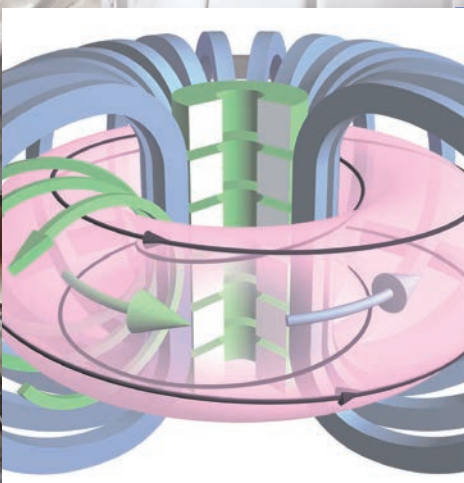




Akademie věd
České republiky

Strategie AV21

Špičkový výzkum ve veřejném zájmu



Slavomír Entler, Ondřej Ficker,
Josef Havlíček, Jan Horáček,
Martin Hron, Jan Mlynář,
Radomír Pánek, Milan Řípa,
Jan Stöckel, Jozef Varju,
Vladimír Weinzettl

Budoucnost energetiky: jaderná fúze



VÝZKUMNÝ PROGRAM

SYSTEMY PRO JADERNOU ENERGETIKU

Obsah

Předmluva	3
Historie výzkumu jaderné fúze	5
Fyzika fúzní reakce	10
Lawsonovo kritérium	12
Tokamaky	15
Fyzika plazmatu	16
Magnetický systém	21
Vakuový a kryogenní systém	32
Jaderná zóna	37
Interakce plazmatu se stěnou reaktoru	40
Systém ohřevu plazmatu	44
Diagnostický systém	49
Řídicí systém	55
Palivový cyklus	58
Výroba elektrické energie	62
Jaderná bezpečnost fúzních reaktorů	63
Vliv na životní prostředí	64
Výrobní cena fúzní elektřiny	67
Cesta k fúzním elektrárnám	68
Závěr	69

Doslov _____ **69**

Poděkování _____ **71**

Reference _____ **71**

Autoři _____ **72**

Předmluva



Když jsem v roce 1969 nastoupil do Ústavu fyziky plazmatu ČSAV, bylo zřejmé, že experimentální i teoretický výzkum horkého plazmatu drženého v magnetickém poli představuje perspektivní směřování k realizaci reaktoru na bázi termojaderné fúze. V ústavu tou dobou již fungovala dvě lineární experimentální zařízení, v nichž se plazma v magnetickém poli ohřívalo mikrovlnami nebo svazkem elektronů. Během šesti-letého výzkumu se v ústavu podařilo vytvořit potřebnou infrastrukturu pro výzkum horkého plazmatu (vakuová technika, generátory magnetického pole, zdroje mikrovlnné energie)

a současně se zformovala skupina teoretických fyziků. Jedním z vynikajících výsledků skupiny byla předpověď neinduktivního vlečení proudu plazmatem pomocí elektromagnetických vln o frekvenci dolní hybridní rezonance. To vyvolalo potřebu experimentálního ověření a bylo zkonstruováno toroidální zařízení Intermezzo, na kterém se ověřovalo neinduktivní vlečení elektrického proudu. Brzo se však ukázalo, že k potvrzení teoretické předpovědi je zapotřebí plně ionizované, bezsrážkové plazma. Na základě úzkých kontaktů s Ústavem I. V. Kurčatova v Moskvě byl proto v roce 1977 dovezen a v našem ústavu reinstalován malý tokamak TM-1-MH, který byl v roce 1984 modernizován a přejmenován na tokamak CASTOR. Experimenty s neinduktivním vlečením proudu se paralelně prováděly i na prvním tokamaku se supravodivým vinutím T-7 v Ústavu I. V. Kurčatova, kde se pomocí anténní struktury vyvinuté u nás podařilo generovat proud 200 kA. To byl v té době světový rekord. Výzkum na tokamaku CASTOR se postupně přeorientoval na studium turbulence v okrajovém plazmatu.

Další přelom pak nastal v roce 1999, kdy náš ústav zaštil účast republiky v programu EURATOM. Rozvinula se těsná spolupráce s dalšími evropskými fúzními experimenty typu tokamak (zejména Tore Supra, ASDEX-U a další), která vyústila v řadu hodnotných výsledků. Na tokamaku CASTOR pokračovalo studium režimů se zlepšeným udržením plazmatu pomocí externě generovaného elektrického pole a vývoj nových diagnostik, zejména unikátních elektrických a magnetických sond. Během této doby se experimenty na tokamaku CASTOR staly základem řady diplomových a disertačních prací. Vytvořil se erudovaný tým se značnými zkušenostmi a mezinárodními kontakty, který byl nakonec natolik kompetentní, aby mohl v roce 2008 v našem ústavu spustit tokamak COMPASS. Toto experimentální zařízení, které se svou konfigurací magnetického pole řadí ke dvěma největším evropským tokamakům ASDEX-U a JET, umožňuje provádět relevantní výzkum směrem k mezinárodnímu experimentálnímu reaktoru ITER a budoucím fúzním elektrárnám.

Úspěšné zprovoznění tokamaku COMPASS spolu s dosahovanými unikátními vědeckými výsledky vytvořilo podmínky pro další odborný růst našich vědců, kteří se intenzivně zapojili do celosvětového fúzního výzkumu. V současnosti náš tým stojí před velkou výzvou do roku 2022 navrhnout a postavit v našem ústavu zcela nový tokamak COMPASS-U. Toto experimentální zařízení umožní řešit aktuální úkoly špičkového výzkumu řízené termojaderné fúze. Nepochybuji, že bude tato náročná výzva úspěšně splněna.

RNDr. Jan Stöckel, CSc.

Historie výzkumu jaderné fúze

„V Slunci probíhá termojaderná syntéza atomových jader vodíku, vzniká helium a uvolňuje se energie. Takto lze vysvětlit stáří Slunce,“ je obsah sdělení, které astrofyzik Arthur Eddington pronesl v roce 1920 na setkání British Association for the Advancement of Science v britském Cardiffu. Vycházel z Einsteinova vztahu $E = mc^2$ a objevu hmotnostního deficitu atomových jader Francísem Astonem. V roce 1928 Fritz Houtermans a Robert Atkinson aplikovali kvantovou teorii George Gamowa a podložili Eddingtonovu hypotézu matematicko-fyzikálními rovnicemi. Konkrétní sluneční reakce, proton-protonový (vodíkový) cyklus a C-N-O (uhlíkový) cyklus popsali v letech 1938–1939 Hans Bethe a Charles Critchfield.

Článek Hanse Betheho inspiroval Arthura Kantrowitze, mladého zaměstnance National Advisory Committee for Aeronautics v americkém Langley Field, aby se pokusil vyrobit plazma o teplotě jádra Slunce a sloučit jádra vodíku. V roce 1938 Kantrowitz navrhl plazma oddělit od stěn vakuové nádoby magnetickým polem a zahřát jej mikrovlnami, přičemž nádobu zvolil ve tvaru toroidu. Kantrowitz odhadl rozměry toroidu a vyšla mu vakuová nádoba velikosti v budoucnosti vzdáleného amerického tokamaku TFTR. Když se neobjevilo žádné rentgenové záření, Kantrowitz a jeho šéf Eastman Jacobs usoudili, že plazma není dostatečně horké. Když ale zvětšili výkon ohřevu, plazma se začalo chovat nepochopitelně. Kantrowitz objevil nestabilitu plazmatu.

Po 2. světové válce se výzkum řízené fúze rozeběhl především ve Velké Británii, v Sovětském svazu a ve Spojených státech. Již v roce 1946 George P. Thomson a Moses Blackman podali ve Velké Británii patent na termojaderný reaktor, z jeho stavby však sešlo. Německý vědec Max Steenbeck na základě svých zkušeností s vývojem betatronů navrhl toroidální pinč, který nazval Wirbelrohr. Koncept wirbelrohu jako válečnou kořist dovezli spojenci do Anglie, kde Thomson pověřil své doktorandy Stana Cousinse a Alana Warena, aby wirbelrohr postavili. Steenbeck také na žádost ruského vědce Lva Andrejeviče Arcimoviče přednesl svoji myšlenku v Moskvě. Arcimovičovi se idea wirbelrohu zalíbila, a když dostal na starost výzkum řízené fúze v Sovětském svazu, toto zařízení v Moskvě postavil.

V dubnu 1951 argentinský prezident Juan Perón oznámil, že Argentina zvládla termojadernou fúzi. Zasloužil se o to rodák ze Sokolova Ronald Richter, který ho nepravdivě informoval o výsledcích svého výzkumu financovaného argentinskou vládou. Zpráva vyvolala v řadě zemí zájem politiků o výzkum fúze a jeho podporu. V USA postavil Lyman Spitzer v Princetonu první stelarátor a James Tuck přivezl z Británie do Los Alamos pinč. Richard Post se v Lawrence Livermore National Laboratory zabýval magnetickými zrcadly a postavil 20 metrů dlouhé tandemové magnetické zrcadlo s 20 MW ohřevu pomocí svazků neutrálních částic.

Australan Peter Thonemann zahájil začátkem padesátých let v Oxfordu v Clarendon Laboratory výzkum řízené fúze na pinčích tvořících ve skleněné vakuové komoře sekundární vinutí transformátoru. Poté Thonemann v Harwellu postavil na svou dobu obrovský toroidální pinč ZETA (*Zero Energy Thermonuclear Assembly*). V roce 1957 se pinč ZETA pochlubil neutrony, ale ukázalo se, že nepocházely z jaderné fúze. ZETA ovšem fungoval dál, odhalil režim samoorganizovaného plazmatu (*reversed-field pinch*) a byla na něm odzkoušena metoda měření teploty elektronů Thomsonovým rozptylem laserového svazku. Až na výjimky panuje shoda v tom, že první měřitelné fúzní neutrony vyprodukoval lineární theta pinč Scylla v Los Alamos v roce 1958.

V Sovětském svazu byl výzkum termojaderné fúze zahájen v roce 1951. Návrh elektrostatického udržení termojaderného plazmatu Olega Lavrentěva inspiroval Andreje Sacharova a Igora Tamma k vývoji reaktoru s magnetickým udržením plazmatu v toroidální nádobě. V roce 1956 zprovoznil reaktor TMP (*toroid v magnetickém poli*) a v roce 1958 první tokamak (*toroidální kamera s magnetickými katuskami*). V oddělení plazmatu Laboratoře měřících přístrojů Akademie věd SSSR (LIPAN) v počátcích výzkumu fúze soutěžily Steenbeckův pinč a Sacharovův tokamak. Neodstranitelné nestability pinče rozhodly ve prospěch tokamaku. V roce 1968 na Mezinárodní konferenci o fyzice plazmatu a řízené termojaderné fúzi v Novosibirsku oznámil Arcimovič dosažení teploty 10 milionů °C v tokamaku T-3A. Američané tyto výsledky zpochybňovali, ale pak skupina vědců z anglického Culhamu o rok později změřila na T-3A teplotu elektronů Thomsonovým rozptylem a výsledky potvrdila. Největší stelarátor na světě v Princetonu Stellarator C byl přestavěn na tokamak a další stelarátory po celém světě následovaly.

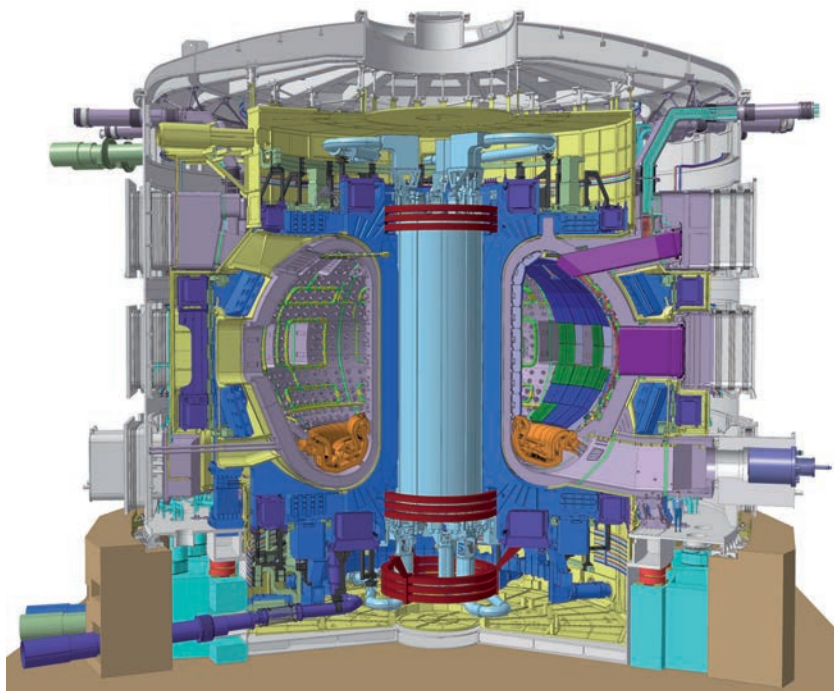
Následující období bylo vyplněné vývojem a zdokonalováním jednotlivých systémů tokamaku, např. ohřevu plazmatu (PLT), supravodivých magnetických cívek (T-7, Tore Supra, EAST, KSTAR), velikosti magnetického pole (Alcator C-Mod), divertoru (ASDEX-U) a mnoha dalších technologií. Jednotlivá zlepšení byla doprovázena zvyšováním dosahovaných parametrů plazmatu. Zvětšoval se postupně i objem vakuové komory (TFTR, DIII-D, Tore Supra [dnes WEST], T-15, JT-60U a v neposlední řadě JET).

Evropský tokamak JET (*Join European Torus*) je mistrovským dílem Paula-Henriho Rebuta. Reaktor vstoupil do historie první DT kampaní v roce 1991 a rekordem uvolněného fúzního výkonu 16,1 MW, kterého dosáhl v roce 1997. Dalším významným příspěvkem tokamaku JET k fúznímu výzkumu bylo úspěšné testování provozu ILW (*ITER Like Wall*) s první stěnou, kterou bude používat reaktor ITER. Tokamak JET také přinesl zásadní pokrok ve schopnostech řídit vysokoteplotní plazma, protože umožnil automaticky reagovat v reálném čase na chování plazmatu pomocí všech výkonných systémů včetně systémů ohřevu.

V současnosti se fúzní výzkum z velké části soustřeďuje na mezinárodní tokamak ITER (*International Thermonuclear Experimental Reactor*), který od roku 2007 staví Evropská unie, Rusko, Spojené státy, Čína, Jižní Korea, Japonsko a Indie v jihofrancouzské

Provinci v sousedství výzkumného střediska CEA Cadarache. ITER bude testovat řízení plazmatu a řadu reaktorových technologií potřebných pro fúzní elektrárny, jako jsou supravodivé magnety, systémy ohřevu plazmatu, vakuový systém, palivový systém nebo tritiové hospodářství. Fúzní výkon reaktoru dosáhne 500 MW při současném výkonu ohřevu plazmatu 50 MW a reaktor tak překročí Lawsonovo kritérium vědecké rovnováhy (viz kap. 3). Reaktor by měl být spuštěn v roce 2025 a plného výkonu 500 MW by měl dosáhnout v roce 2036.

Na cestě k tokamaku bylo v průběhu uplynulých desetiletí mnoho slepých odboček. Šlo především o pokusy dosáhnout jaderné fúze bez nutnosti vysokých teplot

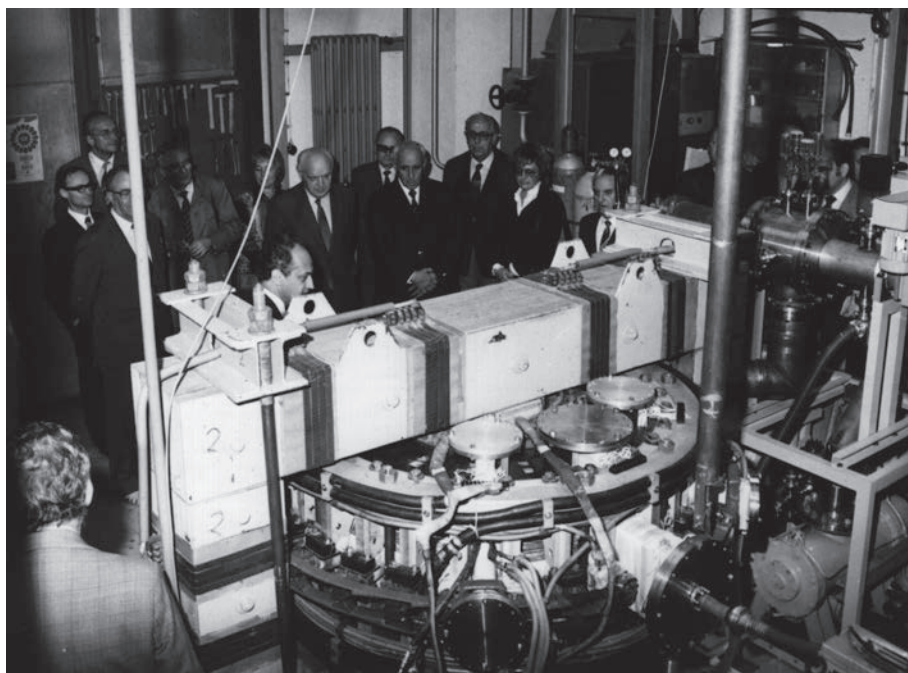


Obr. 2. Tokamak ITER bude 30 m vysoký, 30 m široký a bude vážit 23 tisíc tun. Fúzní výkon reaktoru bude 500 MW. Reaktor se staví v jihofrancouzské Provinci a spuštěn má být v roce 2025. Na projektu se podílí 7 partnerů, kteří reprezentují více než polovinu lidstva a produkují více než 80 % světového HDP [1]

paliva, kam spadají např. mionová katalýza, studená, bublinková, pyro-, nano- nebo piezofúze. V současnosti několik soukromých firem hledá alternativní cesty zdokonalováním starších termojaderných zařízení nebo kombinací inerciální a magnetické fúze, avšak mediální proklamace často výrazně nadsazují jejich možnosti.

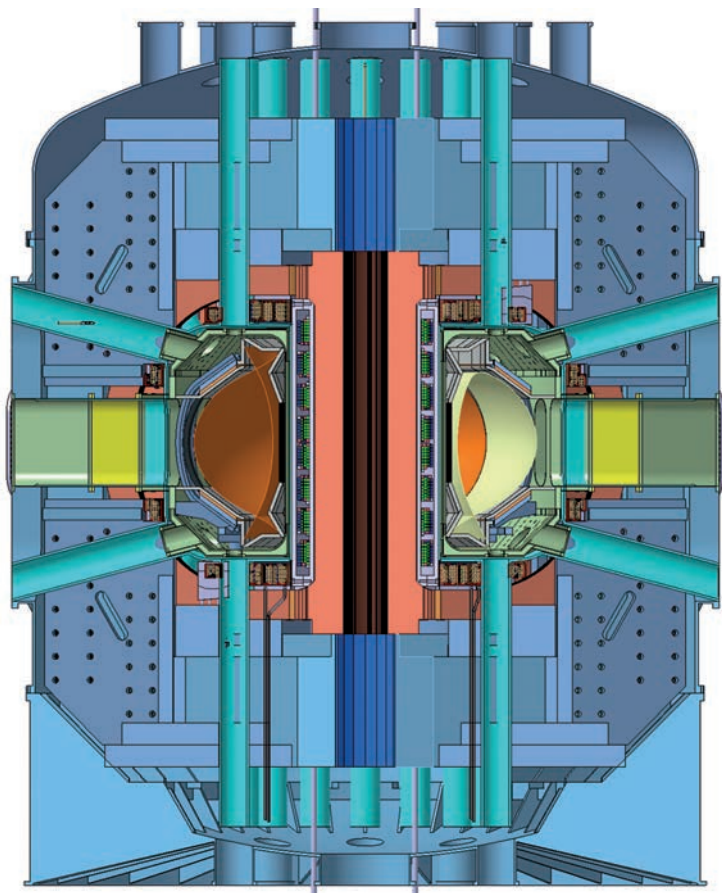
Na základě pokroku ve vývoji laserů také probíhá výzkum inerciální fúze především v americkém vojenském výzkumném zařízení NIF (*National Ignition Facility*), avšak na rozhodující průlom se stále čeká.

V Česku byl výzkum plazmatu zahájen po roce 1963. V roce 1977 byl v Ústavu fyziky plazmatu ČSAV zprovozněn tokamak TM-1-MH, který byl později modernizován a přejmenován na tokamak CASTOR (*Czech Academy of Sciences Torus*). V roce 2008 byl nahrazen moderním tokamakem COMPASS, který byl převezen z UKAEA v Culhamu ve Velké Británii. Instalace a provoz tokamaku COMPASS, fyzikálně podobného reaktoru ITER, zařadily Českou republiku mezi země s pokročilým výzkumem termojaderného plazmatu. Tokamak CASTOR dále slouží pod názvem GOLEM jako výukový tokamak na Fakultě jaderné a fyzikálně inženýrské ČVUT v Praze.



Obr. 3. Slavnostní spuštění tokamaku CASTOR v Ústavu fyziky plazmatu ČSAV, Praha, 1985 [2]

V současnosti probíhá v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR výstavba nového tokamaku, který umožní vytvořit několikanásobně vyšší magnetické pole a další vhodné podmínky pro provádění experimentů důležitých pro současný a budoucí špičkový výzkum jaderné fúze. Nový tokamak bude stát na místě současného tokamaku COMPASS a využije jeho stávající infrastrukturu. Proto se nový tokamak označuje jako COMPASS Upgrade nebo zkráceně COMPASS-U.



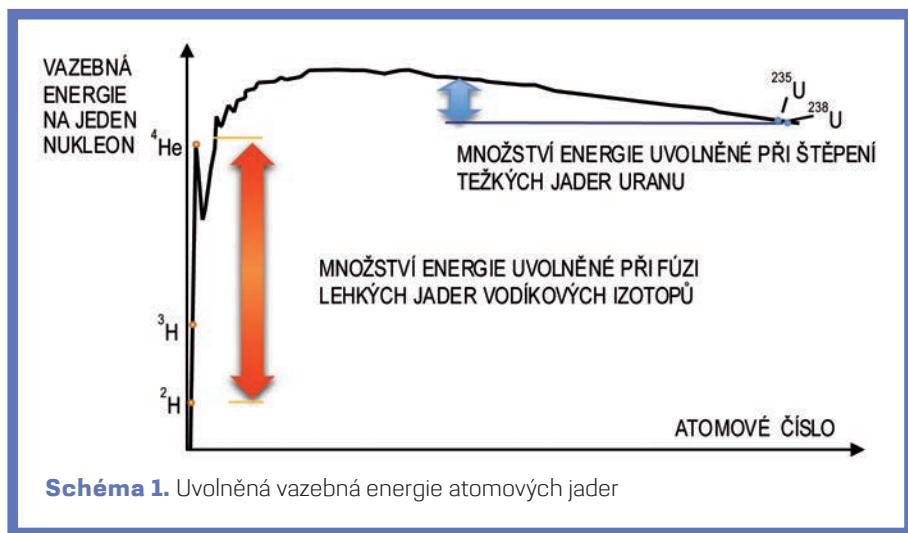
Obr. 4. Řez připravovaným tokamakem COMPASS-U. Na obrázku je patrná masivní nosná konstrukce odolávající extrémním silám magnetického pole [2]

COMPASS-U bude tokamak s magnetickým polem až 5 T s geometrií plazmatu odpovídající reaktoru ITER a prvním fúzním energetickým reaktorům DEMO. Konstrukce tokamaku bude odolná proti extrémním silám působícím na jednotlivé části reaktoru během výboje – na některé magnetické cívky bude působit během experimentu síla až 3500 tun. Z důvodu snížení energetické náročnosti tokamaku budou měděné magnetické cívky ochlazeny na teplotu kapalného dusíku a celý tokamak o průměru 5 metrů a váze přes 250 tun bude uzavřen v kryostatu. Příkon zařízení dosáhne při experimentu po dobu několika sekund až 200 MW. První plazma bude v reaktoru vytvořeno v roce 2022.

