

Jan Mlynář

ITER: cesta ke zvládnutí řízené termonukleární fúze

Pokroky matematiky, fyziky a astronomie, Vol. 49 (2004), No. 2, 129--150

Persistent URL: <http://dml.cz/dmlcz/141220>

Terms of use:

© Jednota českých matematiků a fyziků, 2004

Institute of Mathematics of the Academy of Sciences of the Czech Republic provides access to digitized documents strictly for personal use. Each copy of any part of this document must contain these *Terms of use*.

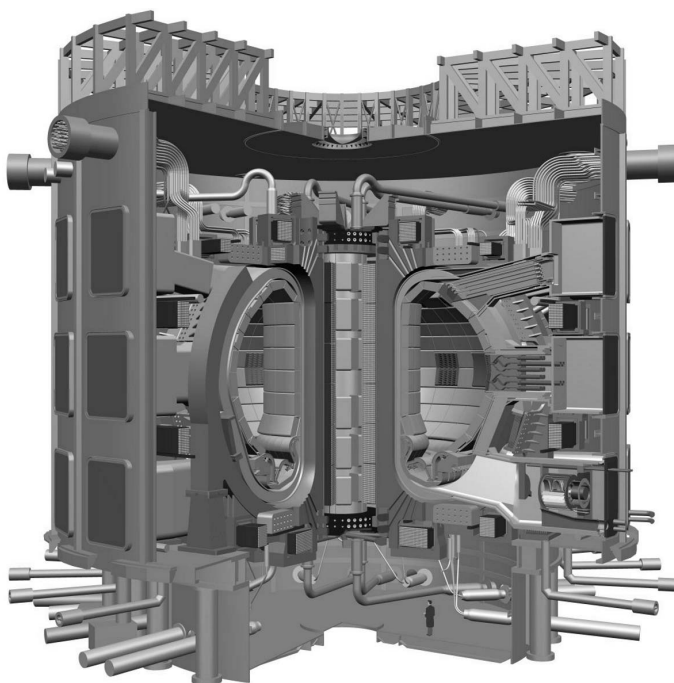


This paper has been digitized, optimized for electronic delivery and stamped with digital signature within the project *DML-CZ: The Czech Digital Mathematics Library* <http://project.dml.cz>

ITER: cesta ke zvládnutí řízené termonukleární fúze

Jan Mlynář, Praha

ITER je prvním do detailů rozpracovaným projektem termonukleárního reaktoru, který by měl po dobu několika minut uvolňovat řádově větší výkon, než jaký do něj vstupuje. ITER (latinsky cesta, původně ve zkratce International Thermonuclear Experimental Reactor, viz obr. 1) se má po kosmické stanici ISS stát druhou největší vědeckotechnickou investicí. Na její realizaci se dnes chtějí podílet Evropská unie, Japonsko, Ruská federativní republika, Spojené státy americké, Čínská lidová republika a Jižní Korea. Nechybějí ani peníze na stavbu, ani lokalita — jedna naopak přebývá. Nová éra termonukleárního výzkumu tak, doufejme, může už brzo začít.



Obr. 1. Projekt tokamaku ITER (s laskavým svolením ITER).

RNDr. JAN MLYNÁŘ, Ph.D. (1966), EFDA JET, Culham Science Centre, Abingdon, OX14 3DB Oxfordshire, Velká Británie / Ústav fyziky plazmatu AV ČR, Za Slovankou 3, 182 21 Praha 8; e-mail: jan.mlynar@jet.efda.org

Velká výzva pro fyziku

Slunce a hvězdy umějí relativně klidně a stabilně produkovat obrovské množství energie spalováním lehkých jader na jádra těžší. Takový proces je pro civilizaci samozřejmě výzvou i příslibem pro řešení napjaté energetické situace. Přesný režim práce hvězdných reaktorů je ovšem pro naši techniku nejen nedostižný, ale také nezajímavý. Nedostižný proto, že funguje za podmínek extrémních gravitačních tlaků. Opravdu neznáme způsob, jak na Zemi spoutat do reaktoru tisíce tun vodíkového plazmatu při milionových teplotách. Nezajímavý proto, že hustota výkonu produkovaného ve hvězdách by nám nestačila — ony tisíce tun plazmatu by vyráběly jen pár stovek wattů. Lidé proto hledají svou vlastní cestu k řízenému uvolňování energie ze slučování lehkých jader.

V uplynulých padesáti letech jsme urazili velký díl této cesty, a to hlavně díky postupné evoluci několika myšlenek. Vedle koncepce termonukleárních explozí v malém (inerciální fúze, viz např. [1], [2]) patří od počátku největší pozornost magnetickým nádobám, které by mohly palivo s požadovanou extrémní teplotou izolovat od stěn reaktoru. V tomto oboru je v současnosti zdaleka nejúspěšnější koncepcí zařízení tokamak, a právě tomu budeme věnovat podstatnou část článku. Jak dosud největší fúzní experiment JET [3], tak projekt prvního reaktoru ITER [4] jsou založeny právě na koncepci tokamaku.

ITER má jako první dílo techniky zvládnout plazma s vlastním zdrojem energie (totiž s ohřevem od produkovaných jader helia) v kvazistacionárním režimu, tj. při neměnné hustotě a teplotě. Mluvíme proto o hořícím plazmatu (burning plasma) jako o kvalitativně novém předmětu budoucího fyzikálního a technologického výzkumu.

Jakkoli je motivací pro ITER energetika a jeho klíčovou úlohou musí být vývoj technologií, projekt je od počátku obrovským impulsem pro fyziku. Námět pro ITER dodala jaderná fyzika, kritický part sehraje fyzika materiálů, v hvězdné roli (doslova) vystupuje fyzika plazmatu. Ve škále lidských rozměrů (tj. řádově metrů) přitom právě posledně jmenovaný obor představuje asi největší fyzikální téma, ve kterém má stále ještě klasifikace jevů náskok před jejich interpretací. To má hned dvě příčiny: Za prvé, fyzikální plazma, tj. ionizovaný plyn, se v pozemské přírodě vyskytuje jen vzácně, za druhé, v plazmatu hrají podstatnou roli dalekodosahové elektrické a magnetické síly, což velmi komplikuje jeho chování. A tak se ve fyzice termonukleární fúze používá velká řada empirických závislostí.

Termonukleární reakce letem světem

Fúzní reakcí s nejvyšším účinným průřezem σ (a tedy nejsnáze dosažitelnou reakcí) je slučování těžkého a supertěžkého vodíku, tj. deuteria a tritia (D-T reakce):



kde za energetický zisk vděčíme krátkodosahové silné interakci, k níž vytváří bariéru dalekodosahové elektrické odpuzování protonů jader. Tuto bariéru lze překonat tím, že

reaktantům udělíme dostatečnou kinetickou energii E_k , tj. dostatečnou rychlost. Má to ale háček — pokud rychlosti reaktantů nemají od počátku Maxwellovo rozdělení, pak se vlivem dalekodosahových elektrických srážek takové rychlostní rozdělení účinně prosazuje. V důsledku toho se většina kinetické energie reaktantů přemění na teplo, fúzní reakce jsou vzácné. Proto nelze postavit fúzní reaktor na bázi interakce svazku s terčíkem. Musíme od počátku pracovat s velmi vysokými teplotami, tak vysokými, aby samotný tepelný pohyb vedl k fúzním reakcím — odtud přívlastek *termonukleární*. Jediným možným prostředím pro termonukleární fúzi je vysokoteplotní, plně ionizované plazma. Pokud si vytkneme za cíl zvládnutí stacionárního fúzního hoření, musíme se naučit, jak takové plazma trvale a spolehlivě udržovat.

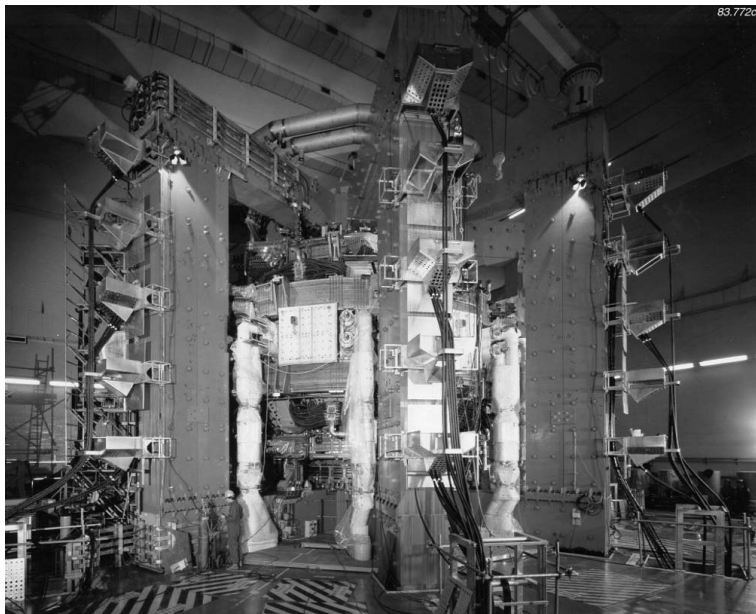
Jednoduchou charakteristikou naší úspěšnosti na poli termonukleárních procesů je faktor zesílení výkonu, definovaný jako poměr uvolněného fúzního výkonu P_{fus} k celkovému výkonu P_{ext} dodávanému do plazmatu zvenčí:

