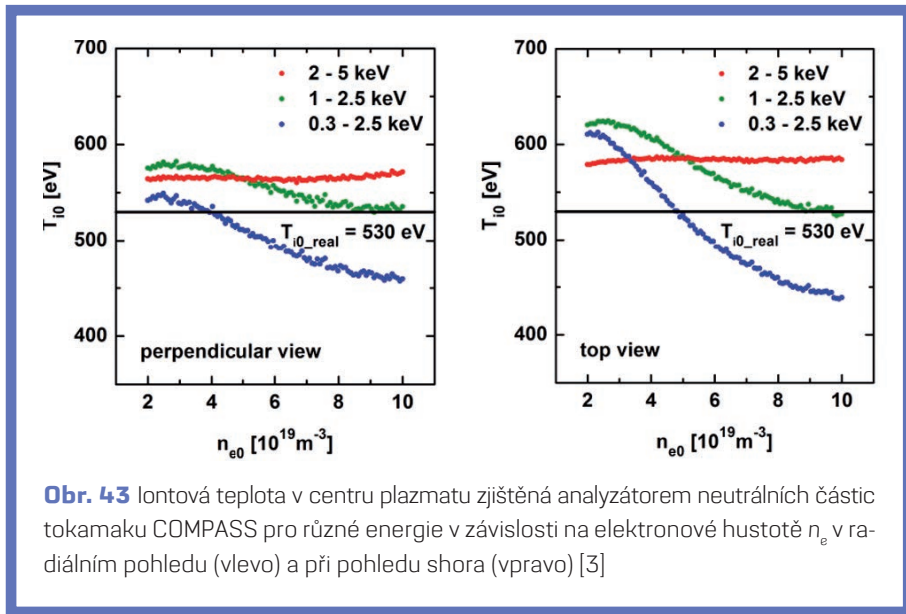
Tok částic vstupujících do analyzátoru je nejdříve očištěn elektrickým polem kondenzátoru od nabitých částic. Následně prochází ionizační komorou naplněnou plyným dusíkem. Při srážce s atomy dusíku se neutrální částice ionizují a vzniklé ionty jsou pomocí magnetického a elektrického pole rozděleny podle hmotnosti a energie. Roztříděné ionty poté dopadají na detektory.

Analýza spektra vylétávajících částic umožňuje zjistit iontovou teplotu plazmatu. Rozlišením jednotlivých vodíkových izotopů lze současně zjistit poměr těchto izotopů v plazmatu. Měřením částic o energiích blízkých energii ohřevového svazku lze také sledovat reakci plazmatu na ohřev.

Tokamak COMPASS využívá analyzátor (obr. 41), který má celkem 12 kanálů pro měření energetického spektra atomů vodíku a 12 kanálů pro měření energetického spektra atomů deuteria. Na obr. 42 je příklad energetického spektra neutrálních částic zjištěného pomocí analyzátoru, vypočtené iontové teploty v centrální části plazmatu jsou na obr. 43. V současnosti probíhá vývoj druhého, vysokorychlostního analyzátoru. Nový analyzátor bude disponovat pouze 5 měřicími kanály, avšak umožní několikanásobně zpřesnit měřené energetické spektrum.



**Obr. 42** Příklad energetického spektra neutrálních částic tokamaku COMPASS zjištěného analyzátozem pro různé elektronové hustoty  $n_e$  [3]



**Obr. 43** Iontová teplota v centru plazmatu zjištěná analyzátozem neutrálních částic tokamaku COMPASS pro různé energie v závislosti na elektronové hustotě  $n_e$  v radiálním pohledu (vlevo) a při pohledu shora (vpravo) [3]

## Vybrané výzkumné projekty

### Škálování délky útlumu povrchové vrstvy plazmatu SOL

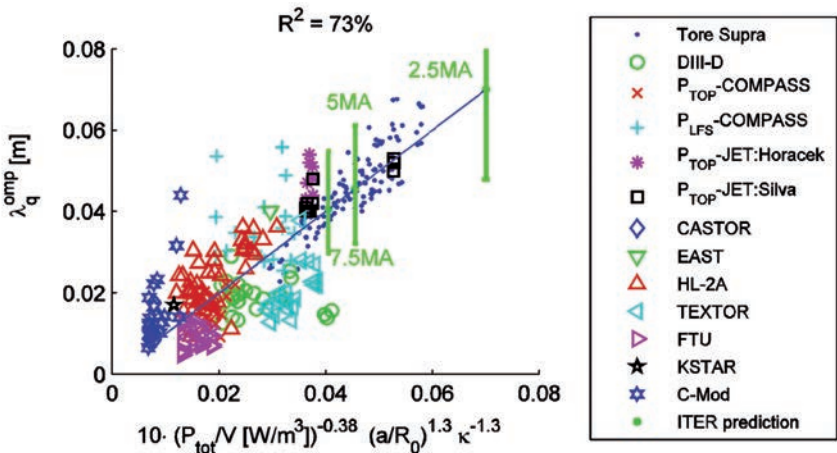
Fyzika termojaderného plazmatu je po teoretické stránce velmi složitá a současný stav poznání neumožňuje chování plazmatu přesně analyticky popsat. Přestože máme řadu fyzikálně podložených teoretických modelů, simulace turbulentního transportu plazmatu nejsou většinou schopné reprodukovat experimenty anebo související výpočty trvají i na nejvýkonnějších superpočítačích příliš dlouho. Proto jsou při přípravě nových tokamaků, jako je ITER, DEMO, fúzní energetické reaktory nebo i tokamak COMPASS Upgrade (zkráceně COMPASS-U), některé parametry extrapolovány z parametrů stávajících tokamaků. Tento proces extrapolace se označuje jako škálování.

Při škálování naměříme hledanou veličinu na různých tokamacích, jež mají nejen různé rozměry, ale i různé rozsahy parametrů. Z dostupných znalostí fyziky plazmatu tokamaků víme, na kterých parametrech by měla daná veličina záviset, například na teplotě a hustotě plazmatu. Fyzikální parametry ale často nelze dostatečně přesně změřit ani na současných tokamacích, natož pak aby bylo možné znát jejich hodnotu

na budoucích. Proto je vhodné raději zvolit globální parametry (např. proud plazmatem, velikost magnetického pole, rozměry plazmatu) nebo inženýrské parametry (např. velikost tokamaku), protože tyto parametry jsou známé s vysokou přesností. Je ovšem nutné vyvarovat se kombinace parametrů se vzájemnou korelací, která by způsobila nejednoznačnost předpovědi. Extrapolace hledané veličiny je pak provedena matematicky multiparametrickou logaritmickou regresí.

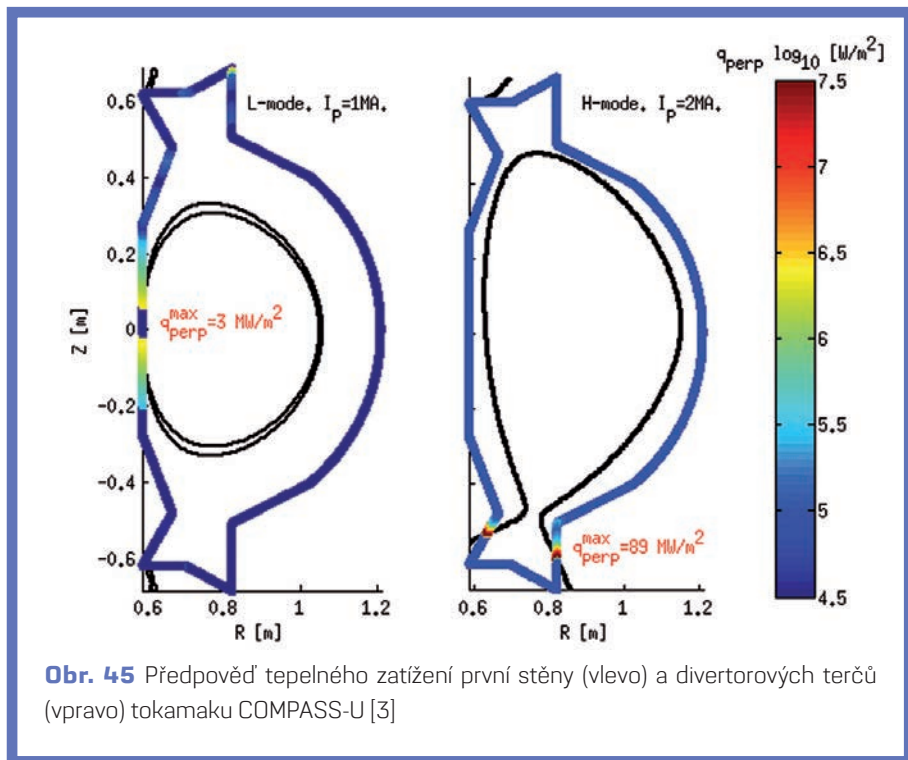
Pokud dostupná experimentální databáze dostatečně hustě pokrývá parametrický prostor, statistická analýza odhalí, které parametry jsou opravdu určující (těch bývá jen několik), a získáme relativně jednoduchý škálovací vztah.

V konkrétním případě škálování délky útlumu povrchové vrstvy plazmatu SOL (obr. 44) jsme takto našli několik vztahů, z nichž každý závisel na jiné kombinaci hlavních parametrů. Další analýza ukázala, že vztahy jsou úzce provázané v důsledku vzájemné korelace použitých globálně inženýrských parametrů a jejich předpovědi jsou velmi podobné. Výsledná předpověď délky útlumu SOL pak byla použita pro optimalizaci tvaru první stěny reaktoru ITER popsanou v následující kapitole. Délka útlumu SOL totiž determinuje tepelné toky dopadající na povrch obklopující plazma. Aplikací předpovědi byl vypočten takový tvar povrchu první stěny ITER, při kterém nebude povrch nikde lokálně zatížen nepřijatelně vysokým tepelným tokem.



**Obr. 44** Škálování délky útlumu povrchové vrstvy plazmatu SOL (vpravo je seznam tokamaků zapojených do projektu) [8]





Pro odstranění přetížených horkých míst (*hot spots*) první stěny ITER postačila úprava tvaru povrchu stěny. Mnohem závažnější důsledky má předpověď pro divortorové terče ITER. Škálování předpovědělo, že při nestabilitách typu ELM může v divortoru reaktoru ITER dojít k tavení povrchu wolframových terčů, a tím k jejich zničení. Toto zjištění se postupně potvrdilo také jinými metodami a v současnosti se hledají takové provozní scénáře ITER, při nichž nebude k nestabilitám ELM docházet. Škálovací předpověď nalezená našimi vědci včas odvrátila možné komplikace, ke kterým by došlo po najetí reaktoru ITER na plný výkon.

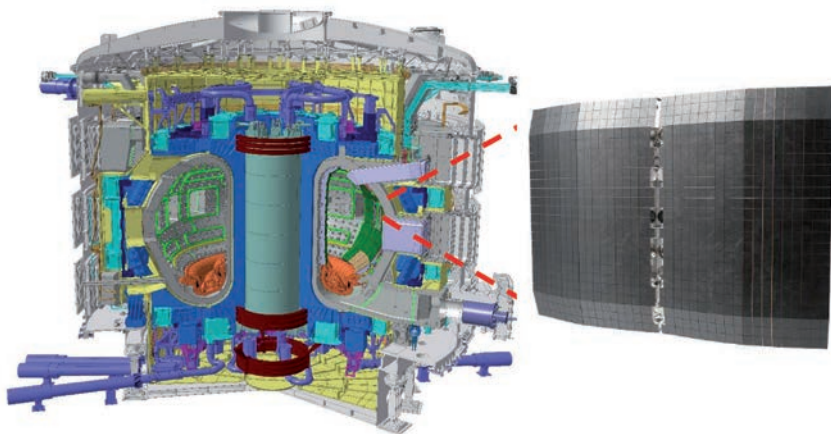
Škálování také umožnilo zjistit, jak vysokému tepelnému toku budou vystaveny divortorové terče nového tokamaku COMPASS-U. Předpověď tepelných toků v tokamaku COMPASS-U je zobrazena na **obr. 45**. Obrázek ukazuje tepelné zatížení první stěny a divortorových terčů tokamaku. První stěna i divortorové terče proto budou navrženy tak, aby je předpovídaný tepelný tok nepoškodil. V případě divortorových terčů může tepelnou zátěž například snížit rychlé rozmítání bodu

dopadu plazmatu na terče (tzv. *strike-pointu*) pomocí malých změn magnetického pole. Mezi další možná opatření patří aktivní vodní chlazení terčů nebo nahrazení pevných terčů tekutým kovem.