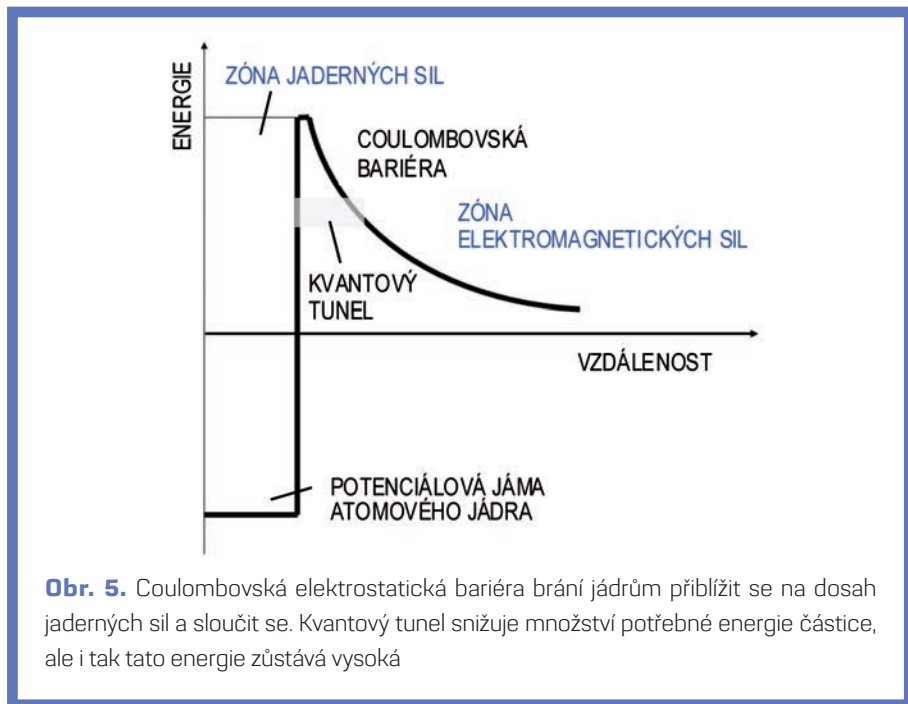
Fyzika fúzní reakce

Energetické využití jaderné fúze je založeno na využití vazebné energie atomových jader podobně jako v případě jaderného štěpení v současných jaderných elektrárnách. Při slučování atomových jader lehčích než železo na těžší jádra dochází k uvolnění potenciálu jaderné vazebné energie a součet hmotností produktů reakce je menší než součet hmotností sloučených jader. Rozdíl hmotností je uvolněn ve formě energie v souladu se vztahem A. Einsteina $E=\Delta mc^2$.

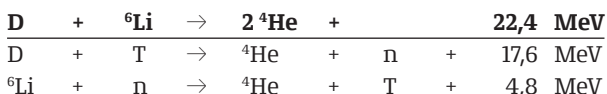
Atomová jádra jsou ale kladně nabitá, a navzájem se odpuzují. Aby proběhla fúzní reakce, musí mít jádra dostatečnou energii k překonání této elektrostatické tzv. coulombovské bariéry. To lze provést mnoha různými způsoby. Avšak podle současných poznatků je jako zdroj energie možné využít pouze termojadernou fúzi, při



kteřé je atomovým jádřům dodána potřebná energie formou tepla. Jiné známé mechanismy vyvolání jaderné fúze, například srážky urychlených jader nebo mionová katalýza, totiž spotřebují více energie, než kolik se jí uvolní při následných fúzních reakcích.



V energetických fúzních reaktorech první generace bude probíhat termojaderná fúzní reakce jader izotopů vodíku deuteria a tritia (DT reakce), protože z dostupných fúzních reakcí umožňuje vytvořit energetický zisk nejsnáze. Deuterium je přírodní látka, která se na Zemi hojně vyskytuje jako součást vody. Tritium vzniká přirozeně nejčastěji vlivem ionizujícího kosmického záření ve vrchních vrstvách zemské atmosféry a uměle v jaderných reaktorech. Na Zemi se ale prakticky nevyskytuje, protože není stabilní a rozpadá se na izotop helia ^3He . Proto se bude získávat jadernou reakcí lithia s neutrony vznikajícími při fúzní reakci přímo v reaktoru. Celkový proces lze zjednodušeně zapsat jako souhrnnou reakci deuteria a lithia se vznikem helia:



Druhá generace fúzních reaktorů bude využívat slučování samotných jader deuteria (DD reakci), a lithium již nebude nutné. Většina existujících fúzních zařízení pracuje s deuteriem, avšak dosažení energetického zisku DD reakce je obtížnější než v případě DT reakce. Reakční proces zahrnuje čtyři jaderné reakce a lze jej za předpokladu úplné recyklace reaktantů souhrnně zapsat jako reakci šesti jader deuteria za vzniku dvou jader helia, dvou protonů, dvou neutronů a uvolnění 43,2 MeV energie:

6 D		→	2 ⁴ He	+	2p	+	2n	+	43,2 MeV
D	+	D	→	³ He	+	n		+	3,3 MeV
D	+	D	→	T	+	p		+	4,0 MeV
D	+	³ He	→	⁴ He	+	p		+	18,3 MeV
D	+	T	→	⁴ He	+	n		+	17,6 MeV

V pozdějších generacích fúzních reaktorů bude využívána tzv. bezneutronová fúze, například fúzní reakce jader vodíku a boru, při které vznikají pouze elektricky nabitě částice udržitelné magnetickým polem reaktoru:



Bezneutronová fúze odstraní sekundární aktivaci konstrukce reaktoru fúzními neutrony a otevře cestu pro přímé magnetohydrodynamické generování elektrické energie bez použití termodynamického cyklu. Její dosažení je ale podmíněno výrazným pokrokem v oblastech fyziky plazmatu a fúzních technologií.

Lawsonovo kritérium

Podmínky pro energetické využití jaderné fúze jako první zformuloval britský inženýr J. D. Lawson v roce 1955. Lawsonovo kritérium zjednodušeně říká, že fúzní palivo musí na dostatečně dlouhou dobu dosáhnout takové hustoty a teploty, aby četnost fúzních jaderných reakcí zajistila celkový energetický zisk. Potřebná teplota je na úrovni stovek milionů stupňů Celsia. Při této teplotě bude fúzní palivo ve stavu plně ionizovaného plazmatu.

V současném pojetí Lawsonovo kritérium označuje rovnice energetické rovnováhy fúzního paliva a stanovuje podmínky pro fúzní reaktor, které musí být splněny, aby se dosáhlo příslušné energetické rovnováhy. Dosažení rovnováhy fúzního výkonu a výkonu ohřevu plazmatu se označuje jako vědecké vyrovnání (*scientific breakeven*), dosažení rovnováhy fúzního výkonu absorbovaného v plazmatu a ztrátového výkonu plazmatu se označuje jako zapálení (*ignition*). Dosažení rovnováhy hrubého výkonu fúzní elektrárny a vlastní spotřeby elektrárny se označuje jako inženýrské vyrovnání (*engineering breakeven*).

Užitečnou charakteristikou fúzního reaktoru je faktor zesílení výkonu Q definovaný jako poměr fúzního výkonu P_F a výkonu vnějšího ohřevu plazmatu P_H :

$$Q = \frac{P_F}{P_H}$$

Pro vědecké vyrovnání platí rovnost $P_F = P_H$, a tedy $Q = 1$. Ve stavu zapálení plazma nepotřebuje pro udržení teploty vnější ohřev, tj. $P_H = 0$, a formálně je proto $Q = \infty$. V praxi ale bude vnější ohřev využíván i ve stavu zapálení pro řízení plazmatu a neinaktivní generování elektrického proudu.

Lawsonovo kritérium stanoví pro dosažení každé z uvedených energetických rovnováh minimální hodnotu součinu hustoty jader n a doby udržení energie τ_E při teplotě T :

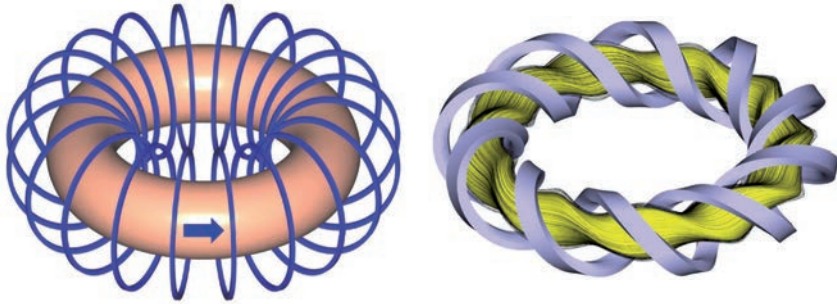
$$n \tau_E \geq f(T)$$

Součin hustoty a časového intervalu na levé straně rovnice umožňuje splnit podmínku dvěma různými způsoby: dosáhnout velmi vysoké hustoty jader na velmi krátkou dobu nebo nižší hustotu jader udržet po delší dobu. První způsob, označovaný jako inerciální udržení, předpokládá intenzivní stlačení fúzního paliva pomocí laserových paprsků nebo rentgenového záření a poté využití setrvačnosti, která zabrání okamžitému rozletu stlačeného paliva a poskytne tím čas pro průběh fúzní reakce. Druhý způsob, označovaný jako magnetické udržení, je založen na spoutání plazmatu magnetickým polem.

Inerciální udržení bylo použito ve vodíkových bombách, pro energetické využití ale není z celé řady důvodů připravené. Vodíkové bomby využívají pro zapálení fúzní náplně štěpnou jadernou roznětku, kterou však není možné z fyzikálních důvodů vyrobít dostatečně malou, aby mohla být použita v energetickém reaktoru. Proto se palivo stlačuje pomocí laserů nebo lasery iniciovaného rentgenového záření. Dosažení potřebné hustoty paliva však brání nestabilitě stlačovaného terče, a veškeré pokusy o řízenou inerciální fúzi doposud selhaly. Pokud bude v budoucnu stlačení terče dosaženo jaderné fúze, realizaci energetického reaktoru bude brzdit nízká energetická účinnost a nízký součin výkon \times repetice dostupných laserů. V současnosti neřešitelným problémem by bylo také extrémní zatížení konstrukce energetického reaktoru jadernými mikrovýbuchy.

Magnetické udržení vychází ze skutečnosti, že se při velmi vysokých teplotách každá látka nachází ve skupenství plně ionizovaného plazmatu. Na ionty a elektrony je možné působit magnetickým polem a fúzní palivo spoutat. Existují dvě hlavní koncepce reaktorů s magnetickým udržením – tokamaky a stellarátory.

Oba typy reaktorů generují šroubovicové (helikální) magnetické pole, každý ale jiným způsobem. Tokamaky kombinují toroidální magnetické pole velkých magnetických cívek a poloidální magnetické pole generované elektrickým proudem tekoucím v plazmatu. Stellarátory vytvářejí magnetické pole pouze vnějšími magnetickými cívkami, jejichž geometrie je ale mnohem složitější než v případě tokamaků. Až současný pokrok ve výrobě podporované počítači umožnil realizaci stellarátorů s dostatečně přesnou konfigurací magnetického pole.



Obr. 6a, 6b. Magnetické udržení plazmatu v zařízeních tokamak (vlevo) a stellarátor (vpravo). Modré kruhy a šedé šroubovice znázorňují magnetické cívky. Modrá šipka znázorňuje elektrický proud v plazmatu

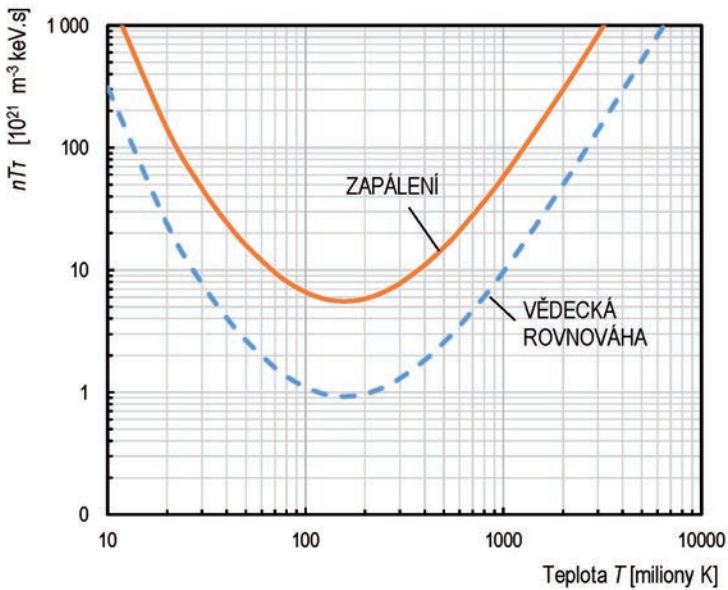


Schéma 2. Lawsonova kritéria pro DT reakci při magnetickém udržení. Kritéria jsou nejnáze splnitelná při teplotě 163 mil. K

Velkou předností tokamaků je indukovaný proud v plazmatu, který kromě spoluvytváření magnetického pole také plazma ohřívá, a tokamaky proto nativně od počátku dosahovaly vyšších parametrů plazmatu než stelarátory. To je hlavní důvod, proč je aktuálně budovaný mezinárodní reaktor ITER typu tokamak a první generace fúzních elektráren je připravována také na bázi tokamaků. Rozvoj systémů ohřevu ale umožní stelarátorům tento handicap překonat a v budoucnu mohou dosahovat podobných parametrů jako tokamaky. Fyzikální výhodou stelarátorů pak bude lepší stabilita plazmatu, protože řada nestabilit plazmatu v tokamacích je způsobena právě elektrickým proudem protékajícím plazmatem.

V případě reaktorů s magnetickým udržením je tlak magnetického pole v rovnováze s tlakem plazmatu p . Při udržování konstantního tlaku p a zúžení teplotního intervalu na okolí optima přechází rovnice Lawsonova kritéria do tvaru tzv. trojného součinu:

$$n T \tau_e \geq g(T)$$

Z kritéria vyplývá, že v případě DT reakce lze nejspíše dosáhnout splnění Lawsonových kritérií při teplotě plazmatu přibližně 163 mil. K.

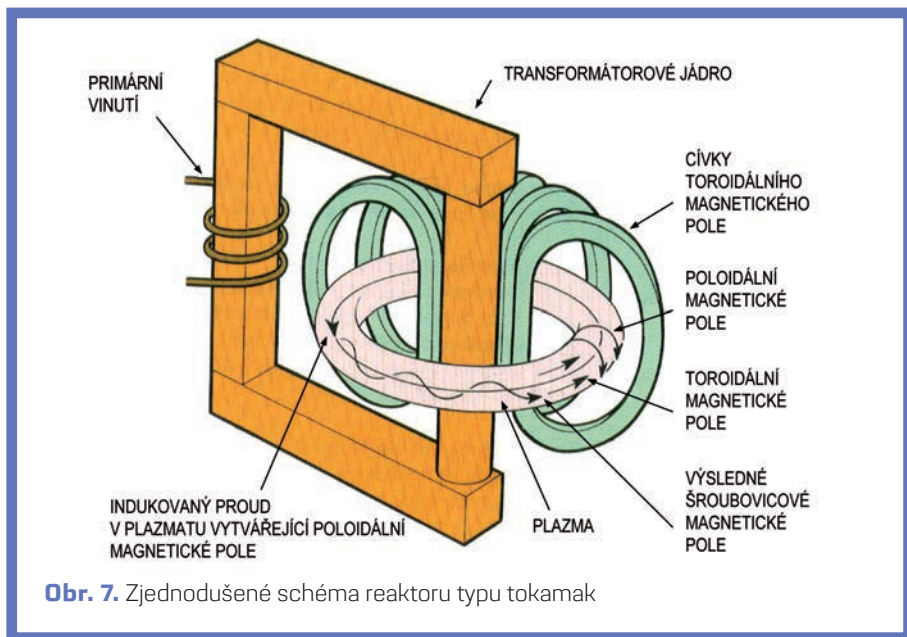
Tokamaky

Tokamak je původně ruský koncept charakteristický indukčně buzeným elektrickým proudem v plazmatu, který se podílí na vytváření magnetického pole reaktoru. Hlavní součástí tokamaku je prstencová (toroidální) vakuová nádoba, umístěná na transformátorovém jádru. Současné tokamaky používají vzduchové transformátory s centrálním solenoidem jako primárním vinutím.

Transformátor indukuje v plazmatu v nádobě vysoký elektrický proud, který generuje poloidální magnetické pole. Okolo vakuové nádoby jsou navinuty magnetické cívky, které vytvářejí toroidální magnetické pole. Součtem obou polí vzniká šroubovicové (helikální) magnetické pole, které brání kontaktu plazmatu s konstrukcí reaktoru. Toroidální magnetické pole je mnohem silnější než poloidální a šroubovitost pole, helicity, je proto velmi mírná. Průchodem indukovaného proudu plazmatem se současně uvolňuje Jouleovo teplo, které plazma ohřívá.

Ohřev plazmatu indukovaným elektrickým proudem je klíčovou předností tokamaků, avšak komplikuje jejich energetické využití. Indukce probíhá pouze při změně elektrického proudu v primárním vinutí transformátoru, a proto tokamaky ze své podstaty pracují v pulzech. Díky tomu je možné, že první generace fúzních energetických reaktorů bude pracovat v pulzním režimu.

Protože výroba elektřiny pro rozvodnou síť vyžaduje konstantní tok energie, budou energetické reaktory na bázi tokamaku později vybaveny zařízením pro



neinduktivní generování elektrického proudu. Energetické reaktory budou generovat elektrický proud v plazmatu prostřednictvím vlečení elektromagnetickými vlnami, svazky neutrálních atomů a tzv. bootstrap proudu, který v plazmatu vzniká samovolně v důsledku tlakových gradientů. Díky neinduktivní generaci elektrického proudu bude výkon energetických reaktorů konstantní.

Fyzika plazmatu

Plazma je ionizovaná, ale zároveň kvazineutrální látka. Protože se skládá z elektricky nabitých částic, je ovlivňováno působením elektrických a magnetických polí, která svým dalekým dosahem vyvolávají kolektivní chování plazmatu.

Plazma je označováno jako čtvrté skupenství hmoty. Toto zařazení je odpovídající, protože při ionizaci plynu se zásadním způsobem mění jeho vlastnosti. Elektrony a ionty v různém stupni ionizace reagují na vnější magnetická a elektrická pole a rovněž tato pole samy vytvářejí. K tomu se přidává celá řada typů interakcí mezi ionty a volnými a vázanými elektrony a s tím velké množství souvisejících zářivých procesů, které produkují elektromagnetické záření v celém spektru od radiových frekvencí

až po tvrdé rentgenové záření (čárové záření, rekombinační záření, brzdné záření [bremsstrahlung], cyklotronové nebo synchrotronové záření). V plazmatu se tak dějí věci, které jsou v plynu při pokojové teplotě nevidané a rozdíl vlastností mezi plynem a plazmatem je srovnatelný s rozdílem vlastností např. mezi kapalinou a plynem.

Ionizace, přechod mezi plynným skupenstvím a plazmatem, není spojena s jedinou teplotou (jako je např. teplota tání nebo varu), ale probíhá postupně v širokém rozsahu teplot. Vliv teploty na průběh ionizace se řídí tzv. Sahovou rovnicí, která udává poměr mezi hustotou iontů n_i a neutrálních atomů n_n jako funkci teploty T a ionizačního potenciálu pro daný atom.

Když pomineme exotičtější substance, jako je temná hmota a temná energie, a zaměříme se na běžnou viditelnou hmotu, zjistíme, že plazma tvoří asi 96 procent této hmoty ve vesmíru. Na všechna ostatní skupenství připadají pouhá 4 procenta. Jestliže je na Zemi normální pevné, kapalné a plynné skupenství, ve vesmíru je normální naopak plazma. Plazma ve vesmíru nabývá mnoha různých podob s ohledem na různé teploty a hustoty – od „výplně“ mezihvězdného prostoru až po jádra nejtěžších hvězd.

Definice plazmatu je následující: „Plazma je kvazineutrální systém nabitých a neutrálních částic, který vykazuje kolektivní chování.“ Kvazineutralita znamená, že v každém makroskopickém objemu (zvoleném tak, aby zahrnoval dostatečné množství



Obr. 8. Plazma v tokamaku COMPASS [2]

částic vzhledem k hustotě) je celkový náboj přibližně nulový, přestože jednotlivé částice jsou nabitě. Kolektivní chování pak znamená, že mezi jednotlivými částicemi existují vazby, především díky coulombovské interakci s velkým dosahem mezi nabitými částicemi, a reakce na vnější podněty je tak do jisté míry společná. Díky tomu se třeba v plazmatu mohou šířit různé typy vln a také je možné plazma držet v magnetickém poli tokamaku či jiného zařízení.

Pro charakterizaci plazmatu jsou důležité především dvě veličiny, jeho hustota a teplota. Ty můžeme buď sledovat lokálně a zkoumat jejich profil (prostorovou závislost), anebo sledovat jejich průměrnou hodnotu v celém zkoumaném objemu. Hustota elektronů a hustota iontů vážená stupněm ionizace by měla být v makroskopickém objemu shodná, aby byla zachována kvazineutralita, hustota případných neutrálních atomů se samozřejmě může lišit. Termojaderné plazma v reaktorech s magnetickým udržením je plně ionizované a typicky nabývá hustot 10^{19} – 10^{20} částic/m³, což je o 5–6 řádů méně, než je hustota vzduchu při normálním tlaku.

Pokud jde o teplotu, ta může nabývat široké škály hodnot. Nemusí ani existovat úplná shoda mezi teplotou iontů a elektronů. Jak v přírodě, tak v laboratoři existují situace, kdy je jedna z těchto teplot několikanásobně vyšší než druhá – zvlášť pokud existuje mechanismus ohřevu, který primárně dodává energii jen elektronům nebo jen iontům nebo v případě velmi rychlých fyzikálních dějů. Připomeňme, že teplota odpovídá druhé mocnině střední rychlosti částic. Pokud v plazmatu existuje silná anizotropie daná magnetickým polem, můžeme dokonce mluvit o různé teplotě podél a kolmo na směr vektoru magnetického pole v souvislosti s odpovídajícími složkami středních rychlostí. Jako jednotky teploty plazmatu jsou obvykle používány elektronvolty [eV], které se běžně používají v jaderné fyzice pro energii částic. Převodní vztah mezi eV a kelviny umožňuje Boltzmannova konstanta a je přibližně $1 \text{ eV} \approx 11\,600 \text{ K}$. Teplota plazmatu se v současných tokamacích pohybuje v rozsahu jednotek až desítek keV, tedy desítek až stovek milionů kelvinů. Tlak plazmatu dosahuje při typických hodnotách hustoty a teploty několika atmosfér.

Teplota a hustota dostačují k základnímu popisu plazmatu, avšak v případě fúzních zařízení a reaktorů je ještě nutné popsat energetické ztráty související především s jejich konečnou a relativně malou velikostí. Tuto vlastnost systému nejlépe popisuje doba udržení energie τ_E . Dobu udržení energie obvykle definujeme jako charakteristický čas ztráty energie plazmatu. Vztah mezi teplotou, hustotou iontů a dobou udržení energie ve formě Lawsonova kritéria ohraničuje parametrickou oblast, ve které můžeme termojadernou fúzi dosáhnout energetického zisku.

