

Instalace tokamaku COMPASS v Praze

Milan Řípa, Radomír Pánek, Jan Mlynář

Ústav fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i., Za Slovankou 3, 182 00 Praha 8

1. dubna 2008 byl za účasti představitelů EURATOM, Spojeného království, UKAEA (United Kingdom Atomic Energy Authority), vlády a akademické obce České republiky slavnostně odhalen tokamak **COMPASS**. Jedinečné zařízení získal Ústav fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i., v rámci EURATOM od anglické UKAEA za symbolickou jednu libru, ale také za výborné výsledky při studiu vysokoteplotního plazmatu v rámci evropské spolupráce. Tokamak COMPASS je umístěn v nové budově v akademickém areálu Mazanka v Praze. Projekt převzetí tokamaku COMPASS podpořila vláda České republiky, EURATOM, UKAEA a Akademie věd ČR. Prvního plazmatu bychom se měli dočkat ještě letos.

ŘÍZENÁ TERMOJADERNÁ FÚZE

Myšlenka zkrotit obrovskou energii, která se uvolní při sloučení jader lehkých prvků, se objevila poprvé v laboratořích Los Alamos v USA, Harwellu ve Spojeném království, Arzamasu v bývalém Sovětském svazu. Ukázalo se, že kontrolovaně zapálit termojadernou fúzi je nad síly jednoho státu. V rámci vládní návštěvy představitelů Sovětského svazu ve Spojeném království v roce 1956 nejprve I. V. Kurčatov přednesl ve Středisku atomového výzkumu v Harwellu překvapivou přednášku „O možnosti termonukleární reakce ve výboji v plynu“, čímž se téma do tohoto okamžiku přísně tajné začalo stávat více méně veřejným majetkem. Již o dva roky později se do Ženevy sjelo 1 500 účastníků ze 73 států na II. mezinárodní konferenci o mírovém využití atomové energie. Pod patronací Spojených

národů se zde o výzkumu řízené termonukleární reakce poprvé přednášelo a diskutovalo zcela otevřeně, a tak můžeme v září slavit 50. výročí konce fúzní železné opony. Při této příležitosti se letos koná konference IAEA k řízené fúzi opět na půdě Spojených národů v Ženevě.

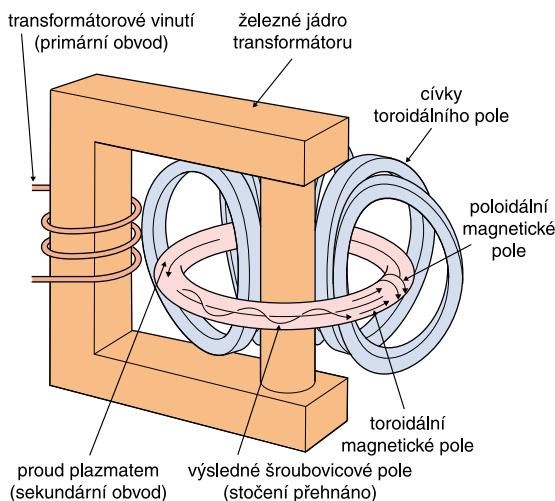
V roce 1955 na První mezinárodní konferenci o mírovém využití atomové energie prohlásil její prezident Homi Bhabha:

„Je dobře známo, že atomová energie může být získána pomocí fúze stejně jako v H-bombě, a také je známo, že možnost získat tuto fúzní energii řízeným způsobem není dnes ve sporu se žádnými zásadními vědeckými poznatky. Technické problémy budou ohromné, ale nesmíme zapomenout, že neuplynulo ani patnáct let od doby, kdy Fermi v atomovém mlíči poprvé uvolnil atomovou energii. Dovolím si předpovědět, že během příštích dvaceti let bude nalezena metoda jak uvolnit fúzní energii řízeným způsobem. Jakmile se tak stane, energetický problém světa bude bezpochyby vyřešen, a to navždy, neboť paliva je nesmírně mnoho – těžkého vodíku jsou plné oceány.“

V jistém slova smyslu byla fúze „vyřešena“ dokonce dříve – před čtyřiceti lety na konferenci v Novosibirsku, to je za třináct let od Bhabhových prorockých slov, která nemluvila o fúzní elektrárně, ale o METODĚ.

Metoda rovná se tokamak!

Princip tokamaku patří do kategorie fúzních zařízení s magnetickým udržením. Vysokoteplotní plazma se buduje, ohřívá a konečně stabilně „hoří“, izolováno od stěn výbojové komory magnetickým polem. Izolující magnetické pole je tvořeno superpozicí toroidálního pole vnějších cívek a poloidálního pole elektrického proudu protékajícího plazmatem, viz obr. 1. Kvůli



Obr. 1 Principiální uspořádání magnetických polí v tokamaku (schéma tokamaku) (zdroj: G. McCracken, P. Stott: Fúze - energie vesmíru, MF 2006)

snížení energetických ztrát v magnetických cívkách se u moderních tokamaků používá supravodivé vinutí. Výboj proráží elektromotorická síla indukovaná transformátorovým efektem, kde na primární vinutí je přiloženo proměnné napětí a jediný závit sekundárního vinutí představuje plazmatický provazec. Zprvu byl transformátorový princip limitujícím faktorem délky pulzu, ale dnes již existují metody, jak vybudit elektrický proud v plazmatu neinduktivním způsobem. Proud v plazmatu kromě toho, že se jeho magnetické pole podílí na izolaci plazmatu, hřeje Jouleovým teplem plazma. S ohledem na rostoucí vodivost v závislosti na rostoucí teplotě plazmatu je třeba nalézt další způsoby, jak plazma ohřát na potřebnou teplotu.

Nesmírně náročný úkol co nejlépe tepelně izolovat vysokoteplotní plazma od okolí (dosáhnout co nejlepšího udržení energie) splnil tokamak nejlépe ze všech typů zařízení patřících do kategorie magnetického udržení.