## Optimalizace tvaru první stěny ITER

Vakuová nádoba reaktoru ITER bude chráněna před horkým plazmatem první stěnou složenou ze 440 kusů 4tunových dlaždic s povrchem z beryllia (obr. 46). Stanovit optimální tvar dlaždic tepelného štítu ale není jednoduché. Navrhne-li se špatně, významně to omezí schopnost ITER vstoupit do vysokoteplotní fáze potřebné k dosažení plného výkonu reaktoru.

Horké plazma proudí v blízkosti první stěny ve směru magnetických siločar, což znamená téměř rovnoběžně s jejím povrchem. Při návrhu tvaru povrchu první stěny se tato skutečnost musí vzít v úvahu. Z technologických důvodů je první stěna modulární a je sestavena z výše zmíněných dlaždic. Každá dlaždice je k vakuové nádobě tokamaku připevněna jedním centrálním šroubem. Okraje dlaždice a střední část s centrálním šroubem nemají tak vysokou tepelnou odolnost jako plocha dlaždic, a musí být chráněny před nejvyšší tepelnou zátěží. Proto má povrch dlaždice tvar dvojité vlny, u které jsou okraje a střední část zapuštěny dále od plazmatu (obr. 46).



**Obr. 46** Dlaždice první stěny budou přímo vystavené plazmatu [9]

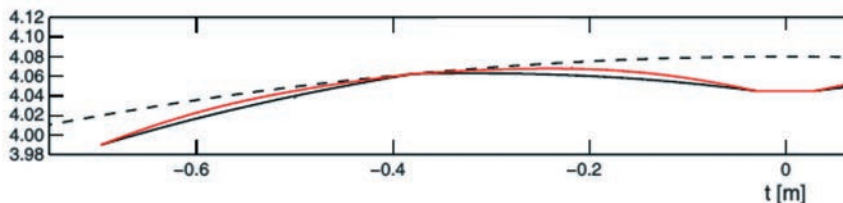
Aby byl za těchto podmínek povrch první stěny tepelně zatížen rovnoměrně, je nutné využít znalosti o okrajové vrstvě plazmatu SOL a povrch dlaždic zakřivit podle vlastností této vrstvy. Budou-li dlaždice příliš zakřivené, budou se přehřívat ve vyčnívajících oblastech (na vrcholech). Budou-li zakřivené málo, pak naopak dojde k přehřívání jejich okrajových částí a středové části s rizikem poškození hran a středového šroubu. V obou případech se může povrch dlaždic lokálně tavit anebo může praskat kvůli teplotnímu prnutí.

Tokamaky dříve tvar povrchu první stěny nemusely řešit, protože krátké výboje bez významného uvolňování fúzní energie povrch příliš nezahřejí. Až v roce 2012 došlo k natavení povrchu první stěny tokamaku JET při dedikovaném experimentu s dlouhým výbojem.

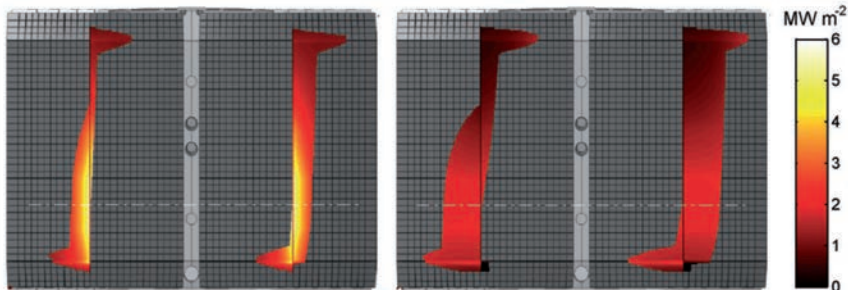
Správný poloměr křivosti dlaždic vychází z tloušťky okrajové vrstvy plazmatu SOL, přesněji z charakteristické exponenciální délky útlumu tepelného toku plazmatu  $\lambda_q$ . Stanovení této délky útlumu bylo předmětem projektu škálování popsaného v předchozí kapitole. Mezinárodní tým desítek vědců provedl během let 2012–2015 celkem 440 experimentálních výbojů na devíti tokamacích světa od Číny přes Prahu, Švýcarsko, Itálii, Francii, Anglii až po Kalifornii. Při experimentech se zjistilo, jak se hodnota  $\lambda_q$  mění v závislosti na šestnácti různých parametrech plazmatu. Rozsah parametrů byl přitom mimořádně velký, např. nejmenší tokamak GOLEM provozovaný v ČVUT v Praze měl objem plazmatu 100 litrů a největší tokamak JET měl objem plazmatu 80 000 litrů.

Během experimentů se ukázalo, že je problém složitější, protože se hodnota délky útlumu  $\lambda_q$  výrazně mění v těsné blízkosti stěny. Proto byly na tokamaku COMPASS provedeny další experimenty s různými geometriemi povrchu první stěny. Do tokamaku byly postupně vloženy různé tvarované dlaždice a pomocí termovizní kamery a sond se sledovalo rozložení teploty na jejich povrchu. K výzkumu se postupně přidaly týmy vědců na tokamacích ve Švýcarsku a Kalifornii a v MIT v Bostonu byla odvozena teorie velmi dobře popisující pozorování. Později výsledky experimentů popsal také model turbulentního chování okraje plazmatu sestavený ve Švýcarsku.

Na základě provedených měření bylo možné velmi přesně předpovědět hodnotu délky útlumu vrstvy SOL v tokamaku ITER. V druhém kroku se tato délka útlumu použila pro výpočet tepelných toků na povrch první stěny. Výpočty ukázaly, že v některých oblastech může dojít k překročení přípustných tepelných toků, což by mělo za následek překročení maximální pracovní teploty povrchu první stěny a jeho tavení. Proto byl připraven návrh na změnu tvaru povrchu první stěny ITER. Změna vyrovnala tepelné toky na povrch a odstranila horká místa zatížená příliš vysokým tepelným tokem (**obr. 47**). V roce 2014 byla navržená změna oficiálně schválena vrcholným vedením organizace ITER. Změnou tvaru povrchu došlo ke snížení maximální lokální tepelné zátěže na méně než polovinu (**obr. 48**). Pravděpodobně se tak zabránilo zničení této vysoce zatížené části reaktoru.



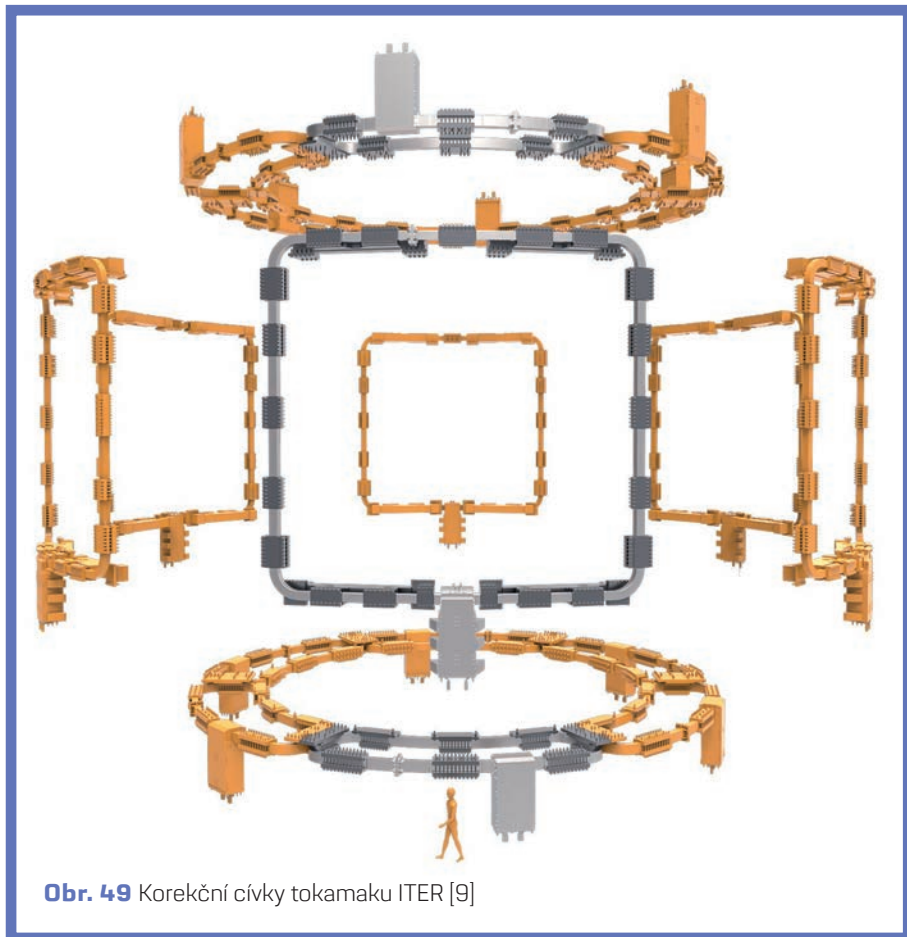
**Obr. 47** Doporučení na změnu tvaru první stěny na základě provedeného škálování v řezu dlaždicí první stěny – původní tvar je černě, doporučený tvar červeně [10]



**Obr. 48** Očekávané tepelné zatížení první stěny ITER: vlevo pro původní tvar povrchu, vpravo pro optimalizovaný tvar povrchu, škála je v  $\text{MW/m}^2$  [10]

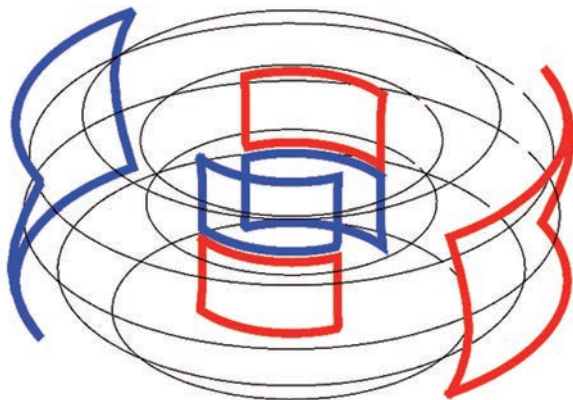
## Studium poruchového pole

Fungování tokamaku je založeno na extrémně silném magnetickém poli s vysokou toroidální symetrií (tj. symetrií vůči otočení kolem hlavní osy tokamaku). Jako poruchové pole se označuje takové magnetické pole, které tvoří odchylku vůči této ideální toroidální symetrii. V praxi poruchové pole vzniká kvůli nepřesnostem v umístění magnetických cívek tokamaku. I velmi slabé poruchové pole s intenzitou v řádu desetitisíciny velikosti hlavního magnetického pole může mít významný vliv na chování plazmatu. Proto jsou tokamaky vybaveny sadou korekčních magnetických cívek, pomocí kterých lze poruchové pole kompenzovat. Tokamak ITER bude mít celkem 18 korekčních cívek umístěných okolo vakuové nádoby, pod nádobou a nad nádobou (**obr. 49**).