$$Q = \frac{P_{\text{fus}}}{P_{\text{ext}}}.$$

Jako oblíbené mety bývají uváděny rovnost ($Q = 1$, „breakeven“) a zapálení ($Q \rightarrow \infty$, „ignition“), při kterém se plazma zcela energeticky osamostatní. Pro magnetické udržení a D-T reakci je zajímavá i hodnota $Q = 5$, kdy se vyrovnává vnější výkon s tou částí fúzního výkonu, který plazma může zachytit k vlastnímu ohřevu (zbylé 4/5 výkonu unášejí neutrony do stěn reaktoru). Samotnému zapálení není v současné době přikládán zásadní význam, naopak bude pravděpodobně výhodné — možná i nutné — doladovat parametry plazmatu malým, dobře řízeným vnějším výkonem. Proto se dnes pro průmyslové reaktory předpokládá $Q \sim 80$. ITER má projektové $Q = 10$, v případě velmi dobrých výsledků není zapálení vyloučeno. Dosud rekordní hodnotu drží evropský JET ($Q = 0.65$, 1997, ohřev plazmatu byl dobře měřitelný). Kromě JETu pracoval s tritiem pouze dnes již neexistující americký tokamak TFTR ($Q = 0.25$, 1994). Velké tokamaky pracují zpravidla s čistým deuteriem, takže se musíme při porovnávání jejich výkonů omezit na tzv. ekvivalentní Q . V něm je hodnota fúzního výkonu stanovena teoreticky na základě předpokladu, že se v daných podmínkách nahradí polovina deuteria tritiem. Ekvivalentní breakeven byl již překonán, a sice na tokamacích JET a JT-60U (Japonsko).

Podmínky nutné k zapálení plazmatu poprvé odvodil a prostudoval v roce 1955 britský fyzik J. D. Lawson [5]. Jeho výsledky byly o dva roky později odtajněny a zanedlouho vstoupily (v poněkud pozměněné formulaci) do učebnic jako Lawsonova kritéria. Podstatu problému ilustruje následující kvalitativní odvození obou kritérií.

V experimentech s magnetickým udržením, k nimž tokamaky patří, je vodíkové plazma příliš řídké na to, aby jakkoli reabsorbovalo své vlastní brzdné záření (záření volných elektronů urychlovaných v poli iontů), jinými slovy, plazma je opticky tenké a brzdným zářením ztrácí energii. Naštěstí četnost fúzních reakcí roste s teplotou mnohem rychleji než intenzita brzdného záření. Podmínka rovnosti mezi výkonem fúzních reakcí v plazmatu a ztrátami brzdným zářením, známá jako první Lawsonovo kritérium, určuje minimální zápalnou teplotu. Ta není funkcí hustoty plazmatu (dokud



Obr. 2. Tokamak JET po dokončení (1983, bez zdrojů dodatečného ohřevu a bez diagnostik).

platí předpoklad optické tenkosti) a pro D-T fúzi vychází asi 50 milionů Kelvinů (4 keV).

Ke ztrátám energie plazmatu pochopitelně nedochází jen zářením, ale též vedením tepla a difúzí. Hodnota těchto veličin závisí na kvalitě magnetického udržení složitými a ne zcela pochopenými vztahy. Každopádně lze součet všech energetických ztrát jednoduše vyjádřit jako poměr celkové tepelné energie plazmatu W_p a výkonu P_{tot} , který se v plazmatu musí absorbovat, aby se energie plazmatu neměnila. Tento poměr se nazývá „doba udržení energie“ (energy confinement time, τ_E) a nemá nic společného s dobou trvání toho kterého experimentu!

$$\tau_E = \frac{W_p}{P_{tot}}$$

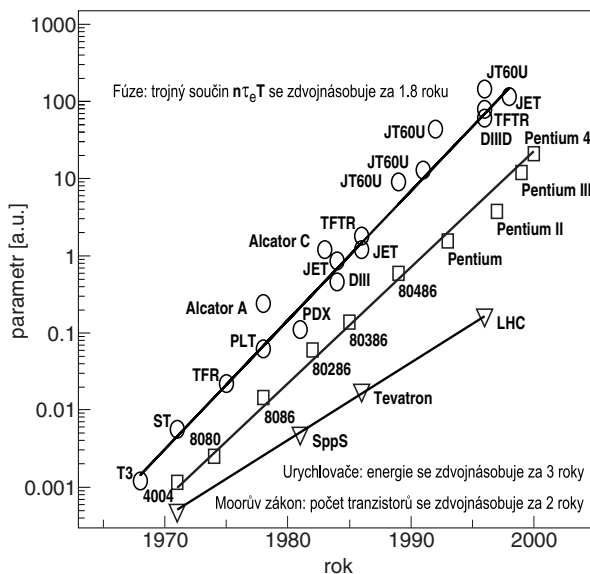
Po zapálení pochází výkon P_{tot} pouze z fúzních reakcí, a je tedy úměrný čtverci hustoty plazmatu (a také pravděpodobnosti reakcí, která je funkcí teploty). Energie plazmatu W_p je úměrná teplotě a hustotě plazmatu. Po dosazení těchto úměrností do výrazu pro τ_E dostáváme druhé Lawsonovo kritérium, které musí hořící plazma splňovat:

$$n\tau_E \geq F(T).$$

Funkce $F(T)$ má minimum v okolí 30 keV (1 eV odpovídá teplotě 11 600 K). Je vidět, že požadavek na udržení energie a hustoty lze zmírnit dosažením několikanásobku zápalné teploty. S rostoucí teplotou ale roste tlak plazmatu, což v praxi znamená zhoršující se dobu udržení energie. Optimum pro D-T reakci leží v oblasti 10 až 20 keV, kde se ukazuje, že teplotní závislost $F(T)$ lze přibližně popsat jako nepřímou úměrnost.

Proto se často uvádí jako jediná podmínka pro zapálení termionukleární fúze tzv. trojný součin (triple product), který je zároveň dalším oblíbeným měřítkem pro pokrok v oboru, viz obr. 3:

$$n\tau_E T \geq 2.6 \cdot 10^{21} \text{ keV m}^{-3} \text{ s}^{-1} \quad \text{pro D-T reakci a teplotu 10–20 keV.}$$



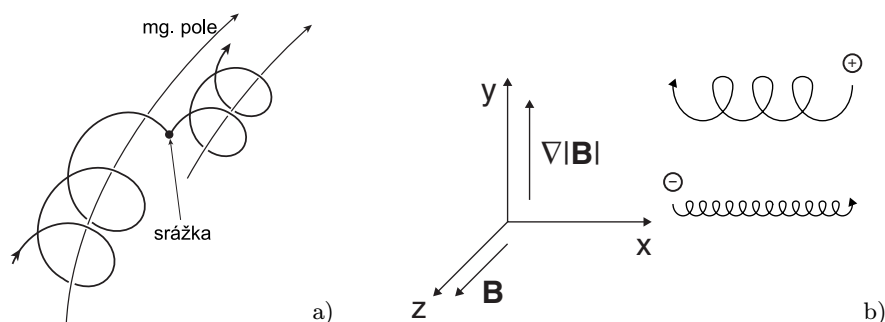
Obr. 3. Pokrok ve fúzi je poměrně rychlý, i když často slibované zvraty nenastaly (s laskavým svolením CRPP EPFL).

V plazmatu se vedle iontů paliva vždy vyskytují i příměsi s vyšším protonovým číslem, a to nečistoty (zpravidla ze stěn komory) a v lepším případě i produkty fúzních reakcí — jádra helia (čili částice alfa). Příměsi jsou obecně nežádoucí, neboť nejen že zředí palivo, ale vedou i k prudkému nárůstu ztrát záření, a to zejména u nečistot s vysokým protonovým číslem. Na druhou stranu každé vyprodukované jádro helia musí setrvat v plazmatu dost dlouho na to, aby stihlo předat srážkami svou kinetickou energii palivu a tak přispělo k udržení jeho extrémní teploty.