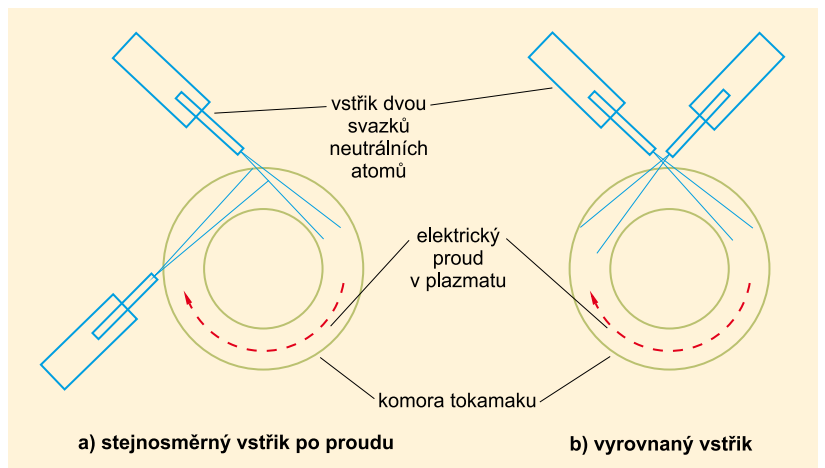
Perspektivní je i druhý typ zařízení – stelarátor, který izolující magnetické pole vytváří pouze vnějšími magnetickými cívkami. Podporu v rámci evropského výzkumu fúze má i koncept tzv. pinče s obráceným polem (*Reversed Field Pinch*, RFP). Konečně je třeba zmínit i pokračující výzkum fúze s inerciálním udržením (ICF), ve kterém není žádné udržující magnetické pole a fúzní hoření má probíhat v podstatě během mikrovýbuchu. Ostatní metody udržení vysokoteplotního plazmatu jsou dnes obecně považovány buď za méně nadějně, nebo spíše vhodné pro základní a aplikovaný výzkum plazmatu (levitující dipóly, elektrostatická udržení, lineární pasti atd.)

COMPASS

Tokamak COMPASS (*COMPact ASSEMBly*) byl spuštěn v *Culham Science Centre* v roce 1989 původně s kruhovým průřezem výbojové komory. Posláním tokamaku střední velikosti byly studie MHD nestabilit. Obecně lze v magnetohydrodynamickém přiblížení doložit, že z hlediska doby udržení energie je výhodnější trojúhelníkový průřez komory. Tato skutečnost vedla k instalaci nové vakuové komory s průřezem ve tvaru písmene „D“ v roce 1992 a tzv. divertoru, což je zařízení sloužící k čištění plazmatu a regulaci jeho výkonu. Nekruhové průřezy se začaly studovat v laboratoři *General Atomic* již v roce 1978 v sérii Doublet a v současné době je má většina moderních tokamaků včetně mezinárodního tokamaku ITER, který se staví v Cadarache. Po několika letech vynikajících výsledků na zařízení COMPASS dokázal britský tým obhájit stavbu a provoz většího, ambicióznějšího tokamaku MAST, který byl v Culhamu spuštěn v roce 1999. Vzhledem k omezeným finančním i personálním prostředkům bylo nakonec nutné provoz COMPASSU přerušit.

ÚFP PŘIJÍMÁ NABÍDKU UKAEA

UKAEA Fusion nejprve hledala zájemce, který by chtěl COMPASS provozovat přímo v *Culham Science Centre*. Mezitím jsme již na potenciální přijetí byli poměrně dobře připraveni v našem Ústavu fyziky plazmatu Akademie věd ČR (ÚFP) a v roce 2005 jsme souhlasili s oficiální nabídkou UKAEA na převzetí tokamaku COMPASS v rámci EURATOM. V každém případě bylo rozhodnutí ÚFP na hranicích našich možností.



Obř. 2 Nastavení injektorů rychlých neutrálních atomů v tokamaku COMPASS

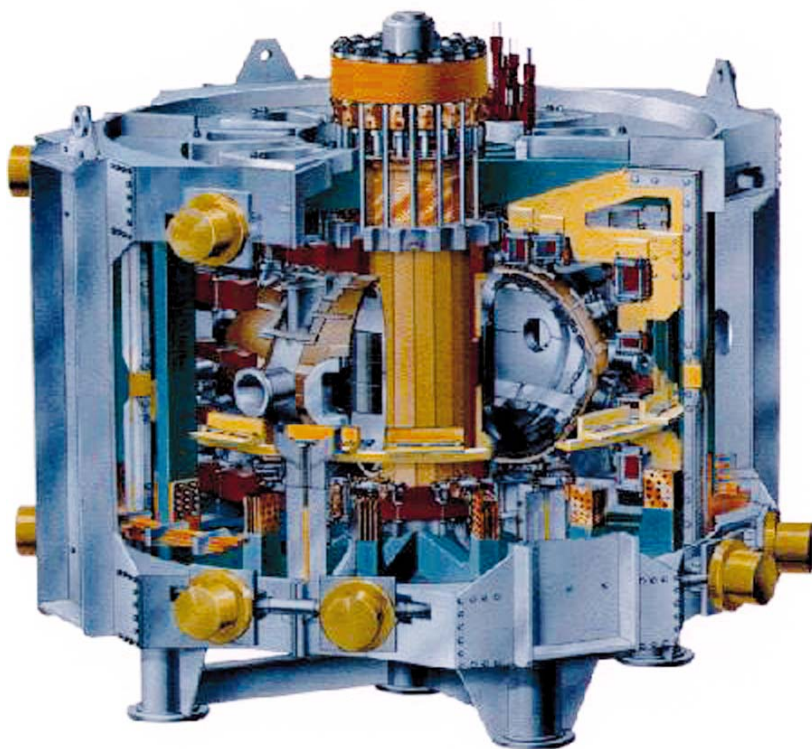
Bylo třeba poměrně rychle zajistit potřebné finanční prostředky a postavit novou budovu. ÚFP si byl vědom, že rozebrat, přestěhovat, složit a uvést do provozu tokamak COMPASS nebude snadné – znamenalo to nejen zprovoznit původní zařízení, ale vybavit ho zcela novými energetickými systémy, novým moderním digitálním řízením, vším, co nebylo možné dovést z Anglie spolu s vlastním tokamakem, neboť tyto systémy byly využívány pro tokamak MAST. Podstatným vylepšením bude instalace pokročilých diagnostik s vysokým časovým a prostorovým rozlišením a systému dodatečného ohřevu pomocí dvou injektorů energetických neutrálních částic. Naštěstí ÚFP nechyběly dlouholeté zkušenosti s převozem a provozem menšího tokamaku CASTOR ani s převozem velkého a komplikovaného laserového zařízení PALS.