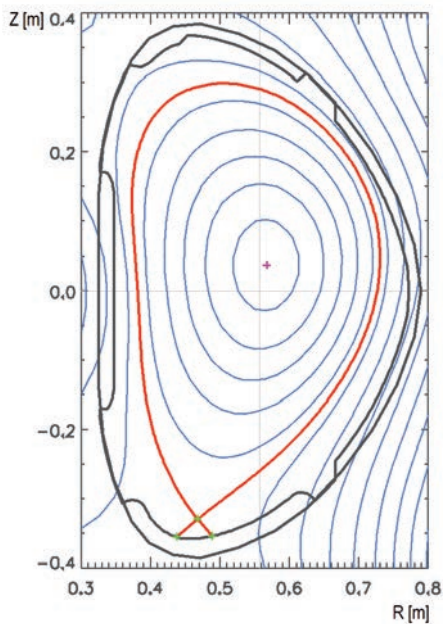
Důležitou veličinou, která ovlivňuje vlastnosti plazmatu, je magnetické pole. Vektor magnetického pole vnáší anizotropii do pohybu nabitých částic, a v důsledku toho například mění způsob šíření vln v plazmatu a násobí množství typů takových vln. Při působení elektrického pole může plazmatem téci elektrický proud, jehož velikost odpovídá rozdílu celkového toku kladně nabitých a celkového toku záporně

nabitých částic. Plazma (nebo jeho část) se také může pohybovat jako celek – dochází k jeho rotaci nebo proudění v závislosti na konfiguraci plazmatu. Při proudění mohou v plazmatu podobně jako ve vodě vznikat víry a turbulentní struktury. Stabilní konfigurace plazmatu, tj. konfigurace s minimem volné energie, mají v důsledku působících elektromagnetických sil tvar prstenců či helikálních (šroubovicových) struktur na rozdíl třeba od koule, která je podobně optimálním tvarem v případě gravitačního působení.

Pro popis plazmatu v elektrickém a magnetickém poli je možné použít mnoho různých modelů s různým stupněm detailnosti a náročnosti popisu. Výpočetně nejnáročnější, ale matematicky jednoduché jsou počítačové modely souboru jednotlivých částic plazmatu s generátorem náhodných čísel řešícím srážky částic a s elektrickým polem popsaným ve výpočetní mřížce (PIC-MCC, *Particle-In-Cell Monte Carlo Collisions*). Počítač řeší Lorenzovy pohybové rovnice a ukládá do paměti rychlosti a polohy všech částic ve zkoumané oblasti. Modely PIC-MCC jsou používány například při popisu interakce okrajového plazmatu s terčem divertoru, kdy výpočet objemu plazmatu o velikosti cca 1 cm³ k dosažení rovnováhy trvá i s použitím paralelizace výpočtů řádově několik měsíců.

Matematicky výrazně složitější, avšak také výpočetně náročné jsou tzv. kinetické modely řešící Boltzmannovu kinetickou rovnici, které k plazmatu přistupují jako ke statistickému souboru částic popsanému rozdělovací funkcí a poskytují dostatečně detailní popis plazmatu. Počítač řeší rozdělovací funkci v poloze, čase a rychlosti. Nemáme proto už informaci o každé jednotlivé částici, nicméně víme, kolik se jich pohybuje v určité oblasti prostoru přibližně danou střední rychlostí a můžeme některé složky polohy či rychlosti vypustit v závislosti na různých symetriích (například gyrokinetický popis atd.).

Výpočetně a matematicky nejjednodušší jsou magnetohydrodynamické (MHD) modely popisující plazma jako spojitou tekutinu Navier-Stokesovými rovnicemi společně s Maxwellovými rovnicemi elektromagnetismu. Modelované veličiny jsou pouze funkcemi polohy a času podobně jako v hydrodynamice. Rozlišujeme ideální a rezistivní magnetohydrodynamiku. Pokud je plazma dostatečně vodivé, siločáry magnetického pole jsou tzv. zamrzlé do plazmatu a plazma si při pohybu nebo třeba při kompresi odnáší magnetické pole s sebou (ideální magnetohydrodynamika). Naopak pokud je plazma vodivé méně anebo pokud dochází k nějaké změně na delší časové škále, nastává difuze magnetického pole do plazmatu a může také dojít k přepojení (rekonekci) magnetických siločar, čímž se může změnit topologie magnetického pole a mohou se vytvořit izolované oblasti označované jako magnetické ostrovy. Právě tyto jevy popisuje rezistivní magnetohydrodynamika. Modely MHD umožňují v jednodušší formě například zjistit z měřených dat tvar plazmatu (kód EFIT). Ve složitější formě mohou být použity například k simulování okrajových nestabilit typu ELM (např. kód JOREK).



Obr. 9. Příklad rekonstrukce magnetických povrchů kódem EFIT [2]

Důležitou kapitolou fyziky plazmatu a především fyziky tokamaků je transport částic. V ideální magnetické nádobě by docházelo pouze k transportu podél siločar magnetického pole. Nicméně gradienty magnetického pole a zakřivení siločar magnetického pole v reálných magnetických nádobách způsobují drift částic, který vede ke vzniku speciálních typů trajektorií a v důsledku ke zrychlení difuze částic napříč magnetickým polem (tzv. neoklasická difuze). Tato difuze je jedním z hlavních faktorů, které ovlivňují dobu udržení energie v tokamacích, a už z jednoduchých modelů plyne, že doba udržení roste přibližně s druhou mocninou poloměru tokamaku. Proto je snazší dosáhnout vysokých parametrů plazmatu ve velkých zařízeních než v malých.

Transport částic je důležitý také při popisu vlivu nečistot, které se dostávají ze stěn na okraj plazmatu a dále do jeho centra. Nečistoty ředí palivo a způsobují ztráty energie plazmatu zářením (čárové a brzdné záření).

V případě, že není dostupný dostatečně přesný popis složitých dějů v plazmatu, pomáhá si fyzika tokamaků tzv. škálovacími zákony. Experimenty na menších zařízeních umožňují předpovědět, jak se bude chovat plazma ve velkých reaktorech. Jde o přibližně

řešení příliš složitého, nebo dokonce částečně neznámého systému rovnic, které umožňuje odhadnout, jak se změní hodnota konkrétního parametru oproti jiným zařízením s podobnou geometrií. Ke škálování je ovšem nutné přistupovat opatrně a dodržovat zásady statistiky. Na základě experimentů na řadě tokamaků po celém světě byla například empiricky stanovena závislost doby udržení energie na základních parametrech zařízení, jako je velikost reaktoru, velikost magnetického pole nebo hustota plazmatu, a podle nalezeného vztahu byl pak optimalizován návrh reaktoru ITER.

Současná úroveň teoretické fyziky a výpočetní techniky umožňuje detailně připravovat a vyhodnocovat experimenty na fúzních zařízeních. Přes velký pokrok ale fyzika plazmatu stále představuje náročnou výzvu.

Magnetický systém

Pro pochopení základního principu magnetického udržení je možné se omezit na popis pohybu jedné nabitě částice v magnetickém poli. Pod pojmem nabitá částice je obvykle uvažován elektron nebo kladný, případně záporný iont. Na nabitou částici v elektrickém a magnetickém poli působí Lorentzova síla

$$\vec{F} = q\vec{E} + q\vec{v} \times \vec{B}$$

kde q je náboj částice, \vec{E} je intenzita elektrického pole, \vec{v} je rychlost částice a \vec{B} je magnetická indukce.

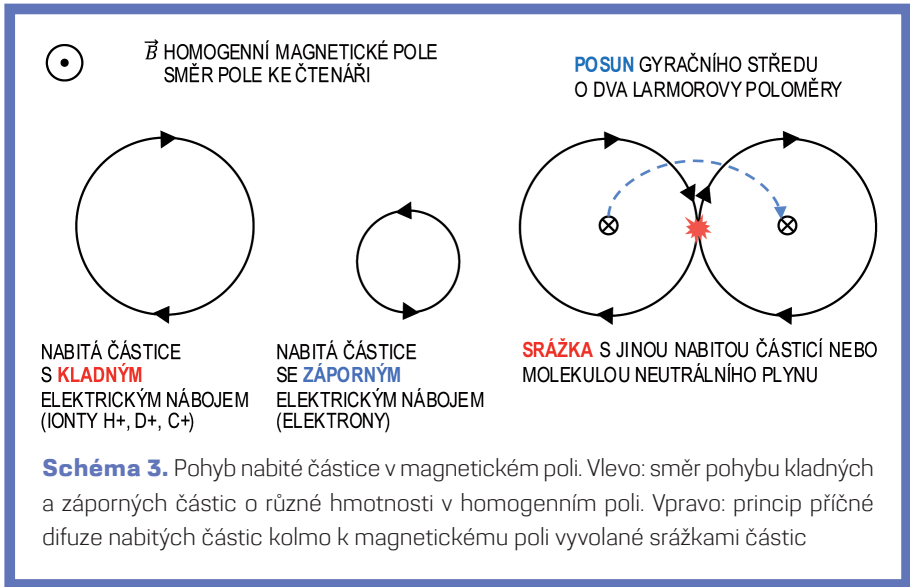
Rovnice říká, že nabitá částice je urychlována ve směru elektrického pole (nebo v protisměru – podle znaménka náboje). V přítomnosti magnetického pole záleží síla na aktuálním směru vektoru rychlosti. Vektor rychlosti je možné rozložit na rychlost podélnou se směrem magnetického pole a na rychlost kolmou na směr magnetického pole $\vec{v} = \vec{v}_{\parallel} + \vec{v}_{\perp}$. Magnetické pole nepůsobí na podélnou rychlost \vec{v}_{\parallel} , zatímco na složku \vec{v}_{\perp} působí síla kolmá na složku \vec{v}_{\perp} a současně na vektor magnetického pole \vec{B} .

Princip udržení plazmatu v magnetickém poli lze nejlépe vysvětlit na příkladu řešení pohybové rovnice částice v homogenním magnetickém poli bez elektrického pole: nabitá částice o hmotnosti m a náboji q se bude volně pohybovat ve směru magnetického pole B , zatímco ve směru kolmém k vektoru magnetického pole bude vykonávat gyrační pohyb po kruhové trajektorii s tzv. Larmorovým poloměrem:

$$r_L = \frac{mv_{\perp}}{qB}$$

Směr gyračního pohybu bude opačný pro kladně a záporně nabitě částice, Larmorův poloměr těžších částic bude větší.

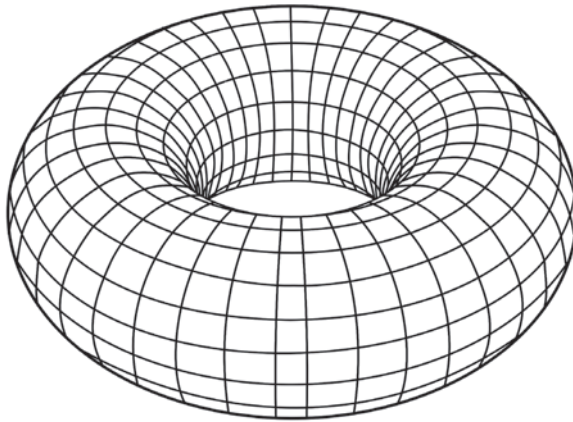
Pokud bychom měli k dispozici nekonečně dlouhou rovnou cívku (solenoid), samotná nabitá částice by byla v magnetickém poli udržena navždy. V případě plazmatu,



kteří je souborem mnoha částic, dochází nepřetržitě ke srážkám mezi částicemi, které mají za následek příčnou difuzi částic kolmo k magnetickému poli. Při každé srážce dochází k náhodnému posunu gyračního středu až o dva Larmorovy poloměry (pokud při srážce dojde ke kolmému odrazu částice, dojde k posunu o $2r_L$). Při srážce, při které se vektor rychlosti mění méně, dochází k posunu gyračního středu o menší vzdálenost. Ve výsledku by se částice plazmatu v nekonečně dlouhém solenoidu volně pohybovaly ve směru osy solenoidu a současně by s mnohem menší rychlostí difundovaly ve směru kolmém na osu solenoidu.

V praxi samozřejmě nelze vyrobit nekonečně dlouhý solenoid, a plazma proto rychle unikne přes konce solenoidu. V minulosti byla provedena řada experimentů s magnetickými uzávěry a zrcadly na koncích solenoidu, únikům se však nepodařilo zabránit. Jako řešení se ukázalo zatočit solenoid a napojit jeho konce do sebe. Tím problém ztrát na koncích solenoidu přirozeně zmizel. Rovný solenoid se změnil na toroid, ve kterém je magnetické pole uzavřené v kruhu.

Toroidální geometrie vyřešila problém ztrát přes konce, avšak přinesla zásadní komplikaci ve formě nehomogenního magnetického pole. Toroidální pole je směrem k ose symetrie silnější, což vychází z Ampérova zákona $\oint \vec{B} \cdot d\vec{l} = \mu_0 I$. Celkový proud v závitě cívky (pravá strana rovnice) je konstantní a integrál se dá napsat jako $2\pi RB$ (R je hlavní poloměr – vzdálenost od osy symetrie), tedy RB je konstantní, a proto $B \sim 1/R$.

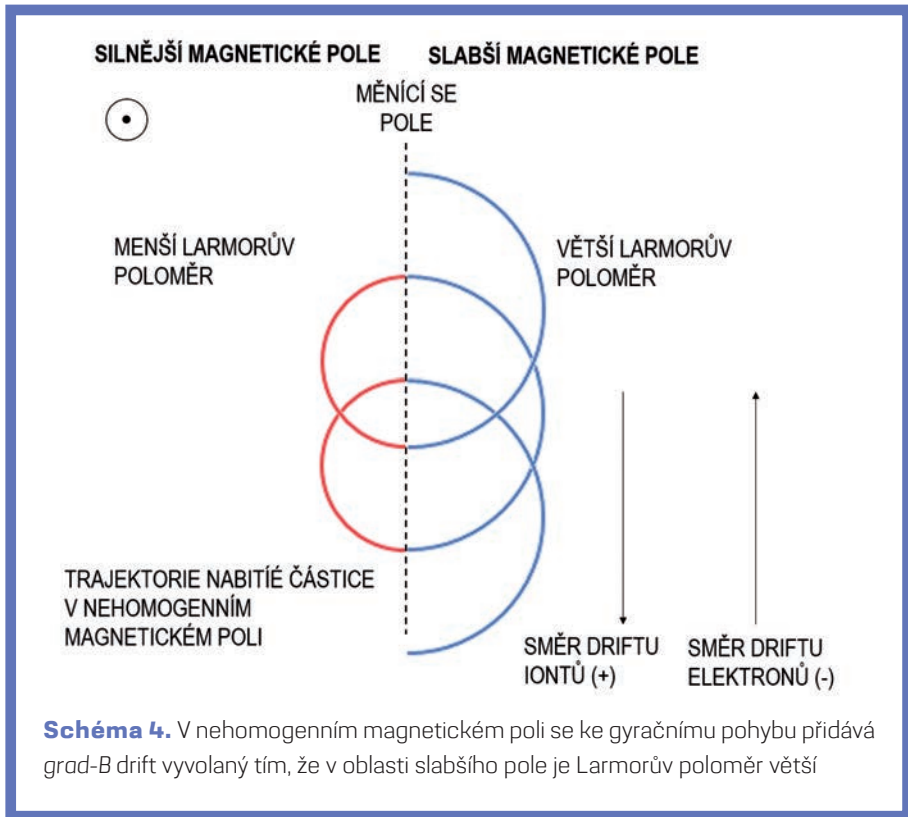


Obr. 10. Znárodnění nehomogenity toroidální geometrie. Na vnitřním povrchu jsou čáry blíže k sobě než na vnějším povrchu

V nehomogenním magnetickém poli se ke kruhovému pohybu přidává pohyb nabitých částic vyvolaný tím, že Larmorův poloměr je větší v oblasti slabšího pole. Díky této změně Larmorova poloměru se ke gyračnímu pohybu přičítá tzv. *grad-B* drift, pohyb gyračního centra ve směru kolmém k magnetickému poli a současně ke gradientu magnetického pole. Vzhledem k rozdílnému směru gyrace kladných a záporných částic je směr *grad-B* driftu pro kladné a záporné částice opačný.

Dalším důležitým pohybem nabitých částic v magnetickém poli je tzv. $E \times B$ drift. V případě $E \times B$ driftu je změna velikosti Larmorova poloměru způsobena změnou rychlosti v důsledku urychlování částic ve směru elektrického pole. Výsledná trajektorie je principiálně podobná *grad-B* driftu s tím rozdílem, že směr driftu je pro kladné i záporné částice stejný (opačný směr gyrace se kompenzuje opačným směrem urychlování elektrickým polem). Rychlost driftování gyračních středů je $\vec{v}_{E \times B} = \vec{E} \times \vec{B}/B^2$.

V toroidu dochází díky nehomogenitě toroidálního pole ke *grad-B* driftu elektronů směrem k horní nebo dolní části komory a kladných iontů opačným směrem. To má za důsledek vytvoření prostorového náboje v těchto dvou oblastech a vznik odpovídajícího elektrického pole. Elektrické pole pak vyvolává $E \times B$ drift plazmatu v radiálním směru ven z komory. Příímým důsledkem existence obou driftů je nemožnost udržet plazma v toroidální magnetické komoře bez doplnění konceptu udržení.



Popsané ztrátě udržení plazmatu je možné zabránit vedením elektrického proudu v plazmatu v toroidálním směru. Proud v plazmatu vytvoří poloidální magnetické pole. Poloidální a toroidální magnetická pole se složí a společně vytvoří helikální magnetické pole, které v podstatě zkratuje horní část plazmatu s jeho dolní částí, zabrání vytvoření prostorového náboje elektronů a iontů a tím odstraní příčinu $E \times B$ driftu. Helikální magnetické pole je klíčovým prvkem magnetického udržení plazmatu.

Jak bylo popsáno dříve, pro vytvoření proudu v plazmatu je využít transformátorový efekt. Toroidálně symetrické plazma je sekundárním závitem transformátoru nakrátko a zpětnovazebně řízená změna proudu v primárním vinutí indukuje napětí nezbytné pro požadovaný proud v plazmatu.

Obecně platí, že proud protékající libovolným vodičem vytváří vlastní magnetické pole, které na vodič působí silou $\vec{F} = I\vec{l} \times \vec{B}$, kde l je délka vodiče, I je elektrický proud



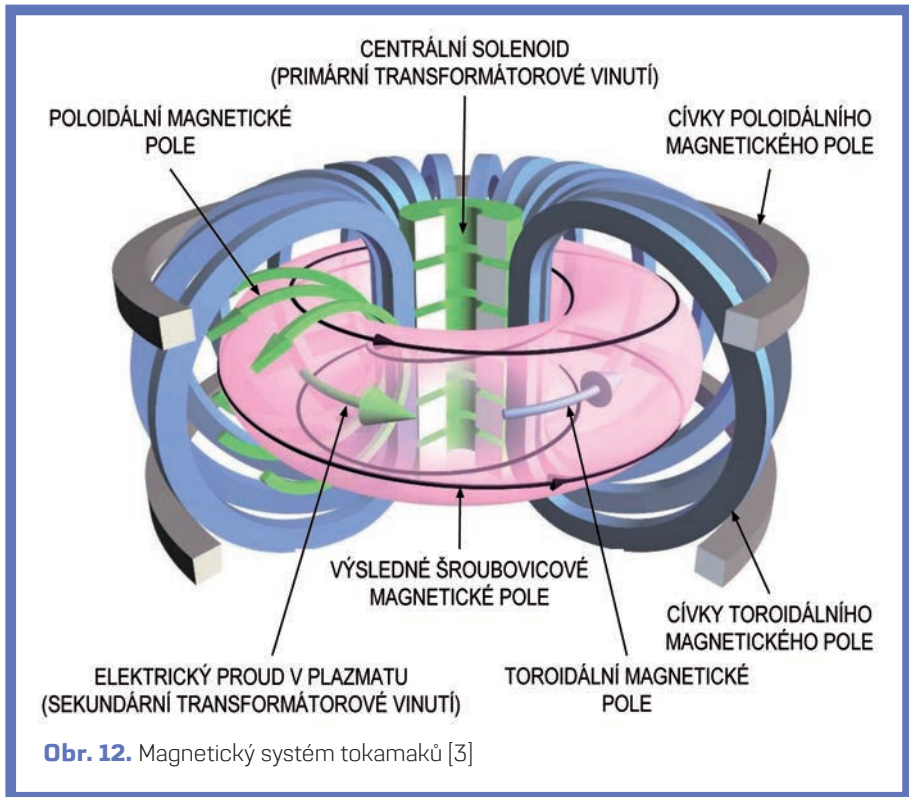
Obr. 11. Grafické znázornění šroubovitých (helikálních) magnetických siločar v tokamaku

a \vec{B} je magnetická indukce. Kruhový závit se tato síla snaží roztáhnout. V případě tokamaku jde o sílu působící na plazma v radiálním směru ven z magnetické nádoby. Tuto sílu je nezbytné kompenzovat, což je možné provést přiložením vnějšího vertikálního magnetického pole, které na plazma působí radiální silou směřovanou naopak k ose toroidální symetrie. Vytvářet vertikální pole je hlavní funkcí vnějších cívek poloidálního magnetického pole. Moderní tokamaky používají cívky poloidálního pole také k tvarování prstence plazmatu, které zvyšuje kvalitu udržení a odolnost vůči nestabilitám plazmatu.

V souladu s výše uvedeným popisem každý tokamak k udržení plazmatu nezbytně potřebuje:

- cívky toroidálního pole – pro potlačení difuze částic plazmatu ke stěnám komory;
- centrální solenoid indukující proud v plazmatu – pro potlačení driftu částic plazmatu ke stěnám komory;
- vnější cívky poloidálního pole – pro udržení silové rovnováhy v plazmatu a tvarování plazmatu.

Cívky toroidálního pole hrají v konstrukci tokamaků zásadní roli. Dosažitelný fúzní výkon reaktoru roste se čtvrtou mocninou velikosti toroidálního pole. Proto vývoj fúzních energetických reaktorů úzce souvisí s pokrokem v oblasti magnetických systémů, především s vývojem supravodičů. Silná závislost fúzního výkonu na toroidálním poli vychází z tzv. operačních limitů tokamaků. Operační limity určují oblast parametrů plazmatu, ve které je plazma stabilní, a je malé riziko předčasného ukončení výboje plazmatickými



nestabilitami následovanými disrupcí plazmatu (disrupce označuje zhroucení plazmatu, které je doprovázené mechanickým zatížením konstrukce reaktoru).

Pro dosažení maximálního fúzního výkonu je významná část výzkumu plazmatu na tokamacích věnována vývoji operačních scénářů, ve kterých je plazma provozováno v blízkosti těchto operačních limitů. Pro takový výzkum jsou vhodné menší tokamaky, u kterých disrupce plazmatu nevede k poškození reaktoru, protože je množství energie v plazmatu malé. Mezi rozhodující operační limity patří především limit proudu plazmatem, limit hustoty plazmatu nebo limit tlaku plazmatu.

Limit proudu udává maximální proud v plazmatu při zachování stability plazmatu; tato hodnota proudu je lineárně úměrná velikosti toroidálního pole a závisí na velikosti tokamaku. Greenwaldův limit hustoty stanovuje maximální hustotu stabilního plazmatu; limit je přímo úměrný proudu plazmatem (tím i toroidálnímu poli) a nepřímo úměrný redukovanému průřezu plazmatu. Takzvaný β limit určuje limitní tlak plazmatu

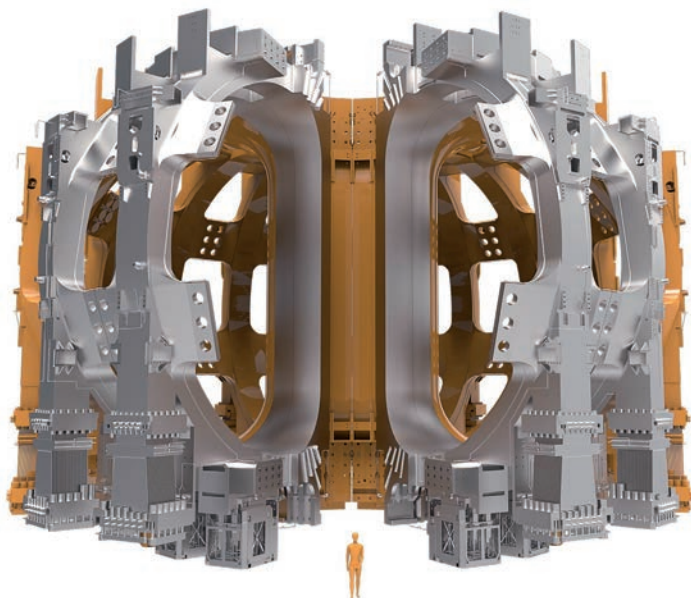
a je úměrný druhé mocnině magnetického pole. Z uvedeného popisu je zřejmé, že pro dosažení vyšších parametrů stabilního plazmatu potřebujeme co nejvyšší magnetické pole.