Jak se přišlo na tokamak

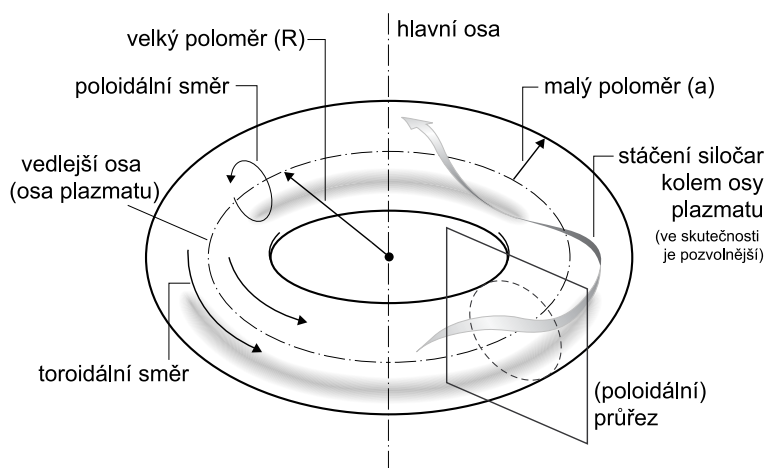
V magnetickém poli se nabitě částice plně ionizovaného plazmatu pohybují pod vlivem Lorenzovy síly $\mathbf{F} = q\mathbf{v} \times \mathbf{B}$ a ztrácejí tak jeden stupeň volnosti. Jejich pohyb plně popisují dvě ortogonální složky rychlosti: podél magnetických siločar (inerciální pohyb, v_{\parallel}) a kolmo na siločary (Langmuirova rotace s poloměrem $\varrho_L = mv_{\perp}/qB$). V těchto dvou směrech se rychlosti částic plazmatu ve stacionárním stavu odvozuji od teploty

plazmatu podle obvyklého Maxwellova rozdělení. V „zakázaném“ radiálním směru se částice pohybují mnohem pomaleji, a to buď v důsledku vzájemných srážek, nebo kvůli driftům vyvolaným vnějšími silami a nehomogenitami pole (viz obr. 4). Z makroskopického hlediska se transport v plazmatu napříč magnetickým polem popisuje difúzí a konvekcí, přičemž opět bohužel platí, že spojitost těchto makroskopických veličin se srážkami a drifty jednotlivých částic není vždy přímočará a modely se mnohdy rozcházejí s experimentem.



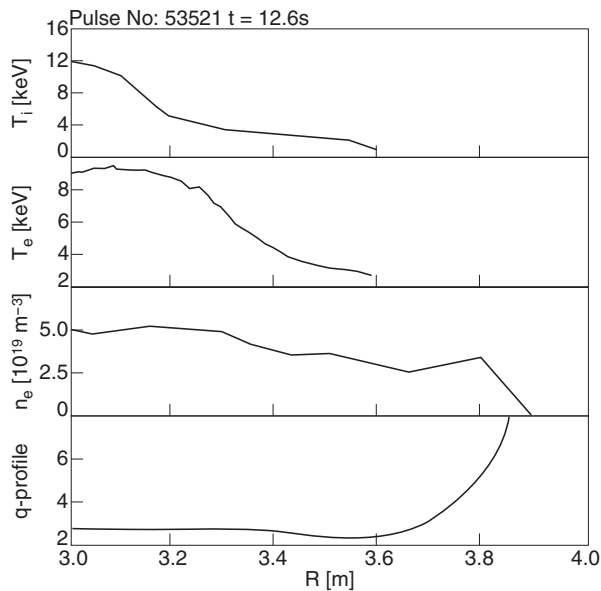
Obr. 4. Pohyb nabitých částic napříč magnetickým polem: a) srážkami, b) drifty (zde drift v gradientu magnetického pole).

Použitím magnetického pole se inerciální únik částic redukuje ze dvou rozměrů (tok plochou vymezující objem plazmatu) na jeden rozměr (únik částic podél siločar). Ihned se nabízí způsob, jak vzít částicím plazmatu i tuto poslední možnost okamžitého úniku, a sice uzavřením magnetických siločar přímo v objemu plazmatu. Odtud plyne dosud nejúspěšnější konfigurace fúzního experimentu, kterou je torus (tj. tvar pneumatiky neboli „doughnut“). Na obr. 5 jsou vysvětleny základní pojmy toroidální geometrie, které budeme nadále používat.



Obr. 5. Základní pojmy používané pro toroidální geometrii tokamaků.

Poloha v plazmatu je dána třemi souřadnicemi, např. toroidálním úhlem, poloidálním úhlem a radiální vzdáleností od osy plazmatu. Díky symetriím lze však popis plazmatu v tokamaku zpravidla výrazně zjednodušit. Ze samotného uspořádání je zřejmé, že plazma bude symetrické podle hlavní osy, přesněji řečeno všechny jeho nehomogenity se budou v toroidálním směru vyrovnávat rychlostí tepelného pohybu částic. Stačí proto studovat poloidální „**průřez plazmatu**“, viz obr. 5, 7. Dále je logické, že extrémní teploty lze nejspíše dosáhnout v ose plazmatu, odkud bude prudce klesat až na okraj plazmatu, kde musí plazma nějak navazovat na vakuovou nádobu v pevném skupenství. Kvůli stabilitě uspořádání z hlediska driftů částic je důležité, aby plazma bylo symetrické i vůči své vlastní ose, tj. ve směru poloidálním. Radiální souřadnice se pak stává postačující nezávislou proměnnou pro kvazistacionární charakteristiku plazmatu, mluvíme o „**profilech plazmatu**“, např. o profilu teploty, profilu hustoty atp., viz obr. 6.



Obr. 6. Příklad profilů plazmatu v tokamaku JET: iontová teplota, elektronová teplota, hustota plazmatu a bezpečnostní faktor.

Jak vynutit symetrii plazmatu v poloidálním směru? Jedině takovou konfigurací pole, ve které nebudou v poloidálním směru existovat žádné izolované oblasti. Siločára magnetického pole, podél které se částice volně pohybují, se proto musí pozvolna stáčet tak, aby na libovolné toroidální souřadnici postupně protнула všechny poloidální souřadnice — tj. aby vytvořila dvourozměrný magnetický povrch. Vedle základního toroidálního magnetického pole tak musí existovat i složka magnetického pole ve směru poloidálním, která zajišťuje stáčení siločar. Helicita pole (strmost jeho stáčení) se v praxi nejčastěji charakterizuje pomocí tzv. bezpečnostního faktoru q (ke svému nešťastnému názvu přišel čistě geometrický faktor historicky). Bezpečnostní faktor je definován jako počet otáček v toroidálním směru, které vykoná magnetická siločára

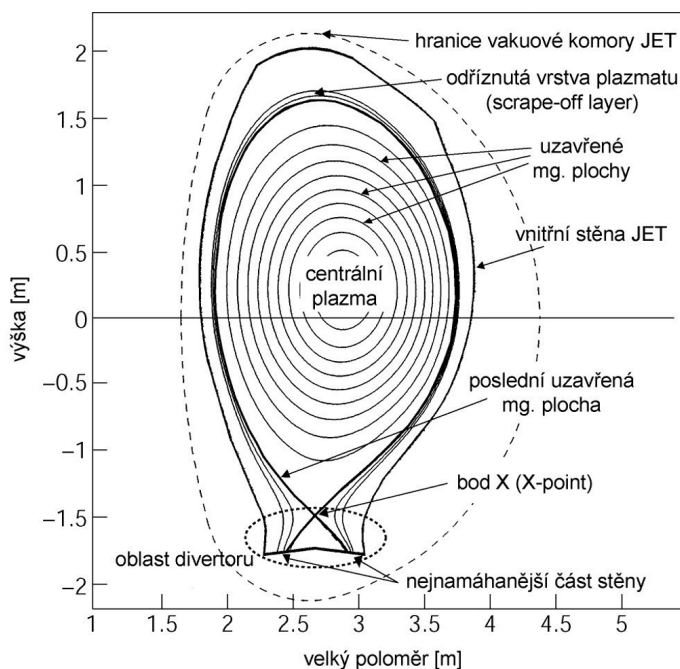
během opsání jednoho oběhu ve směru poloidální. Lze ukázat [6], že q je derivací toroidálního magnetického toku podle toku poloidálního, a v případě kruhového průřezu magnetického povrchu platí

$$q = \frac{B_T}{B_p} \frac{r}{R}.$$

První činitel udává poměr toroidální složky indukce magnetického pole ke složce poloidální a druhý poměr vzdálenosti od osy plazmatu k hlavnímu poloměru. Aby siločára vytvořila dokonalý magnetický povrch, je třeba, aby se nikdy neuzavřela, čili aby q bylo iracionální číslo.

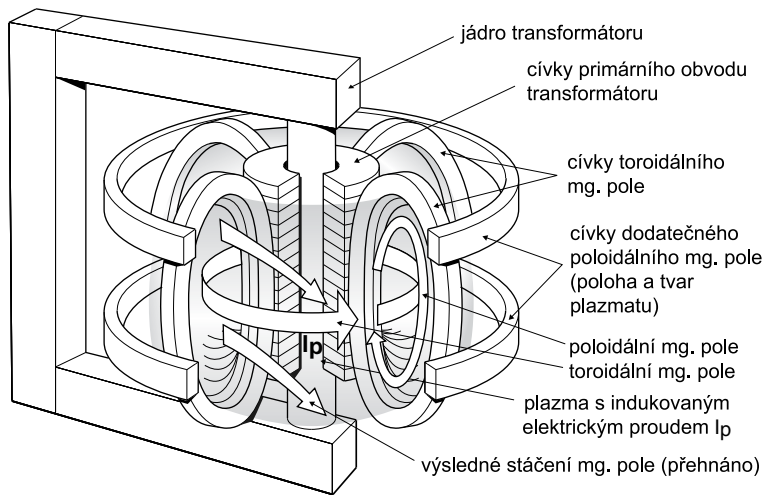
Bezpečnostní faktor by neměl mít konstantní profil, jinak dochází k dálkovému provázání fluktuací na různých poloměrech a tím k narušení stability plazmatu. Proto má magnetické pole tzv. stříh, který je úměrný dq/dr . Nenulový stříh samozřejmě znamená, že na určitých poloměrech je q racionální. Pokud je q zlomkem malých čísel (tj. siločára se do sebe uzavírá brzy), pak i experiment jasně ukazuje, že místo magnetického povrchu vzniká jen jakési „sít“ izolovaných magnetických ostrůvků, které je z hlediska transportu opravdu „děravé“.