Vědecký program tokamaku COMPASS po jeho instalaci v ÚFP bude spočívat ve studiu

1. fyziky okrajového plazmatu:
 - (a) studie H-modu;
 - (b) vzájemné působení plazmatu a stěny;
2. vzájemného působení elektromag. vln a plazmatu:
 - (a) parazitní absorpce dolně hybridních vln před anténou;
 - (b) vazba dolně hybridních vln.

Studium okrajového plazmatu probíhalo již na menším tokamaku CASTOR, který v ÚFP pracoval do loňského roku. Na něm se například zkoumaly možnosti ovlivnit turbulenci vnuceným elektrickým polem. Důležitou vlastností tokamaku COMPASS je možnost přechodu plazmatu do H-módu – do režimu s vysokým udržením energie plazmatu – pomocí generace transportní bariéry na okraji plazmatu. Dále vyšetřování dynamiky H-módu doprovázeného nestabilitami okrajového plazmatu (*Edge Localised Mode*, známé jako ELM, viz Dodatek) a důsledků ataků těchto nestabilit na stěnu výbojové komory. Nové výsledky oproti Anglii se v Česku očekávají zejména díky instalaci vzájemně nastavitelných injektorů neutrálních částic, viz obr. 2. K tomu bude třeba pro měření parametrů plazmatu vyvinout citlivou diagnostiku s vysokým časovým rozlišením a prostorovým rozlišením 1 až 3 mm. Bude se zkoumat možnost ovlivnění nestabilit ELM pomocí unikátního plně konfigurovatelného čtyřkvadrantového souboru sedlových cívek pro vytváření rezonančních helikálních polí, které tvoří příslušenství COMPASS.

» Nesmírně náročný úkol co nejlépe tepelně izolovat vysokoteplotní plazma od okolí splnil tokamak ze všech zařízení nejlépe. «



Kresba tokamaku COMPASS (zdroj: UKAEA)

V tokamaku bude možné exponovat vzorky materiálů připravovaných pro tzv. první stěnu, která „vidí“ plazma. Některé vzorky lze vyrobit přímo v ÚFP technikou plazmového stříkání. Interakce plazmatu s materiálem představuje na jedné straně účinky výboje plazmatu na tyto materiály (rozprašování, tavení, vypařování, ukládání, iontovou implantaci) a na straně druhé vliv těchto materiálů na výboj (hlavně prostřednictvím uvolněných částic).

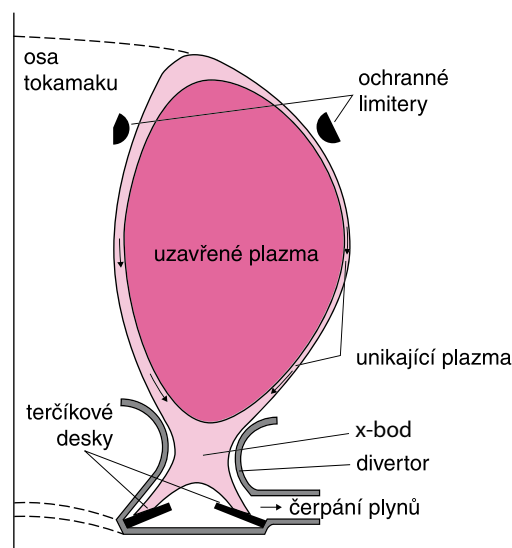
Neinduktivní generace proudu v plazmatu pomocí elektromagnetické vlny v blízkosti takzvané dolní hybridní frekvence je přitažlivým nástrojem pro ovládání profilu hustoty proudu v tokamaku. Takto lze například přejít do takzvaného *pokročilého scénáře činnosti (advanced scenario) s vnitřní transportní bariérou*, která dále výraznou měrou zlepšuje udržení plazmatu.

Pochopení fyziky šíření těchto vln v plazmatu má velký význam pro možné použití dolně hybridní frekvence na tokamaku ITER. Příspěvek tokamaku COM-

PASS by mohl být velmi užitečný, poněvadž tokamaky COMPASS a JET jsou v Evropě jediná zařízení mající divertor s X-bodem, viz obr. 3, geometrii ITER a zároveň systém generace dolně hybridních vln. Oddělení tokamak ÚFP má přitom s používáním dolně hybridních vln bohaté zkušenosti z práce na předchozím tokamaku CASTOR.

velký poloměr, R	0,56 m
malý poloměr, a	0,18 až 0,23 m
proud v plazmatu, $I_p(\text{max})$	350 kA
toroidální magnetické pole, $B_t(\text{max})$	2,1 T
protažení, κ	1,8
tvar průřezu plazmatu	D, SND (Single Null Divertor), elipsa
délka pulzu	<1 s
výkon a frekvence vř pole na dolně hybridní frekvenci, $f_{\text{LH}}, P_{\text{LH}}$	1,3 GHz, 0,4 MW
výkon svazků neutrálních částic, P_{NBI}	2 x 0,3 MW

Tab. 1 Hlavní parametry tokamaku COMPASS, viz také obr. 1 a 3



Obr. 3 Průřez tokamakem JET včetně typické konfigurace magnetického pole a oblasti divertoru (zdroj: G. McCracken, P. Stott: Fúze - energie vesmíru, MF 2006)

ČESKÁ ČÁST TOKAMAKU COMPASS

Přeprava tokamaku

Protože tokamak nebyl na přesun z Culhamu do Prahy konstrukčně připraven, bylo nutné vyvinout a vyrobit speciální masivní přepravní rám, na který bylo citlivé zařízení upevněno. Hmotnost samotného tokamaku odstrojeného od všech diagnostik a dalších pomocných systémů byla cca 22 tun a hmotnost rámu byla necelé 3 tuny. V Culhamu byl tokamak vyzvednut skrze střechu experimentální budovy pomocí 500tunového jeřábu a po krátké zastávce v *Assembly Hall* tokamaku JET, kde bylo dokončeno fixování tokamaku, jeho zakrytí několika vrstvami nepromokavé fólie a bedněním, pokračoval na hlubinném podvalníku jako nadměrný náklad z přístavu Purfleet blízko Londýna u ústí Temže trajektem do Rotterdamu a dále přes Německo, Rozvadov do Prahy. Cesta tokamaku COMPASS začala ve středu v Culhamu a skončila v sobotu ráno 20. října 2007 v Praze.