**Obr. 49** Korekční cívky tokamaku ITER [9]

Pomocí korekčních cívek lze poruchové pole nejenom kompenzovat, ale také vytvářet a pak pozorovat, jak ovlivňuje například výkonové parametry plazmatu nebo jeho stabilitu. Jako kritická se označuje intenzita poruchového pole, při jejímž překročení dojde ke zhroucení plazmatu, k disrupci. Experimenty s poruchovým polem se prováděly na řadě tokamaků a umožnily předpovědět vliv poruchového pole na plazma budoucího tokamaku ITER a navrhnout tvar a umístění korekčních cívek. Realizované experimenty umožnily nalézt přesnější způsob škálování kritické intenzity, kombinující výsledky experimentů s numerickými simulacemi magnetohydrodynamické

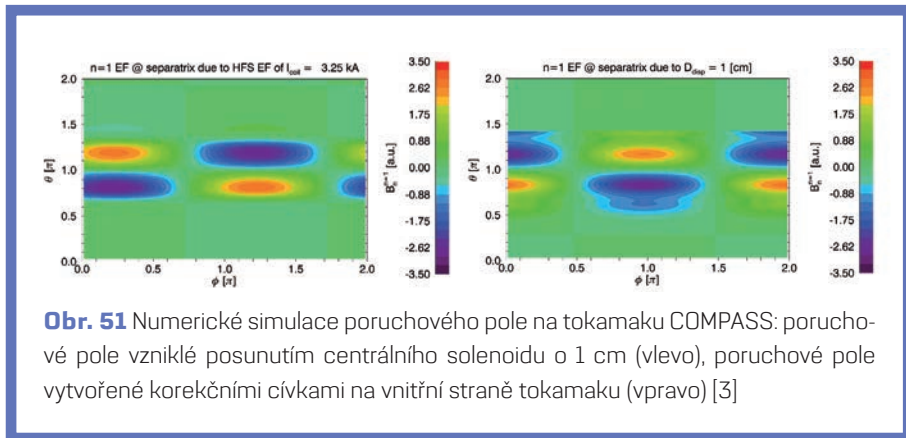


**Obr. 50** Korekční cívky tokamaku COMPASS [3]

stability pomocí výpočetního kódu IPEC (*Ideal Magnetohydrodynamic Perturbed Equilibrium Code*). Získané předpovědi ukázaly, že efektivita plánovaných korekčních cívek nad a pod tokamakem ITER je mnohem menší než efektivita cívek umístěných okolo tokamaku. To vedlo k úvahám o vyřazení horních a dolních korekčních cívek z návrhu ITER.

Žádný z provedených experimentů však nemohl vytvářet poruchové pole na vnitřní straně tokamaku, protože použité tokamaky neměly korekční cívky na vnitřní straně nádoby (stejně jako je nebude mít ITER). V důsledku toho nebylo možné spolehlivě předpovědět, jaký vliv by mohlo mít při provozu ITER poruchové pole vzniklé nepřesným umístěním centrálního solenoidu a do jaké míry by ho bylo možné kompenzovat pouze korekčními cívkami na vnější straně nádoby. Závažnost této nejistoty vzrostla poté, co se během spouštění nového amerického tokamaku NSTX-U objevily výrazné problémy způsobené poruchovým polem, jež vzniklo právě kvůli nepřesné instalaci magnetických cívek na vnitřní straně nádoby.

To, co nebylo možné provést na jiných tokamacích, bylo možné provést na tokamaku COMPASS. Jeho flexibilní sada korekčních cívek pokrývá prakticky celou vakuovou nádobu a umožňuje generovat poruchové pole jak na vnější, tak na vnitřní straně komory (**obr. 50**). Díky tomu je možné experimentálně simulovat i poruchové pole, které by vzniklo, pokud by byl centrální solenoid umístěn mimo hlavní osu tokamaku (**obr. 51**).



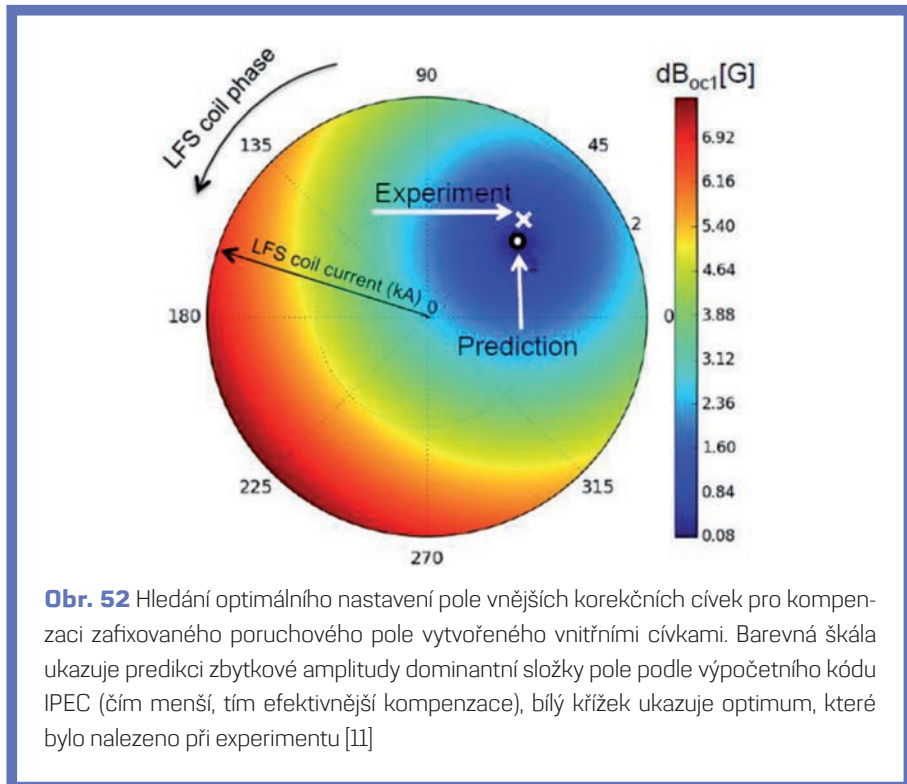
**Obr. 51** Numerické simulace poruchového pole na tokamaku COMPASS: poruchové pole vzniklé posunutím centrálního solenoidu o 1 cm (vlevo), poruchové pole vytvořené korekčními cívkami na vnitřní straně tokamaku (vpravo) [3]

Proto byla na tokamaku COMPASS na žádost ITER Organization provedena série kritických experimentů, jejichž cílem bylo vyhodnotit spolehlivost strategie ITER spočívající v kompenzaci poruchových polí vyvolaných nepřesností umístění centrálního solenoidu pomocí korekčních cívek umístěných na vnější straně vakuové nádoby.

Poruchové pole centrálního solenoidu bylo simulováno korekčními cívkami na vnitřní straně vakuové nádoby a hledala se taková konfigurace korekčních cívek na vnější straně nádoby, která by toto poruchové pole co nejlépe kompenzovala. V sérii po sobě jdoucích experimentů byla postupně skenována velikost a toroidální fáze kompenzačního pole vnějších cívek, až bylo nalezeno jejich optimální nastavení.

Stejně skenování bylo následně simulováno i pomocí kódu IPEC. Výsledky simulace jsou zobrazeny na **obr. 52**, kde barevná škála zobrazuje intenzitu zbytkového poruchového pole. Nejmenší zbytkové pole je vyznačené tmavě modrou barvou. Vysoká shoda optimálních parametrů nalezených experimentálně (na **obr. 52** bílý křížek) a simulací prokázala schopnost kódu IPEC dobře popisovat chování plazmatu za přítomnosti poruchových polí včetně polí vzniklých na vnitřní straně komory. Předpovědi škálování s využitím kódu IPEC je tak pravděpodobně možné aplikovat i na tyto dříve neprozkoumané typy poruch.

Výsledky experimentu na tokamaku COMPASS současně ukázaly, že navržená kompenzace pomocí vnějších cívek umožňuje potlačit nežádoucí efekty poruchového pole vzniklého na vnitřní straně tokamaku, a to jak pro L-mód s nízkým udržením energie, tak pro H-mód s vysokým udržením energie. Bylo ale zjištěno, že během přechodu mezi těmito dvěma módy (tzv. L-H přechod) poruchové pole vyvolává nestabilitu plazmatu často vedoucí až k jeho kompletnímu zhroucení, disrupci. Děje se to přesto, že zbytkové poruchové pole je po aplikaci kompenzace mnohonásobně



**Obr. 52** Hledání optimálního nastavení pole vnějších korekčních cívek pro kompenzaci zafixovaného poruchového pole vytvořeného vnitřními cívkami. Barevná škála ukazuje predikci zbytkové amplitudy dominantní složky pole podle výpočetního kódu IPEC (čím menší, tím efektivnější kompenzace), bílý křížek ukazuje optimum, které bylo nalezeno při experimentu [11]

slabší než poruchové pole bez kompenzace – alespoň soudě podle simulace dominantní složky pole pomocí kódu IPEC. To pravděpodobně znamená, že je stabilita během L-H přechodu ovlivněna ještě dalšími složkami poruchového pole, než jsou dominantní, rezonanční složky, které simuluje IPEC.

Bylo proto nezbytné experimentálně ověřit, zda je možné dosáhnout spolehlivější kompenzace poruchového pole pomocí přidání horních a dolních korekčních cívek, přestože podle kódu IPEC mají pro kompenzaci dominantních složek poruchového pole téměř zanedbatelnou efektivitu. Při kompenzaci poruchového pole pouze vnějšími korekčními cívkami docházelo k disrupci při L-H přechodu s pravděpodobností okolo 50 procent, zatímco při současném použití vnějších, horních a dolních cívek bylo dosaženo snížení výskytu disrupcí pouze na zhruba 25 procent případů. Toto klíčové zjištění z tokamaku COMPASS poslouží jako jeden z důležitých podkladů pro rozhodnutí, zda budou, nebo nebudou horní a dolní korekční cívky na ITER instalovány.



Pokračující výzkum na tokamaku COMPASS je zaměřen na analýzu dalších faktorů souvisejících s výskytem disrupcí během L-H přechodu, jako je časový vývoj vlastní rotace plazmatu. Předběžná data naznačují, že urychlením této rotace díky momentu hybnosti dodanému injektorem svazku vysokoenergetických neutrálních atomů je možné těmto disrupcím zabránit, ovšem pouze při vhodné kombinaci hlavních parametrů plazmatu, jako je poměr proudu plazmatem a intenzity toroidálního magnetického pole. Injektory svazků neutrálních atomů budou k dispozici i na tokamaku ITER, ale vzhledem k jeho obrovskému objemu bude jejich účinek na zvýšení rotace plazmatu relativně slabý. Experimenty na tokamaku COMPASS s výrazně sníženým výkonem svazku nicméně naznačují, že i velmi malý moment hybnosti může za daných podmínek zabezpečit stabilní provozní scénář tokamaku.