Z hlediska fyziky plazmatu jsou na cívky toroidálního pole kladeny tyto požadavky:

- maximalizace velikosti toroidálního pole a jeho objemu;
- maximalizace toroidální symetrie magnetického pole v oblasti existence plazmatu (konečný počet cívek vede k nedokonale symetrickému poli);
- dostatečný prostor pro přístup do tokamaku.

Maximalizace toroidálního pole vytváří vysoké nároky na materiál magnetických cívek, na nosnou konstrukci tokamaku, která musí udržet síly působící na cívky a vakuovou nádobu tokamaku a na výkon a dostupnou energii napájecího systému cívek.

Existující výzkumné tokamaky mají typicky hlavní poloměr plazmatu 0,5–3 m a vedlejší poloměr plazmatu 0,2–1,5 m. Velikost cívek toroidálního pole je adekvátní k těmto rozměrům. Toroidální pole v centru plazmatu je obvykle menší než 3,5 T. Americký tokamak Alcator C-Mod byl jediným moderním (tj. s divertorovým tvarem plazmatu) tokamakem, který dosahoval vyšších hodnot toroidálního pole (až 8 T). Reaktor ITER vytvoří v centru plazmatu toroidální pole o velikosti 5,3 T.



Obr. 13. Cívky toroidálního pole reaktoru ITER s nosnou konstrukcí [1]

Délka pulzu plazmatu se u většiny současných výzkumných tokamaků s měděnými magnetickými cívkami obvykle pohybuje v řádu stovek milisekund až desítek sekund. Tato délka je omezená především nutností chladit magnetické cívky a první stěnu tokamaku, velký vliv má také kapacita napájecích zdrojů cívek. Pro výzkum fyziky vysokoteplotního plazmatu je tato doba postačující, protože je delší než časová konstanta udržení energie plazmatu τ_E a plazma se během pulzu dostane do stacionárního stavu.

Pro výzkum dlouhodobých procesů je nutné vyrobit cívky tokamaku ze supra vodičů a patřičně dimenzovat jak napájecí systém, tak především systémy chlazení. Dlouhých pulzů v řádu minut dosahoval od roku 1988 francouzský tokamak Tore Supra, dnes asijské tokamaky EAST nebo KSTAR mohou pracovat v pulzech dlouhých až desítky minut. Reaktor ITER bude zpočátku pracovat v pětiminutových pulzech, v závěrečné experimentální fázi by pulzy měly dosáhnout délky 50 minut.

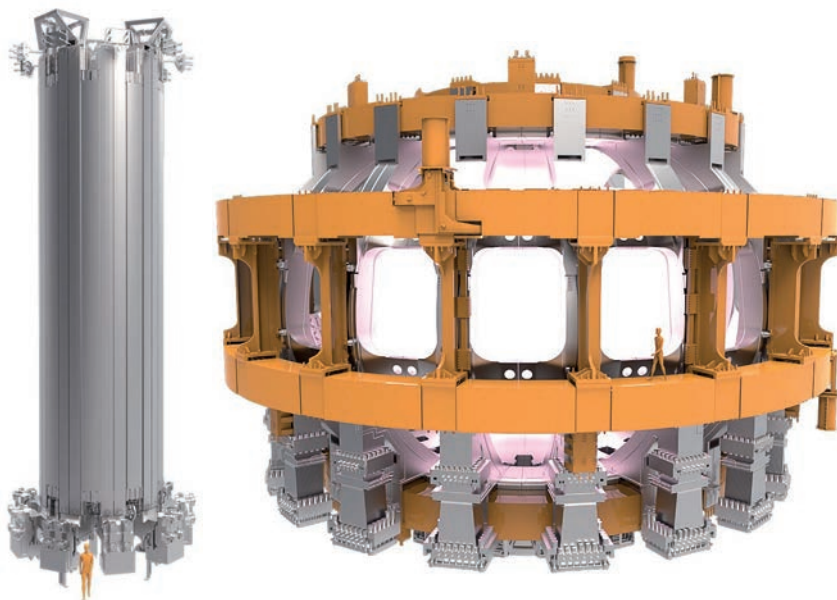
Počet cívek toroidálního pole je obvykle 16 až 32 a každá cívka obsahuje více závitů. Parametry systému napájení záleží na materiálu cívek (měď nebo supra vodič). Měděné cívky jsou napájeny desítkami až stovkami kA ze zdroje s výkonem desítky až stovky MW. Výkon napájecího zdroje musí v krátkém čase vytvořit energii magnetického pole a pokrýt ohmické ztráty cívek. Například v současnosti největší tokamak JET má energii magnetického pole zhruba 1500 MJ a ohmické ztráty až 280 MW.

Supravodivé tokamaky používají mnohem vyšší počet závitů cívek toroidálního pole a pomalé naproudění cívek v řádu hodin až dnů. Výkon napájecího zdroje pak může být malý a energetickou spotřebu systému určuje nikoliv příkon vlastních cívek, ale příkon jejich kryogenního chlazení, protože toroidální cívky mohou zůstat naprouděné i řadu měsíců.

Centrální solenoid je tvořen sestavou magnetických cívek umístěných v toroidální ose reaktoru. Technicky jde o cívky poloidálního magnetického pole na vnitřní straně vakuové komory, avšak z historické tradice transformátorového jádra a trochu odlišné funkcionality se obvykle uvádí samostatně. Solenoid zajišťuje generování napětí na závit pro vytvoření a následnou kontrolu požadovaného proudu v plazmatu. Napětí je vytvářeno induktivně transformátorovým efektem – změnou proudu v cívkách solenoidu. Velikost proudu je řízena zpětnou vazbou podle rozdílu požadovaného a aktuálně měřeného proudu v plazmatu.

Magnetické cívky poloidálního pole na vnější straně vakuové komory vytvářejí vertikální magnetické pole nezbytné k udržení radiální polohy plazmatu. Proud cívkami je v reálném čase řízen zpětnou vazbou podle polohy plazmatu, která je v řídicím systému tokamaku vyvozována z údajů diagnostického systému, obvykle z výsledků měření lokálních magnetických polí nebo z měření rozložení hustoty plazmatu.

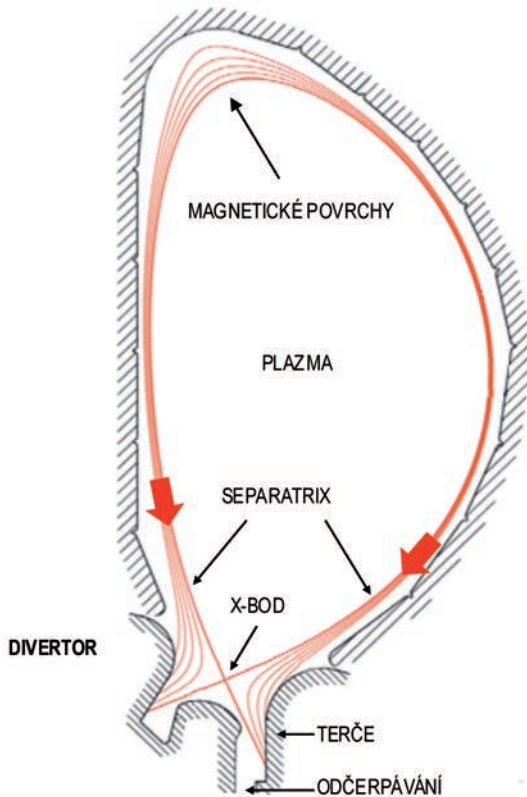
Cívky současně umožňují tvarovat plazma do požadovaného tvaru. Plazma v tokamaku vzniká s kruhovým průřezem a až následně je tvarováno do divertorové konfigurace, tj. do kapkovitého tvaru písmena D (*D-shape*).



Obr. 14a, 14b. Centrální solenoid a vnější cívky poloidálního pole reaktoru ITER s nosnou konstrukcí [1]

Při vytváření divertorové konfigurace je plazma nejprve vertikálně prodlouženo pomocí cívek nad a pod plazmatem. Následně je v cívce u divertoru zvýšen proud tak, aby mezi touto cívkou a plazmatem v prostoru vznikl bod s nulovým magnetickým polem (X -bod). X -bod pak prakticky určuje polohu separatrix – hraniční čáry mezi oblastí s uzavřenými magnetickými siločárami a oblastí s magnetickými siločárami protínajícími vakuovou nádobu tokamaku. Plazma je dobře udrženo uvnitř oblasti s uzavřenými siločárami. Při překročení separatrix proudí podél magnetických siločar do oblasti divertoru, kde je ochlazen interakcí s divertorovými terči.

Důležitou funkcí cívek poloidálního pole je také udržování vertikální polohy plazmatu. Plazma je v divertorové konfiguraci vertikálně prodloužené a polohově vertikálně nestabilní – cívky nad a pod plazmatem přitahují plazma k sobě a při odchylce od rovnovážné polohy dojde k vertikálnímu urychlování plazmatu společně s růstem urychlovací síly. Zrychlení plazmatu ve vertikálním směru není omezené hmotností plazmatu, která je na úrovni gramů, ale proudy indukovanými ve vodivé



Obr. 15. Divertor směřuje povrchovou vrstvu plazmatu na své terče, kde je ochlazována a odčerpávána ven z reaktoru

stěně vakuové komory. Pohyb plazmatu vede ke změně magnetického pole a tato změna indukuje ve vakuové komoře proudy, které působí proti vertikálnímu pohybu plazmatu. Přesto musí být vertikální poloha plazmatu aktivně udržována pomocí zpětnovazebně řízeného radiálního magnetického pole vytvářeného cívkami.

Z hlediska fyziky plazmatu a provozu tokamaku jsou na centrální solenoid a vnější cívky poloidálního pole kladeny především tyto požadavky:

- dosáhnout a po maximální možnou dobu udržet stanovený proud v plazmatu;
- vytvořit a polohově udržet plazma v požadované konfiguraci;
- možnost měnit tvar plazmatu v rámci omezení vakuové komory.

Uvedené požadavky určují rozmístění a počet závitů cívek a zároveň maximální proudy a napětí (dynamiku) jejich napájecích zdrojů. Proti stojí požadavky na tolerovatelné mechanické silové zatížení cívek a jejich nosné konstrukce a požadavky na výkon a dostupnou energii napájecího systému.

Typická velikost cívek poloidálního pole (dále označovaných jako PF cívky) je určena velikostí tokamaku – hlavní poloměr plazmatu se pohybuje v rozmezí od 0,5 m pro malé výzkumné tokamaky až po 6,2 m pro tokamak ITER. Poloměr cívek poloidálního pole se pohybuje od 20 % do ~150 % poloměru plazmatu.

Magnetické pole generované PF cívkami je výrazně slabší než toroidální pole. Na rozdíl od toroidálního pole je však u poloidálního pole vyžadována značná dynamika změny pole v reakci na chování plazmatu. Požadavek na rychlou změnu poloidálních magnetických polí znamená, že napájecí zdroje cívek musí mít dostatečný výkon. Proto mohou mít napájecí zdroje PF cívek obdobný nebo i větší výkon než zdroje cívek toroidálního pole, přestože je jejich magnetické pole ~5krát nižší a energie magnetického pole ~25krát nižší. Tokamaky s měděnými cívkami mají navíc v PF cívkách, které mají menší příčný průřez než cívky toroidálního pole, výrazné ohmické ztráty. Výsledné nároky na výkon napájecích zdrojů PF cívek jsou desítky MW u malých tokamaků a stovky MW u velkých tokamaků.

Počet závitů jednotlivých PF cívek je určen optimalizací napájecího zdroje. Ze strany fyziky vycházejí požadavky na cílové magnetické pole a rychlost jeho změny, tj. na energii a výkon. Změnou počtu závitů cívek je možné přerozdělit výkon mezi napětí a proud napájecího zdroje. Počet závitů se typicky pohybuje od jednotek do stovek závitů v jedné PF cívce. Proud jedním závitem je obvykle v řádu jednotek až desítek kA.

Vývoj poloidálních cívek dobře dokumentuje příklad centrálního solenoidu. Historicky tokamaky používaly železné jádro a umístění primárního závitu mimo tokamak. Železné jádro bylo opuštěno především kvůli omezení maximálního možného magnetického toku dosažitelného před přesycením jádra (cca 1 T), zatímco vzduchový transformátor může poskytnout více voltsekund pro udržování proudu plazmatu po delší dobu. Moderní tokamaky proto používají vzduchový transformátor, kde jako primární závit transformátoru slouží centrální solenoid.

Použití transformátorového efektu v tokamacích systémově omezuje dobu trvání pulzu plazmatu. Pro udržení proudu plazmatem je nezbytné nepřetržitě měnit magnetický tok a tím i proud v primárním vinutí. To je ovšem technicky náročné a možnosti napájecích systémů z principu limitují délku induktivního udržování proudu v plazmatu. Proud v plazmatu je ale možné udržovat i neinduktivně, například toroidálně směrovaným vstřikem neutrálních částic nebo pomocí elektromagnetických vln. Tyto způsoby generování elektrického proudu však vyžadují další vývoj, aby umožnily udržovat požadované parametry plazmatu včetně fúzního výkonu. V současnosti je možné generovat proud v plné míře neinduktivně po neomezenou dobu pouze při nízkých

parametrech plazmatu, anebo desítky procent proudu při pulzech s maximálními parametry. Například projekt ITER předpokládá v první fázi induktivní provoz plazmatu s vyšším fúzním výkonem a v dalších fázích neinduktivní provoz s nižším výkonem.

Vakuový a kryogenní systém

Vakuový a kryogenní systém patří vedle magnetického systému k nejdůležitějším technologiím fúzních reaktorů. Fúzní reakce probíhá za vysokého vakua, přičemž čerpání vakuové komory zajišťují velké kryogenní vývěvy. Pokud magnetický systém využívá supravodiče, pak je rozhodující část výkonu kryogenního systému určena pro chlazení supravodivých cívek a celý reaktor i s cívkami je umístěn ve vakuovém kryostatu.

Vakuová nádoba ITER bude spolu s vakuovým kryostatem patřit mezi největší vysokovakuová zařízení na světě. Vakuová nádoba bude 11,3 m vysoká a 19,4 m široká. Její objem bude $\sim 1330 \text{ m}^3$. Kryostat bude mít průměr 30 m a výšku 30 m při objemu

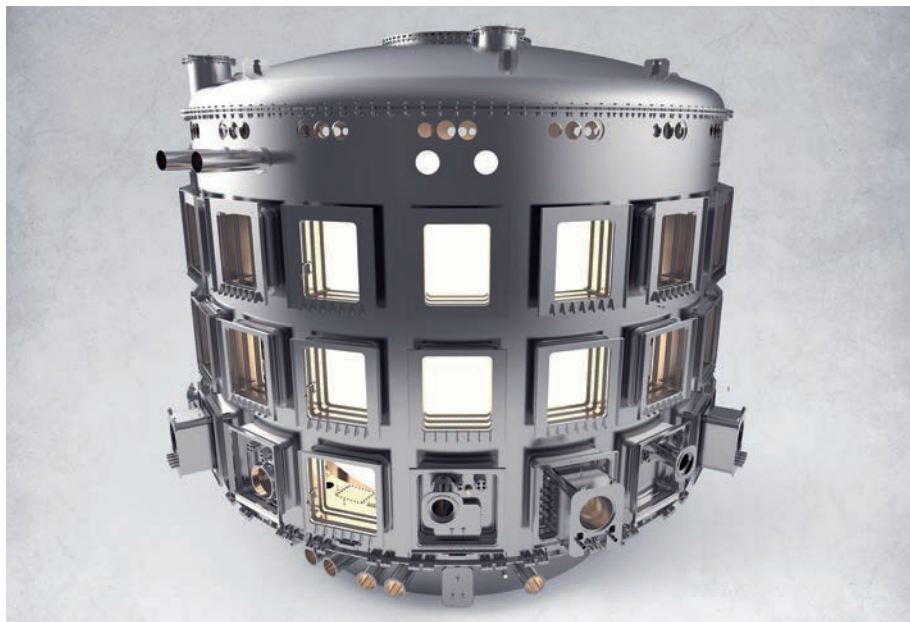


Obr. 16. Model vakuové nádoby ITER. Nádoba je dvouplášťová a je chlazená nebo ohřívána vodou s cílem udržení konstantní pracovní teploty. Pracovní teplota nádoby bude při experimentech $100 \text{ }^\circ\text{C}$. Při vypékání (odplyňování) bude nádoba krátkodobě zahřátá na $200 \text{ }^\circ\text{C}$ [1]

~16 000 m³. Vakuová nádoba bude tvořit nosnou konstrukci pro všechna zařízení uvnitř reaktoru, především pro první stěnu, blanket a divertorové kazety. Současně musí odolat radiaci, tepelnému namáhání a mechanické zátěži vyvolané elektromagnetickými silami.

Kromě vakuové nádoby a kryostatu bude vakuuum udržováno také v zařízeních ohřevu plazmatu (cca 860 m³), v injektorech palivových pelet nebo v izolaci potrubí sloužících k rozvodu kryogenních kapalin. Celkem bude instalováno zhruba 400 vakuových vývěv deseti různých druhů.

K tomu, aby bylo možné udržet termojadernou reakci, je nutné dosáhnout velmi vysoké čistoty reakční směsi. Ve vakuové komoře může být jen nepatrné množství jiných molekul než reaktantů. Tlak vodíkového plynu při vytvoření plazmatu je cca 1 Pa. Běžné atmosférické plyny (N₂, O₂, CO₂, vodní pára atd.) se v plazmatu chovají jako nečistoty, a proto musí být jejich množství v tokamaku výrazně menší než množství paliva. K dosažení tohoto cíle jsou komory všech fúzních reaktorů vyčerpávány na velmi vysoké vakuuum (*ultra high vacuum, UHV*). Například v reaktoru ITER je cílová hodnota parciálního tlaku 10⁻⁵ Pa vodíku a 10⁻⁷ Pa pro ostatní příměsi.

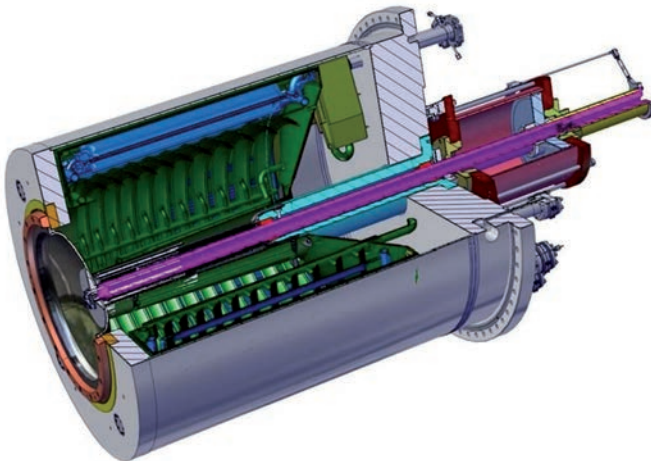


Obr. 17. Kryostat ITER bude po dokončení jedním z největších vakuových zařízení na světě. Jeho hlavním úkolem bude snížit tepelné ztráty supravodivých magnetických cívek pomocí vakuové tepelné izolace [1]

Uvedených úrovní vakua není složité dosáhnout dostupnými komerčními vývěvami, avšak v případě ITER nebo fúzních elektráren nelze běžné vývěvy použít. Důvodem je odčerpávání paliva obsahujícího radioaktivní tritium, prostředí se silnou radiací a vysoké magnetické pole. Pro práci s tritiem platí striktní bezpečnostní předpisy odrážející jeho radioaktivitu, výbušnost a tendenci nahrazovat vodík v organických molekulách. Proto musí být všechny použité technologie tzv. tritium kompatibilní. Existující fúzní zařízení tritium produkují nebo používají pouze ve velmi malém množství a časově omezeně, takže se regulační limity vztahují zatím pouze na reaktor ITER.

Z důvodu relativně malého využití paliva při jednom průchodu reaktorem (~2 %) musí být vývěvy schopny v průběhu plazmatického výboje odčerpat obrovské množství plynu a mezi výboji vyčerpat reaktor na vysoké vakuum. V případě reaktoru ITER musí vakuové pumpy mezi jednotlivými pulzy vyčerpat komoru nejméně na úroveň 10^{-4} Pa.

Za hlavní technologii vývěv pro vytváření vakua ITER bylo zvoleno kryočerpání. Základem kryovývěv vyvíjených pro ITER jsou tvarované nerezové panely pokryté vrstvou kryosorbentu z aktivního uhlí. Tyto panely jsou chlazené superkritickým heliem na teplotu 4,5 K. Kryovývěvy by měly dosahovat čerpací rychlosti až $100 \text{ m}^3/\text{s}$, reálná čerpací rychlost ale bude nižší kvůli omezením spojovacího potrubí a divertoru,

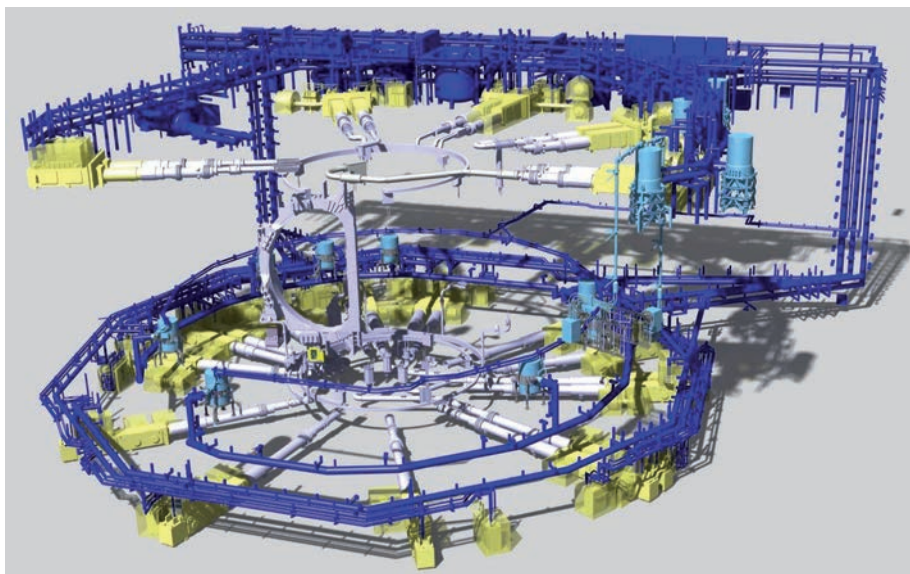


Obr. 18. Model kryovývěvy vyvinuté pro ITER. Hlavním čerpacím prvkem jsou nerezové panely pokryté kryosorbentem a ochlazené na teplotu 4,5 K (modře). Zeleně znázorněné části jsou ochlazené na teplotu 80 K a slouží jako tepelný štít a k čerpání těžších plynů, jako je vodní pára nebo CO_2 [1]

přes které bude komora reaktoru čerpána. K vakuové nádobě bude celkově připojeno 8 kryovývěv toroidálně rozmístěných na 4 místech nádoby. V průběhu pulzu budou vždy dvě vývěvy čerpat po dobu 150 sekund a zbylé budou v různých stádiích regenerace. Při regeneraci vývěv trvající přibližně 450 sekund dojde k zahřátí kryosorbentu na 470 K, odčerpání teplem uvolněného nashromážděného plynu a k opětovnému ochlazení kryosorbentu na pracovní teplotu.

Aby bylo možné kryovývěvy používat, je nutné vakuovou komoru a ostatní čerpané objemy nejprve vyčerpat na přechodový tlak (*cross-over pressure*). Pro kryovývěvy ITER je tento přechodový tlak 10 Pa a předčerpání je zajištěno pomocí mechanických vývěv. V průběhu regenerace kryovývěv předčerpávací vývěvy zajišťují odčerpání plynu uvolněného při regeneraci z kryosorbentu.