Nová budova COMPASS v Praze (foto: M. Řípa)

Energetika [2]

Tokamak COMPASS v UKAEA vyžadoval elektrický příkon 50 MW po dobu 2 až 3 sekundy. Takový výkon je v Culham Science Centre dostupný přímo z vysokonapěťové rozvodné sítě, která napájí i tokamak JET. Avšak v areálu Akademie věd v Praze, kde se nachází ÚFP, je ze sítě 22 kV dostupný pouze příkon 1 MW. Byla tedy zvolena varianta akumulovat energii více než 90 MJ z existující veřejné sítě tzv. rázovým generátorem se setrvačником (podobný systém jako na evropském JET, německém ASDEX-U, japonském JT-60U, švýcarském TCV a dalších tokamacích). Byly instalovány celkem dva setrvačnický – rázové generátory: jeden pro napájení cívek toroidálního magnetického pole a druhý pro cívky poloidálního magnetického pole, generátory svazků neutrálních částic a generátor elektromagnetického pole na dolní hybridní frekvenci. Druhý setrvačnický může zároveň sloužit jako záložní a tím zvýšit spolehlivost provozu.

Magnetický systém tokamaku COMPASS musí splnit následující požadavky:

- vytvořit toroidální magnetické pole;
- vybudit a udržet elektrický proud v plazmatu;
- udržovat rovnováhu plazmatu;
- řídit tvar plazmatu;
- ovlivňovat nestabilitu plazmatu.

K výše zmíněným funkcím budou sloužit tři nezávislé systémy:

1. cívky toroidálního pole (Toroidal Field, TF);
2. cívky poloidálního pole (Poloidal Field, PF), které jsou složeny z vinutí zabezpečujících různé úkoly – vybudění a udržení elektrického proudu v plazmatu (vinutí M-centrál ní solenoid, který je vlastně primárním vinutím transformátoru), rovnovážné pole upravující polohu plazmatu jak po „dlouhou“ dobu (E vinutí), tak v rychlé zpětné vazbě (F vinutí) a tvarovací pole zabezpečující různé tvary plazmatu (S vinutí);
3. vinutí ovlivňující nestabilitu – sedlové cívky na komoře tokamaku.

	Rozsah výkonu [MW]	Rozsah napětí [V]
Toroidální pole	9* až 27**	150 až 500
Poloidální pole	7* až 19**	200 až 650
Proud plazmatu při startu	9	2 000
Dodatečný ohřev	3	3x 400
Zesilovače zpětné vazby (řízení vertikální a horizontální polohy)	1,5	±50
Experimentální zesilovače (ovládání nestabilit)	0,3	±50

* Toroidální pole = 1,2 T po dobu 1 s, spotřebovaná energie – 35 MJ, max. celkový výkon 30 MW
 ** Toroidální pole = 2,1 T po dobu 0,5 s, spotřebovaná energie – 90 MJ, max. celkový výkon 60 MW

Tab. 2 Velikost příkonu a napětí jednotlivých magnetických vinutí tokamaku

Nejvíce energie spotřebují cívky toroidálního a poloidálního pole. Plazma je vytvořeno nastartováním systému ohmického ohřevu (*Ohmic Heating*, OH) a případně dodatečným ohřevem a neinduktivně generovaným proudem. Proudů v cívkách TF a PF jsou nastaveny podle předem požadovaného profilu elektrického proudu v plazmatu. Pomalé (cca 100 Hz) zpětnovazební signály řídí



Část armování pod tokamakem je z nemagnetické oceli a veškeré armování je vzájemně elektricky izolováno, aby nevytvářelo uzavřené vodivé smyčky. (foto: F. Jiránek)

výstupní proud usměrňovačů. Rychlé (5kHz) zesilovače výkonu řídí polohu plazmatu. Činnost všech částí výkonového systému je řízena a monitorována počítačem.

Výkonový systém bude uveden do provozu ve dvou krocích. V první etapě bude proud v cívkách TF omezen na 52 kA (produkující pole 1,2 T) s plochou fázi trvající 1 s. V druhé etapě vzroste proud v cívkách TF až na 92 kA (2,1 T) s plochou fázi trvající 0,5 s.

Svazky rychlých neutrálních částic [2]

Velkým přínosem reinstalace tokamaku COMPASS bude nový systém vstřiku vysokoenergetických neutrálních částic (*Neutral Beam Injection*, NBI) pro dodatečný ohřev a generaci elektrického proudu v plazmatu. Návrh NBI je přizpůsoben specifickým vlastnostem tokamaku COMPASS. Je to kompaktní tokamak, pro který, v důsledku krátké interakční dráhy mezi neutrálními částicemi a plazmatem, musí být výkon NBI, jeho energie a geometrie voleny velmi pečlivě. Dále tu jsou velká omezení daná konstrukcí tokamaku. Speciálně – cívky TF a konstrukce omezují výběr směru vstřiku a existující příruby průchodů do výbojové komory musí být pozměněny, aby nepřekážely vstřiku svazku neutrálních částic.

NBI zajišťuje přizpůsobivý systém ohřevu a generace proudu. Skládá se ze dvou svazků s energií částic



COMPASS opouští Culham Science Centre. (foto: UKAEA)



COMPASS – celkový pohled (foto: M. Řípa)

40 keV a výstupním výkonem 300 kW, dodávajícím do plazmatu celkový výkon 600 kW. Parametry systému NBI tokamaku COMPASS jsou sumarizovány v tabulce 3. Základní konfigurace na obr. 2a je optimalizována pro ohřev plazmatu. Tečný vstřík je také vhodnější pro absorpci energie s ohledem na delší průchod svazku v plazmatu tokamaku. Oba svazky jsou namířeny stejným směrem vzhledem k proudu v plazmatu, aby byly minimalizovány orbitální ztráty zachycených rychlých částic v plazmatu. (K vysvětlení tohoto zajímavého jevu se vrátíme v jednom z příštích čísel Čs. časopisu pro fyziku.) Směr obou svazků přitom může být posunut ven, aby se dosáhlo ohřevu a generace proudu mimo osu. Při této konfiguraci svazků se plazma tokamaku COMPASS roztocí pod vlivem vstříkovaného momentu síly velkou rychlostí, stejně jako plazma ostatních dnešních tokamaků. Proto bude možné svazky namířit proti sobě, kdy se sice poněkud zmenší ohřev plazmatu (protože se zvýší orbitální ztráty), ale zmenší se rotace plazmatu, a tím se přiblíží podmínky odpovídajícím podmínkám v tokamaku ITER. Tato možnost tzv. *balanced injection* v kombinaci s geometrií ITER je unikátní.