Konečně, z magnetohydrodynamických výpočtů vyplývá, jaké tvary magnetických povrchů jsou stabilní. Kruhový průřez není jediným možným řešením, přípustná je trojúhelníková i obdélníková deformace magnetického povrchu na průřezu. JET využil protažené trojúhelníkové deformace (viz obr. 7) původně kvůli lepšímu rozložení obrovských sil působících na toroidální cívky, aby se později ukázalo, že i z hlediska udržení plazmatu je taková konfigurace výhodnější.



Obr. 7. Průřez tokamakem JET včetně typické konfigurace magnetického pole.

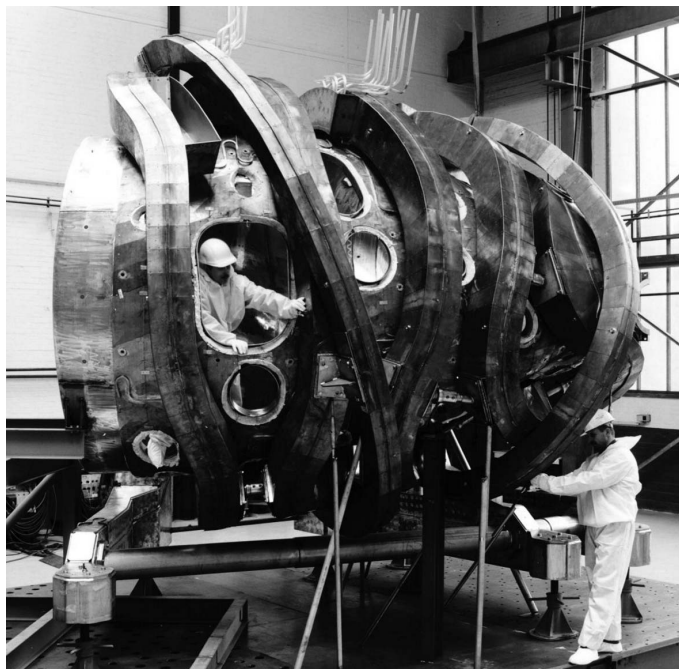
A jak se příslušné střížné pole vytváří technicky? Nosnou toroidální složku pole lze realizovat prostým stočením cívky (solenoidu) do prstence, horší je to s generací poloidální složky. Existují v zásadě dvě technická řešení — tokamaky a poměrně pestrá rodina stellarátorů. Zatímco v tokamacích je poloidální pole vytvářeno elektrickým proudem samotného plazmatu, ve stellarátorech je úplná konfigurace magnetického pole zajištěna vnějšími cívkami. Tokamaky (viz [1], [6], [7]) vykázaly v experimentech před více než třiceti lety podstatně lepší udržení plazmatu než stellarátory, a tím získaly značný náskok. Hlavní příčinou úspěchu tokamaků byla zřejmě skutečnost, že poloidální pole generované proudem je přirozeně symetrické, zatímco pole vytvářené cívkami trpí každou drobnou konstrukční nepřesností. Stellarátory se navíc musely vzdát jednoduché symetrie v toroidálním směru, viz obr. 9. Jejich opožděný vývoj nicméně úspěšně pokračuje kvůli příslibu plně stacionární konfigurace pole (více lze najít např. v [1], [7]).



Obr. 8. Principiální uspořádání magnetických polí v tokamaku.

Koncepce tokamaku se zrodila v padesátých letech v jaderných laboratořích bývalého Sovětského svazu — slovo tokamak vzniklo složením slov *toroidalnaja kamera s magnitnymi katuskami*. Prstenec vysokoteplotního plazmatu představuje v tokamaku sekundární obvod transformátoru, je jeho jedinou smyčkou zapojenou nakrátko. Tak se ve vysoce vodivém plazmatu indukuje mohutný elektrický proud, který vytváří vhodné poloidální pole, viz obr. 8.

Nezanedbatelná je i role tohoto elektrického proudu při indukčním (Jouleově) ohřevu plazmatu, a to zejména v počáteční fázi výboje při nižších teplotách. Vodivost plazmatu s teplotou strmě roste, takže od určité teploty je indukční ohřev nedostatečný. Navazující dodatečný ohřev je zajišťován intenzivními svazky velmi rychlých atomů deuteria či tritia (Neutral Beam Injection, NBI) a generováním elektromagnetických vln na rezonančních frekvencích plazmatu, zpravidla na harmonických násobcích frekvencí rotace iontů (Ion Cyclotron Resonant Heating, ICRH,



Obr. 9. Komplikované cívky pro supravodivý stelarátor W7-X (ve stavbě v německém Greifswaldu, s laskavým svolením IPP Garching).

desítky MHz) či elektronů (ECRH, až stovky GHz) v daném magnetickém poli, čili $\omega_c = \nu_{\perp} / \varrho_L = qB/m$.

Není to tak dávno, co byl za neodstranitelnou vadu tokamaků považován jejich pulsní provoz daný nasycováním magnetického toku v transformátoru. Příznivci tokamaků dokonce uvažovali o budoucí nespojitě výrobě energie. Připomeňme, že proud musí být v plazmatu tokamaku indukován jako zdroj poloidální složky magnetického pole. Současné experimenty našťestí ukazují, že bude pravděpodobně možné zajistit kontinuální provoz tokamaků na bázi vlečení elektrického proudu mikrovlnami (nejpoužívanější je tzv. dolní hybridní frekvence, Lower Hybrid Current Drive, LHCD, stovky MHz) a z velké části i díky samoindukovanému proudu (bootstrap current). Ten byl předpovězen jako důsledek difúze plazmatu v toroidálním magnetickém poli, je experimentálně prokázán a lze ho optimalizovat vhodnou konfigurací [6].

JET a ITER: tokamaky par excellence

V trojném součinu podmiňujícím zapálení termonukleární fúze je teplotní oblast vymezena na 10 až 20 keV. Tyto teploty jsou dnes zvládnuty. Hustota vysokoteplotního plazmatu je limitována našimi schopnostmi vytvořit dostatečně pevné magnetické pole. Realistická jsou pole o indukci několik Tesla a při této indukci se daří dosahovat hustot řádově 10^{20} (iontů) m^{-3} . Všimněte si, že při daných hustotách a teplotách dosa-

huje plazma tlaku několika atmosfér. Doba udržení energie τ_E tak zůstává v trojném součinu klíčovým „volným“ parametrem — vycházejí řádově sekundy, a to je právě na hranici našich dnešních možností. Jediným spolehlivým způsobem, jak zvýšit τ_E , je zvětšit objem plazmatu. Podle jednoduchého difúzního modelu roste doba udržení energie se čtvercem lineárních rozměrů reaktoru a to už je významná závislost. Právě proto se stavějí větší a větší experimenty.

Kvalitativně lze potřebu „velkého tokamaku“ vysledovat i z toho, že pro produkování jádra helia bude poměr Langmuirovy rotace díky jejich energii řádově několik centimetrů. V důsledku srážek s ionty plazmatu se budou taková jádra poměrně rychle pohybovat napříč magnetickým polem, viz obr. 4. Pokud má ovšem reaktor pracovat ve stacionárním režimu, musí energii produkovaných jader helia transformovat na ohřev plazmatu, a tedy musí objímat prostor nutný k jejich termalizaci srážkami. V této souvislosti se sluší zmínit, že v USA jsou rozpracovány i projekty relativně malých fúzních reaktorů typu tokamak, menších než JET, např. projekty Ignitor, BPX, FIRE [7]. Ty by snad mohly demonstrovat dosažení hořícího plazmatu, ale pouze krátkodobě, v nestacionárním režimu.

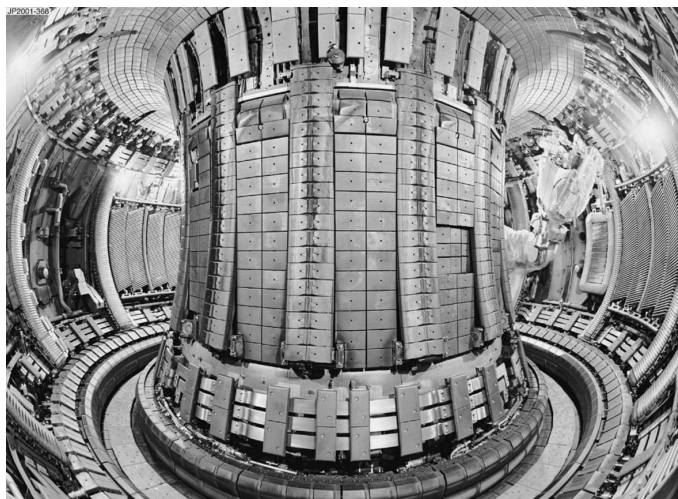
JET (Joint European Torus, obr. 2, 10 [3]) je dnes největším tokamakem světa. Je zároveň jediným zařízením, ve kterém je možné používat v plazmatu i tritium. Díky tomu drží několik rekordů v množství skutečně uvolněné fúzní energie (až 16 MW, 1997) a zároveň má bohaté zkušenosti jako skutečný jaderný provoz. Obsáhlé schvalovací procedury se týkají hlavně samotného tritia. Jde o beta zářič s poločasem rozpadu 12,2 roku, který podléhá velmi přísné evidenci.