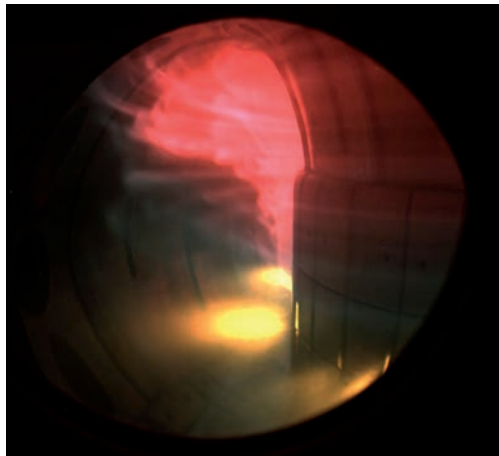
## Ubíhající elektrony

Jedním z naléhavých úkolů fúzní komunity je výzkum vysokoenergetických ubíhajících elektronů RE (*Runaway Electrons*). RE v tokamacích vznikají v nestandardních provozních režimech, kdy vedle udržování plazmatu začne tokamak fungovat i jako urychlovač elektronů. Elektrony opustí kvazineutrální plazma a bez ohledu na něj se urychlí na velmi vysokou rychlost (proto ubíhající elektrony). Problematika RE se objevila mezi hlavními prioritami fúzního výzkumu v okamžiku, kdy se ukázalo, že by RE mohly být v tokamaku ITER generovány při disrupci, tj. při náhlém přerušení proudu v plazmatu, v takové míře, že by mohly způsobit vážné poškození první stěny ITER (**obr. 53**). Očekává se, že v ITER by energie RE mohla dosáhnout až stovek MJ.

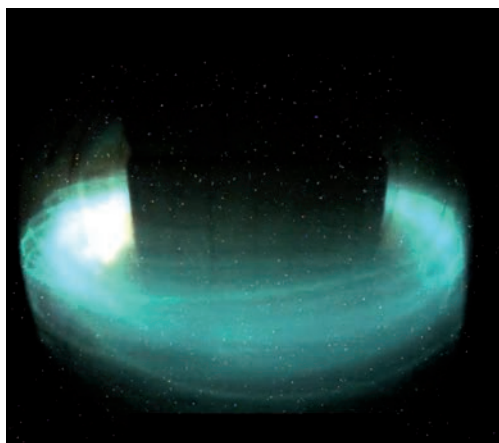
Systematický výzkum RE byl na tokamaku COMPASS zahájen v roce 2014 a zaměřil se na studium vzniku, udržení a potlačení RE. Šlo o novou oblast výzkumu, a proto se rozvinula široká mezinárodní spolupráce. Od počátku jsme se podíleli na obdobných experimentech v zahraničí na tokamacích TCV, ASDEX-U a JET a současně se odborníci ze zahraničí účastnili experimentů na tokamaku COMPASS. Důležitá byla společná analýza výsledků výzkumu na pravidelných konferencích REM (*Runaway Electron Meeting*), které se uskutečnily i v Praze.

Prvním krokem výzkumu bylo definování podmínek, za kterých lze svazek RE vytvořit. Teoretickou analýzou vzniku RE a posléze experimentálně byla nalezena parametrická oblast, ve které při disrupci plazmatu opakovaně vzniká svazek RE. V následných experimentech bylo zaznamenáno synchrotronní záření vysokoenergetických elektronů a bylo dosaženo výrazného prodloužení délky výboje díky proudu nesenému RE.

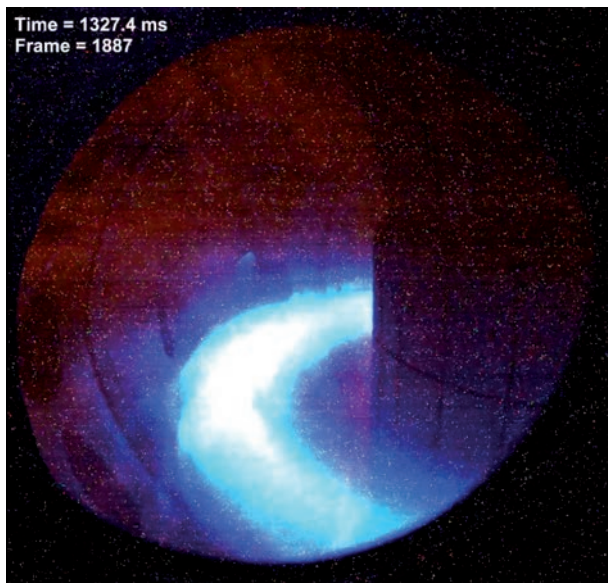
Na první úspěchy navázaly náročnější experimenty zaměřené na měření kritického urychlovacího elektrického pole, vlivu tvarování plazmatu či vlivu napouštění plynů do tokamaku. Byl úspěšně vyřešen problém stabilní polohy svazku RE a tokamak COMPASS se stal prvním tokamakem se schopností ovládat energii svazku RE prostřednictvím zpětnovazební kontroly proudu v centrálním solenoidu. Procesy vzniku a terminace svazku RE ukazují fotografie pořízené pomocí rychlých kamer na **obr. 54–57**.



**Obr. 53** Terminace svazku ubíhajících elektronů na vnitřní straně tokamaku COMPASS: RE mají dostatek energie na to, aby ionizovaly neon, který se používá pro jejich zbrzdění (vstříknutí plynu zvýší hustotu a tím zvýší počet srážek RE a jejich zpomalení) – červené paprsky, tzv. filameny, odpovídají RE sledujícím jednotlivé magnetické siločáry za přítomnosti ionizovaného neonu; po zbrzdění svazku RE jsou okraje grafitových dlaždic vystaveny extrémnímu toku RE způsobujícímu odprašování a výtrysky rozžhavených částic grafitu (žluté oblaky) [3]



**Obr. 54** Svazek ubíhajících elektronů vytvořený napouštěním dusíku do tokamaku: zelená barva odpovídá dusíku, který zobrazuje výrazné filameny (vlákna) RE sledující siločáry magnetického pole [3]

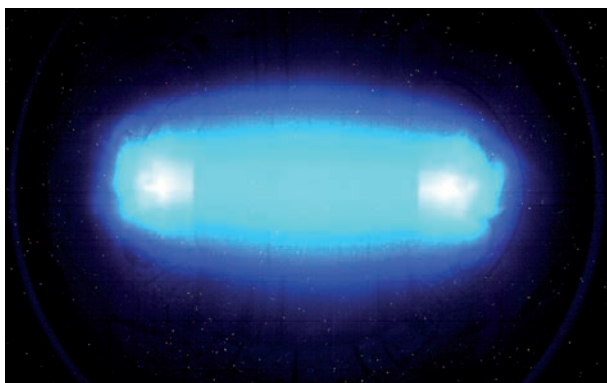
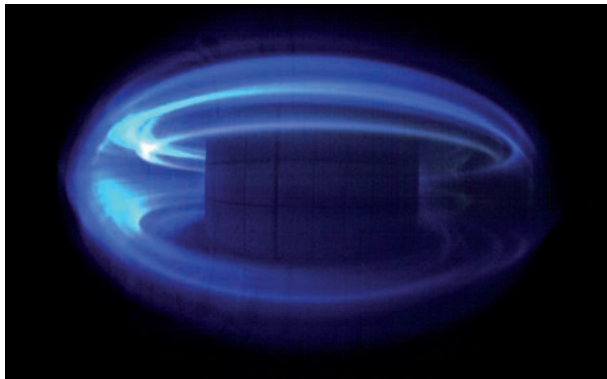


**Obr. 55** Svazek ubíhajících elektronů rozzářený masivním napouštěním směsí argonu a neonu, které vede k rychlému poklesu proudu svazku, argon září modře a neon oranžově [3]



**Obr. 56** Terminace svazku RE na vnitřní stěně v horní části tokamaku: světlo pochází z rekombinace iontů argonu a deuteria, výrazné filamenty RE sledují siločáry toroidálního magnetického pole, dokud nedojde k dopadu RE na stěnu nádoby [3]

**Obr. 57** Postupné potlačení svazku ubíhajících elektronů dvěma vstříky argonu do tokamaku, po prvním vstříku jsou zřetelné filameny ubíhajících elektronů sledující magnetické siločáry (nahore), po druhém vstříku dochází k terminaci svazku (dole) [3]

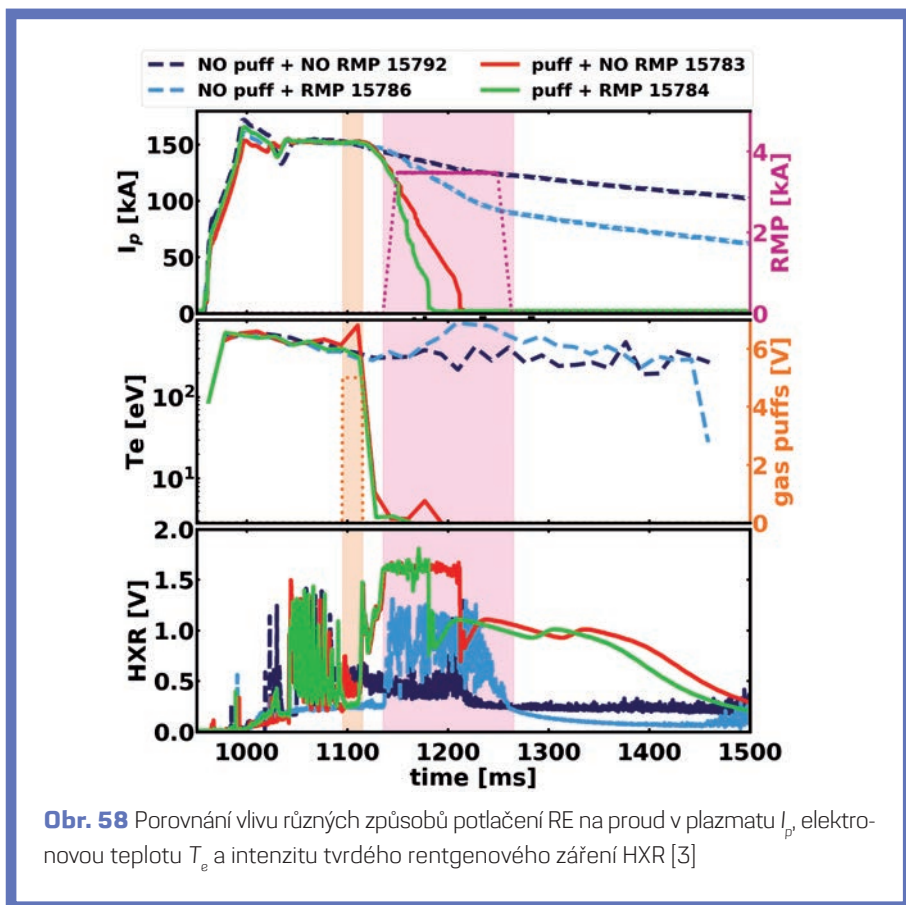


V posledních letech se výzkum v rámci experimentálních kampaní soustředil na studium vlivu magnetických polí na generaci a ztráty RE. Především jde o vývoj metod zpětnovazebního řízení magnetického pole v režimech s RE a výzkum vlivu poruchového pole na útlum RE. Pro tyto experimenty tokamak COMPASS nabídl jedinečné uspořádání speciálních sedlových cívek, které umožnily generovat poruchová radiální pole RMP (*Resonant Magnetic Perturbations*) doposud aplikovaná při studiu okrajové vrstvy plazmatu. Tato poruchová pole přitom mohou mít zásadní význam pro zvýšení radiálního transportu RE, a tím vést ke snížení jejich populace a znatelně urychlit rozpad svazku.

Grafy na **obr. 58** porovnávají účinek argonu a poruchových magnetických polí RMP na rozpad svazku ubíhajících elektronů. Čas napuštění argonu je v obrázku označen oranžovou plochou, působení RMP je označeno růžovou plochou. Tmavě modré čárkované křivky označují vývoj experimentu bez potlačení svazku RE. Světle modré

čárkované křivky označují experiment s aplikací RMP bez aplikace argonu, červené křivky označují experiment se vstřikem argonu bez aplikace RMP a zelené křivky označují experiment se vstřikem argonu a současně s aplikací RMP (*puff* označuje vstřik argonu do tokamaku). Na prvním grafu vidíme časový vývoj hodnoty elektrického proudu v plazmatu, na druhém časový vývoj elektronové teploty plazmatu a na třetím grafu časový vývoj intenzity tvrdého rentgenového záření, které provází dopad ubíhajících elektronů na stěnu tokamaku.