Pro vyrovnání vstřík budou oba svazky umístěny na stejnou přírubu s orientací v opačných směrech (po i proti proudu), jak ukazuje obr. 2b. Je možný i kolmý vstřík. Tento případ je vhodný pro diagnostické účely, jako je spektroskopie záření nábojové výměny (elektrony z atomů svazku přeskóčí na ionty plazmatu; dopplerovské rozšíření emisních čar pak odpovídá iontové teplotě plazmatu) nebo měření pohybového Starkova jevu (rozštěpení a polarizace emisních čar atomů svazku v silném elektrickém poli coby vektorového součinu rychlosti atomů a magnetického pole tokamaku se používá k měření směru a velikosti indukce magnetického pole).

Byly provedeny intenzivní a podrobné výpočty, které simulovaly chování svazků neutrálních částic v tokamaku COMPASS.

Počet injektorů	2
Energie svazku	40 keV (může být snížena)
Celkový iontový proud	2x 15 A
Celkový výkon neutrálních částic	2x 310 kW
Délka pulsu	300 ms
Průměr svazku	< 5 cm

Tab. 3 Parametry systému NBI

Tokamak COMPASS s H-módem podporovaným svazkem vysokoenergetických neutrálních částic bude – spolu s největším tokamakem na světě JET a s velkým německým tokamakem ASDEX-U – jedním z mála tokamaků s parametry plazmatu vysoce relevantními mezinárodnímu tokamaku ITER. COMPASS díky svým relativně malým rozměrům dovolí pružně a relativně levně reagovat na žádost o vyzkoušení technických a programových změn či novinek vážících se k ITER.

Diagnostika [2]

Diagnostika tokamaku COMPASS v ÚFP je navržena zejména pro měření parametrů okrajového plazmatu a bude se vyznačovat relativně vysokým prostorovým i časovým rozlišením.

Přehled chystaných systémů měření – tzv. diagnostik – na tokamaku COMPASS

První fáze

- Magnetická diagnostika: *poloha a tvar plazmatu, celková energie v plazmatu, proud plazmatem, lokální magnetické pole*
- Mikrovltný interferometr: *ustředěná elektronová hustota plazmatu*
- Měření jasu ve vybrané spektrální oblasti: *vyzařování neutrálního vodíku, efektivní náboj iontů plazmatu (koncentrace nečistot)*
- Rychlá kamera ve viditelné oblasti: *rychlé procesy na okraji plazmatu sledované pomocí vyzařování ve viditelném světle*
- Reciproká sonda: *profil elektronové teploty a hustoty na okraji plazmatu, rychlé procesy na okraji plazmatu*
- Rychlé bolometry: *vyzařování plazmatu integrálně v co nejširší spektrální oblasti, ztráty zářením, rychlé procesy v plazmatu*
- SXR: *vyzařování plazmatu v měkké rentgenové oblasti, rychlé procesy v centru plazmatu*
- Analyzátor neutrálních částic: *iontová teplota při ohmickém ohřevu, rychlé částice při ohřevu neutrálními svazky*
- Langmuirovy sondy: *elektronová teplota a hustota na okraji plazmatu, rychlé děje na okraji plazmatu*
- Spektrometry (XUV, VUV): *sledování čárového vyzařování příměsí plazmatu, koncentrace a transport příměsí*

Druhá fáze

- Diagnostika lithiového svazku: *elektronová hustota a její fluktuační, rychlé děje na okraji plazmatu*
- Mikrovltná reflektometrie: *profil elektronové hustoty na okraji plazmatu s vysokým časovým rozlišením*
- Radiometr: *profil elektronové teploty s vysokým časovým rozlišením*
- Thomsonův rozptyl: *profil elektronové teploty a hustoty*

Dodatek:

Základní pojmy z vědeckého programu tokamaku COMPASS

PODOBNOST

Tokamak COMPASS bude poskytovat mezinárodnímu tokamaku ITER cenná data.

Fyzika tokamakového plazmatu je složitá záležitost, ovlivněná řadou nelineárních efektů v čele s všudypřítomnými turbulencemi. Tím je modelování tokamakového plazmatu natolik komplikované, že se dodnes nedaří vždy správně kvantitativně předvídat parametry plazmatu na základě parametrů experimentálního zařízení. Predikce některých parametrů plazmatu se proto dělá – tak jako třeba v aerodynamice – na základě empirických podobnostních vztahů. Ty se získávají srovnáním výsledků experimentů z tokamaků, jejichž uspořádání se liší jen bezrozměrnými konstantami – například odlišným geometrickým rozměrem. Příklad takového empirického podobnostního vzorce najdete v ref. [4]:

$$\tau = 0,0365 I^{0,97} B_t^{0,08} P^{-0,63} n^{0,41} M^{0,20} R_0^{1,93} \epsilon^{0,23} \kappa^{0,67},$$

kde τ je doba udržení energie v sekundách, I je proud plazmatem v megaampérech, P výkon ohřevu v megawatech, n hustota plazmatu v 10^{20} částic na metr krychlový, R_0 velký poloměr komory v metrech, ϵ poměr malého a velkého poloměru komory, κ prodloužení průřezu komory a M je průměrná atomová hmotnost iontů.

Nejdražším vědecko-technickým pozemským projektem v současné době je stavba mezinárodního tokamaku ITER, který má poskytnout první plazma v roce 2018. Podobnostní studie pro ITER jsou založeny na rozsáhlé databázi pocházející ze studie doby udržení na špičkových světových tokamacích. ITER je na konci řady podobných tokamaků, kterou z opačné strany uzavírá její nejmenší člen tokamak COMPASS, obr. 4.

Určitá podobnost funguje dokonce mezi zařízeními různých typů. Tokamaky kupříkladu převzaly speciální část komory zvanou divertor a limiter od stelarátoru.