JET používá pro servisní práce v komoře nekompletnější systém dálkově ovládaného manipulátoru, viz obr. 10. Je i jediným tokamakem, který má potřebné technologické vybavení pro ochranu stěn komory beryliem. Právě berylium má přitom čelit plazmatu v komoře ITERu. V neposlední řadě je JET jediným experimentem v oboru, který pracuje na základě mezistátních dohod, což je pro ITER zdrojem cenných organizačních zkušeností.

Na rozdíl od nově stavěných tokamaků nemá JET supravodivé cívky, má tedy poměrně velkou spotřebu energie a parametry magnetického pole jsou při delších experimentech limitovány kapacitou jejich vodního chlazení. Bohužel se také nenašly prostředky na plánovanou instalaci ECRH.

Tokamak JET úspěšně pracuje již přes dvacet let a stále přináší nová důležitá data [8]. Množství navrhovaných experimentů několikrát převyšuje možnosti jeho dvousměnného provozu. Protože má JET svými parametry nejbližší k ITERu, přednost dostávají „ITER-relevantní“ témata. Od března letošního roku probíhá plánovaná odstávka kvůli další modernizaci, přičemž největší investicí je nová ITERu podobná ICRH anténa. Technicky by bylo více než vhodné, aby JET pracoval nejméně do okamžiku spuštění ITERu, nicméně evropský fúzní rozpočet bude velmi napjatý už během stavby ITERu.

V tabulce jsou uvedeny parametry tokamaku JET spolu s předpokládanými parametry tokamaku ITER a s parametry českého tokamaku CASTOR, ke kterému se vrátíme později (viz též obr. 11). Je patrné, že JET je v lineárních rozměrech dvakrát menší než plánovaný ITER, který má mít navíc všechny cívky supravodivé. Celkový



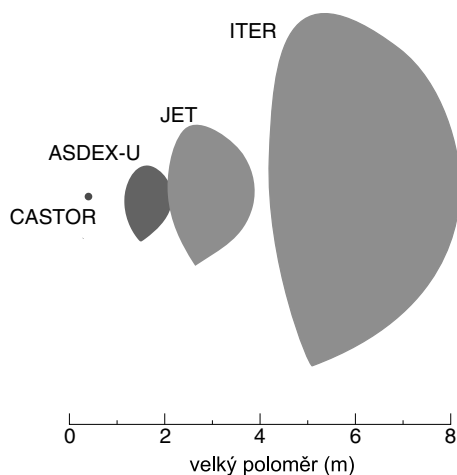
Obr. 10. Pohled do vakuové komory tokamaku JET. Dobře patrné jsou grafitové dlaždice, divertor v dolní části komory a vpravo robotický manipulátor.

TABULKA 1.

	JET	ITER	CASTOR
Hlavní poloměr [m]	2.96	6.2	0.4
Vedlejší poloměr [m] vodorovně/svisle	1.25/2.10	2/3.7	0.1/0.1
Objem plazmatu [m ³]	90	850	0.3
Magnetické pole [T]	3.5	5.3	1.5
Proud plazmatem [MA]	4.8	15	0.02
Teplota na ose [keV]	10–40	10–25	0.1
Doba udržení energie [s]	~1	3.7	0.001
Doba stacionárního výboje [s]	20–60	~1000	0.04
Výkon dodatečného ohřevu a vlečení proudu (max) [MW]	40	110	0.02

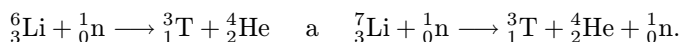
elektrický příkon areálu ITER má stoupnout během několikaminutových experimentů na stovky megawattů, tedy na úroveň srovnatelnou s příkonem JETu (který má ovšem řádově kratší pulsy) i s tepelným výkonem samotných fúzních reakcí v ITERu.

Projekt ITER nepředpokládá žádné ekonomické využití uvolněného fúzního výkonu — jeho jediným posláním je řešit vědecké a technologické otázky. Fyzika se zde má poprvé setkat s exotermickým (hořícím) plazmatem. Řadu efektů proto nelze dost přesně extrapolovat ze současných znalostí, mají nelineární povahu. Očekávají se např. rezonance produkovaných alfa-částic s Alfvénovými vlnami (tj. s vlněním magnetických siločar). Vedou se i spory o to, zda se objeví či neobjeví velmi pomalé oscilace teploty. Vnitřní stěna komory bude poprvé vystavena obrovským tepelným tokům a zároveň toku neutronů vysoké energie. Otázka, zda se podaří vhodným režimem



Obr. 11. Srovnání průřezů českého, německého, evropského a projektovaného mezinárodního tokamaku.

práce rozložit tepelný tok tak, aby nikde nedošlo k poškození materiálů stěny, není jednoduchá ani z hlediska kvazistacionárního provozu, ani z hlediska výplesků (bursts) energie a částic. ITER má ověřit procedury vyvinuté pro bezpečnou a efektivní údržbu stěn komory, včetně její pravidelné výměny. Jednou ze stěžejních úloh ITERu bude prakticky demonstrovat předpokládanou výrobu tritia z lithia, které by mělo v obálce reaktoru (v takzvaném blanketu) reagovat s fúzními neutrony:



Vedle samotného řešení blanketu bude také třeba zvolit a zdokonalit technologie pro uzavření palivového cyklu tritia, hlavně metodu jeho separace.

Už samotná stavba ITERu bude velmi náročná a bude podle projektu trvat nejméně osm let. Za předpokladu, že se o lokalitě ITERu a pak i o jeho organizačním uspořádání rozhodne už letos, lze první plazma čekat nejdříve kolem roku 2013. Chování tokamaku pak bude nejprve asi dva roky odlaďováno v „bezmotorovém“ režimu s čistě deuteriovým plazmatem, protože následné zavedení tritia zkomplikuje mnohá fyzikální měření a technické procedury. Dosažení nominálních hodnot termonukleárního výkonu se předpokládá až po pěti letech, a to nejprve v krátkých pulsech, jen postupně prodlužovaných až na desítky minut. ITER by měl mít poté před sebou ještě nejméně 15 let provozu.

Odborníci z celého světa se shodují v tom, že ITER potřebujeme postavit právě teď, jinak našemu oboru hrozí stagnace. Je překvapivé, že se velká většina expertů dokázala dohodnout na jediném ambiciózním projektu, který díky tomu získal i dostatečnou politickou a finanční podporu v mnoha zemích. Cena 4,6 miliard Euro na stavbu ITERu a dalších pěti miliard na dvacetiletý provoz asi na první pohled ohromí, prakticky stejné peníze však stojí každá velká letadlová loď [9].

V okamžiku odeslání tohoto článku do tisku panuje stále velké napětí, pokud jde o místo pro výstavbu ITERu — lokalitu Evropské unie u jihofrancouzského vědeckého

střediska Cadarache podporuje Rusko a Čína, lokalitu Japonska v severojaponském Rokkasho-mura podporují USA a Jižní Korea. Diplomatická jednání na ministerských úrovních jsou již několik měsíců bezvýsledná, takže zatím nezbyvá nic jiného, než sledovat aktuální informace (doporučuji server <http://fire.pppl.gov/>). Není bez zajímavosti připomenout, že podobně byla svého času dlouho zablokována jednání o umístění JETu mezi Německem a Velkou Británií, situaci vyřešila až pomoc britských jednotek při úspěšném zásahu proti únoscům německého letadla.

Horká témata v současné fyzice termonukleárního plazmatu

Fyzika termonukleárního plazmatu představuje velmi široký, syntetizující obor moderní experimentální vědy, viz např. [6]. Z mnoha možných příkladů vybírám jen čtyři poměrně obsáhlá a velmi živá témata:

Transportní bariéry

Jak název napovídá, transportní bariéry jsou takové oblasti v profilu plazmatu, kde transport energie a částic dramaticky klesá, takže parametry plazmatu (jmenovitě teplota a tlak) mohou strmě růst. Takový jev je obecně žádoucí, pokud ovšem nevede ke globálnímu kolapsu (disrupci) plazmatu kvůli přílišnému růstu hustoty či znečištění.

První transportní bariéra, která dnes už nedílně patří k standardnímu režimu práce velkých tokamaků, se nachází hned na okraji plazmatu. Poprvé byla pozorována před dvacetí lety, kdy se začaly k vymezení plazmatu používat divertory. Zatímco dříve byl poslední uzavřený magnetický povrch (čili okraj horkého plazmatu) určen mechanickou clonou, tzv. limiterem, divertory jej vymezují vhodným uspořádáním magnetického pole (pomocí X-pointu, viz obr. 7). V této nové konfiguraci byl na německém tokamaku ASDEX objeven režim s výrazně lepším udržením energie, nyní známý jako H-mod (H pro high). Za ním stojí právě okrajová transportní bariéra, která vznikne při dostatečném ohřevu plazmatu. Nekontrolovatelnému hromadění energie zabraňuje relaxační okrajová nestabilita zvaná ELM (Edge Localised Mode), pro kterou jsou charakteristické nepravidelně se opakující výplesky energie a částic.