ITER bude kryogenní technologii využívat nejen v kryogenních vývěvách, ale především pro chlazení supravodičových magnetických cívek. Cívky toroidálního a poloidálního magnetického pole budou stejně jako kryogenní vývěvy chlazeny superkritickým heliem o teplotě 4,5 K. Jádrem kryogenního systému bude kryostanice (*cryoplant*) o chladicím výkonu 65 kW na teplotě 4,5 K a 1,3 MW na teplotě 80 K. Elektrický příkon kryostanice dosáhne 30 MW. Chladicím médiem reaktorových zařízení bude helium

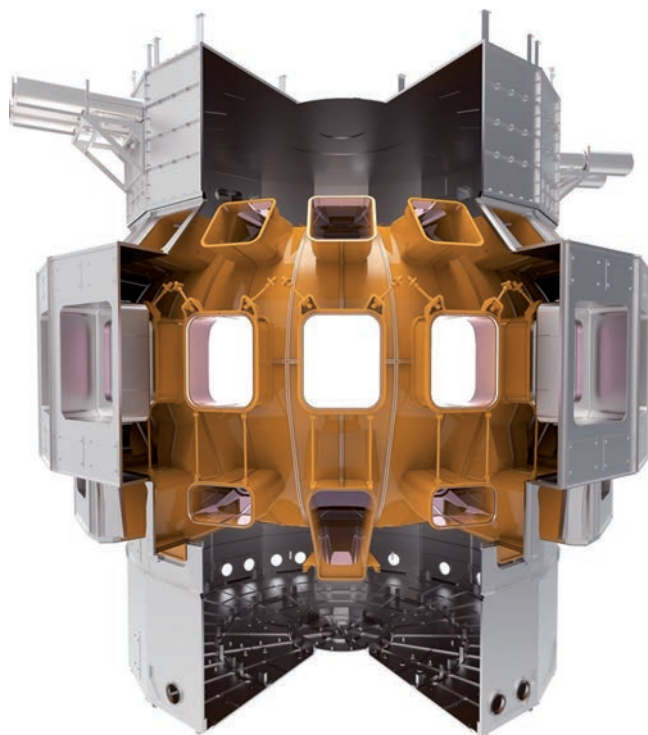


Obr. 19. Vizualizace distribučního systému kryogenního chladiva. Modře je zobrazeno rozvodné potrubí, světle modře kryoboxy. Žluté a šedivé jsou zobrazeny přívody k supravodičovým cívkám [1]

s provozní zásobou 24 tun. Helium bude chlazeno na kryogenní teploty dvoustupňově, nejprve pomocí chladicího okruhu se zkapalněným dusíkem na teplotu 80 K a poté na 4,5 K. Část helia bude po prvním chladicím stupni využita pro chlazení tepelného štítu reaktoru a dalších zařízení s provozní teplotou 80 K. Druhá část bude zavedena do heliových zkapalňovačů. K dispozici budou tři zkapalňovače, které budou provozovány v redundantním režimu.

K rozvodu chladicího helia je určen distribuční systém složený z rozvodného potrubí a lokálních kryoboxů osazených cirkulačními čerpadly. Z kryoboxů je pak chladicí médium vedeno k místům odběru.

Pro efektivní kryogenní chlazení je důležité dostatečně tepelně zaizolovat chlazené části. Základem pro tepelnou izolaci je vakuum a to je důvodem, proč bude celý



Obr. 20. Tepelný štít ITER bude chlazen plyným heliem o teplotě 80 K. Postříbřené nerezové panely sniží ohřev supravodivých cívek zářením [1]

reaktor umístěn ve vakuovém kryostatu. Vakuum v kryostatu na úrovni 10^{-4} Pa sníží konvektivní přenos tepla na zanedbatelnou úroveň.

Tepelné ztráty zářením budou potlačeny tepelným štítem chlazeným na teplotu 80 K. Tepelný štít bude vyroben z nerezové oceli s postříbřeným povrchem pro snížení povrchové emisivity a bude umístěn jednak mezi vakuovou nádobou a magnetickými cívkami, jednak mezi magnetickými cívkami a kryostatem.

Velkou výzvou v realizaci kryogenního systému ITER je pulzní provoz reaktoru a související velké rozpětí tepelné zátěže systému. Kryogenní teploty musí být dosaženy s definovanou rychlostí ochlazování a poté musí být udrženy v průběhu výbojů reaktoru, při kterých může být tepelné zatížení chlazených komponent až dvojnásobné. Chladicí systém proto musí zajistit rychlý nárůst a pokles tlaku v chladicím okruhu a změny průtoku chladiva v závislosti na tepelné zátěži. Kryostanice a distribuční systém musí tyto pulzy spolehlivě, bezpečně a dlouhodobě zvládat.

Kryogenní systém ITER bude po dokončení druhý největší na světě po systému LHC v CERN.

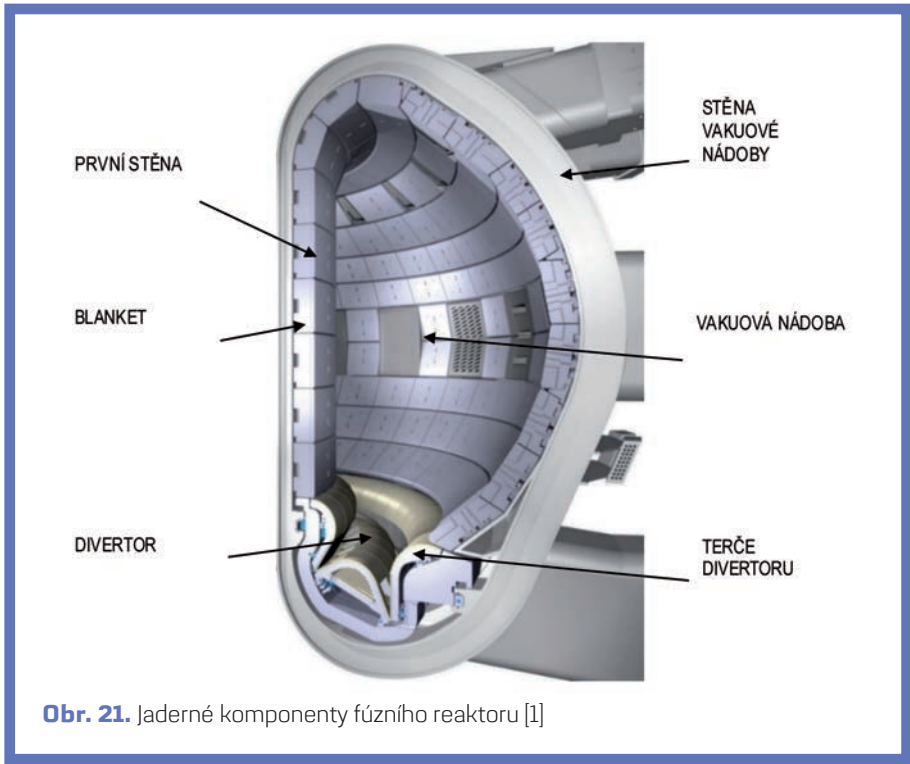
Jaderná zóna

Při jaderné fúzi deuteria a tritia se fúzní energie v reaktoru uvolňuje ve formě kinetické energie heliových jader a neutronů, které vznikají při fúzní reakci. V souladu se zákony zachování hybnosti a energie se uvolněná jaderná energie rozděluje podle obráceného poměru hmotnosti heliového jádra a neutronu: přibližně $\frac{4}{5}$ uvolněné energie odnáší neutron a $\frac{1}{5}$ energie získává heliové jádro. Heliové jádro je kladně nabitě, a proto zůstává v plazmatu zachyceno magnetickým polem reaktoru, předává svou energii ostatním částicím plazmatu a ohřívá tak plazma. Neutrony bez elektrického náboje opouštějí plazma a pronikají do komponent reaktoru uvnitř vakuové komory, kde jsou zachyceny jádru atomů materiálu. Horké plazma je současně zdrojem silného tepelného záření, které dopadá na povrch komponent obklopujících plazma. K nejvyšší tepelné zátěži tohoto povrchu dochází při přímé interakci s plazmatem, např. na divertorových terčích.

Komponenty mezi plazmatem a vnitřní stěnou vakuové nádoby se označují jako jaderné komponenty. Chlazením jaderných komponent je uvolněná jaderná energie ve formě tepla odváděna ven z reaktoru a může být využita k výrobě elektrické energie. Mezi jaderné komponenty patří především první stěna, blanket a divertor.

První stěna a divertorové terče, na které dopadá horké plazma, jsou nejvíce zatížené konstrukce fúzního reaktoru. Společně jsou označovány jako komponenty vystavené plazmatu PFC (*Plasma Facing Components*).

První stěna (*First Wall*) je stěna bezprostředně vystavená působení plazmatu. Úkolem první stěny je chránit konstrukci reaktoru. První stěna bude v energetických reaktorech nominálně zatížena vysokoenergetickým neutronovým tokem o velikosti



Obr. 21. Jaderné komponenty fúzního reaktoru [1]

10^{18} – 10^{19} n/(m²s) a tepelným tokem do hodnoty přibližně 0,5 MW/m². Často bude lokálně vystavena vyšším tepelným tokům až 7 MW/m² při přímé interakci s plazmatem, například při spouštění nebo odstavení reaktoru. Při nestabilitách plazmatu může tento tepelný tok lokálně vzrůst na velmi krátkou dobu o několik řádů a způsobit tavení nebo odpaření tenké povrchové vrstvy stěny. Při vážnějším poškození nebo opotřebení povrchu bude dotčená část stěny vyměněna pomocí dálkových manipulátorů.

Pro povrchovou vrstvu první stěny reaktoru ITER bylo zvoleno beryllium, pevný kov s velmi nízkým atomovým číslem, s cílem omezit vliv materiálu první stěny na plazma. První stěna je tvořena berylliovou vrstvou o tloušťce 10 mm difúzně navařenou technologií HIP (*Hot Isostatic Pressing*) na chladič z měděné slitiny CuCrZr. Chladičem protéká chladicí voda o tlaku 4 MPa a teplotě 70–110 °C. Nosná konstrukce první stěny je vyrobena z nerezové oceli AISI 316 LN-IG (*ITER Grade*).

Jako blanket se označuje vnitřní obložení vakuové komory, které vyplňuje prostor mezi první stěnou a vakuovou nádobou. První stěna může být samostatnou

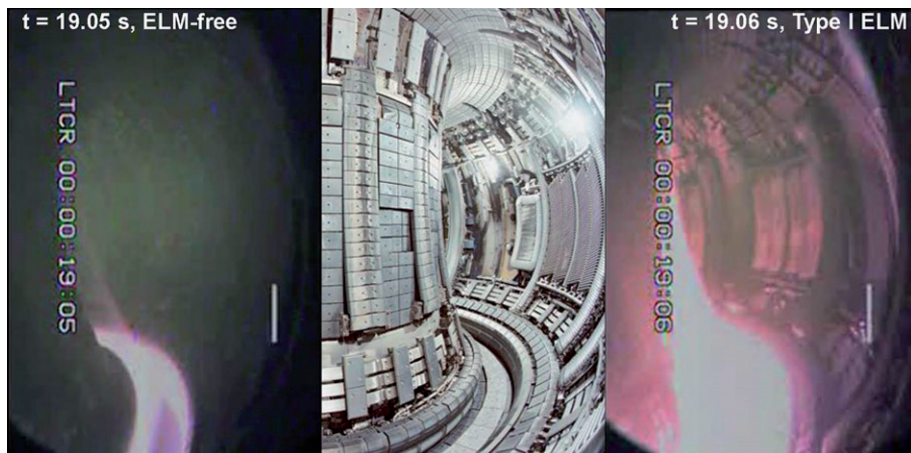
konstrukcí předsazenou před blanketem nebo může být součástí blanketu a tvořit jeho čelní stěnu. Blanket má následující důležité funkce:

- absorpci neutronového toku z plazmatu;
- přeměnu kinetické energie fúzních neutronů na teplo;
- odvod tepelné energie z reaktoru.

V reaktoru ITER bude blanket vyroben z nerezové oceli AISI 316 LN-IG a bude chlazen vodou o tlaku 4 MPa a teplotě 70–110 °C společně s první stěnou.

V energetických reaktorech bude mít blanket za úkol také produkci tritia potřebného pro přípravu DT paliva. V blanketu bude rozmístěno lithium, které bude reagovat s neutrony a produkovat tritium. Lithium bude v blanketu umístěno ve formě keramických kuliček Li_4SiO_4 , případně Li_2TiO_3 nebo tekuté kovové slitiny LiPb. Protože je preferovaná jaderná reakce lithia s neutrony exotermická, bude vedlejším produktem výroby tritia další energie. Blanket energetických reaktorů první generace tak bude nejenom přeměňovat kinetickou energii fúzních neutronů na teplo, ale současně také bude sám uvolňovat další energii.

Nejvíce zatíženou jadernou komponentou fúzního reaktoru je divertor, který odvádí plazma z reaktoru a umožňuje jeho čištění. Nominální zatížení divertorových terčů může dosáhnout až 150 MW/m². Při nestabilitách plazmatu může tepelný tok ve špičce vzrůst až na 20 GW/m². Divertor je umístěn v dolní, případně dolní a horní části vakuové komory a skládá se z magnetických cívek, divertorových terčů a nosné



Obr. 22 Tepelné zatížení divertoru a první stěny reaktoru JET. Bílá barva ukazuje místo interakce plazmatu s konstrukcí reaktoru. Vlevo normální stav, ve kterém plazma interaguje s divertorovými terči. Vpravo stav v okamžiku povrchové nestability ELM (Edge Localised Mode) [3]

konstrukce. Pomocí magnetických cívek divertor odklání (divertuje) okrajové magnetické siločáry udržující plazma a směřuje je na své terče. Okrajová vrstva plazmatu SOL (*Scrape-Off Layer*) za poslední uzavřenou magnetickou plochou (za separatrix) proudí podél odkloněných siločar, dopadá na terče a kontaktem s povrchem terčů se ochlazuje. Odčerpáváním prostoru divertoru vakuovými vývěvami je ochlazené plazma zahrnující nespálené palivo, helium a nečistoty odváděno ven z reaktoru.

Divertor také pomáhá tvarovat plazma, omezuje interakci plazmatu s první stěnou a vytváří podmínky pro dosažení režimu vyššího udržení energie v plazmatu, tzv. H-módu (*High-confinement mode*).

Divertorové terče reaktoru ITER budou sestaveny z wolframových kostek, tzv. monobloků, navlečených na chladicích trubkách z měděné slitiny CuCrZr. Odlišná tepelná roztažnost wolframu a slitiny CuCrZr je kompenzována mezivrstvou z čisté mědi. Terče budou chlazeny vodou o tlaku 4 MPa a teplotě 70–200 °C.

Interakce plazmatu se stěnou reaktoru

Více než půl století trvající výzkum jaderné fúze zaměřený na její energetické využití lze s nadsázkou rozdělit na dvě fáze – dosažení uvolňování tepla a poté zajištění jeho odvodu. První fáze, trvající až do konce 20. století, se převážně soustředila na pochopení fyziky transportu tepla v plazmatu a dosažení co nejvyššího Lawsonova trojného součinu. V roce 1997 bylo v reaktoru JET dosaženo hodnoty faktoru zesílení $Q = 0,65$ s poměrně jasnou vizí, jak tento faktor dramaticky zvýšit zvětšením rozměrů plazmatu a intenzity magnetického pole. Proto byl zahájen projekt ITER, kterým symbolicky započala druhá fáze fúzního výzkumu – fokusace na odvod tepla z reaktoru bez poškození jeho konstrukce.

Pro vyřešení tohoto úkolu je nejprve nutné pochopit fyziku transportu částic a tepla z místa produkce (centra plazmatu) ke stěně. V druhé polovině 20. století probíhala řada experimentů, které vedly k popisu transportu částic a energie napříč magnetickými plochami v rámci magnetohydrodynamické teorie (od klasické k neklasické). Velmi úspěšné bylo použití gyrokinetických modelů, na základě kterých bylo možné zlepšovat parametry plazmatu, např. potlačovat některé poruchy (neklasické *tearing* módy) pomocí lokálního elektronového ohřevu nebo aktivně využívat přirozenou pilovou nestabilitu (*sawteeth*) k odvodu nečistot z centra plazmatu. Okrajová vrstva SOL za poslední uzavřenou magnetickou plochou se však ukázala natolik turbulentní, že zde difúzní popis transportu zcela selhal.

Motorem radiálního transportu částic v SOL je dříve zmíněný $E \times B$ drift. Vertikální separace náboje implikující vertikální elektrické pole E_z je důsledkem základního *grad-B* driftu vyvolaného toroidální geometrií tokamaku. Tento přirozený tokamakový drift je uvnitř separatrix kompenzován helicitou siločar. Ve vrstvě SOL za separatrix ale siločáry nejsou uzavřené, a drift proto kompenzován není. Na vnější straně

tokamaku tento drift směřuje vždy proti gradientu tlaku. Dochází tak k analogické situaci, jakou pozorujeme v horkém vzduchu nad rozpálenou silnicí, když se horký vzduch vlní a stoupá proti gravitaci. Nad separatrix se vytvářejí houbovitě struktury (bloby), plazma se promíchává rychlostí, jež je dána viskozitou plazmatu a gradientem magnetického tlaku. Plazma ve vrstvě SOL sestává převážně z takových blobů, tvořených podlouhlými shluky plazmatu přibližně kruhového průřezu o průměru 1–2 cm, které jsou podél magnetických siločar dlouhé řádově metry a vypadají jako vlákna (*filaments*). Protože se pohybují rychlostí 1–2 km/s radiálně ven ke stěně, trvá jim řádově desítky mikrosekund, než odnesou plazma na stěnu. Přibližně stejnou dobu trvá také jejich ambipolární transport do divertoru podél magnetických siločar daný délkou siločar a rychlostí iontů ve vrstvě (cca 100 km/s). Výsledný radiální pokles tlaku plazmatu má exponenciální profil, ve kterém poměr obou rychlostí přímo determinuje délku útlumu (*decay length*) vrstvy SOL. Délka útlumu je velmi důležitá pro návrh tokamaků. Zvolíme-li v toroidálním směru poloměr křivosti první stěny na základě očekávané délky útlumu, bude stěna rovnoměrně tepelně zatížena. V opačném případě vzniknou na stěně přehřátá místa (*hot spots*), která mohou způsobit poškození stěny.

Předpověď délky útlumu například změnila původní design dlaždic první stěny reaktoru ITER a pravděpodobně zabrání tavení berylliové povrchové vrstvy první stěny. Tato předpověď vyšla z měření na tokamaku COMPASS a deseti dalších tokamacích světa a je převážně empirická. Postupně se ale daří procesy v SOL také teoreticky modelovat.

Horké plazma působí na materiály vystavené plazmatu řadou destruuujících mechanismů, jako jsou:

- fyzikální odprašování (*sputtering*);
- chemická eroze a odprašování;
- radiační sublimace a fotony indukovaná desorpce;
- odpařování a sublimace;
- praskání a křehký lom;
- tavení a rozstřík;
- jiskrový výboj;
- poškození neutrony a transmutace;
- vodíkové a heliové křehnutí.

U různých materiálů jsou kritické různé mechanismy poškození, nicméně rozhodujícím společným požadavkem na materiály je teplotní a neutronová odolnost. Divertorové terče se aktuálně vyrábějí z uhlíkových kompozitů nebo z wolframu. Tyto materiály jsou charakteristické velmi vysokou teplotní odolností, uhlík ale není vhodný pro fúzní energetické reaktory ani pro ITER, protože snadno absorbuje vodíkové izotopy a akumuloval by příliš mnoho radioaktivního tritia. Proto je v současnosti preferován wolfram a pokročilé wolframové materiály.

Na přelomu století zahájilo mnoho světových tokamaků testování první stěny vyrobené z těžkých kovů, jako je molybden, wolfram či tekutý cín, anebo naopak z lehkých chemických prvků, jako je beryllium či lithium.

Volba materiálu první stěny je obtížným kompromisem mezi těžkými a lehkými prvky. Těžký prvek je jen málokdy vyražen z povrchu dopadem lehkého jádra vodíku či helia a tyto prvky obecně nabízejí vyšší teplotní odolnost a vyšší teplotu tání než lehké prvky. Jejich použití je ale spojeno s kriticky vysokou intenzitou ochlazování plazmatu zářením, pokud se atomy těchto prvků dostanou do plazmatu, protože těžké prvky vedou k podstatně vyšší intenzitě brzdného záření prostřednictvím zvýšení efektivního náboje a navíc v důsledku neúplné ionizace těžkých atomů také dochází k čárovému a rekombinačnímu záření.

Hlavní míra, „jak moc daný prvek vadí plazmatu“, je jeho akceptovatelná míra znečištění v centru plazmatu (CLIP, *Concentration Limit for Ignited Plasma*), která udává, kolik procent znečištění DT plazmatu daným prvkem vyzáří 10 procent energie plazmatu. CLIP klesá s druhou až čtvrtou mocninou atomového čísla Z , protože těžký atom obsahuje velké množství elektronů k ionizaci, které jsou silně vázány k jádru, a současně má velké množství deexcitačních hladin.

Tabulka 1. Limit znečištění plazmatu CLIP a další vlastnosti vybraných chemických prvků.

Prvek	Li	Be	C	Mo	Sn	W
Atomové číslo	3	4	6	42	50	74
Limit znečištění plazmatu CLIP [%]	25	15	7	0,07	0,03	0,002
Hustota [g/cm ³]	0,5	1,9	2,3	10	7,3	19
Teplota tání [°C]	180	1287	netaví se	2623	230	3422
Objemová tepelná kapacita [J/(cm ³ K)]	2,2	3,4	3,2-4,8	2,6	1,7	3,4
Tepelná vodivost [W/(m K)]	44	200	50-80	138	30	173
Tepelný šok roztavení [MJ/(m ² s ^{1/2})]	-	34	-	50	-	60

K překročení CLIP může snadno dojít nepatrným vypařením nebo rozprášením těžkého prvku. Pro roztavené kovy platí, že intenzita vypařování kovu z povrchu exponenciálně roste s jeho teplotou. Pro látky s vysokou teplotou tání je vypařování zanedbatelné vůči fyzikálnímu odprašování, které nezávisí na teplotě povrchu, ale naopak na teplotě plazmatu, protože energie částic dopadajícího plazmatu musí být dostatečná k vyražení atomu z krystalové mřížky.

Hlavní výhoda těžkých kovů spočívá v nízké intenzitě odprašování a ve vysoké teplotě tání. Pokud nedojde k lokálnímu natavení, wolfram či molybden se prakticky neuvolňují, a jsou ideálním materiálem. Navíc je jejich tepelná vodivost i schopnost

pohlcovat tepelné šoky obrovská. Protože ale mají velmi nízkou CLIP, i malá kapička hodnotu CLIP překročí a způsobí prudké ochlazení plazmatu, pravděpodobně následované disrupcí plazmatu.

Mezi další nevýhody wolframu patří, že při teplotách nad 1200 °C rekrystalizuje a při tepelných cyklech pak může dojít k jeho praskání. V neutronovém toku také stejně jako většina kovů v pevném skupenství křehne. Jeho velmi vysokou teplotní odolnost pak mohou překonat tepelné šoky.

Tepelné šoky jsou krátkodobé události s dobou trvání kratší, než je doba potřebná pro průnik tepla do hloubky terče. Například typický výboj na tokamaku COMPASS trávající 0,1 s lze považovat za tepelný šok s hloubkou průniku do grafitu pouhý 1 mm. Tepelný šok roztavení, uvedený v **tabulce 1**, pak odpovídá tepelnému šoku dostatečnému k ohřátí povrchu z pokojové teploty až na teplotu tání. Hodnoty nevratného poškození (teplota přechodu tvárné – křehké DBTT, prasknutí, rekrystalizace) jsou pak typicky poloviční nebo menší pro povrch předeřhřátý předchozími šoky nebo trvalým tepelným zatížením.

V letech 2005–2017 probíhala na tokamacích ASDEX-U a JET řada experimentů zkoumajících chování wolframu roztaveného plazmatem (ať už pomalým ohřevem, anebo tepelnými šoky), které odhalily exponenciální růst wolframové taveniny: čím více wolframu se roztaví, tím je větší „kopec“ taveniny, na kterém je větší úhel dopadu plazmatu, a proto vzroste tepelný tok, a tím se tavení dále rozšíří. Ostré hrany ztuhlé taveniny jsou pak náchylné k přehřátí a tvorbě odlétávajících kapiček. Silou působící na taveninu je především termoelektrický proud projevující se při teplotách nad 3000 °C. Zkondenzovaný wolfram je posléze obtížné odstranit z povrchu materiálu jinak než mechanicky, což je v prostředí energetických reaktorů těžko představitelné. Nový tokamak COMPASS-U dosáhne tepelných toků srovnatelných s toky v divertoru reaktoru ITER (~100 MW/m²). Díky tomu bude možné podrobně zkoumat existující i nové materiálové koncepty.