V čem spočívá podobnost obou tokamaků – COMPASS a ITER? V obdobné geometrii komory, vybavení a tím i plazmatu. Mají oba komoru s průřezem písmena D a divertor s odpovídající konfigurací magnetického pole. Již v Anglii byl COMPASS schopen produkovat plazma v režimu H-módu pouze při ohmickém ohřevu a magnetickém poli ~ 1 T. Instalaci injektorů svazků se podobnost obou tokamaků ještě zvýší, protože bude

díky novému systému ohřevu dosaženo vyšší iontové teploty. COMPASS se má stát nejmenším tokamakem, který bude mít plazma podobné tokamaku ITER a zároveň bude schopen provozu v takzvaném „standardním“ režimu, kterým dnes je H-mód s okrajovými nestabilitami ELM. Z hlediska podobnostních vztahů bude tedy mít zvláštní význam, protože bude dodávat krajní body při prokládání rozměrových závislostí.

DODATEČNÝ OHŘEV

Významné vylepšení tokamaku COMPASS spočívá v instalaci dvou injektorů svazků vysokoenergetických neutrálních částic.

Elektrický proud výboje ohřívá plazma Jouleovým teplem. S rostoucí teplotou plazmatu roste i jeho vodivost, a protože vydělené teplo je úměrné odporu plazmatu, účinnost ohmického ohřevu klesá. V důsledku toho v okamžiku, kdy elektrický proud v plazmatu vytváří z hlediska stability provozu tokamaku optimální intenzitu poloidálního magnetického pole, nedosahuje teplota plazmatu ani zdaleka hodnoty potřebné pro dostatečnou četnost fúzních reakcí. Bylo třeba uvažovat o dalších způsobech ohřevu, pro které se vžil obecný název *dodatečný ohřev*. Je přirozené, že se historicky zkoušela řada způsobů jak zvýšit teplotu plazmatu. Jmenujme nejprve alespoň několik již opuštěných metod.

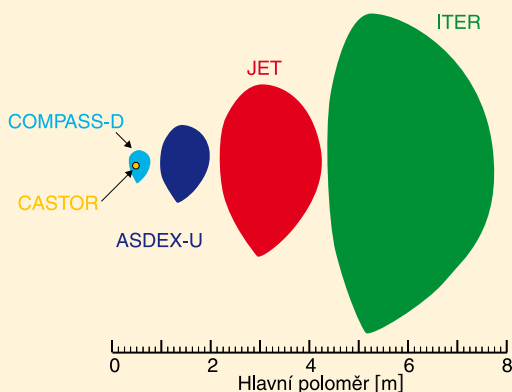
Při *turbulentním ohřevu* se buď vybudil režim *anomálního odporu* a energie se zvnějšku předávala relativně dlouhou dobu od elektronů přes vlny v plazmatu iontům, nebo se vybudila krátkodobá silná *turbulence*, která posléze svoji energii disipovala do plazmatu. Oba způsoby měly velkou nečinnost. Oba se mohly zvrátit na makronestability, které celý scénář dodatečného ohřevu totálně rozbouraly.

Při dalším způsobu dodatečného ohřevu plazmatu se vnějším magnetickým polem zmenšoval buď velký (tokamak ATS, Princeton) nebo malý (tokamak Tuman-2, Leningrad) poloměr toroidálního provazce plazmatu. Plazma se tak vnějším magnetickým polem *adiabaticky stlačovalo*. Příbuzný typ dodatečného ohřevu se používal na stelarátoru C. L. Spitzera v Princetonu. *Magnetickým čerpáním* se plazma hřálo tak, že se opakovaně vnější cívkou navinutou na do sebe uzavřené výbojové komoře stlačovalo opakovaně tak, že stlačený zhustek plazmatu oběhl komorou pod cívkou právě v okamžiku dalšího stlačení.

V současné době se pro dodatečný ohřev plazmatu standardně používají dvě metody – ohřev rezonančním vysokofrekvenčním (vf) elektromagnetickým polem a vstříkem vysokoenergetických neutrálních částic, obr. 5.

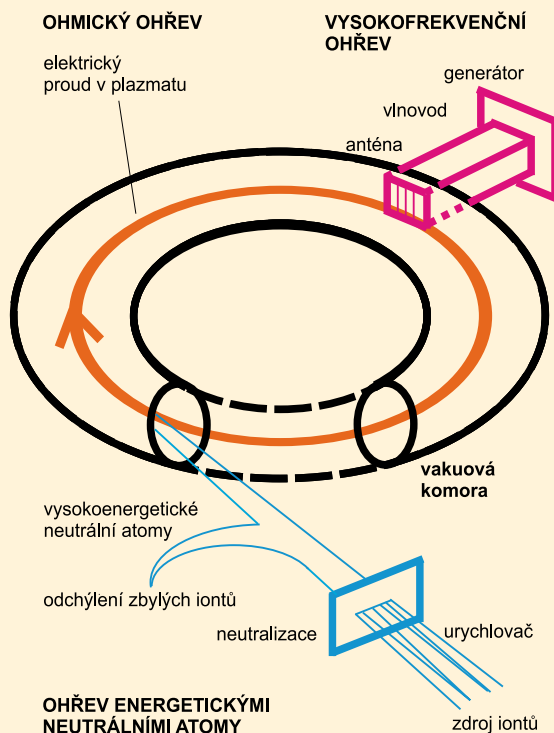
Plazma reaguje na dalekodosahové elektrické a magnetické síly, a navíc je v tokamaku ponořeno do vnějšího magnetického pole. V důsledku toho je nosičem nejružnějších typů vln a vyznačuje se řadou rezonančních frekvencí. Pokud se podaří do plazmatu dopravit elektromagnetické pole s frekvencí blízkou vybrané rezonanční frekvenci, může být energie vf pole plazmatem absorbována a disipována, to znamená, že plazma

» Nejdražším vědecko-technickým pozemským projektem v současné době je stavba mezinárodního tokamaku ITER. <<



Obr. 4 Srovnání průřezů komor vybraných tokamaků (zdroj: EFDA Garching)

» Modelování nelineárních jevů je omežováno kapacitou počítačů. «



Obr. 5 Ohřev plazmatu v tokamaku (ohmický, vř, NBI)

se bude ohřívat. Dnes se používají zpravidla dvě frekvence – harmonické násobky frekvence rotace iontů v magnetickém poli (*Ion Cyclotron Resonant Heating* – ICHR, desítky MHz) či elektronů (ECHR, stovky GHz). Kombinace těchto frekvencí se nazývá *dolní hybridní frekvence*, která se spíše než k ohřevu plazmatu používá k neinduktivnímu buzení elektrického proudu v plazmatu.