Ve výbojích označených červenou a zelenou barvou došlo vlivem napuštění argonu k vytvoření samostatného svazku ubíhajících elektronů a teplota plazmatu



**Obř. 58** Porovnání vlivu řůzných způsobů potlačení RE na proud v plazmatu  $I_p$ , elektronovou teplotu  $T_e$  a intenzitu tvrdého rentgenového záření HXR [3]



jsou přitom úměrné množství napuštěného plynu a tím rychlosti rozpadu svazku. Výsledky experimentů budou využity při optimalizaci systému pro potlačení svazku ubíhajících elektronů na velkých tokamacích a také pro validaci teoretických modelů terminace RE.

Vývoj teoretických fyzikálních modelů RE v tokamacích probíhá v úzké spolupráci s vědci z Francie, Švýcarska a Švédska, na vývoji nových metod diagnostiky RE spolupracujeme s kolegy z ČVUT a z Polska. Během pěti let se tokamak COMPASS zařadil mezi celosvětově klíčová zařízení výzkumu RE. Špičkovou kvalitu realizovaného výzkumu potvrzuje silná podpora výzkumu na tokamaku COMPASS ze strany evropského konsorcia EUROfusion, široký ohlas na publikované odborné články, zvané přednášky a konferenční příspěvky a také velký zájem zahraničních kolegů o účast na experimentech věnovaných RE.

## Neinduktivní generace elektrického proudu v tokamacích

Tokamak, v dnešní době nejperspektivnější kandidát na stavbu fúzních energetických reaktorů, je charakteristický indukčním generováním elektrického proudu v plazmatu. Elektrický proud tekoucí tokamakem v toroidálním směru, potřebný pro vytvoření nezbytné konfigurace magnetického pole tokamaku, je buzen na principu transformátoru.

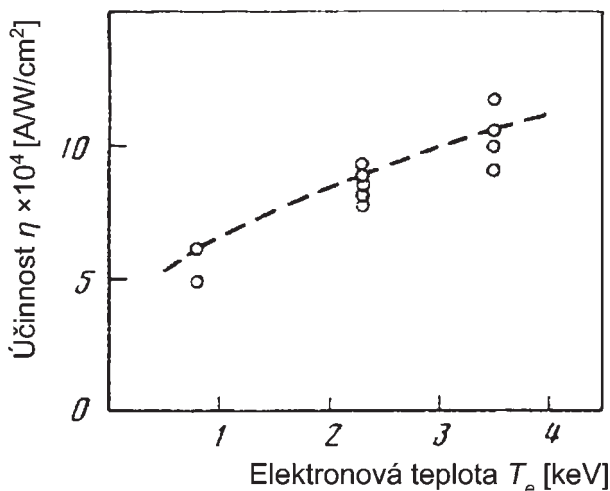
Na rozdíl od obvyklých transformátorů ale musí být primární vinutí tokamaku (centrální solenoid) napájeno stejnosměrným proudem, protože střídavý proud by způsobil periodické změny směru elektrického proudu v plazmatu, a tím cyklicky magnetické pole, které by neizolovalo horké plazma od stěn tokamaku. Udržení plazmatu v tokamacích je proto limitováno dobou, po kterou je možné v centrálním solenoidu nepřetržitě zvyšovat elektrický proud. Délka pulzu je omezena jednak kapacitou napájecích zdrojů, jednak konstrukcí centrálního solenoidu (v případě měděného solenoidu především schopností odvodu tepla, v případě supravodivého solenoidu kritickým proudem použitého supravodiče). V současných technologických podmínkách je dosažitelná délka pulzu řádově sekundy až minuty. Ačkoliv se do budoucna předpokládá prodloužení pulzů na hodiny, představuje pulzní režim závažnou překážku pro realizaci fúzních elektráren, které pro výrobu elektrické energie vyžadují konstantní tepelný výkon. Proto je jedním z prioritních cílů současného fúzního výzkumu vývoj metod a technologií pro generování elektrického proudu v plazmatu (*current drive*) jiným způsobem, neinduktivně.

Jednou z takových možností je generace elektrického proudu pomocí elektromagnetických vln směřovaných podél udržovacího magnetického pole, které by byly schopné předávat elektronům plazmatu směrový impulz. Jev se označuje jako vlečení elektronů elektromagnetickou vlnou. Jako velmi účinné k tomuto účelu se ukázalo použití tzv. dolně hybridních LH (*Lower Hybrid*) vln o frekvenci mírně převyšující dolně

hybridní rezonanční frekvenci elektronů v plazmatu (pro vlečení elektrického proudu je nutné se vyhnout vlastní rezonanční frekvenci). V plazmatu tokamaků se jedná o frekvence v řádu gigahertzů v závislosti na parametrech plazmatu a velikosti tokamaku.

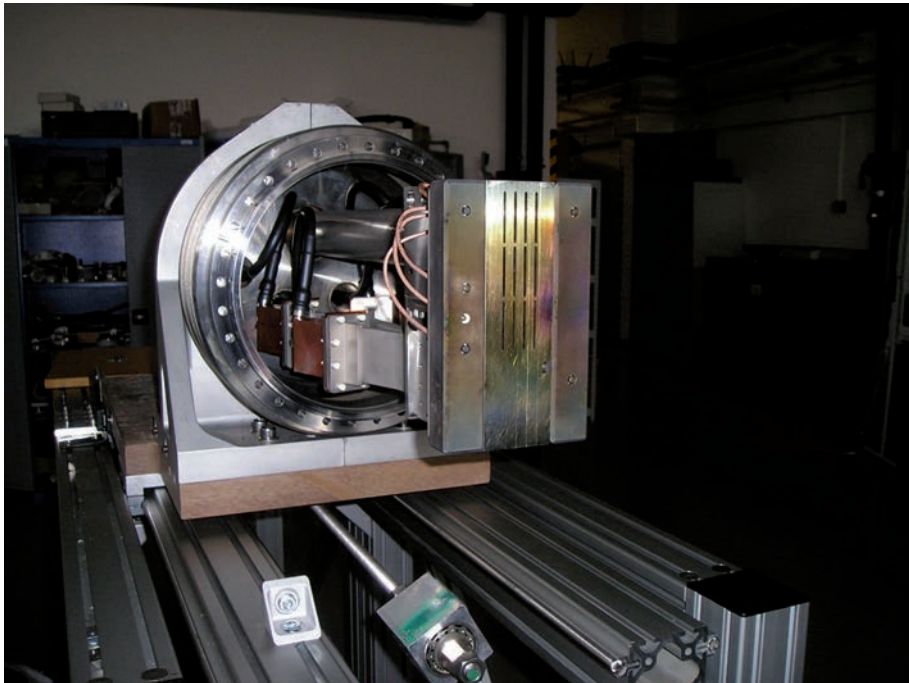
V ÚFP byla tomuto tématu věnována velká pozornost řadu desetiletí, a to jak v teoretické oblasti, viz např. originální práce R. Klímy o existenci jevu vlečení elektronů, tak i v experimentální oblasti. Během výzkumu generování elektrického proudu pomocí LH vln (LHCD, *Lower Hybrid Current Drive*) bylo v ÚFP vyvinuto a zhotoveno již na počátku 80. let výkonové mikrovlnné zařízení, fázovaný vlnododový gril ( $f = 900$  MHz,  $P = 250$  kW), s jehož pomocí pak bylo na ruském supravodivém tokamaku T-7 v Moskvě dosaženo světového primátu s tehdy rekordní hodnotou proudu 200 kA v tokamakovém režimu a 50 kA v režimu čistě LHCD. Byl rovněž potvrzen teorií předpovězený růst účinnosti generace elektrického proudu s teplotou elektronů plazmatu (obr. 60). V roce 1984 pak byl v ÚFP na tokamaku CASTOR dosažen plně neinduktivní režim udržení plazmatu.

Výzkum neinduktivního vlečení proudu na tokamaku COMPASS je zaměřen na hledání jednodušších anténních systémů pro buzení LH vln a na jejich optimalizaci. Ve spolupráci s francouzským ústavem IRFM byl na tokamaku COMPASS úspěšně odkoušen prototyp zcela nové budicí antény (obr. 61). Tato anténa stejně jako doposud



**Obr. 60** Růst účinnosti generace elektrického proudu v tokamaku T-7 se zvyšující se teplotou elektronů plazmatu (značky - měřené hodnoty, čárkovaná čára - teoretická předpověď) [12]





**Obr. 61** Dolně hybridní anténa testovaná v tokamaku COMPASS [3]

používané antény (tzv. grily) využívá v toroidálním směru vzájemně fázované vlnovody (zde čtyři), u nichž však vazbu vlny do plazmatu nezajišťuje otevřené ústí vlnovodu, ale řada štěrbin, které jsou umístěné před kovovým zakončením vlnovodů. Ve srovnání s klasickými anténami je pak výkon vyzařovaný do plazmatu v poloidálním směru rozptřeno do mnohem většího prostoru. To otevírá cestu zvyšovat výkon buzení LH vln až na úroveň jednotek MW, jež je potřebná pro neinduktivní vlečení proudu ve velkých tokamacích.

## Radiačně a teplotně odolné Hallovy senzory

Magnetické senzory provázejí výzkum termojaderného plazmatu v tokamacích od samotného počátku. Magnetické pole tokamaku je tvořené z části elektrickými proudy v magnetických cívkách tokamaku a z části proudy tekoucími samotným plazmatem, a je proto velmi dynamické. Plazma vzájemně interaguje s magnetickým polem

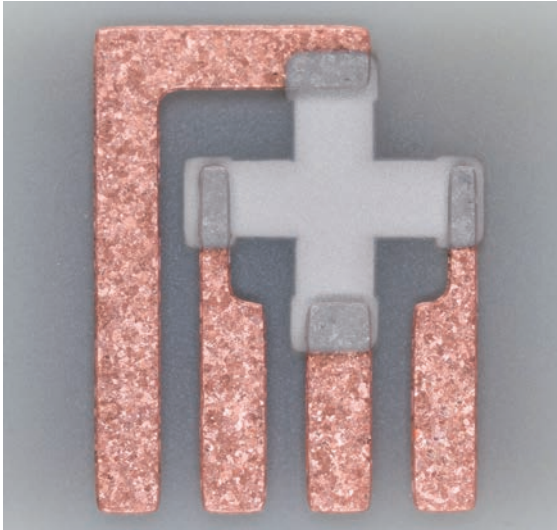
tokamaku a lokálně jej mění. Změny magnetického pole přitom odrážejí vlastnosti plazmatu. Měření magnetického pole umožňuje sledovat základní provozní veličiny, jako jsou poloha a tvar plazmatu, proud tekoucí plazmatem nebo energie obsažená v plazmatu. Magnetické senzory také pomáhají detekovat různé nestability plazmatu a módy, které mohou mít negativní vliv na udržení plazmatu.

Díky své jednoduchosti, robustnosti, spolehlivosti a rychlé odezvě se jako magnetické senzory na stávajících tokamacích téměř výhradně používají různé konfigurace měřicích cívek. Cívky ale mají jednu závažnou nevýhodu – měří pouze změny magnetického pole, a nikoliv vlastní hodnotu magnetického pole. S blížící se realizací energetických fúzních reaktorů bude nutné přesně měřit pomalu se měnící a ustálená (*steady-state*) magnetická pole. Při měření ustáleného magnetického pole cívkami dochází vlivem působení okolního prostředí k rychlému nárůstu chyby měření v integrátoru signálu cívek (tzv. drift měření), a použití cívek je proto omezené.