Nedostupnost dostatečně odolných materiálů iniciovala výzkum aplikace tekutých kovů. Hlavní výhoda tekutých kovů (např. lithium, cín nebo jejich slitina) je jejich samoopravitelnost. Tepelně zatížený povrch je tvořen kovem s nízkou teplotou tání, nasáknutým v kapilární porézní matici (CPS, *Capillary Porous System*) vyrobené z kovu s vysokou teplotou tání, jako je wolfram nebo molybden. Dojde-li k lokálnímu přehřátí implikujícímu intenzivní výpar, či dokonce pohyb kapaliny, povrch se kapilárními silami opět zacelí taveninou. Latentní teplo výparu vyloučí poškození (roztavení) matrice, dokud se veškerý tekutý kov nevypaří, k čemuž by nemělo dojít při jeho dostatečném doplňování. Nevýhodou tekutého kovu může být naopak jeho intenzivní výpar a následná kondenzace v komoře reaktoru, kde může např. zkratovat kontakty nebo pokrýt diagnostické průzory. Evropské konsorcium EUROfusion plánuje do roku 2019 navrhnout koncept divertorových terčů z tekutých kovů pro elektrárnu DEMO jako alternativu k vyvíjeným terčům z pokročilých wolframových materiálů.

Systém ohřevu plazmatu

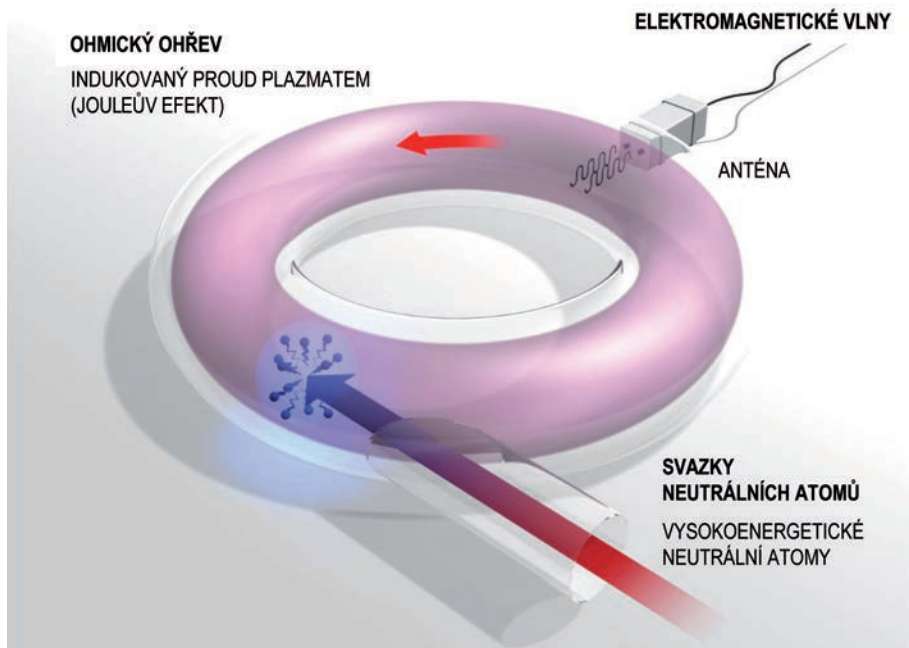
Nedílnou součástí každého termojaderného zařízení je systém ohřevu plazmatu. Jeho hlavní rolí je zajistit zvýšení teploty plazmatu až na hodnotu, při které intenzivně probíhají termojaderné reakce (v případě fúze deuteria a tritia zhruba na 160 milionů K), a tuto teplotu v průběhu provozu zařízení udržovat. Vysokoteplotní plazma vytvořené dostupnými technickými prostředky má totiž z hlediska udržení termojaderných podmínek poměrně malou velikost a trpí značnými tepelnými ztrátami. Pokud má zůstat teplota plazmatu během provozu konstantní, systémy ohřevu musí tepelné ztráty plazmatu neustále kompenzovat.

Tokamaků se mezi fúzními zařízeními vyznačují nejlepší schopností udržet v plazmatu teplo. Doba udržení energie, klíčový parametr v Lawsonově kritériu, která je definována jako poměr tepelné energie plazmatu k výkonu tepelných ztrát, má u největšího současného reaktoru JET hodnotu o něco nižší než jedna sekunda. Z toho plyne, že pro ohřev plazmatu reaktoru JET o tepelné energii například 20 MJ potřebujeme do plazmatu dodávat tepelný výkon, který s dostatečnou rezervou převyšuje 20 MW, jinak teplota plazmatu klesá. Doba udržení energie přitom roste se čtvercem velikosti poloměru plazmatu, takže u menších tokamaků musí být poměr výkonu ohřevu k tepelné energii plazmatu mnohem větší než u velkých tokamaků.

V plánovaných energetických reaktorech budou tepelné ztráty plazmatu převážně kompenzovány samoohřevem jádru helia, která vznikají při fúzní reakci. Systémy ohřevu pak budou sloužit především při spouštění reaktoru a jako prostředek řízení reaktoru. Po splnění podmínek Lawsonova kritéria zapálení (*ignition*) nastane přímá analogie s ohněm: budou to samotné fúzní procesy, které po dosažení kritéria zajistí udržování vysokých teplot, aby mohla fúze stále probíhat. V takovém případě se mluví o fúzním hoření. Zároveň je třeba zdůraznit, že podobně jako u ohně nepředstavují tepelné ztráty plazmatu ani zdaleka ztrátu z hlediska samotné výroby energie, právě naopak. Plazmatem ztracené teplo bude absorbováno stěnami reaktoru, ze kterých jej bude odvádět chladicí médium k výrobě elektrické energie.

Ohřev plazmatu fúzní reakcí byl na tokamacích pozorován zatím jen výjimečně, a to pouze na velkých zařízeních TFTR a JET při experimentech se směsí deuteria a tritia. I v těchto případech ale byl podíl alfa částic na celkovém ohřevu plazmatu malý, nejvýše do 13 procent. Situace se má obrátit až při provozu reaktoru ITER na plném výkonu, při kterém se očekává, že samoohřev plazmatu nahradí až dvě třetiny vnějšího, technického ohřevu plazmatu.

Vnější ohřev plazmatu má na tokamacích tři podoby: ohřev elektrickým proudem procházejícím plazmatem (tzv. ohmický ohřev), ohřev neutrálními svazky atomů a ohřev elektromagnetickými vlnami na rezonančních frekvencích.



Obr. 23. Metody ohřevu plazmatu v tokamacích [1]

Pokud plazmatem protéká elektrický proud, plazma se s ohledem na svůj nenulový elektrický odpor ohřívá. Jde o uvolňování Jouleova tepla, ve fyzice plazmatu je však zvykem mluvit o ohmickém ohřevu podle jednotky elektrického odporu. Skutečnost, že prstencem plazmatu v tokamacích protéká vysoký elektrický proud, patří k základním charakteristikám tohoto typu zařízení. Účel elektrického proudu v plazmatu je přitom dvojitý. Kromě ohřevu plazmatu elektrický proud generuje poloidální složku magnetického pole, jak bylo popsáno v předchozích kapitolách.

Ohmický ohřev je u velkých tokamaků klíčový zejména v počáteční fázi experimentu, kdy se plazma ionizuje a jeho teplota prudce stoupá. Při dosažení několika desítek milionů stupňů ale poklesne elektrický odpor plazmatu natolik, že teplotu plazmatu nelze tímto ohřevem dále zvyšovat. Elektrický proud by totiž musel být tak vysoký, že by generoval až příliš intenzivní poloidální magnetické pole. To by s ohledem na technická omezení v dosažitelné velikosti toroidálního pole způsobilo příliš strmé stáčení siločar, které by následně vedlo k rychlé smyčkové nestabilitě plazmatu a k disrupci. Proto je při teplotách plazmatu nad několik desítek milionů stupňů nutné použít jiné metody ohřevu plazmatu.

Pro zajímavost zbývá uvést, že situace může být u jiných zařízení s magnetickým udržením docela jiná – například u stellarátorů je elektrický proud v plazmatu přímo nežádoucí, protože by jeho magnetické pole narušovalo přesně definovanou konfiguraci vnějšího magnetického pole. Proto se u nich s ohmickým ohřevem vůbec nepočítá. Naopak u toroidálních pinčů je hustota plazmatu tak vysoká, že by ke splnění Lawsonova kritéria mohl postačit samotný ohmický ohřev, pokud by se ovšem plazma podařilo stabilizovat.

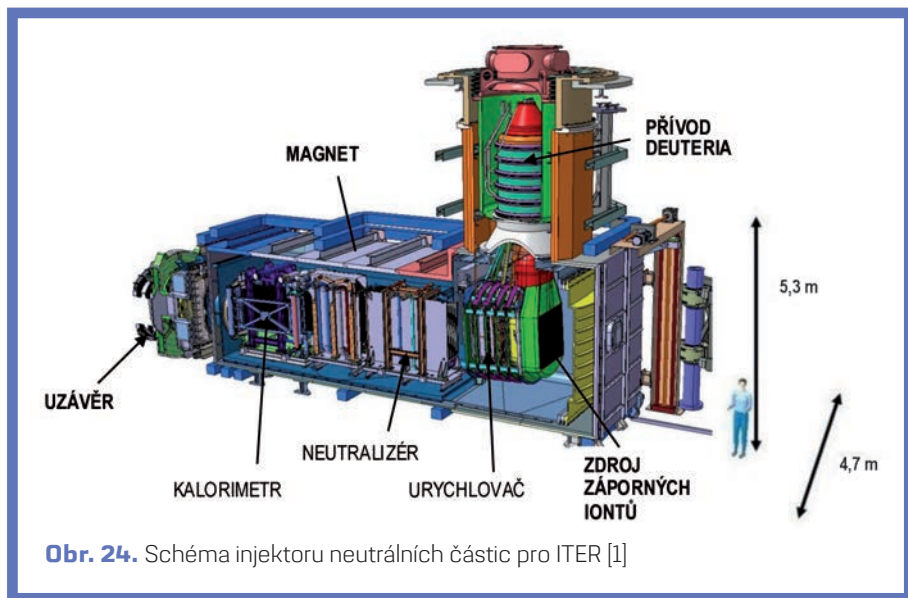
Dalším způsobem ohřevu jsou neutrální svazky. Pojem „neutrální svazek“ označuje proud urychlených atomů fúzního paliva (nejčastěji deuteria). Atomy totiž díky své elektrické neutralitě mohou proniknout z vnějšího zdroje (injektoru) napříč magnetickým polem tokamaku až do ohřívání plazmatu. V plazmatu jsou tyto atomy srážkově ionizovány, uvolněné elektrony a rychlé ionty jsou pak zachyceny magnetickým polem. V řadě po sobě následujících srážek se kinetická energie rychlých iontů předává mnoha částicím plazmatu a tím se plazma ohřívá.

Pod energií neutrálního svazku se zpravidla uvádí kinetická energie jednotlivých atomů svazku. Stanovuje se tak, aby se co nejvíce atomů ionizovalo v horkém středu plazmatu – pomalý svazek se ionizuje už na okraji plazmatu, zatímco u rychlého svazku bude velká část atomů plazmatem bez užítku prolétat. Je zřejmé, že při stanovování energie svazku je třeba zohlednit především rozměr plazmatu: například u tokamaku COMPASS je optimální energie atomů 40 keV, v reaktoru ITER již svazky potřebují energii 1 MeV. Ve srovnání se střední energií tepelného pohybu při optimální teplotě plazmatu pro termojaderné procesy, která je přibližně 14 keV, je vidět, že částice svazku budou plazmatu skutečně přinášet energii.

Druhou klíčovou charakteristikou svazku je jeho výkon deponovaný v plazmatu: běžně požadujeme (opět dle velikosti plazmatu) jeden až desítky MW ohřevového výkonu. Z výkonu svazku a jeho energie lze pak jednoduše odvodit i tok částic, který se zpravidla uvádí jako ekvivalentní elektrický proud.

Jakkoli je myšlenka neutrálního svazku jednoduchá, technická realizace injektoru zdaleka tak snadná není. Specifikou injektorů pro fúzní aplikace je velký požadovaný výkon neboli mimořádně vysoký tok urychlených částic. Součástí injektoru proto musí být výkonný iontový zdroj – zpravidla radiofrekvenčně buzené plazma. Potřebnou energii ionty získávají urychlením ve vysokém napětí. Po urychlení iontů následuje jejich neutralizace, ke které dochází díky nábojové výměně při průletu plynem. Ionty, u kterých neutralizace neproběhla, je třeba ještě před reaktorem odklonit pomocí magnetického pole do chlazené iontové pasti. Konečně je také třeba zamezit tomu, aby se plyn, který slouží k neutralizaci svazku, rozpínal až do reaktoru. K tomu slouží systém rychlého kryogenního vakuového čerpání.

Není bez zajímavosti, že zdaleka ne všechny ionty jsou urychlené na požadovanou energii. Některé mají menší energii, a to proto, že byl iont vodíku během urychlení vázán v molekule. Pokud byl místo iontu vodíku urychlen iont vodíkové molekuly,



Obr. 24. Schéma injektoru neutrálních částic pro ITER [1]

neutrální atom vodíku na výstupu neutralizátoru bude mít poloviční energii oproti požadavku. Značné obtíže způsobuje také skutečnost, že účinnost neutralizace kladných iontů klesá s jejich rostoucí energií. Například při energii 1 MeV požadované pro ITER je neutralizace již tak nepravděpodobná, že by naprostá většina urychleného svazku končila v iontové pasti. Proto se v případech vysokých energií používají zdroje záporných iontů (tj. atomů s přebytečným elektronem), které se snadno neutralizují i při vysoké rychlosti. Zdroje záporných iontů jsou ovšem poměrně komplikované.

I když se injektory neutrálních svazků budují zejména jako zdroje ohřevu, nelze pominout jejich další role:

- díky vysoké energii částic významně zvyšují počet fúzních reakcí;
- dodávají do nitra plazmatu fúzní palivo, i když ne v množství, které by stačilo vyrovnat rychlost jeho odvodu;
- jsou vítaným zdrojem signálu pro řadu diagnostických metod;
- mohou aktivně ovlivňovat lokální vodivost plazmatu a tím následně průběh hustoty proudu napříč plazmatem, což ovlivňuje výslednou konfiguraci magnetického pole;
- mohou částečně nahradit induktivní generování elektrického proudu v plazmatu a tím přispět k dosažení kontinuálního provozu reaktoru.

Jinými slovy, ohřevové svazky lze použít i k řízení reaktoru – totéž lze pak říci i o ohřevu pomocí rezonančních elektromagnetických vln.

Plazma je možné účinně ohřívat také pomocí absorpce energie elektromagnetických vln. Jejich energii přebírají částice plazmatu při tzv. rezonanci (jev rezonanční absorpce se využívá mimo jiné i v kuchyňských mikrovlnných troubách). V případě plazmatu udržovaného v magnetickém poli se využívají především rezonance vln s harmonickými násobky těch frekvencí, se kterými částice gyrují kolem magnetických siločar. Základní vztah pro frekvenci této tzv. cyklotronní rotace je $\omega = qB/m$ kde q je náboj částice, B absolutní hodnota lokální indukce magnetického pole a m hmotnost částice. Z uvedeno vztahu vyplývá, že rezonanční frekvence je pro lehké elektrony podstatně vyšší než pro mnohem těžší ionty izotopů vodíku.

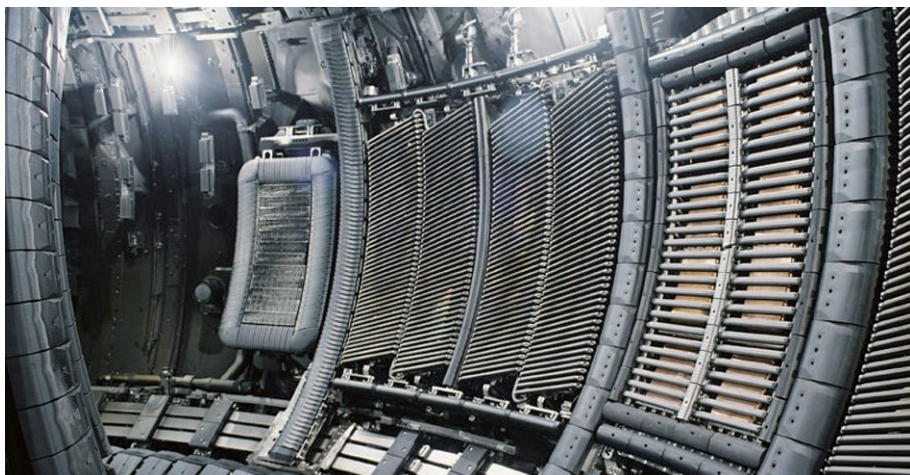
V případě rezonance s ionty se používají rádiové frekvence o hodnotách několika desítek MHz. V pásmu rádiových frekvencí existuje z hlediska generování vln dostatečných výkonů řada vhodných průmyslových řešení. Pro rezonanci s elektrony plazmatu jsou oproti tomu potřeba mikrovlnné frekvence přes 100 GHz, pro které se výkonové zdroje, tzv. gyrotrony, vyvíjejí v rámci probíhajícího fúzního výzkumu.

Jak iontový, tak elektronový cyklotronní rezonanční ohřev je dnes na tokamacích běžnou záležitostí. Jednou z jeho výhod je i možnost dobré lokalizace ohřevu – v tokamacích magnetické pole klesá se vzdáleností od hlavní osy tokamaku, takže podle výše uvedené rovnice nastává rezonanční ohřev na konkrétní frekvenci jen v oblasti plazmatu s odpovídající velikostí magnetického pole.

V případě ohřevu na elektronové cyklotronní frekvenci lze navíc poměrně dobře nastavit místo ohřevu i prostorově, protože se milimetrové vlny šíří plazmatem v podobě paprsku, který je možné směřovat. Skutečnost, že se touto metodou ohřívají elektrony (a nikoli ionty, u kterých chceme dosáhnout fúzních reakcí), vede u menších tokamaků s krátkou dobou udržení energie k různým hodnotám elektronové a iontové teploty. Fúzní reaktory, jako například ITER, mají ale plazma dostatečně velké k tomu, aby mezi elektrony a ionty docházelo k teplotnímu vyrovnání.

Kromě iontového a elektronového ohřevu se historicky uvažovalo ještě o ohřevu na tzv. dolní hybridní frekvenci plazmatu. Experimentální výzkum ale prokázal, že šíření vln těchto frekvencí (řádově jednotky GHz) v plazmatu je tlumeno elektrony, které se zachytí postupujícího elektrického pole vlny. Proto se dnes tato frekvence úspěšně využívá zejména k vlečení elektrického proudu. Neinduktivní generování elektrického proudu v plazmatu je do budoucna pro tokamaky klíčové z hlediska uvažovaného kontinuálního provozu, protože jinak v nich nelze zajistit trvalé poloidální magnetické pole. Z důvodů velkých rozměrů plazmatu se ale u energetických reaktorů dolní hybridní frekvence zatím jeví jako neperspektivní.

Ohřev plazmatu v současnosti nepředstavuje překážku ve vývoji fúzních energetických reaktorů. Termojaderné teploty plazmatu lze popsáním způsobem dosáhnout. Protože bude ohřev plazmatu hrát významnou roli v energetické bilanci fúzních



Obr. 25. Vyústění antén elektromagnetického ohřevu ve vakuové komoře tokamaku JET. Zleva: anténa dolní hybridní frekvence, antény iontového ohřevu plazmatu a testovací anténa iontového ohřevu plazmatu vyvíjená pro ITER [3]

elektráren a jeho účinnost se přímo promítne do čisté účinnosti výroby elektrické energie, je cílem dalšího výzkumu a vývoje systémů ohřevu zvýšení jejich celkové energetické účinnosti, která je zatím nízká (20–30 %).

Diagnostický systém

Diagnostický systém představuje soubor přístrojů, metod a experimentálních technik, které se používají pro sledování procesů v reaktoru a zjišťování parametrů vysokoteplotního plazmatu a jednotlivých systémů fúzního reaktoru. Mezi hlavní sledované parametry a procesy patří především:

- elektrický proud v plazmatu, poloha a tvar plazmatu;
- hustota, teplota a tlak plazmatu, fúzní výkon;
- vyzařování plazmatu, lokální tepelné zatížení povrchu komponent vystavených plazmatu a jeho teplota;
- nestability a magnetohydrodynamická aktivita plazmatu.

Měření zahrnuje postupy používané u nízkoteplotního plazmatu (sondová měření), v astronomii (spektroskopie), v jaderné fyzice (detekce částic a γ záření) či v elektrotechnice (měření elektrického a magnetického pole) a současně i specifické metody,

jako je mikrovlnná diagnostika, diagnostika na svazku částic, Thomsonův rozptyl laserového záření a další. Používané metody úzce souvisí s charakteristickými vlastnostmi plazmatu, kterými jsou vysoká teplota, vysoká hustota nabitých částic (plně ionizované plazma), přítomnost silných magnetických polí nebo extrémní hustoty toku tepla (až 150 MW/m^2) a vysokoenergetických neutronů (až $10^{19} \text{ n/(m}^2\text{s)}$ při energii neutronů 14 MeV). Zejména poslední dva parametry představují velkou výzvu pro vývoj dostatečně odolné a spolehlivé měřicí techniky.

Současné experimentální fúzní reaktory určené pro fyzikální výzkum vysoko-templotního plazmatu využívají širokou škálu diagnostických přístrojů a metod. Ve fúzních energetických reaktorech bude oproti tomu používáno jen minimální množství měřících přístrojů, které budou sloužit k řízení a kontrole plazmatu podle předem stanovených provozních scénářů. Při provozu reaktoru i při přechodových režimech (spouštění reaktoru, potlačení disrupce plazmatu, nouzové odstavení reaktoru) bude diagnostika poskytovat informace o plazmatu nezbytné pro zpětnovazební regulační mechanismy reaktoru. Diagnostické přístroje budou přizpůsobené pro vysokou tepelnou a neutronovou zátěž. Současně bude pro zajištění dlouhodobé spolehlivosti a bezpečnosti provozu mnoho diagnostikovaných parametrů měřeno redundantně.

Základními požadavky na diagnostiku jsou kompatibilita s vysokým vakuem a vysokým magnetickým polem (UHV a EM kompatibilita), integrovatelnost s ostatními systémy reaktoru, odolnost vůči mechanickému poškození a poškození vířivými a halo proudy při disrupcích a minimalizace degradace diagnostických komponent neutronovým tokem a usazováním nečistot z plazmatu. Pro energetické reaktory budou požadavky na provedení přístrojů velmi přísné i s ohledem na nutnost dodržovat pravidla jaderné a radiační bezpečnosti a ochrany životního prostředí.

Mezi jaderné požadavky patří především odolnost proti radiačnímu poškození a radiací indukovaným efektům. Této odolnosti může být dosaženo odstíněním neutronů (labyrinty) a použitím vhodných nízkoaktivovatelných materiálů a chladicích substancí. Důležitá je také kompatibilita se systémy pro vzdálenou údržbu (*remote handling*) a dostatečně vysoká životnost v těžkých provozních podmínkách.