Druhým rozšířeným typem dodatečného ohřevu je vstřík svazků vysokoenergetických neutrálních částic (*Neutral Beam Injection*, NBI). Poměrně komplikovaná procedura výroby svazku rychlých atomů paliva začíná produkcí iontů deuteria či tritia, které se urychlují na potřebnou energii, aby byly následně opět neutralizovány. Po vstříku rychlých neutrálních atomů do plazmatu jsou tyto srážkami s částicemi plazmatu opět ionizovány a rovněž srážkami jim předávají svoji energii. Proč se urychlené ionty neutralizují, aby byly vzápětí opět ionizovány? Mezi zdrojem iontů a plazmatem je izolační stěna magnetického pole, která sice brání nabitým částicím opustit plazma, ale současně znemožňuje průnik nabitých částic do plazmatu zvnějšku. Zatímco na největším tokamaku na světě, evropském JET, se urychlují kladné ionty, pro mezinárodní tokamak ITER se připravuje zdroj záporných iontů. Větší ITER totiž potřebuje rychlejší neutrální atomy, a ty se lépe vyrábějí ze záporných než z kladných iontů. Výkony vř nebo NBI systémů se pohybují od jednotek k desítkám MW.

Poprvé použil ohřev pomocí NBI anglický tokamak CLEO kolem roku 1970. Ovšem byl to tokamak PLT (Princeton Large Torus), kterému čtyři svazky neutrálních částic o výkonu 0,9 MW umožnily 3. srpna 1978 dosáhnout tehdy rekordní teploty 82 milionů stupňů.

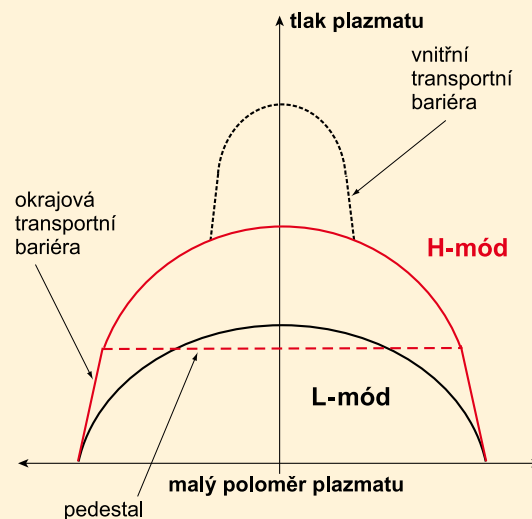
H-MÓD

Tokamak COMPASS se vyznačuje možností práce v režimu jasného H-módu.

V roce 1982 se podařilo na německém tokamaku ASDEX objevit zajímavý režim zvýšeného udržení ener-

gie a částic. Režim byl pojmenován H-mode (H jako high) na rozdíl od režimu standardního udržení nazvaného L-mode (L jako low). Postupně se na řadě tokamaků ověřilo, že H-mód dosahuje zhruba dvojnásobné doby udržení plazmatu, a to díky tzv. pedestalu, viz obr. 6, rychlému nárůstu tlaku plazmatu na okraji, na který pak navazuje už poměrně obvyklý nárůst teploty a hustoty směrem do centra plazmatu. Pedestal na okraji plazmatu je projevem tzv. okrajové transportní bariéry. Režim vysokého udržení evidentně souvisel s použitím divertoru. Speciální uspořádání magnetického pole zaručuje, že magnetické povrchy se od určitého poloměru neuzavírají na sebe, nýbrž končí na terčových deskách divertoru. Terčové desky jsou pak tepelně nejvíce namáhanou částí vnitřní stěny tokamaku. Spolu s intenzivním ohřevem pomocí NBI se tedy objevila v plazmatu tokamaku ASDEX bariéra radikálně snižující únik energie a částic plazmatu. Kompletní fyzikální popis transportní bariéry dosud neexistuje a její pochopení by přitom bylo nanejvýš důležité. K tomu účelu slouží jak experimentální data, tak i počítačové simulace.

Pro modelování nelineárních jevů existuje rovněž bariéra daná kapacitou počítačů. Připravuje se projekt EUFORIA (*EU Fusion for ITER Applications*), který chce dosáhnout zvýšené kapacity spojením počítačů z více států. Projektu za 3,63 milionu eur se účastní partneři z Francie, Finska, Německa, Itálie, Španělska, Polska, Slovinska, Švédska a Spojeného království. EUFORIA počítá s pomocí již existujícího počítačového střediska DEISA (*Distributed European Infrastructure for Supercomputing Application*) a sítě EGEE (*Enabling Grids for E-science*). Na turbulence v plazmatu se chystá záužit i supercomputer sestavený v německé Společnosti Maxe Plancka. Počítač Power 575 na bázi nejrychlejšího mikroprocesoru na světě Power 6 od IBM bude mít výkon 125 Teraflop/sekunda. Power 575 bude mít 6 600 mikroprocesorů Power 6. V letošním roce se bude modernizovat Cray XT4 Jaguar, který by měl se svými 31 000 procesorovými jádry výkon 275 Teraflop za sekundu! Počítač je umístěn v Národním středisku pro počítačové vědy v *Oak Ridge National Laboratory* (ORNL), kde sídlí mimo jiné také *US Domestic Agency* reprezentující USA v projektu ITER. Je pravděpodobné, že již v roce 2008 část počítačového času připadne prostřednictvím *Innovative and Novel Computational Impact on*



Obr. 6 Transportní bariéry – H-mód

Theory and Experiment (INCITE) patřící Department of Energy (DoE) i plazmatu ITER.

ELM & REZONANČNÍ MAGNETICKÉ PORUCHY

Ovládání nestabilit ELM pomocí rezonančních magnetických poruch je velkým námětem pro vědecký program tokamaku COMPASS.