Druhá transportní bariéra, známá jako vnitřní (ITB, Internal Transport Barrier), je novějšího data. Byla pozorována poté, co se precizně zvládnuté prostředky dodatečného ohřevu a vlečení proudu začaly systematicky používat k formování profilů plazmatu. Ukázalo se, že pokud se podaří vytvořit (elektrickou) proudovou hustotu s lokálním minimem na ose plazmatu, pak na magnetickém povrchu s maximem proudové hustoty vzniká transportní bariéra. Nevýhodou vnitřní bariéry je její závislost na velké dodávce vnější energie. Proto se v současné době obsáhle studuje i tzv. hybridní mod, který také vede k zlepšení transportních vlastností centrální oblasti plazmatu, přestože se při něm profil proudové hustoty vnějšími prostředky pouze zplošťuje.

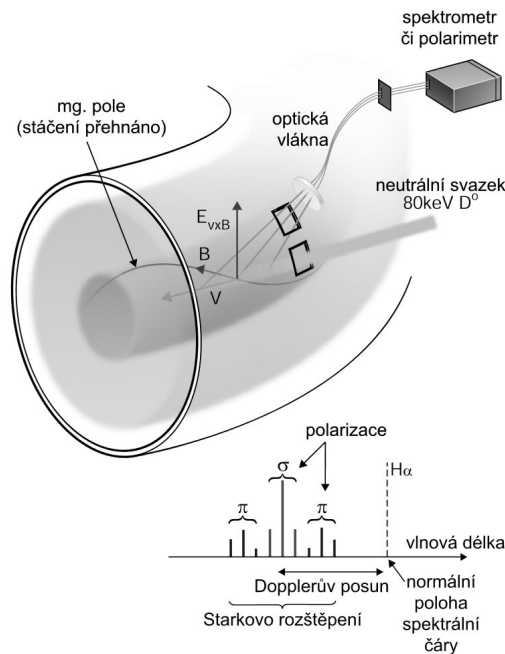
Samostatnou kapitolou je fyzikální interpretace transportních bariér, nestabilit a transportu vůbec. Je jisté, že v plazmatu nelze zanedbat nelineární jevy jako např. turbulenci. Nedá se proto očekávat, že by teoretické modely byly schopné dalekosáhlých předpovědí. Navíc i přibližné lineární metody narážejí jak na omezení daná

kapacitou počítačů, tak na nedostatek experimentálních dat nutných k parametrizaci modelů. V důsledku toho se například dodnes nepodařilo podat ucelený fyzikální popis H-modu. Na druhou stranu počítačové modely ukázaly, že vnitřní transportní bariéru lze chápat jako narušení radiálních fluktuací plazmatu v okolí maxima elektrického proudu, a to v důsledku změny znaménka magnetického stříhu. Vedle toho existuje několik dílčích transportních modelů, které se s úspěchem používají pro řešení specifických úloh nutných při přípravě i analýze experimentů.

Diagnostika plazmatu

V britské horní sněmovně jednou padla při rozpravě o JETu otázka, jakým teploměrem se vlastně měří stamilionové teploty. Odpověď vikomta Davidsona je dnes již okřídlená: „Mí lordové, řekl bych, že nějakým dost velkým.“ Raději hned prozradím, že iontová teplota se určuje nejlépe z dopplerovského rozšíření spektrálních čar nečistot a teplota elektronů např. prostřednictvím Thomsonova rozptylu laserového svazku.

Diagnostika vysokoteplotního plazmatu je takřka všeobjímající. Měří se magnetická pole, emitované částice a hlavně elektromagnetické záření od rádiových frekvencí až po záření gama. Zvláště oblíbené (ale i technicky náročné) jsou aktivní metody, kdy se sleduje interakce plazmatu s testovacím svazkem částic či záření (laseru či mikrovln).



Obr. 12. Princip měření profilu bezpečnostního faktoru q (helicity pole) prostřednictvím Starkova jevu.

Většina aktivních metod má zásadní výhodu v tom, že umožňuje lokální měření — víme přesně, odkud signál pochází, totiž z průsečíku testujícího svazku a směru

pozorování. Díky tomu lze přímo měřit profily důležitých veličin. Jednou z nejoslovnějších diagnostik je měření profilu bezpečnostního faktoru q . Ten se určuje z polarizace (nebo z rozštěpení) čárového záření částic neutrálního svazku, viz obr. 12. Efekt je z optiky znám jako Starkův jev a dochází k němu v přítomnosti elektrického pole — v našem případě neutrální atomy „vidí“ elektrické pole v důsledku svého rychlého pohybu napříč měřeným polem magnetickým.

Zatímco v toroidálním směru je pohyb částic velmi rychlý, poloidální symetrie je zajištěna jen pozvolným stáčením magnetických siločar, ne vždy se prosadí a ne na všech poloměrech je kvalitní. Často proto měření profilu nestačí, mimo jiné při studiu difúze částic ze vstřelené tablety (tzv. peletu), při měření struktur (tzv. modů) měkkého rentgenového záření nebo při detekci asymetrií, které vznikají v důsledku křivosti pole. V takových případech se měří průřezy plazmatu, a to buď tečným pozorováním maticovou kamerou, nebo pomocí mnohasměrného kolmého pozorování s následnou tomografickou rekonstrukcí.

Konečně, v určitých případech neplatí ani předpoklad toroidální symetrie a měření v poloidálním směru je třeba kombinovat s rychlými měřeními ve směru toroidálním. Je tomu tak např. u magnetického pole (již zmíněné Alfvénovy vlny) nebo v případě okrajového plazmatu, kde mohou vznikat významné toroidální závislosti kvůli blízkosti stěn.

Podmínky termonukleárních reaktorů staví diagnostiku před dvě velká zadání: za prvé, je třeba zvolit takové diagnostické metody, které budou spolehlivě pracovat i v poli neutronového záření a velmi energetických částic. Za druhé, podstatně vzrůstá význam diagnostiky okrajových částí plazmatu i diagnostiky samotných stěn reaktoru.

Řízení plazmatu v reálném čase

Jak jsme se již zmínili, profily plazmatu se dnes daří pozměňovat pomocí přesné aplikace dodatečného ohřevu a vlečení proudu. Máme i diagnostické nástroje, které jsou schopné profily plazmatu měřit. Vezmeme-li ještě v úvahu, že se plazma jako nelineární prostředí chová dost neklidně, pak se sama nabízí myšlenka na zpětnovazební propojení řízení tokamaku s diagnostikou. Právě této problematice se JET rozsáhle věnuje.

Dosažení a stabilizace požadovaných profilů plazmatu není jedinou motivací pro vývoj řízení experimentu v reálném čase. Systém by měl také správně reagovat na náhodné kritické události (lavinovité turbulence, znečištění od drobného úlomku stěny aj.). V neposlední řadě je při stále rostoucí době trvání plazmového pulsu (stovky sekund na supravodivých zařízeních) žádoucí, abychom dokázali průběžně měnit režimy plazmatu (a tedy přecházet z jednoho vědeckého programu na druhý během jediného pulsu) a aby počítače uměly v reálném čase sbírat, analyzovat a ukládat data.

Konfigurace magnetického pole byla na tokamacích první veličinou korigovanou v reálném čase, a to původně bez počítačů, plně analogovým zpětnovazebním systémem — jinak se nedařilo protáhnout pulsy přes pár desítek milisekund. Následovalo zpětnovazební řízení hustoty plazmatu prostřednictvím ovládnání napouštěcího ventilu

vakuové komory. Ukázalo se totiž, že vliv stěn na rychlost vakuového čerpání nelze dost dobře předvídat. Tehdy poprvé se musel řídicí parametr (hustota plazmatu) odvozovat v reálném čase z nepřímých měření (z interferometrického měření indexu lomu plazmatu). Dnešnímu dynamickému rozvoji zpětnovazebních technik nahrává jak stále rostoucí kapacita a rychlost výpočetní techniky, tak i skutečnost, že fyzikálně přípustná doba odezvy zpravidla roste s objemem plazmatu.

Vzhledem k tomu, že se dnešním fyzikálním modelům nedaří plně předpovídat reakce plazmatu na změny v řízení tokamaku, musí se systém řízení v reálném čase „trénovat“. Jinými slovy, s každým novým zpětnovazebním prvkem je třeba provést sérii experimentů, která dodá data pro doladění poloempirického modelu příslušného procesu. Vyvíjejí se i systémy založené na samoučících principech (např. na neuronových sítích). Mezi klíčové technické problémy patří multitasking (paralelní zpracovávání několika procesů) a rychlé řízení megawattových příkonů. Nikdo přitom nepochybuje o tom, že na budoucích termonukleárních zařízeních (včetně ITERu) budou pracovat velmi důmyslné systémy řízení v reálném čase.