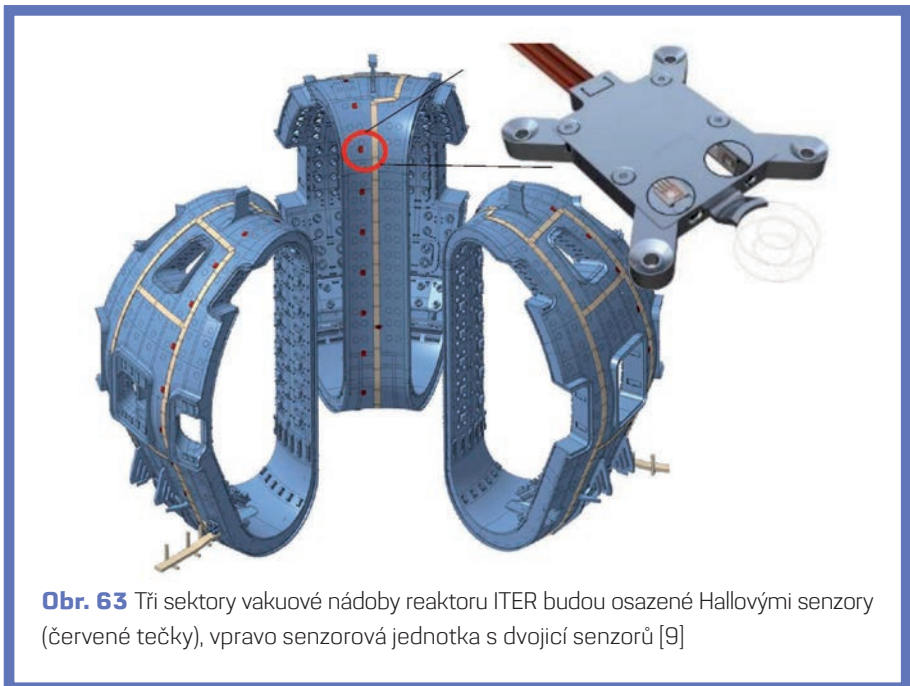
V ÚFP z tohoto důvodu již od přelomu tisíciletí probíhá výzkum alternativních magnetických senzorů na bázi Hallova jevu měřících absolutní hodnotu magnetického pole a využitelných v náročných podmínkách energetického fúzního reaktoru. Hlavním požadavkem kladeným na vyvíjené Hallové senzory je jejich vysoká teplotní a radiační odolnost. Dostupné komerční Hallové senzory nejsou schopné pracovat ani za vysokých teplot, ani v prostředí s ionizujícím zářením, protože jak vysoké teploty, tak radiace ničí jejich polovodičové citlivé vrstvy. Komerční i laboratorně vyrobené Hallové senzory se testovaly na evropských tokamacích TEXTOR (Německo), CASTOR (ČR), TJ-II (Španělsko), TORE SUPRA (Francie) a JET (Velká Británie). Paralelně také probíhaly ozařovací testy Hallových senzorů v jaderném reaktoru LVR-15 Ústavu jaderného výzkumu a na cyklotronu U-120M Ústavu jaderné fyziky v Řeži u Prahy.

Když bylo v roce 2014 rozhodnuto, že bude sada senzorů ustáleného magnetického pole instalována také na mezinárodním tokamaku ITER, byli jsme osloveni s nabídkou převzít odpovědnost za vývoj a dodání tohoto diagnostického komplexu. Na základě znalostí a zkušeností získaných během předchozího výzkumu byl rozpracován koncept Hallových senzorů založených na tenké vrstvě bismutu (**obr. 62**). Bismutové senzory vyžadovaly vyvinout kompletně novou technologii provedení senzorů, počínaje substrátem senzoru přes technologií termokompresního navařování přírodních drátů nebo pasivaci bismutové vrstvy a konče speciální vysoce citlivou vyhodnocovací elektronikou. Bylo nezbytné se vypořádat s požadavkem na vysokou přesnost měření na úrovni mikrovoltů v prostředí fúzního reaktoru nebo s méně známým rušivým planárním Hallovým jevem, který hraje roli při vysokých magnetických polích.

Navržený koncept senzorů byl na konci roku 2016 úspěšně obhájen v oponentním řízení před mezinárodní expertní komisí ITER a o dva roky později byla zahájena výroba senzorů. V současnosti koordinujeme síť domácích a zahraničních dodavatelů jednotlivých komponent tohoto diagnostického systému s termínem dodání senzorů ke kompletaci reaktoru ITER v roce 2020.



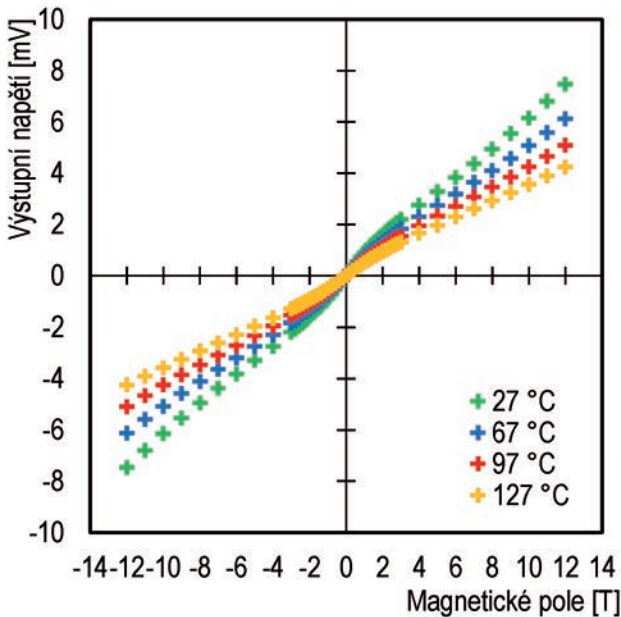
**Obr. 62** Keramicko-kovový Hallův senzor na bázi bismutu o rozměrech 6,4 mm × 6,4 mm [3]



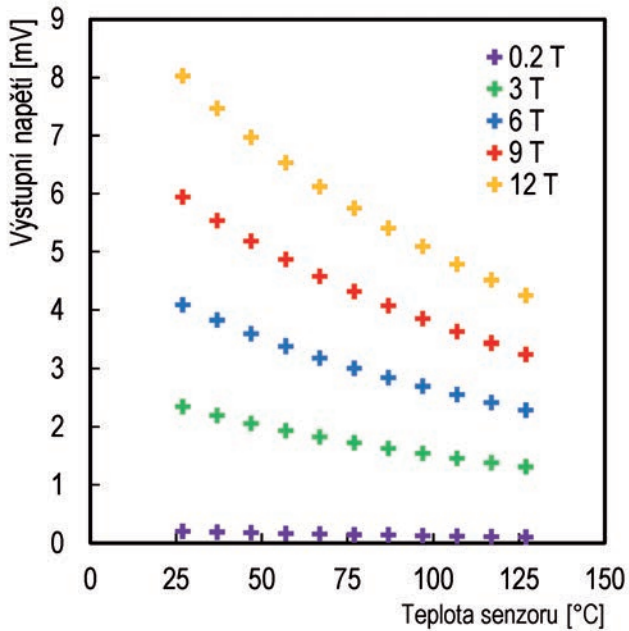
**Obr. 63** Tři sektory vakuové nádoby reaktoru ITER budou osazené Hallovými senzory (červené tečky), vpravo sensorová jednotka s dvojicí senzorů [9]

Hallové senzory budou v reaktoru ITER instalovány na vnějším plášti vakuové nádoby reaktoru ve třech sektorech 2, 5 a 8 rozmístěných po  $120^\circ$  v toroidálním směru vakuové nádoby (obr. 63). Senzory budou uloženy do sensorových jednotek označovaných jako OVSS (*Outer Vessel Steady-state Sensor*). Každá z jednotek bude obsahovat dvojici Hallových senzorů umístěných kolmo k sobě. Celkově bude na reaktoru ITER instalováno 60 sensorových jednotek OVSS.

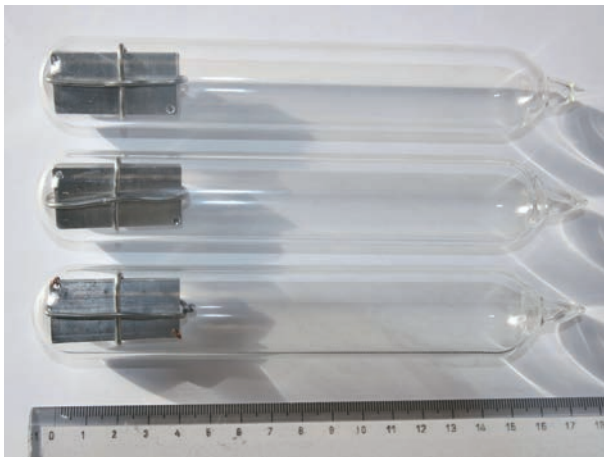
Senzory budou měřit poloidální a radiální složky magnetického pole tokamaku v rozsahu  $\pm 2,5$  T s chybou měření 4 mT. Pracovní teplota senzorů bude  $90\text{--}100$  °C, v průběhu vypékání vakuové nádoby ale teplota senzorů dosáhne až  $220$  °C. Celková neutronová fluence, kterou budou exponovány senzory za dobu provozu reaktoru, dosáhne přibližně  $1,3 \times 10^{22}$  n/m<sup>2</sup>. Senzory byly na tyto provozní podmínky rozsáhle testovány. Základní charakteristiky senzorů ukazují obr. 64 a 65. Při ozařování senzorů v aktivní zóně jaderného reaktoru až do neutronové fluence  $2,5 \times 10^{22}$  n/m<sup>2</sup> nedošlo k výrazné změně charakteristik senzorů (obr. 66, 67).



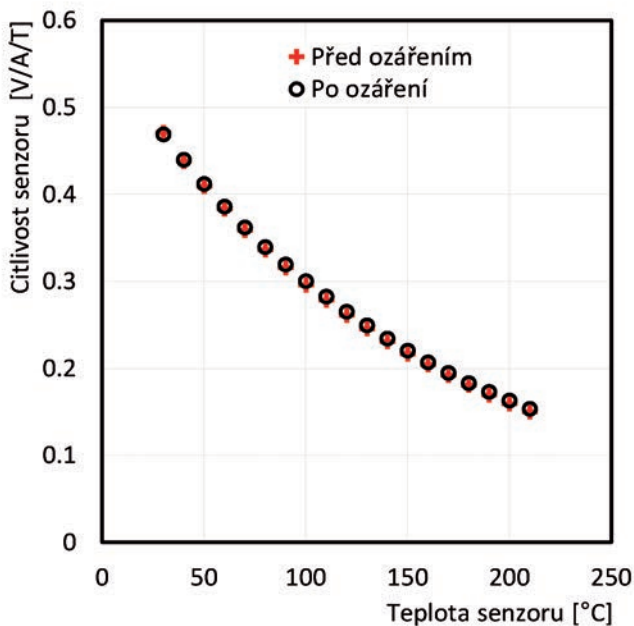
**Obr. 64** Výstupní napětí senzoru v normálovém magnetickém poli při různých teplotách [3]



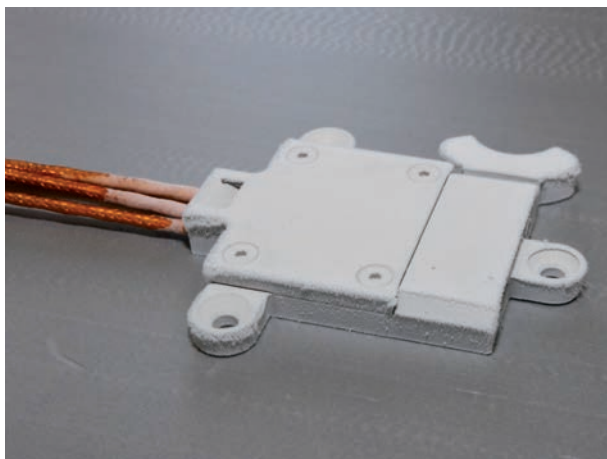
**Obr. 65** Závislost výstupního napětí senzoru na teplotě senzoru při měření konstantního normálového magnetického pole [3]



**Obr. 66** Ozařovací ampule se senzory vkládané do jaderného reaktoru LVR-15 v Řeži u Prahy [3]



**Obr. 67** Porovnání citlivosti bismutových Hallových senzorů před ozářením a po něm s celkovou neutronovou fluencí  $2,5 \times 10^{22} \text{ n/m}^2$  [3]



**Obr. 68** Senzorová jednotka po vytažení z lázně tekutého dusíku o teplotě  $-200 \text{ }^{\circ}C$  [3]



**Obr. 69** Finální senzorová jednotka vyrobená pro ITER s indiovou kapslí ve střední části jednotky umožňující pravidelnou recalibraci integrovaného termočlánku pro měření teploty sensorů [3]

Kromě provozních podmínek byly senzory testovány také na havarijní situace včetně prudkého ochlazení sensorů na kryogenní teploty při havarijním úniku kryogenního chladiva z  $+200\text{ }^{\circ}\text{C}$  na  $-200\text{ }^{\circ}\text{C}$  (**obr. 68**). Finální jednotka OVSS vyrobená pro ITER je zobrazena na **obr. 69**.