Zatímco v šedesátých a sedmdesátých letech nestability plazmatu odčerpávaly energii tokamakovému plazmatu víc, než bylo zdrávo, a termojaderné teploty na dosah určitě nebyly, objev H-módu přinesl opačný problém. Přebytek energie kvalitně izolovaného plazmatu se projevil časově a místně náhodnými výrony energie a částic z plazmatu na stěnu vakuové nádoby. Zatímco průměrné zatížení divertorových terčů nepřesahuje 10 MW/m^2 , erupce plazmatu pošle na zasažené místo až 100 MW/m^2 . ELM (*Edge Localized Modes*) jsou nežádoucí přinejmenším ze dvou důvodů. Především jim uniká energie a za druhé napadená část stěny eroduje a její životnost se zkracuje. Musí se vyměnit, a proto jak doplňování unikající energie, tak výměna částí první stěny znamenají zvýšení provozních nákladů. Na druhou stranu ELM odvádějí z plazmatu i škodlivé nečistoty a více méně zabraňují nekontrolovatelnému nárůstu tlaku plazmatu.

V současné době se testují především dva způsoby jak ELM řízeně generovat a nebo úplně eliminovat. Vstřikem pelet – kuliček paliva (pro ITER vyvíjí injektor *Oak Ridge National Laboratory*) – nebo zaváděním poruch udržujícího magnetického pole. Na podzim 2004 v San Diegu v laboratořích *General Atomic* bylo na tokamaku DIII-D dosaženo eliminace ELM „na povel“ pomocí speciálních obdélníkových magnetických cívek instalovaných do přesné vzdálenosti od plazmatu. Tímto způsobem byla zavedena do udržovacího magnetického pole porucha, která měla za následek chaotizaci magnetických siločar v oblasti okrajového plazmatu, především v oblasti transportní bariery.

Bohužel původní teorie o tom, že přesně řízené stochastické rozložení siločar umožní kontrolovaný únik částic, a tím snižuje lokální koncentraci plazmatu na hodnotu, při níž se ELM nevybudí, se ukazuje nepravdivou. Proto v současné době tedy probíhá intenzivní teoretické i experimentální studium fyzikální podstaty potlačení ELM pomocí této slibné metody. Rezonanční cívky jsou hlavní ze třinácti nejdůležitějších změn tech-

nického návrhu ITER z roku 2001, kterou obsahuje *Design Review* schválený *Science and Technology Advisory Committee* (STAC) v listopadu 2007. Změny potvrdila Rada ITER, která se sešla poslední týden v červnu 2008 v japonském Aomori.

Podle hlavního zástupce ředitele *ITER Organization* N. Holtkampa: „V posledních letech zjistili vědci, že ELM jsou mnohem nebezpečnější, než se původně myslelo!“ Jinými slovy, každá informace vedoucí k lepšímu pochopení chování ELM má pro ITER cenu zlata.

NEINDUKTIVNĚ BUZENÝ PROUD Spolu s tokamakem COMPASS byl dovezen systém dolně hybridních vln pro generaci proudu.

Tokamak coby transformátor je v principu pulzní zařízení, což by při využití v elektrárně znamenalo drahý a neefektivní provoz. To byl vážný hendikep tokamaků proti jinému fúznímu zařízení – stelarátoru. Tokamaky ovšem tento hendikep už prakticky dokázaly úplně odstranit.

Již v roce 1973 se objevila možnost předání pohybového momentu elektronům plazmatu vysokofrekvenčním polem. Významná část teorie se zrodila i na půdě Ústavu fyziky plazmatu ČSAV [5] a byla experimentálně potvrzena tamtéž na zařízení *Intermezzo* v roce 1976. Neinduktivně, pomocí dolně hybridních vln, buzený elektrický proud v plazmatu byl studován v ÚFP na malém tokamaku *CASTOR*. Metoda *LHCD* (*Lower Hybrid Current Drive*) je jednou z možností jak z pulzního tokamaku vytvořit spojitě pracující zařízení. Na japonském tokamaku *Triam-1M* byla díky *LHCD* dosažena délka pulzu 5 hodin 16 minut!

Dalším způsobem neinduktivního buzení proudu v plazmatu je takzvaný *efekt bootstrap*. Efekt bootstrap je jedním z jevů, které byly teoreticky předpovězeny dříve, než je prokázal experiment. Je důsledkem složitých orbitů částic plazmatu zachycených v gradientu zakřiveného pole, takzvaných banánových trajektorií (podle jejich podoby). V přítomnosti gradientů hustoty vedou zachycené částice ke vzniku diamagnetického driftu v toroidálním směru, který se ve srážkách přenáší i na částice na běžných průletových trajektoriích. Efekt bootstrap lze tedy podstatně zesílit nárůstem gradientu hustoty. V roce 2003 na tokamaku *TCV* v *Lausanne* byl proud v plazmatu téměř celý vybuzený efektem bootstrap [6].

» Rezonanční cívky jsou hlavní ze třinácti nejdůležitějších změn technického návrhu ITER z roku 2001. «

ZÁVĚR

Přínosy tokamaku COMPASS pro českou vědu a společnost lze shrnout do následujících šesti bodů:

1. Umožní našim i hostujícím fyzikům získávat původní a zároveň široce vyhledávané vědecké výsledky.
2. Poskytne údaje pro databázi výsledků využitelnou ITER a dalšími fúzními projekty.
3. Poskytne základnu pro výchovu fyziků a techniků nejen v České republice.
4. Umožní českému průmyslu kontakty se špičkovou fúzní technologií.
5. Obecně přispívá k posilování dobrých mezinárodních vztahů a konkurenceschopnosti naší země.
6. Popularizuje fúzi mezi českou širokou veřejností.

LITERATURA

- [1] J. Mlynář: „ITER – Cesta ke zvládnutí řízené termonukleární fúze“. *Pokroky matematiky, fyziky a astronomie* **49**, 120 (2004).
- [2] R. Pánek: „Reinstalation of the COMPASS-D Tokamak in IPP ASCR“. *Czech. J. Phys.* **56**, B125 (Suppl. B 2006).
- [3] Annual Report 2006, Association EURATOM/IPP.CR.
- [4] C. M. Braams, P. E. Stott: *Nuclear Fusion*. IoP, Bristol-Philadelphia 2002, s. 253.
- [5] R. Klíma and V. Petržílka: „The energy momentum tensor for an electromagnetic wave in plasma“. *Phys. Lett.* **43A**, 151 (1973).
- [6] R. Pitts, R. Buttery, S. Pinches: „Fusion: the way ahead“. *Phys. World* **19**(3), 20 (2006).