Interakce plazmatu se stěnou

Projekt ITER se ocitl první a sám před otázkou technického zvládnutí velkých tepelných výkonů, které budou uvolňovány termonukleární fúzí. I to svědčí o náskoku tokamaků před ostatními koncepcemi. Uvádí se, že současné materiály vydrží trvalý tepelný tok až 10 MWm^{-2} . Při ploše stěn ITERu 700 m^2 by se mohlo zdát, že existuje řádová rezerva. Háček je v tom, že tokamak neumíme donutit k rovnoměrnému rozdělení tepelných ztrát.

Úlohu zjednodušují neutrony, které čtyři pětiny uvolněné energie deponují do materiálů reaktoru rovnoměrně a navíc objemově. Velká část zbylé energie z fúze končí v divertoru. Jako optimální pro divertor se dnes jeví režim hoření plazmatu v H-modu s již zmíněnými výplesky energie (ELM) spíše menší intenzity a vyšší opakovací frekvence. Ani takový režim by nejspíš sám nezabránil lokálnímu přehřívání divertoru, a proto se studují procesy, díky kterým by částice plazmatu mířící do divertoru ztrácely svou energii už před srážkou se stěnou.

Není to tak dávno, co byl na tokamacích poprvé pozorován efekt „odděleného plazmatu“ (detached plasma). Při něm klesá teplota v oblasti divertoru natolik, že v něm začnou převládat neutrální atomy a klasické srážky. Ionty plazmatu tak nemohou přímo interagovat se stěnou a odtud plyne i název efektu: dochází k fyzickému oddělení horkého plazmatu od stěny. Velkou výhodou takového uspořádání je fakt, že ionty unikající z plazmatu ztrácejí svou energii objemově — zářením ve srážkách s částicemi plynu, nikoli v kolizi se stěnou. Podmínky panující v ITERu zřejmě vznik odděleného plazmatu nedovolí, a proto se uvažuje o vstřikování těžších prvků do divertoru. To by vedlo ke zvýšení radiačních ztrát v oblasti divertoru a tím k dochlazení, takže by oddělení plazmatu mohlo nastat i při vysokém plošném výkonu dopadajících částic. Potíž je v tom, že efekt sám o sobě ztěžuje recyklaci částic plazmatu, čili komplikuje udržování nízké hladiny příměsí v plazmatu, natož budou-li do divertoru dodávány další příměsí zvenčí.

Napilno má už dnes i samotná fyzika materiálů. Z hlediska stávajících fúzních experimentů je nejlépe známé chování uhlíku, který je ve formě grafitových dlaždic instalován na vnitřní stěny vakuových komor podobně jako na křídla raketoplánů, viz obr. 10. Grafit je velmi tolerantní k lokálním teplotním šokům, netaví se a sublimuje až při 3825 °C. Poměrně rychle ale eroduje jak fyzikálně (v poli rychlých částic), tak chemicky (reaguje s vodíkem) a bohužel absorbuje tritium. Na grafit se v tokamacích zpravidla napařuje bor, jen JET provádí nástřik berylia. Berylium je hlavním kandidátem i na většinu vnitřního povrchu ITERu (teplota tání 1284 °C, protonové číslo jen 4). V nejnámáhanější oblasti, divertoru, se má použít v kritických místech grafit, jinde wolfram (teplota tání 3695 °C), který tritium neabsorbuje. Velký německý tokamak ASDEX dokonce v současné době přechází na plně wolframovou vnitřní stěnu vakuové komory. To je odvážný krok, protože wolfram má vysoké protonové číslo ($Z = 74$) a je tedy velmi nežádoucí příměsí plazmatu. Některé tokamaky také používají molybden.

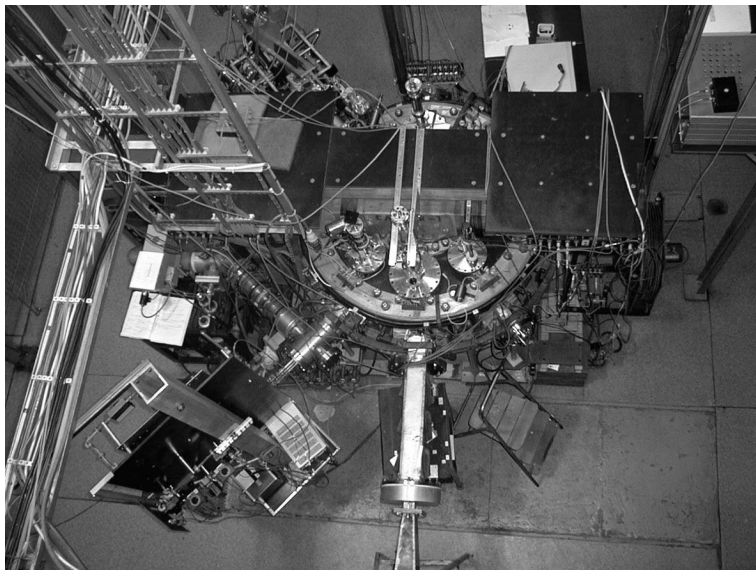
V JETu (i jinde) se nedávno začala intenzivně studovat eroze, migrace a redepozice materiálů vnitřních stěn. Vedle chemických stopovacích metod se používají i in-situ měření, například pomocí mikrovah. Výsledky jsou prý poměrně překvapivé, a tak další experimenty možná vnesou více světla nejen do fyziky plazmatu, ale i do samotné fyziky materiálů.

ITER a česká fyzika

Z hlediska ITERu má Česká republika zcela jedinečnou startovní pozici, jenom půjde o to, zda bude v našich silách její místo obhájit. Ocitli jsme se v dobré společnosti, Evropská unie je dnes jasnou špičkou v oboru a je i klíčovým partnerem ITERu. Jinými slovy, ITER bude tak trochu i náš. Zároveň víme, o čem jde řeč — Česká republika je jedinou novou zemí Evropské unie, která provozuje svůj vlastní tokamak, tedy zařízení principiálně shodné s JETem i ITERem. V tomto směru stojí za povšimnutí, že o instalaci malého tokamaku se letos jednalo i v Polsku.

Tokamak CASTOR, který pracuje v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR (dále jen ÚFP), je dnes možná nejmenším a určitě nejstarším funkčním tokamakem na světě, viz obr. 11 a 13, [1], [10]. Jeho parametry byly uvedeny v tabulce. Vznikl modernizací jednoho z úplně prvních tokamaků (TM-1, 1960, viz [7]), který nám v sedmdesátých letech věnoval Sovětský svaz díky průkopnickým výsledkům českých vědců v teorii interakce elektromagnetických vln s plazmatem [11]. V současné době se začíná uvažovat o jeho další větší modernizaci.

Již řadu let se čeští fyzikové podílejí na projektových výpočtech pro ITER. Před čtyřmi lety byla založena Asociace EURATOM / IPP.CR a stala se řádným partnerem Evropské dohody pro rozvoj fúze (EFDA). Záhy Asociace přistoupila k podpisu dohody o kolektivním využívání JETu, na jehož chodu se díky ní mohou podílet i čeští fyzikové. Do naší Asociace patří vedle ÚFP i Ústav jaderného výzkumu Řež, a. s., Ústav jaderné fyziky AV ČR, Ústav fyzikální chemie Jaroslava Heyrovského AV ČR,



Obr. 13. Celkový pohled shora na tokamak CASTOR (foto ÚFP AV ČR).

Ústav aplikované mechaniky, s. r. o., Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská ČVUT a Matematicko-fyzikální fakulta UK.

Samotný ÚFP má široké portfolio specializací, od plazmových nástřiků přes impulsní výboje až po vlastní tokamak, nehledě na podíl ve významné laserové laboratoři PALS. Podle mého názoru jde o pozitivní moment. Mnohé zahraniční ústavy, které se úzce orientují jen na termonukleární fúzi, totiž trpí velkými výkyvy v politické podpoře oboru. Navíc se mohou zkušenosti ÚFP v materiálové fyzice, nabyté díky studiu plazmových nástřiků, ukázat jako velmi cenné i pro naši budoucí účast v ITERu.

Z hlediska perspektivy oboru v českém akademickém prostředí bych rád upozornil na dva důležité momenty.

Za prvé, zdá se, že mezi našimi experty panuje shoda v tom smyslu, že bychom měli provozovat vlastní malý experiment, a zároveň že bychom se měli přímo podílet na práci velkých vědeckých center — také proto jsme se stali členy Euratomu. Provoz vlastního tokamaku je vizitkou národního zájmu a trenažérem našich experimentálních dovedností. Jeho didaktická role už dnes přesahuje hranice — a to nemluvíme o tom, že se na něm daří dělat i zajímavý základní výzkum se zahraniční účastí. Zároveň ovšem platí, že bez průběžné účasti na provozu velkých zařízení (jako JET či ITER) a bez analyzování jejich dat bychom se rychle ocitli mimo hlavní proud soustředěného mezinárodního úsilí, viditelně by se začal propadat náš citační index, méně viditelně naše odborná úroveň a naše schopnosti orientační. Situace je velmi podobná experimentální částicové fyzice.

Naše Asociace má sice široké zázemí, ale samotným fúzním experimentům — Castoru a zároveň práci na velkých experimentech v zahraničí — se zatím věnuje jen skupinka fyziků, jejichž plné úvazky lze na prstech spočítat. Osobně se domnívám,

že takový stav není dlouhodobě udržitelný. V tomto smyslu může ITER otestovat priority, pružnost a rozhodovací schopnosti naší fyzikální obce.