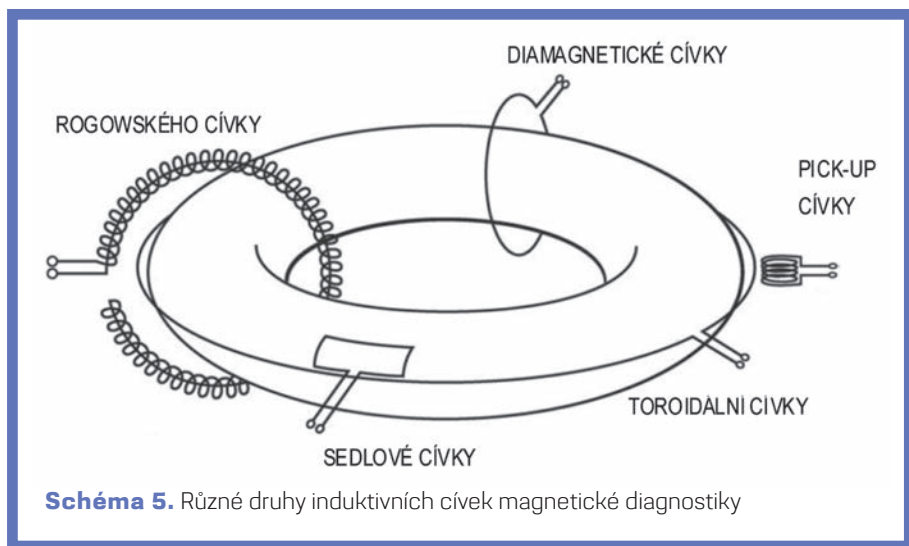
Mezi další požadavky patří například odolnost proti rušení (širokospektrální šum a radiačně a teplotně generovaná rušivá napětí), odolnost vůči vibracím a jinému cyklickému mechanickému namáhání, imunita vůči elektromagnetickým vlnám při ohřevu plazmatu, odolnost vůči vlivu rychlých částic (eroze materiálu, lokální ohřev), minimální interference s ostatními diagnostickými metodami a také vyloučení sloučenin halogenů kvůli možné tvorbě kyselin.

Výběr jednotlivých měřících metod a přístrojů pro energetické reaktory je v konceptuální fázi a probíhá na základě extrapolace technik používaných na existujících reaktorech nebo známých z jiných oborů. Jako výchozí bod je použita diagnostická sada reaktoru ITER, na jejímž základě se postupně vybírají diagnostické metody aplikovatelné v prostředí energetických reaktorů. V řadě případů postačí diagnostiky

s horšími parametry a s menším počtem měřících kanálů, než jaké budou použity v ITER, avšak jejich provedení musí být mnohonásobně odolnější vůči podmínkám v reaktoru. Například se v reaktoru DEMO za dobu jeho životnosti předpokládá radiační poškození materiálu až 600 dpa (*displacement per atom*) oproti 3 dpa v reaktoru ITER. S cílem prodloužení životnosti komponent diagnostických přístrojů a zároveň pro optimalizaci výroby tritia v blanketu budou tyto diagnostiky instalovány dále od plazmatu nebo s mnohem menšími průzory a vstupy než v případě reaktoru ITER.

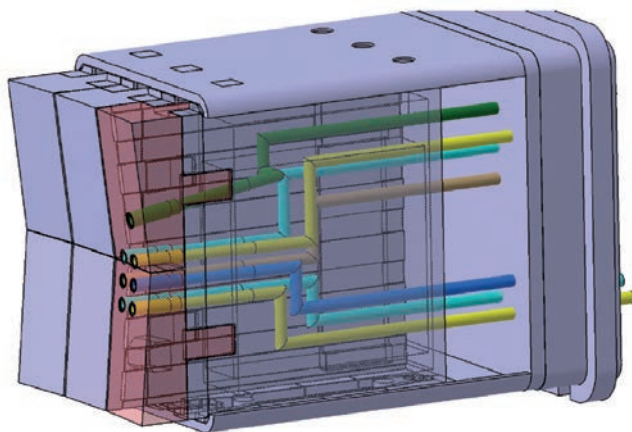
Jednou z hlavních diagnostických metod ve fúzních reaktorech je měření magnetického pole pomocí induktivních cívek. V energetických reaktorech s ustáleným magnetickým polem ale bude měření cívkami s časem ztrácet přesnost. Veličina měřená magnetickými cívkami je derivace intenzity magnetického pole, která je při ustáleném poli nulová, avšak radiační a tepelné efekty budou generovat falešný signál zvyšující chybu měření (tzv. drift signálu). Pro měření ustáleného magnetického pole a korekci signálu induktivních cívek budou použity radiačně odolné kovové Hallovy senzory se signálem přímo úměrným hodnotě magnetického pole.

Pro měření jednotlivých složek lokálního magnetického pole jsou určeny tzv. pick-up (Mirnovovy) cívky. Rogovského cívky, solenoidy stočené do tvaru toroidu, jehož jeden konec vinutí je zpátky veden podél osy solenoidu, slouží pro měření elektrického proudu v plazmatu. Diamagnetické smyčky, které obklopují plazma v poloidálním směru, umožňují zjistit složku tlaku kolmou na siločáry a tím tepelnou energii plazmatu. Toroidální cívky měří napětí na závit a poloidální magnetický tok, sedlové cívky měří rozdíl v poloidálním magnetickém toku.



Přestože magnetická diagnostika není příliš náchylná k poškození ionizujícím zářením, všechny její součásti budou muset být instalovány až za blanketem nebo jiným stíněním, aby se zaručila jejich dostatečná životnost a kvalita měřených dat. Takové umístění ale způsobí, že diagnostika bude poskytovat pouze pomalá data o tvaru a poloze plazmatu a měření rychlých dějů bude omezené.

Zřejmými kandidáty na další hlavní diagnostickou techniku energetických reaktorů jsou mikrovlnné metody – reflektometrie a elektronová cyklotronová emise (ECE) –, které využívají antény a vlnovody centimetrových rozměrů, u nichž lze tolerovat erozi nebo depozici vrstev materiálu o tloušťkách až několika desetin milimetru, aniž by došlo ke zhoršení jejich detekčních schopností (pro srovnání, v reaktoru ITER se v průběhu výboje o délce 400 s předpokládá depozice materiálu o tloušťce 1–3 nm). Reflektometrie využívá totální odraz vyslaného mikrovlnného záření o známé frekvenci od plazmatu o konkrétní hustotě. Místu odrazu tak může být přiřazena příslušná hustota plazmatu. Tato metoda se používá pro měření profilu elektronové hustoty v gradientních oblastech plazmatu. Elektronová cyklotronová emise na rozdíl od reflektometrie měří emisi elektronů plazmatu gyrujících v magnetickém poli tokamaku. Pokud je pro nějaký násobek frekvence cyklotronové emise plazma v daném místě opticky tlusté a dochází k opakované emisi a reabsorpci záření, je změřená intenzita emise úměrná lokální elektronové teplotě. Ve vícekanálových diagnostických systémech mohou být obě metody použity ke zjištění tvaru a polohy plazmatu, polohy X-bodu a bodu dopadu plazmatu na divertorové

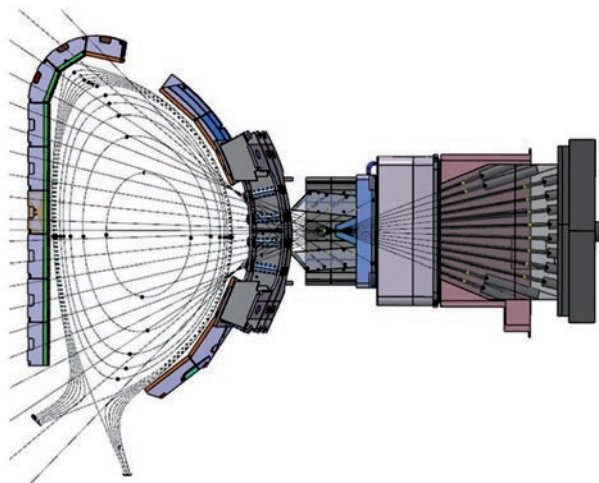


Obr. 26. Anténa reflektometru ITER. Levá strana směřuje do plazmatu, barevně vyznačená potrubí slouží jako vlnovody [1]

terče (tzv. *strikepoint*). Při vyhodnocení dat musí být zohledněny i relativistické efekty, které jsou v podmínkách reaktorového plazmatu významné.

Dalšími důležitými diagnostickými metodami jsou infračervená interferometrie a polarimetrie, které umožní přesně změřit střední hustotu plazmatu. Interferometrie je metoda založená na vyhodnocení interference generované referenční vlny a vlny procházející plazmatem. Jejich fázový posun je úměrný integrálu hustoty elektronů po dráze mezi anténami. Měří tedy po chordě integrovanou hustotu elektronů. V případě infračervené interferometrie se používá laser s vlnovou délkou záření v infračervené oblasti ($\sim 5\text{--}10\ \mu\text{m}$, např. CO a CO₂ lasery). Svazek tohoto laseru má nezanedbatelný průměr a pro ochranu optiky je nutné umístit potřebné optické elementy mnohem dále od plazmatu, než je tomu u mikrovlnných antén. Stejný laser lze využít také pro polarimetrii, která využívá Faradayovu rotaci (stáčení) roviny polarizovaného světla při průchodu plazmatem nacházejícím se v magnetickém poli. Polarimetrie slouží jako nezávislá metoda pro měření elektronové hustoty, zejména pro korekci přeskoků (*fringe*) interferometru při dosažení fázového rozdílu 2π .

Neutronová diagnostika, konkrétně čítače neutronů a neutronová spektroskopie, bude použita k měření hustoty fúzního výkonu a iontové teploty. Jedná se například o soustavy kolimátorů (*flight tubes*) mířících do různých oblastí plazmatu, zakončených detektory s citlivostí v dané oblasti energií a s vhodným časovým rozlišením. Diagnostika neutronů přirozeně vytvoří důležitou redundanci jiných diagnostických



Obr. 27. Schéma radiální neutronové diagnostiky ITER v poloidálním řezu tokamaku [1]

systémů, protože hustota fúzního výkonu a tím i hustota fúzních neutronů závisí na hustotě a teplotě plazmatu.

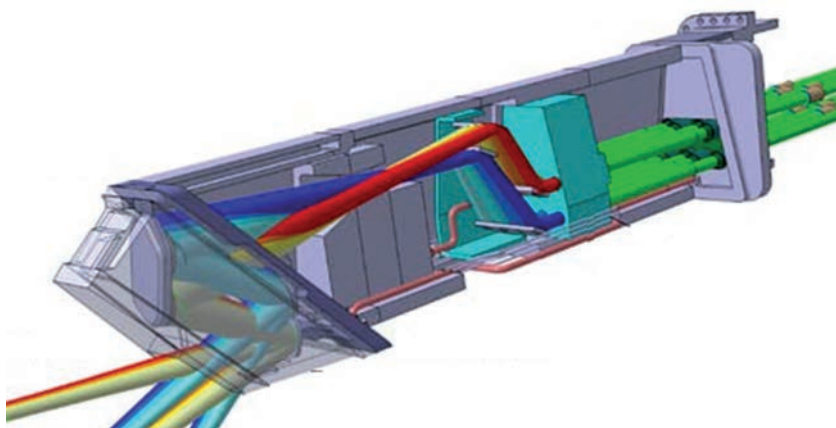
Spektroskopická diagnostika zajistí měření záření emitovaného z centra plazmatu a z oblasti divertoru, určení efektivního náboje iontů plazmatu Z_{eff} , stanovení složení plazmatu (koncentraci nečistot) a také měření energie ubíhajících elektronů (*runaway electrons*). Spektroskopické přístroje mohou například měřit charakteristické čárové záření umožňující identifikaci daných atomů či iontů, stanovit iontovou teplotu z pološířky dané spektrální čáry nebo populaci daného stavu z intenzity čáry. Spojité záření pak podává informaci jak o elektronové teplotě, tak o navýšení množství brzdného záření v důsledku přítomnosti příměsí plazmatu (Z_{eff}). Zrcadla spektroskopických systémů ale budou muset být umístěna pro snížení destrukce plazmatem na konci dlouhé trubky s velkým poměrem délky a šířky, což sníží celkovou světelnost optického systému. Proto se hledají nekonvenční řešení, například zrcadlo s povrchem z tekutého kovu nebo použití difrakční mřížky místo zrcadla.

Pro měření koncentrace helia v centru plazmatu bude v reaktoru ITER použita diagnostika rekombinační spektroskopie procesů s nábojovou výměnou (CXRS) na diagnostickém svazku neutrálních atomů deuteria. V energetických reaktorech ale tato diagnostika zřejmě nebude aplikovatelná kvůli silnému pohlcování diagnostického svazku a výslednému malému odstupu užitečného signálu od šumu. U energetických reaktorů proto bude muset stačit pro stanovení celkové bilance helia analýza napouštěného a odváděného plynu spolu s informacemi z pasivní spektroskopie aplikované na okrajové plazma.

Podobná situace bude při sledování první stěny a divertorových terčů prostřednictvím kamerových diagnostických systémů. Rychle a s velkým rozlišením, i když s malým prostorovým pokrytím lze úspěšně termograficky měřit například tepelné zatížení terčů divertoru. Tato metoda využívá absolutní měření infračerveného záření emitovaného povrchem o dané teplotě k výpočtu teploty sledovaného povrchu pomocí Stefanova-Boltzmannova zákona. V energetických reaktorech ale nebude možné instalovat první zrcadla dostatečně blízko plazmatu, aby záběry pokryly celý povrch komponent vystavených plazmatu. Stejná překážka vyloučí i rozsáhlejší použití pyrometrů. Tepelný tok na první stěnu a divertorové terče proto bude s nízkou přesností a hrubým časovým rozlišením zjišťován kalorimetrickým měřením ohřevu chladiva při chlazení těchto komponent.

Takzvaný režim detachmentu, při kterém se díky zvýšení hustoty plazmatu v oblasti divertoru vytvoří podél magnetických siločar gradient teploty vedoucí k omezení tepelného toku a částic plazmatu na divertorové terče, bude možné sledovat pomocí měření elektrického proudu tekoucího terči.

Diagnostika fúzních reaktorů bude úzce propojena se systémem sběru a analýzy dat, který přijímá a vyhodnocuje signály ze všech diagnostických subsystémů a poskytuje informaci o stavu plazmatu tokamaku v reálném čase. Dlouhodobý stabilní provoz reaktoru



Obr. 28. Mikrovlnný zářič pro elektronový cyklotronový rezonanční ohřev ITER využitelný pro řízení plazmatu. Zářič umožňuje směřování mikrovlnného paprsku na různá místa v plazmatu [1]

bude zajištěn kombinací robustního provozního scénáře reaktoru, spolehlivé a dostatečně přesné diagnostiky, rychlého řídicího systému a vhodných ovládacích prvků, jako jsou různé typy řídicích a regulačních cívek, mikrovlnné zářiče nebo injektory plynu.

Řídicí systém

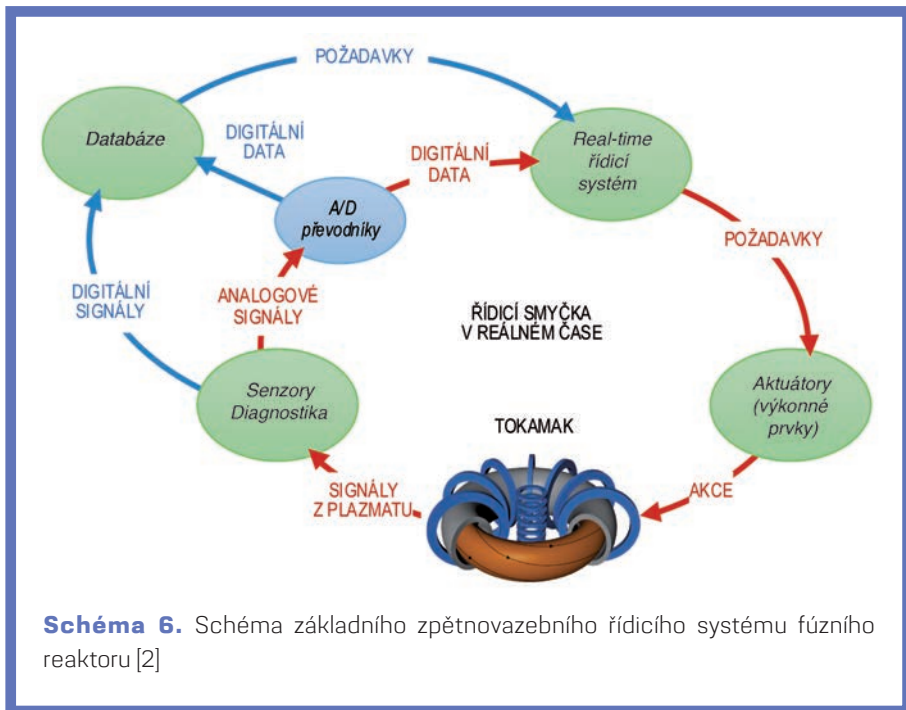
Řídicí systém fúzních reaktorů je založen na zpětnovazebním principu. Signál diagnostických čidel a senzorů ovlivňuje funkci reaktorových systémů s cílem dosáhnout předem nastavené hodnoty měřených veličin podle provozního scénáře reaktoru. Plazma představuje dynamický systém, jehož parametry se v čase nepřetržitě mění, a je nutné je působením reaktorových systémů aktivně udržovat ve scénářem stanoveném provozním intervalu.

Příkladem zpětnovazebního řízení je udržování stabilní vertikální polohy plazmatu. Jakmile diagnostické senzory detekují pohyb plazmatu nahoru nebo dolů od žádané polohy, řídicí systém aktivuje silové magnetické cívky pro řízení vertikální polohy. Cívky vytvoří magnetické pole působící proti detekovanému pohybu a systém pak reguluje pole tak, aby se plazma vrátilo do žádané polohy.

U velmi rychlých procesů je řízení posíleno přirozenými fyzikálními procesy v reaktoru, například vířivými proudy ve vakuové nádobě, které brzdí velmi rychlé procesy v plazmatu (pasivní stabilizace). Ostatní, pomalejší jevy musí být stabilizovány aktivně rychlou zpětnou vazbou, která je však limitována rychlostí výkonných prvků. Například rychlost reakce magnetických cívek je omezena jejich vlastní indukčností a následná reakce plazmatu též časovou konstantou vakuové nádoby.

Rychlost systému řízení je jedním z jeho rozhodujících parametrů. Fyzikální procesy probíhající v plazmatu jsou velmi rychlé, a řídicí systém se jim musí přizpůsobit. Časová škála těchto procesů se pohybuje přibližně od mikrosekund do milisekund v závislosti na časových konstantách jednotlivých dějů a konkrétní konstrukci zařízení. Například jádro řídicího systému tokamaku COMPASS zpracovává dvě výpočetní vlákna, jedno s rychlostí odezvy 50 mikrosekund a druhé s rychlostí odezvy 500 mikrosekund.

Kvůli složitosti fyzikálních procesů probíhajících v termojaderném plazmatu poskytují jednotlivá měřená data pouze dílčí informace, které musí být vyhodnoceny



komplexně. Výsledkem takového komplexního vyhodnocení je například tvar nebo poloha plazmatu, které nemohou být zjištěny přímo. Proto se velké fúzní reaktory vybavují výkonným výpočetním systémem umožňujícím modelování a rekonstrukci parametrů plazmatu v reálném čase nebo porovnání naměřených dat s modely napočítanými v předstihu (*model based control*). Další zdokonalení a zpřesnění těchto modelů výrazně usnadní a zjednoduší řízení a provoz fúzních reaktorů. Při dobře zmapovaném prostoru provozního pásma, identifikaci stabilních provozních scénářů a správném vyhodnocování měřených dat bude možný plně automatický režim provozu reaktoru vhodný pro fúzní elektrárny.

Řídicí systém velkých fúzních reaktorů se obvykle označuje zkratkou CODAC (*Control, Data Acquisition and Communication*). CODAC lze považovat za mozek a centrální nervový systém reaktoru. Fyzicky propojuje všechny systémy reaktoru pomocí datové sítě a zajišťuje, že se všechny systémy domluví bez ohledu na své komunikační schopnosti, tj. porty, protokoly apod. Například CODAC reaktoru ITER bude propojovat více než 30 různých reaktorových systémů a 220 přístrojových a řídicích systémů vyvíjených v různých částech světa. Tyto reaktorové systémy si budou mezi sebou nepřetržitě předávat přibližně 1 000 000 signálů.

Kromě vlastního řízení reaktoru zahrnuje CODAC velkých reaktorů také tři bezpečnostní podsystémy s vlastní infrastrukturou – systém ochrany zařízení (*interlock*), systém ochrany osob a jaderný bezpečnostní systém. Systém ochrany zařízení zajišťuje, aby porucha některé z technologií nebo chyba řízení reaktoru nezpůsobily vážnější poškození celého reaktoru. Systém ochrany osob implementuje pravidla bezpečnosti práce a mezi jeho základní funkce patří například zablokování spuštění reaktoru nebo jednotlivých technologií, pokud jsou v blízkosti lidé a mohlo by dojít k ohrožení jejich zdraví nebo života. Jaderný bezpečnostní systém se soustřeďuje výhradně na jaderná rizika související s únikem radioaktivních látek a mimo jiné monitoruje všechny prostory a procesy související s technologií tritia. Tyto systémy pracují paralelně s hlavním řídicím systémem a díky oddělené infrastruktuře (vlastní kabelové trasy, kabely, počítače, vlastní napájení) vytvářejí redundanci systémů důležitých pro bezpečný provoz reaktoru.

Jednou z důležitých součástí systému CODAC jsou nadstavbové vizualizační a ovládací funkce, především centrální dohled a centrální řízení všech systémů. Vyhodnocování dat, modelování procesů a rekonstrukce parametrů plazmatu v reálném čase umožňují poskytovat data operátorům v přehledné grafické formě bez ohledu na složitě výpočty běžící v pozadí.

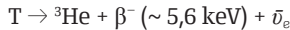
Důležitou funkcí CODAC je také centrální archivace všech naměřených dat. Tato data umožní pozdější detailní analýzu fyzikálních a technologických procesů, které proběhly v reaktoru, a to jak z vědeckého hlediska, tak i z hlediska optimalizace provozu reaktoru a zdokonalení provozních scénářů reaktoru.

Palivový cyklus

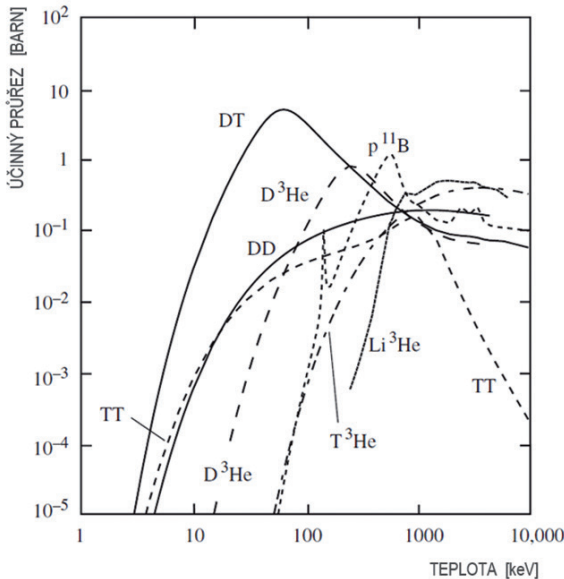
Pro dosažení energetického zisku je v souladu s Lawsonovými kritérii nutná vysoká četnost fúzních reakcí. Tato četnost závisí především na účinném průřezu zvolené fúzní reakce. Z dostupných fúzních reakcí má nejvyšší účinný průřez reakce izotopů vodíku deuteria a tritia, a proto byla vybrána pro první generaci fúzních elektráren:



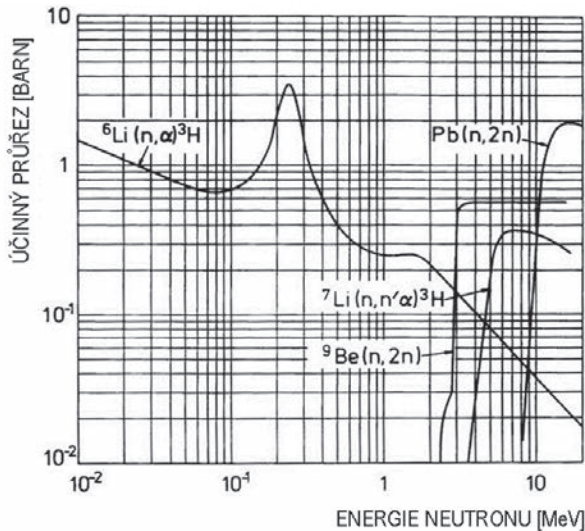
Deuterium se volně vyskytuje v dostatečném množství v přírodě. Ve vodě v průměru připadá 1 atom deuteria na 6240 atomů vodíku. Tritium se v přírodě téměř nevyskytuje, protože se β -rozpadem mění s poločasem rozpadu 12,3 roku na stabilní izotop helia ${}^3\text{He}$:



Vzniklý izotop helia ${}^3\text{He}$ může být také využit pro energetické účely ve fúzní reakci s deuteriem označované jako $D^3\text{He}$:



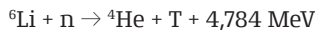
Obr. 29. Účinný průřez různých fúzních reakcí



Obr. 30. Účinný průřez jaderných reakcí pro výrobu tritia: produkčních reakcí ⁶Li a ⁷Li a reakcí multiplikace neutronů ⁹Be a ²⁰⁴Pb

Na Zemi je ale tohoto izotopu relativně málo a je obtížně dosažitelný. Větší množství ³He by se mělo nacházet na Měsíci a objevily se i sci-fi plány na jeho těžbu.