Realizaci diagnostiky ustáleného magnetického pole pro reaktor ITER výzkum a vývoj magnetických sensorů pro fúzní reaktory zdaleka nekončí. Světové fúzní laboratoře v současnosti rozpracovávají koncepční návrh prototypu energetických fúzních reaktorů DEMO. Reaktor DEMO bude demonstrovat výrobu elektrické energie jadernou fúzí a bude testovat technologie fúzních elektráren. Vzhledem ke kontinuálnímu provozu reaktoru budou Hallovy senzory tvořit důležitou součást systému diagnostiky a řízení tohoto reaktoru podobně jako v budoucích energetických reaktorech.

Multidisciplinární výzkum a vývoj Hallových sensorů budou tudíž pokračovat dál za hranice bismutových sensorů s cílem dosáhnout vyšší teplotní odolnosti sensorů a splnění všech požadavků vyplývajících z podmínek v energetických termojaderných reaktorech. Takový výzkum předpokládá kombinaci znalostí fyziky pevných látek, materiálového inženýrství, fyziky plazmatu, elektroniky a jaderného inženýrství, a proto jeho realizace vyžaduje úzkou spolupráci širokého okruhu vědeckých a výrobních pracovišť. Vedle ÚFP se na výzkumu podílí Fyzikální ústav AV ČR, v. v. i., Centrum výzkumu Řež, s. r. o., ČVUT, Regionální inovační centrum elektrotechniky ZČU RICE, firmy HVM Plasma, a. s., Petr Sládek, Plasma Technologic, s. r. o., ELCERAM, a. s., Pragoboard, s. r. o., a další. Mezi hlavní zahraniční partnery patří ITER Organization a konsorcium Evropských fúzních laboratoří EUROfusion.

## Závěr

---

Budoucí fúzní elektrárny poskytnou lidstvu prakticky nevyčerpitelný zdroj energie, který bude bezpečný a ekologický jako fotovoltaické nebo větrné elektrárny, avšak jeho vysoký výkon bude nezávislý na počasí nebo na geografickém umístění elektrárny.

Jednou z hlavních podmínek využití jaderné fúze jako energetického zdroje je hluboké porozumění procesům probíhajícím ve vysokoteplotním plazmatu. Fúzní elektrárny budou vyžadovat stabilní provozní scénáře, které poskytnou jistotu spolehlivého a bezpečného automatického provozu fúzních reaktorů. Tyto provozní scénáře budou vycházet ze znalostí, jejichž získání vyžaduje rozsáhlý teoretický a experimentální výzkum fyziky plazmatu.

Tokamak COMPASS umožnil vytvořit vysoce kvalifikovaný tým experimentátorů a teoretiků a sám se stal unikátním nástrojem pro špičkový fyzikální a technologický výzkum. Hluboký průnik do fyzikální problematiky vysokoteplotního plazmatu zařadil tým COMPASS mezi světovou elitu. Současně tokamak COMPASS umožnil aplikovat fyzikální poznatky do praxe. Představené projekty ukazují přímé propojení realizovaného fyzikálního výzkumu s technologickým vývojem fúzních energetických reaktorů.

Nástupce tokamaku COMPASS, připravovaný tokamak COMPASS-U [13, 14], se v řadě parametrů dále přiblíží energetickým reaktorům. Nový tokamak umožní studovat děje při vysokém magnetickém poli 5 T, které bude použito v energetických reaktorech. Současně bude možné zvýšit teplotu první stěny tokamaku až na 500 °C, což odpovídá teplotě první stěny energetickým reaktorů vyrábějících v termodynamickém cyklu elektrickou energii. Do třetice, nový tokamak bude testovat speciální terče vytvořené z tekutých kovů, které slibují vysokou odolnost proti extrémním tepelným tokům a vysoké radiační zátěži. Všechny uvedené cíle jsou důležitou součástí vývoje energetických reaktorů. Jejich dopad na chování plazmatu přitom bude zásadní. Očekává se do značné míry nová fyzika, jež doposud nebyla nikde v dostatečném rozsahu systematicky zkoumána. COMPASS-U nás přiblíží k energetickému využití jaderné fúze a současně otevře novou, pozoruhodnou oblast pro vědecké zkoumání.



## Reference

---

- [1] R. Pánek a kol., Czech J. Phys. 56B (2006) 125.
- [2] R. Pánek a kol., Plasma Phys. Contr. F. 58 (2016) 014015.
- [3] Ústav fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i., Praha.
- [4] V. Weinzettl a kol., J. Instrum. 12 (2017) C12015.
- [5] P. Bílková a kol., J. Instrum. 13 (2018) C01024.
- [6] J. Adámek a kol., Czech J. Phys. (2004) 54, C95.
- [7] J. Adámek a kol., Nucl. Fusion 57 (2017) 116017.
- [8] J. Horáček a kol., Plasma Phys. Control. Fusion 58 (2016) 074005.
- [9] ITER Organization, Cadarache, Francie.
- [10] M. Kočan a kol., Nucl. Fusion 55 (2015) 033019.
- [11] J. K. Park et al., 2017 MDC-19 Report Assessment of Error Field Correction Criteria for ITER, 2017.
- [12] V. V. Alikaev et al., Letters in JETP 44 (1986) 24.
- [13] R. Pánek a kol., Fus. Eng. Des. 123 (2017) 11.
- [14] V. Weinzettl a kol., Fus. Eng. Des. 146 (2019) 1703.

## Seznam zkratek

---

ABP	Atomic Beam Probe
AXUV	Absolute eXtended UltraViolet
BES	Beam Emission Spectroscopy
BPP	Ball-Pen Probe
CCFE	Culham Centre for Fusion Energy
COMPASS	Compact Assembly
CXRS	Charge eXchange Recombination Spectroscopy
DEMO	Demonstration Fusion Power Plant
EDICAM	Event Detection Intelligent Camera
ELM	Edge Localized Mode
FIR	Far-Infrared
H-mode	High Confinement mode
HDC	Hierarchical Dynamic Containers
HFS	High Field Side
HXR	Hard X-Rays
IMAS	Integrated Modelling & Analysis Suite
IPEC	Ideal Magnetohydrodynamic Perturbed Equilibrium Code
IR	Infrared
IRE	Institute for Radiophysics and Electronics
IRFM	Institut de Recherche sur la Fusion par confinement Magnétique
IST	Instituto Superior Técnico
ITER	International Thermonuclear Experimental Reactor
JET	Joint European Torus
L-mode	Low Confinement mode
LH	Lower Hybrid
LHCD	Lower Hybrid Current Drive
LFS	Low Field Side
LP	Langmuir Probe
MGI	Massive Gas Injection
NPA	Neutral Particle Analyser
OSP	Outer Strike Point
OVSS	Outer Vessel Steady-state Sensor
RE	Runaway Electrons
REM	Runaway Electron Meeting
RMP	Resonant Magnetic Perturbations
SND	Single Null Divertor

SOL	Scrape-off-layer
TS	Thomson Scattering
UKAEA	United Kingdom Atomic Energy Authority
WRCP	Wigner Research Centre for Physics

## Autoři

---

**Mgr. Jiří Adámek, Ph.D.** – pracuje v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i. Zabývá se vývojem sondové diagnostiky vysokoteplotního plazmatu a studiem vlastností okrajového plazmatu.

**RNDr. Petra Bílková, Ph.D.** – pracuje v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i. Věnuje se vývoji diagnostiky vysokoteplotního plazmatu pomocí Thomsonova rozptylu a analýzám chování plazmatu v oblasti pedestalu.

**Mgr. Klára Bogár** – doktorandka MFF UK, pracuje v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i. Zabývá se vývojem analyzátoru neutrálních částic tokamaku COMPASS.

**Ing. Petr Böhm, Ph.D.** – pracuje v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i. Zabývá se vývojem diagnostiky vysokoteplotního plazmatu pomocí Thomsonova rozptylu.

**Ing. Ivan Ďuran, Ph.D.** – pracuje v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i. Zabývá se vývojem diagnostických metod pro charakterizaci vysokoteplotního plazmatu, především vývojem magnetické diagnostiky.

**Ing. Slavomír Entler, Ph.D.** – pracuje v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i., a na Fakultě strojní ČVUT v Praze. Zabývá se vývojem magnetické diagnostiky pro fúzní reaktory ITER a DEMO a problematikou integrace jaderné fúze do energetiky.

**Ing. Ondřej Ficker** – doktorand FJFI ČVUT v Praze, pracuje v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i. Zabývá se problematikou ubíhajících elektronů, tomografií plazmatu a měřením neutronů.

**Ing. David Fridrich** – pracuje v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i. Zabývá se integrovaným modelováním a metodami ukládání experimentálních dat.

**Ing. Aleš Havránek, Ph.D.** – pracuje v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i. Zabývá se vývojem systému řízení tokamaku v reálném čase a systému sběrů dat.

**Ing. Pavel Háček, Ph.D.** – pracuje v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i. Zabývá se vývojem diagnostiky vysokoteplotního plazmatu pomocí vstříkovaní lithiového svazku a fyzikou okrajového plazmatu.

**Mgr. Jan Horáček, Ph.D.** – pracuje v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i., a zabývá se fyzikou okrajového plazmatu a problematikou interakce plazma–stěna.

**Ing. Martin Hron, Ph.D.** – je vedoucím oddělení Tokamak Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i. Zabývá se problematikou fyziky okrajového plazmatu a řízení tokamaků.

**Ing. Karel Kovařík, Ph.D.** – pracuje v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i. Zabývá se vývojem magnetické diagnostiky a proudovými nestabilitami okrajového plazmatu.

**Ing. Jaroslav Krbec** – doktorand FJFI ČVUT v Praze, pracuje v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i. Zabývá se fyzikou okrajového plazmatu a diagnostikou plazmatu pomocí emisní spektroskopie na svazku neutrálních atomů.

**RNDr. Eva Macušová, Ph.D.** – pracuje v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i. Zabývá se studiem ubíhajících elektronů a šíření vln v plazmatu.

**Doc. RNDr. Jan Mlynář, Ph.D.** – pracuje v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i., a na Fakultě jaderné a fyzikálně inženýrské ČVUT v Praze. Zabývá se problematikou ubíhajících elektronů a tomografie plazmatu, mimo to se věnuje rozvoji výuky termojaderné fúze.