Za druhé, ve většině evropských zemí je termonukleární fyzika odtržena od vysokoškolského prostředí. Cílený vývoj fúze historicky vedl ke strukturám, ve kterých není prakticky žádný prostor pro pedagogickou činnost. Obor tím velmi trpí, a to oboustranně — fúzním expertům chybějí denní kontakty s akademickou elitou širokého spektra znalostí a zájmů, zatímco mezi mladými talentovanými studenty nepředstavuje fúze živý pojem. Občas se k nám tak donese i absurdní názor, že v termonukleární fúzi snad není z hlediska vědy co řešit.

Zdá se, že naše akademická obec našla řešení — v české Asociaci jsou vysoké školy hned dvě, MFF UK a FJFI ČVUT. Jejich zaměstnanci se tedy mohou podílet na chodu mezinárodních termonukleárních programů. Vedle těchto dvou vysokých škol má velkou tradici ve fyzice plazmatu i Fakulta elektrotechnická ČVUT a Přírodovědecká fakulta Masarykovy univerzity v Brně. Pro českou fyziku by bylo bezpochyby přínosné, kdyby na těchto kvalitních základech vyrostli pedagogové, kteří by svůj odborný profil odvozovali od účasti na práci mezinárodních fúzních experimentů.

První reaktor ... a co dál?

Jako každá mise na horizont našich znalostí přinese určitě i ITER jak dobrá, tak nepříjemná překvapení. Už dnes je ale jisté, že ITER sám veškeré chybějící podklady pro stavbu termonukleární elektrárny nedodá. Hlavní potíží je v relativně nízkých dávkách neutronů, které bude ITER produkovat ve srovnání s elektrárenským reaktorem pracujícím kontinuálně při $Q \sim 80$. Právě velmi intenzivní toky neutronů s vysokou energií (14,1 MeV) představují podle dnešního stavu poznání vůbec největší riziko na naší cestě za vizí termonukleárních elektráren, protože není jasné, jak škodlivý bude jejich vliv na konstrukční materiály reaktoru. Pesimistické odhady mluví o takové míře poškození konstrukce, která vůbec znemožní rozumně dlouhý provoz reaktoru. Optimistické předpovědi naopak uvažují o širokém spektru materiálů včetně nových kompozitů, ve kterých by v poli neutronového toku vznikaly jen krátce žijící radioaktivní izotopy. Aktivita odstaveného reaktoru by tak mohla klesnout pod státem sledovaný limit už během několika desítek let.

Pokud to tedy s termonukleární energetikou myslíme vážně, měli bychom vlastnosti materiálů v podmínkách reaktoru zmapovat už během provozu ITERu. Proto vznikl projekt Mezinárodního ozařovacího zařízení pro fúzní materiály (International Fusion Materials Irradiation Facility, IFMIF [12]). Jde o intenzivní fokusovaný zdroj energetických neutronů generovaných při bombardování proudu tekutého lithia deuteriovým svazkem. Právě IFMIF se možná stane jednou z „náplastí“ pro lokalitu, která přijde o stavbu ITERu.

Nadále se počítá s provozem menších národních tokamaků, které mají pružnější plánování a mnohem levnější provoz. Tím jsou a budou zajímavé jako testovací zařízení pro nové přístroje i pro nové nápady, a také jako laboratoře vhodné k detailnějšímu studiu fyzikálních souvislostí i k výchově dalších generací fyziků a techniků. S napětím

se očekávají i výsledky „konkurence“, zejména stelarátorů a inerciální fúze. Podrobné informace o řadě zajímavých experimentů a projektů přináší [1].

Co přijde po ITERu? Nerad spekujuji, takových už bylo... ITER bude v první řadě klíčem ke dveřím, které potřebujeme otevřít, pokud za ně chceme nahlédnout. Nicméně, na základě extrapolace současných znalostí a tempa pokroku se uvádí, že pokud ITER ani IFMIF nenarazí na vážné problémy, pak by kolem roku 2035 mohl být spuštěn první demonstrační reaktor (DEMO). Ten by měl při tepelném výkonu kolem 1500 MW produkovat 500 MW elektrické energie. DEMO by nemusel být o mnoho větší než ITER. Podle nyní prosazované varianty „rychlé stopy“ („fast track“) by už DEMO a paralelně s ním běžící zařízení mohly inspirovat průmysl k tomu, aby dostupné znalosti převzal a navázal na ně svými vlastními projekty. Pro průmysl bude samozřejmě klíčové hledisko ekonomické — jaká bude cena reaktoru, jaká bude situace na trhu paliv a zda se bude nabízet podstatná legislativní výhoda pro zdroje, které nenarušují složení atmosféry.

Rizikovým faktorem bude i to, zda nový fúzní zdroj bude přijatelný pro veřejnost. Čtenáře Pokroků o výhodách fúze snad nemusím přesvědčovat. Palivovými vstupy je lithium a těžký vodík (přírodní izotop s výskytem 0,015%), cyklus tritia má být uzavřený u reaktoru. Termonukleární fúze je inherentně bezpečný proces: v hořícím plazmatu je v každém okamžiku jen zlomek gramu paliva a kritický trojný součin nelze bez fungujícího řízení vůbec udržet. Produktem reakce je jaderně i chemicky stabilní helium. Největší zátěží provozu bude neutronové záření, které bude indukovat středně- a nízkoaktivní odpady hlavně v konstrukci samotného reaktoru. Největším rizikem pak bude přítomnost tritia v cyklu, v celkovém objemu asi 1,5 kg (většina bude vázána v pevné fázi, jak je tomu i na JETu).

Termonukleární fúze by se měla stát významným energetickým zdrojem pracujícím hlavně v základním režimu, pro metropole a průmyslová centra, zatímco menším spotřebitelům budou, doufejme, stačit obnovitelné zdroje. Palivo pro fúzi je naštěstí rozloženo geograficky rovnoměrně. Rozhodující poptávku po novém energetickém zdroji lze očekávat hlavně na rostoucích asijských trzích — tam chybí energie už dnes.

Osobně bych sázel na to, že pokud fúzi zvládneme, pak záhy vyvineme i kompaktnější reaktory s menšími výkony. Vědci se bezpochyby zaměří i na zvládnutí jiných než D-T fúzních reakcí a na přímou výrobu elektrické energie z plazmatu.

Naše dnešní naděje jsou v nejhorsím případě předčasné, ale rozhodně ne scestné. Zvládnutí řízené termonukleární fúze totiž patří k dobře definovaným metám, stejně jako třeba vzletnutí stroje těžšího než vzduch, přečtení lidského genomu nebo přistání člověka na Marsu — nehledě na to, že bez „jaderného hoření“ nás motory raket o moc dál než k Marsu nedonesou.

Poděkování: Rád bych poděkoval své manželce KATEŘINĚ, RNDr. JANU STÖCKELOVI, CSc., Ing. MILANU ŘÍPOVI, CSc., a EDITĚ DUFKOVÉ za řadu velmi dobrých připomínek k rukopisu. Za pomoc s obrázky a fotografiemi jsem zavázán reprografické kanceláři EFDA JET, není-li uvedeno jinak.



Obr. 14. Noční pohled na budovu tokamaku JET.

L i t e r a t u r a

- [1] ŘÍPA, M. a kol.: *Řízená termojaderná fúze pro každého*. Publikace ÚFP AV ČR, 2004. Přípravuje se on-line verze pro <http://www.ipp.cas.cz/>
- [2] LIMPOUCH, J.: *Inerciální termionukleární fúze a perspektivy jejího energetického využití*. Energetika 42, 4 (1992) 109.
- [3] WESSON, J. A.: *The Science of JET*. JET Report, JET-R (99) 13 (1999). Kniha je volně ke stažení na <http://www.jet.efda.org/documents/wesson/wesson.html>
- [4] ITER Team: *Fus. Eng. Des.* 55, 2-3 (2001), 97. Viz též <http://www.iter.org/>
- [5] LAWSON, J. D.: *Some Criteria for a Useful Thermonuclear Reactor*. A.E.R.E. GP/R 1807 Harwell, Berks 1955.
- [6] WESSON, J. A.: *Tokamaks* (third edition). Oxford Clarendon Press, 2004, ISBN 0198509227.
- [7] BRAAMS, C. M., STOTT, P. E.: *Nuclear Fusion, Half a Century of Magnetic Confinement Fusion Research*. IOP Publishing Ltd 2002, ISBN 0750307056.
- [8] MLYNÁŘ, J. et al.: *JET: Preparing the future in fusion*. 21st SPPT Proceedings, Czech. J. Phys. 54 (2004), Suppl. C, C28.
- [9] <http://www.chinfo.navy.mil/navpalib/factfile/ships/ship-cv.html>
- [10] STOCKEL, J., ET AL.: *Magnetic and electrostatic fluctuations in the CASTOR tokamak*. Plasma Phys. Control. Fusion 41 3A (1999), A577.
- [11] PREINHAELTER, J., KOPECKÝ, V.: *Penetration of high-frequency waves (...)*. J. Plasma Phys. 10 (1973), 1.
- [12] <http://www.frascati.enea.it/ifmif/>