**Doc. RNDr. Radomír Pánek, Ph.D.** – je ředitelem Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i. Dříve působil ve funkci vedoucího oddělení Tokamak a byl odpovědný za projekt tokamaku COMPASS. Zabývá se výzkumem termojaderné fúze jako zdroje energie, a to především fyzikou vysokoteplotního plazmatu.

**Mgr. Matěj Peterka** – doktorand MFF UK, pracuje v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i. Zabývá se problematikou magnetických poruchových polí, diagnostikou okrajového plazmatu a vývojem nových metod zpracování a interpretace experimentálních dat.

**Ing. David Šesták** – je vedoucím konstruktérem oddělení Tokamak Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i. Zabývá se konstrukcí tokamaků a návrhy diagnostických zařízení.

**Ing. Petr Vondráček, Ph.D.** – pracuje v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i. Zabývá se studiem fyziky okrajového plazmatu s využitím infračervených kamer.

**Mgr. Vladimír Weinzettl, Ph.D.** – je vedoucím diagnostické skupiny tokamaku COMPASS v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i. Zabývá se návrhy měřicích přístrojů pro vysokoteplotní plazma, problematikou interakce plazmatu s materiály a vývojem režimů s vyšší dobou udržení energie.

**RNDr. Jaromír Zajac** – pracuje v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i. Zabývá se mikrovlnnou diagnostikou vysokoteplotního plazmatu.

**Ing. František Žáček, CSc.** – pracuje v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i. Zabývá se fyzikou plazmatu se zaměřením na šíření vln v plazmatu a generování elektrického proudu v plazmatu dolně hybridními vlnami.

# Nová strategie Akademie věd České republiky

motto: „Špičkový výzkum ve veřejném zájmu“

Uplynulých dvacet let prokázalo, že Akademie věd je významnou a nenahraditelnou součástí systému výzkumu, vývoje a inovací České republiky. Nadále musí zůstat garantem kvality, avšak pro její další rozvoj je nezbytné, aby byla schopna identifikovat důležité vědecké a společenské otázky, fundovaným způsobem definovat problematiku a vypracovat návrhy řešení z hlediska současné úrovně dosaženého poznání. Akademie věd má již ve své dnešní podobě dobré základy pro to, aby v blízké budoucnosti mohla působit nejen jako součást špičkové světové vědy a centrum národní kultury, ale i jako stále důležitější hospodářský činitel.

Témata, jako jsou například energetická budoucnost České republiky, zdraví občanů nebo kvalita veřejných politik, představují složité okruhy problémů, jejichž řešení vyžaduje široce založený interdisciplinární výzkum. Akademie věd proto připravila Strategii AV21, jejímž základem je soubor koordinovaných výzkumných programů využívající mezioborových a meziinstitucionálních synergií s cílem identifikovat problémy a výzvy dnešní doby a koordinovat výzkumné úsilí pracovišť Akademie věd směrem k jejich řešení. Základní rámec Strategie schválil Akademický sněm v prosinci 2014 s tím, že relevantní programy bude možné navrhovat i v dalším období. Výzkumné programy Akademie věd jsou od počátku otevřeny partnerům z vysokých škol, podnikatelské sféry a institucím státní i regionální správy stejně jako zahraničním výzkumným skupinám a organizacím. Nezbytnou podmínkou pro uskutečňování Strategie AV21 je dlouhodobá stabilita systému výzkumu, vývoje a inovací v České republice.

**Základním nástrojem pro realizaci Strategie AV21 je soubor již osmnácti koordinovaných výzkumných programů pracovišť Akademie věd:**

Naděje a rizika digitálního věku

Systémy pro jadernou energetiku

Účinná přeměna a skladování energie

Přírodní hrozby

Nové materiály na bázi kovů, keramik a kompozitů

Diagnostické metody a techniky

Kvalitní život ve zdraví i nemoci

Potraviny pro budoucnost

Rozmanitost života a zdraví ekosystémů

Molekuly a materiály pro život

Evropa a stát: mezi barbarstvím a civilizací

Paměť v digitálním věku

Efektivní veřejné politiky a současná společnost

Formy a funkce komunikace

Globální konflikty a lokální souvislosti: kulturní a společenské výzvy

Vesmír pro lidstvo

Světlo ve službách společnosti

Preklinické testování potenciálních léčiv

Koordinátory výzkumných programů jsou ředitelé zapojených pracovišť nebo pověřeni vědečtí pracovníci, kteří zajišťují vyhledávání nových, společensky relevantních témat výzkumu, provádějí syntézu dostupných informací a výsledků výzkumu a koordinují vypracování návrhu výzkumného programu. Výzkumné programy schvaluje Akademická rada v součinnosti s Vědeckou radou.

Výzkumný program **Systémy pro jadernou energetiku** řeší klíčové fyzikální a technologické problémy spojené s realizací fúzního reaktoru ITER a budoucích fúzních zařízení. Česká republika ve svém dlouhodobém plánu pro zajištění energetické bezpečnosti počítá s jadernou energií a definuje nutnost výzkumu jak v oblasti pokročilých štěpných reaktorů IV. generace, tak řízené termionukleární fúze. Řada problémů souvisejících s rozvojem IV. generace štěpných reaktorů s vysokou pasivní bezpečností je již podobná problémům fúzního reaktoru, např. z hlediska odolnosti materiálů vůči vysokým neutronovým tokům, materiálů s nízkou aktivací apod. Náročnost a problémy spojené s vývojem fúzního reaktoru vyžadují spojit úsilí a prostředky, a to nejen v rámci Evropy, ale i celosvětově. V souladu s tím Národní priority výzkumu zavádějí specifický cíl – účast VaV v mezinárodních aktivitách při využití jaderné fúze. Charakter úsilí vyžaduje jak dlouhodobou strategii, tak správné umístění českého výzkumu na evropské a světové scéně s důrazem na ty oblasti, ve kterých naše výzkumné instituce a průmysl mohou přispět nejvíce. „Spoluprací našich výzkumných pracovišť přispějeme k vývoji a realizaci pokročilých jaderných technologií jako budoucího bezpečného a téměř nevyčerpatelného zdroje energie pro lidstvo,“ vysvětluje koordinátor programu doc. RNDr. Radomír Pánek, Ph.D., ředitel Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i.

**Ústav fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i., (ÚFP)** patří svým zaměřením na výzkum a aplikace plazmatu mezi přední výzkumné instituce v Evropě i ve světě. V oboru generace a udržení plazmatu, studia jeho vlastností a procesů interakce s materiálem včetně charakterizace a využití výsledků této interakce je ústav ojedinělý komplexností svého přístupu v národním i mezinárodním kontextu. Příkladem může být např. vývoj materiálů schopných odolávat dlouhodobému působení horkého plazmatu v tokamacích. Ty jsou připravovány plazmovými nástřiky (např. vodou stabilizovaným plazmatronem patentovaným ústavem), analyzovány a optimalizovány v oddělení materiálového inženýrství a pak testovány v reálných provozních podmínkách v tokamaku COMPASS. Výzkum vlastností plazmatu a využití jeho potenciálu je velkým tématem pro současně špičkové vědce po celém světě. Fyzika plazmatu je prudce se rozvíjející obor, jehož široké využití sahá od kosmické fyziky výzkumu přes energetiku, aplikace v biomedicíně, přesné optice až po přípravu nových materiálů se specifickými vlastnostmi. Zejména vývoj bezpečné a udržitelné energie, která zajistí energetickou stabilitu pro budoucí generace, je jednou z největších globálních společenských výzev. Podílet se na řešení této globální výzvy je jedním z hlavních poslání ÚFP.

Svou činností ÚFP přispívá ke zvyšování úrovně poznání a vzdělanosti a k využití výsledků vědeckého výzkumu a vývoje v praxi. Získává, zpracovává a rozšiřuje vědecké informace, vydává vědecké publikace, poskytuje vědecké posudky, stanoviska a doporučení a provádí vzdělávací činnost. Ve spolupráci s vysokými školami uskutečňuje doktorské studijní programy a vychovává vědecké pracovníky. V rámci předmětu své činnosti rozvíjí mezinárodní spolupráci, včetně organizování společného výzkumu se zahraničními partnery, výměny vědeckých poznatků a přípravy společných publikací. Pořádá domácí i mezinárodní vědecká setkání, konference a semináře a zajišťuje infrastrukturu pro výzkum. Úkoly realizuje samostatně i ve spolupráci s vysokými školami a dalšími vědeckými a odbornými institucemi.



ÚFP má v současné době 6 výzkumných oddělení:

- Tokamak
- Laserové plazma
- Materiálové inženýrství
- Impulzní plazmové systémy
- Plazmochemické technologie
- Centrum TOPTEC

Výzkum termojaderné fúze je začleněn do mezinárodního programu EURATOM v rámci konsorcia EUROfusion. Ústav od roku 2009 provozuje tokamak COMPASS a současně se podílí na využívání společného evropského tokamaku JET a dalších konsorciálních zařízení, tokamaků ASDEX-U a TCV, vyvíjí diagnostické přístroje pro fúzní reaktory ITER a DEMO a intenzivně spolupracuje s vědeckými pracovišti po celém světě.

Výzkumný tým tokamaku COMPASS se zabývá experimentálním a teoretickým výzkumem fyziky vysokoteplotního plazmatu, které je drženo magnetickým polem s cílem realizace termojaderné reakce jako nevyčerpateľného a čistého zdroje energie. K hlavním výzkumným cílům patří především studium procesů a tepelných toků v okrajovém plazmatu, studium přechodu do provozních režimů s vysokým udržením energie a souvisejících plazmových nestabilit, studium ubíhajících elektronů nebo studium disrupcí plazmatu. Široká experimentální základna, komplexní přístup, hluboké propojení experimentálních a teoretických prací a rozsáhlá spolupráce se zahraničními i domácími výzkumnými organizacemi umožňují ústavu dosahovat ve světovém měřítku unikátních a špičkových výsledků.

Jednou z hlavních podmínek využití jaderné fúze jako energetického zdroje je hluboké porozumění procesům probíhajícím ve vysokoteplotním plazmatu. Tokamak COMPASS umožnil za dobu provozu vytvořit vysoce kvalifikovaný tým experimentátorů a teoretiků a sám se stal unikátním nástrojem pro špičkový fyzikální a technologický výzkum. Publikace popisuje metody diagnostiky používané při výzkumu vysokoteplotního plazmatu a přibližuje čtenáři způsob práce na tokamaku. Vybrané výzkumné projekty ukazují úzké propojení fyzikálního výzkumu a technologického vývoje fúzních energetických reaktorů. Publikace je určena pro technicky orientovanou veřejnost.

One of the main conditions for the use of nuclear fusion as an energy source is a deep understanding of the processes occurring in high-temperature plasma. Tokamak COMPASS has made it possible to create a highly qualified team of experimenters and theorists during its operation and has become a unique tool for cutting-edge physical and technological research. The publication describes the diagnostic methods used in the research of high-temperature plasma and introduces the reader to the way of working on the tokamak. Selected research projects show a close connection between physical research and the technological development of fusion power reactors. The publication is intended for the technical public.



## **Edice Strategie AV21 | Systémy pro jadernou energetiku**

Slavomír Entler (ed.) a kol. | **Výzkum termojaderného plazmatu na tokamaku COMPASS**

Vydalo Středisko společných činností AV ČR, v. v. i., pro Kancelář Akademie věd ČR, Národní 3, 117 20 Praha 1. Grafická úprava Robin Brichta. Fotografie na obálce EUROfusion a Ústav fyziky plazmatu AV ČR.

Odborná korektura Miroslav Šos.

Odpovědná redaktorka Dana Pačková. Technická redaktorka Ivana Říhová.

Vydání 1., 2019. Ediční číslo 12677. Sazba a tisk **SERIFA**®, s. r. o., Jinonická 80, 158 00 Praha 5.

<http://av21.avcr.cz>

ISBN 978-80-200-3109-9



9 788020 031099