Pro výrobu tritia bude použita reakce fúzních neutronů s lithiem:



Procentuální zastoupení izotopů v přírodním lithiu je 7,5 % ⁶Li a 92,5 % ⁷Li. Reakce izotopu ⁶Li je exotermická a má vysoký účinný průřez až 940 barn (1 barn = 10⁻²⁸ m²) pro tepelné neutrony, který klesá s růstem energie neutronů. Díky tomu je možné v této reakci využít většinu zpomalujících se fúzních neutronů a neutronů vzniklých neutronovou multiplikací. Reakce izotopu ⁷Li je oproti tomu endotermická, má velmi malý účinný průřez 0,3 barn a probíhá efektivně při energii neutronů nad 4 MeV. Při reakci se uvolňuje další neutron s nižší energií vhodný pro reakci izotopu ⁶Li. Účinný průřez reakce je ale menší než účinný průřez reakce neutronových multiplikátorů beryllia a olova, jejichž multiplikační reakce jsou následující:



Optimalizace blanketu pro maximální produkci tritia směřuje k použití neutronových multiplikátorů v kombinaci s obohaceným lithiem s podílem ${}^6\text{Li}$ 60 až 90 %.

Pro soběstačný provoz energetického reaktoru je nezbytné, aby reaktor vyprodukoval nejméně tolik tritia, kolik spálí. Účinnost produkce tritia charakterizuje faktor TBR (*Tritium Breeding Ratio*):

$$\text{TBR} = \frac{\text{průměrný počet vyprodukovaných atomů tritia}}{\text{průměrný počet atomů tritia spálených ve fúzní reakci}}$$

Za minimální hodnotu pro tritiovou soběstačnost reaktoru se považuje $\text{TBR} \approx 1,04$. Pro zahájení provozu reaktorů bude nutné počáteční dávku tritia získat postupným náběhem s reakcí DD nebo z jiných zdrojů, například z těžkovodních reaktorů CANDU.

Palivový cyklus fúzní elektrárny zahrnuje v první řadě technologie získání paliva: extrakci deuteria z vody, výrobu tritia jadernou reakcí lithia v blanketu, extrakci tritia z blanketu, extrakci obou izotopů z plynu čerpaného z reaktoru, z chladicích médií, z vody a ze vzduchu ochranných kontejnmentů. Druhou částí palivového cyklu je pak skladování deuteria, tritia a izotopu ${}^3\text{He}$ vznikajícího rozpadem tritia, výroba paliva a dávkování paliva do reaktoru.

Extrakce tritia zahrnuje čtyři hlavní technologie: extrakci z lithia, extrakci z helia, extrakci z vody a kryogenicou separaci vodíkových izotopů. Extrakce tritia z ozařovaného lithia bude probíhat profukováním nebo promýváním proudem helia dopovaného vodíkem. Extrakce z helia bude probíhat getrováním, extrakce z vody cyklickou elektrolýzou kombinovanou s varem a kondenzací vody. Vodíkové izotopy budou separovány kryogenicou destilací založenou na rozdílném bodu varu jednotlivých plynů:

Molekula	H_2	HD	HT	D_2	DT	T_2
Bod varu [K]	20,7	22,1	23,5	23,8	25,0	25,5

Výstupem extrakčního systému bude směs tritia a deuteria pro přímé použití v reaktoru a čisté tritium a deuterium pro uskladnění.

Při spouštění reaktoru bude palivo vstříknuto do vakuové komory v plynné formě. Po vytvoření plazmatu bude přísun paliva do reaktoru probíhat vstřelováním palivových pelet v kombinaci se vstřikováním plynného paliva. Pelety ve tvaru válečků o délce a průměru zhruba 5 mm budou vyráběny ze zmrazeného paliva v tritiovém hospodářství. Rychlost vstřelování pelet umožní jejich proniknutí až do centra plazmatu. Pelety tak budou regulovat hustotu plazmatu v jeho centrální části, zatímco vstřikování plynného paliva umožní ovlivňovat hustotu plazmatu v jeho okrajových částech.

Palivo bude z odsávaného plynu extrahováno a vráceno do palivových zásobníků. Proces odsávání a doplňování paliva bude kontinuální a umožní regulovat množství paliva v reaktoru.

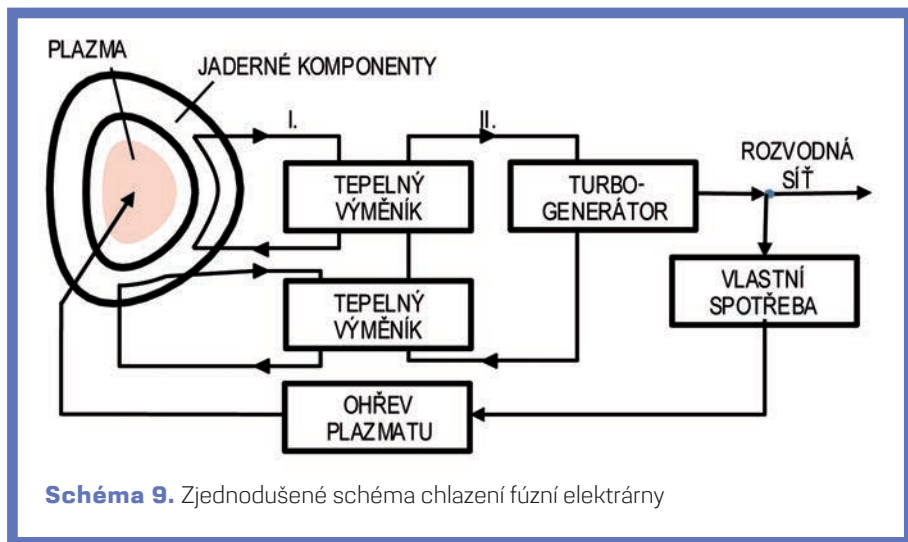
Výroba elektrické energie

Fúzní elektrárny budou při pohledu z vnějšku podobné moderním jaderným elektrárnám a odlišná technologie jaderného ostrova bude ukryta v ochranném kontejneru. Pro vytvoření bariéry přenosu aktivovaných materiálů z reaktoru do turbínové části budou elektrárny dvouokruhové. Sekundární okruh bude pracovat na bázi Rankinova nebo Braytonova tepelného cyklu v závislosti na parametrech primárního okruhu. V případě realizace prvních reaktorů s induktivním generováním elektrického proudu v plazmatu je zvažováno použití meziokruhu se zásobníky energie pro vyrovnání energetických výpadků při restartu induktivního systému reaktoru. Je ale pravděpodobné, že první reaktory již budou využívat neinduktivní generování elektrického proudu a jejich energetický výkon bude konstantní.

Zdrojem tepelné energie pro výrobu elektřiny budou jaderné komponenty a vakuová nádoba fúzního reaktoru absorbující tepelný a neutronový tok z plazmatu. Jednotlivé komponenty budou pracovat v různých tepelných režimech a možná i s různými chladicími médii. Podle současných návrhů může mít fúzní elektrárna dva až tři různé primární okruhy s kombinací chladicích médií helia, vody nebo eutektické slitiny lithia a olova LiPb. Aktuálně preferovanou kombinací je chlazení první stěny heliem, chlazení divertoru vodou a chlazení vakuové nádoby také vodou. Pro sekundární okruh se jako výhodné jeví využití turbínového ostrova tlakovodních jaderných elektráren PWR/VVER, které poskytne standardizaci a prověřenou spolehlivost nefúzní části elektrárny.

Předpokládaný výkon fúzních elektráren bude podobný výkonu moderních jaderných elektráren. Fúzní elektrárny nejsou omezené velikostí, avšak bude výhodné využít komerčně dostupnou technologii výroby elektrické energie jaderných elektráren a obvyklý výkon na úrovni 1 až 2 GW/blok představuje akceptovaný kompromis mezi koncentrací výroby a zastupitelností jednotlivých výrobních bloků.

Vysoká teplota paliva z technického hlediska předurčuje provoz prvních generací fúzních elektráren v režimu base-load, ale v budoucnu bude možné provozovat fúzní reaktory v kombinaci s plynovými teplotními cykly i ve špičkovém režimu peak-load. Dosažení požadované teploty paliva by mohlo proběhnout v závislosti na výkonu systému ohřevu rychle (v řádu desítek sekund), problémem jsou teplotní cykly zvyšující termomechanickou zátěž konstrukce reaktoru. Vykrývání energetických špiček budoucími fúzními zdroji je proto podmíněno vyvinutím dostatečně termomechanicky odolných materiálů a konstrukcí komponent jaderné zóny.



Jaderná bezpečnost fúzních reaktorů

Jedním z fundamentálních rysů fúzních reaktorů je skutečnost, že termojaderná fúzní reakce probíhá pouze při velmi vysokých teplotách paliva. Jakákoliv porucha ovlivňující chod reaktoru automaticky vede k ochlazení paliva a tím k okamžitému přerušení fúzní reakce. Stejně tak lze fúzní reakci kdykoliv bezpečně zastavit. Termojaderná fúzní reakce je v tomto smyslu mnohem bezpečnější než například oheň, a fúzní reaktor je proto inherentně bezpečný zdroj energie.



Inherentní bezpečnost je dále posílena minimálním množstvím paliva v reaktoru. Fúzní reaktor bude při provozu obsahovat pouze gramy vodíkových izotopů, jejichž havarijní únik do ovzduší by nijak neohrozil životní prostředí.

Podobně jako u jaderných elektráren bude reaktor umístěn v ochranném kontejnmentu, jehož úkolem bude zabránit rozšíření radioaktivních látek mimo prostor reaktoru. V druhém ochranném kontejnmentu bude umístěno palivové hospodářství. V palivovém kontejnmentu bude probíhat extrakce deuteria a tritia z transportních médií, uskladnění provozní zásoby paliva a příprava palivových pelet. Zásoba tritia v elektrárně se předpokládá na úrovni několika kilogramů.

Tritium je velice slabý β zářič a k jeho odstínění stačí 6 mm vzduchu nebo 1 μ m kovu. Zdravotní nebezpečí hrozí pouze při jeho požití, vdechnutí, anebo pokud se jinou cestou dostane do organismu, kde se může hromadit a z blízkosti ozařovat tělesné tkáně. Úniku tritia lze efektivně zabránit dvoustěnnými zásobníky a v obou ochranných kontejnmentech bude probíhat kontinuální detritiace vzduchu.

Bezpečnostním problémem známým ze štěpných reaktorů může být vodík uvolňovaný v jaderné zóně reaktoru. V současnosti existuje řada koncepcí jaderné zóny s různými chladicími médii. Pokud bude pro chlazení jaderné zóny použita voda, pak může při jejím havarijním průniku do zóny produkce tritia dojít k uvolňování vodíku při reakci s přítomným lithiem nebo beryliem. Zasažený objem bude ale omezen modulárním segmentováním jaderné zóny, a množství uvolněného vodíku proto bude malé. Vodík pak bude ze zóny odveden transportním médii tritia do tritiového hospodářství, kde bude bezpečně extrahován a uložen. Pro snížení rizika uvolňování vodíku při zaplavení tritiové produkční zóny vodou se předpokládá použití lithia a multiplikátoru neutronů ve formě keramických materiálů nebo slitiny LiPb, které uvolňování vodíku účinně brání.

V době globálního terorismu hraje roli také skutečnost, že látky nacházející se ve fúzním reaktoru nelze použít jako zbraň. Fúzní palivo nestačí k výrobě vodíkové bomby, protože množství tritia v elektrárně bude zanedbatelné a bomby navíc vyžadují štěpnou jadernou roznětku.

Vliv na životní prostředí

Fúzní palivo deuterium je přírodní látka, která se ve velkém množství vyskytuje ve vodě. Například ve světových oceánech se nachází až $4,76 \times 10^{16}$ kg deuteria. Energetická kapacita této nepatrné příměsi vody v oceánech je neuvěřitelných $1,6 \times 10^{31}$ J.

Organizace spojených národů odhaduje, že populace Země poroste přibližně do roku 2100, kdy se ustálí na 10 miliardách obyvatel. V tomto roce dosáhne spotřeba energie podle nejhoršího scénáře přibližně $1,75 \times 10^{21}$ J/rok. Při pokrytí poloviny této celosvětové spotřeby jadernou fúzí by zásoby deuteria vystačily přibližně 5,6 miliardy let.



Obr. 31. Pro provoz fúzní elektrárny o elektrickém výkonu 2 GW_e , jako má jaderná elektrárna v Temelině, bude stačit denně přefiltrovat pouhých 50 m^3 vody. Z nich se $49,99 \text{ m}^3$ zase vrátí zpět do vodního zdroje. Zásoby paliva ve vodě jsou všeobecně dostupné a prakticky nevyčerpatelné

Lithium, druhá složka DLi paliva první generace fúzních elektráren, je také přírodní látka. V zemské kůře je přibližně 10^{11} kg lithia a v oceánech $2 \times 10^{14} \text{ kg}$. Zásoby lithia v oceánech vystačí na pokrytí poloviny celosvětové spotřeby po dobu až 1,5 milionu let.

V souvislosti se současným rozvojem elektromobility a snahou nalézt vhodná úložiště elektrické energie produkované obnovitelnými zdroji je vhodné zmínit, že využití lithia v bateriích je chemické povahy, zatímco využití lithia ve fúzních reaktorech je povahy fyzikální, a jeho potřebné množství je zanedbatelné vůči potřebám elektromobility.

Denní spotřeba deuteria ve fúzní elektrárně o elektrickém výkonu 1 GW_e bude činit méně než 1 kg . Toto množství paliva lze teoreticky získat z 25 m^3 vody. I po započítání nižší výtěžnosti deuteria a jeho ztrát, bude pro zajištění paliva uvažované elektrárny stačit denně několik desítek kubických metrů vody, z nichž se většina zase vrátí zpět do vodního zdroje. Protože se deuterium nachází v běžné vodě, je univerzálně dostupné po celém světě a jeho využitím zmizí strategická výhoda zemí ovládajících existující zdroje energetických surovin.

Odpadem fúzní reakce je přírodní inertní plyn helium, kterého je na Zemi nedostatek. Fúzní elektrárna o elektrickém výkonu 1 GW_e vyprodukuje zhruba $0,5\text{--}0,7 \text{ kg}$ helia denně. Helium je základním chladivem používaným v kryogenní technice a ve fúzních elektrárnách se bude používat pro chlazení supravodivých magnetických cívek a kryogenních vakuových vývěv. Vyprodukované helium proto bude využito přímo v elektrárně.

Vysoký neutronový tok bude aktivovat materiály v jaderné zóně reaktoru. Tyto komponenty budou v průběhu provozu elektrárny vyměňovány a vyjmuté konstrukční

materiály budou radioaktivním odpadem. Komponenty jaderné zóny se budou vyrábět z materiálů odolných proti radiačnímu poškození a bez chemických prvků způsobujících po ozáření dlouhodobou radioaktivitu. Mezi tyto materiály patří například radiačně odolné feriticko-martenzitické oceli RAFMS (*Reduced Activation Ferritic-Martensitic Steel*) EUROFER, F82H nebo RUSFER. Použití nízkoaktivovatelných materiálů umožní recyklovat odpad z fúzních reaktorů již po 50–100 letech od vyjmutí z reaktoru.

Pokud shrneme environmentální vlastnosti fúzních zdrojů energie, zjistíme, že fúzní zdroje budou mít nejnižší vliv na životní prostředí a přírodu ze všech známých zdrojů energie.

Fúzní zdroje:

- jsou přírodní;
- jsou v antropogenním časovém měřítku nevyčerpatelné;
- nalézají se v dosahu činnosti lidstva, tj. v antropogenním prostoru;
- jsou průběžně doplňovány přírodními přirozenými procesy a toky a po čerpání se vrací do svého původního stavu (koncentrace deuteria ve vodě se nepřetržitě vyrovnává prouděním vody a difuzí);
- při čerpání energie nepoškozují životní prostředí;
- jsou bezuhlíkové a bezemisní;
- produkují jen minimální recyklovatelný odpad;
- neohrožují své budoucí využívání, a mohou být proto použity znovu a znovu,
- poskytují konstantní vysoký energetický výkon nezávislý na klimatických podmínkách a geografické poloze, nevyžadují zásokové zdroje ani úložiště energie;
- umožňují koncentrovat výrobu elektřiny do malé oblasti i pod zem a omezit tak vliv na životní prostředí.

Uvedené charakteristiky ukazují vysokou ekologičnost fúzních zdrojů energie. Negativní vliv fúzních zdrojů na životní prostředí bude dokonce nižší, než je vliv obnovitelných zdrojů, protože výroba elektřiny nebude ovlivňovat rozsáhlé biotopy, nebude závislá na počasí a nebude vyžadovat zásokové fosilní zdroje.

Fúzní elektrárny nebudou produkovat žádné emise (NO_x SO_x) ani skleníkové plyny. Skleníkové plyny způsobují globální oteplování Země, které v roce 2017 dosáhlo 1 °C vůči předindustriální hodnotě. Mezivládní panel pro klimatické změny (IPCC) OSN doporučuje zamezit navýšení teploty nad 1,5 °C, aby nedošlo k výrazným nevratným změnám v biosféře. K tomu je potřeba výrazně snížit emise skleníkových plynů, což je možné pouze za podmínky zásadních změn v energetice, průmyslu, dopravě a zemědělství. Jaderná fúze představuje ekologickou alternativu ostatních energetických zdrojů a má nejnižší externí náklady na výrobu elektrické energie. Má proto potenciál stát se hlavním průmyslovým protějškem distribuovaných obnovitelných zdrojů.

Výrobní cena fúzní elektřiny

Minimální vliv fúzních elektráren na životní prostředí a inherentní jaderná bezpečnost se projeví v nízkých externích nákladech na výrobu elektrické energie.

Evropská metodika pro ocenění externích nákladů ExterneE (*External Costs of Energy*) hodnotí tři hlavní kategorie dopadů energetiky: poškození lidského zdraví (zvýšení rizika úmrtí a nemocností), vliv na ekosystémy a biodiverzitu (změny v prostředí, úbytek biodiverzity) a vliv na zdroje a vyčerpání (především na vodu, kovy a paliva, ale také plodiny, budovy apod.). Dopady zahrnují zejména změny klimatu, vliv ozonu, okyselení půdy, eutrofizaci sladkovodního a mořského prostředí, zvyšování toxicity prostředí, zvyšování radiačního pozadí, zabor zemědělské půdy, zabor plochy ve městech, transformace přírodní půdy, vyčerpávání vodních zdrojů, vyčerpávání nerostných nalezišť, vyčerpávání zdrojů energie nebo nehody a havárie.

Následující graf porovnává externí náklady různých typů elektráren vyčíslené podle metodiky ExterneE. Náklady jsou uvedeny v cenách roku 2015. Externí náklady jaderné fúze budou v souladu s ekologickou a bezpečnou výrobou elektrické energie nejnižší ze všech posuzovaných energetických zdrojů včetně obnovitelných.

Pro porovnání ekonomické efektivity elektráren byla použita data o středních měrných výrobních cenách elektřiny LCOE (*Levelized Cost Of Electricity*). Porovnání LCOE, vycházející z rozsáhlého souboru dat zemí OECD z roku 2015 při sedmiprocentní diskontní

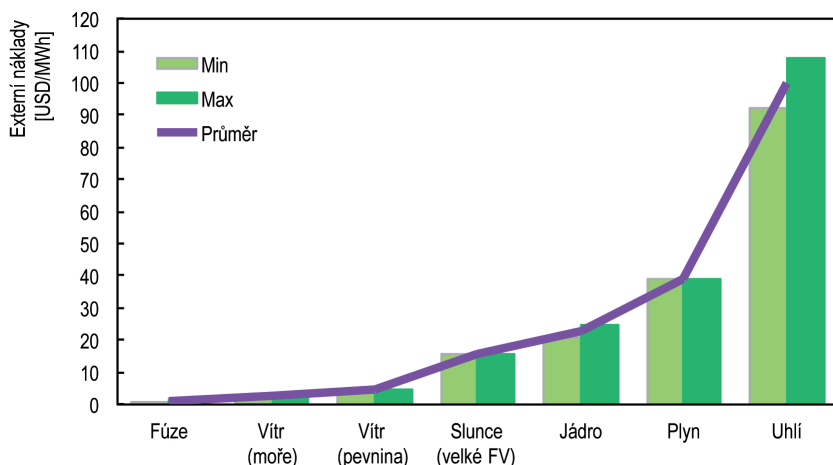


Schéma 11. Externí náklady vybraných energetických zdrojů [2]

sazbě, ukazuje srovnatelné výrobní ceny elektřiny z jaderných a fosilních elektráren a významně vyšší výrobní ceny větrných a fotovoltaických elektráren. Výrobní cena elektřiny z fúzních elektráren bude dána především vysokou investiční náročností realizace fúzních technologií, a naopak zanedbatelnou cenou paliva. Jaderná fúze bude vyrábět elektřinu za vyšší cenu než jaderné nebo fosilní zdroje, avšak levněji než fotovoltaické zdroje.

Střední měrné ceny LCOE ale nezahrnují vliv jednotlivých typů elektráren na životní prostředí (externí náklady), který je zvláště značný v případě fosilních zdrojů. Započítáním externích nákladů se proto pořadí jednotlivých zdrojů podle výše celkové výrobní ceny elektřiny (TCOE, *Total Cost Of Electricity*) výrazně změní.

Z hlediska celkové výrobní ceny zahrnující i externí náklady budou fúzní elektrárny druhým ekonomicky nejefektivnějším energetickým zdrojem. Předpověď vývoj celosvětové ekonomiky a energetiky na několik desítek let dopředu je ale velmi obtížné. Reálný vývoj výrobních cen elektřiny bude záviset na vědeckém a technologickém rozvoji celého energetického sektoru.

Cesta k fúzním elektrárnám

V uplynulých letech byla v řadě zemí zahájena intenzivní koncepční příprava prvních prototypových fúzních elektráren obecně označovaných jako DEMO (*Demonstration fusion power plant*). Mezi světové lídry přípravy fúzních elektráren DEMO patří Evropská unie, Jižní Korea, Japonsko a Čína.

V Evropské unii řídí přípravu výstavby elektrárny DEMO konsorcium evropských výzkumných organizací EUROfusion se sídlem v německém Garchingu, které sdružuje 31 výzkumných ústavů a národních asociací z celé Evropy včetně tuzemské výzkumné skupiny IPP.CR vedené Ústavem fyziky plazmatu AV ČR.

Již v roce 2005 byla v rámci evropského výzkumu vydána první ucelená studie fúzní elektrárny *A Conceptual Study of commercial fusion power plants*, která předložila čtyři variantní řešení fúzní elektrárny. V roce 2012 Evropská unie vydala klíčový dokument *Fusion Electricity: A roadmap to the realization of fusion energy*, zkráceně nazývaný *Fusion Roadmap*, který byl aktualizován v roce 2018. Fusion roadmap popisuje záměr Evropské unie zahájit výrobu elektrické energie pomocí jaderné fúze do 20 let od dosažení plného výkonu reaktoru ITER.

Dokument definuje projekt DEMO, jehož cílem je dořešit fyzikální a technologické otázky energetického fúzního reaktoru a demonstrovat výrobu několika set MW elektrického výkonu. Projekt navazuje na probíhající projekt ITER a dále jej rozvíjí směrem k průmyslové aplikaci výsledků fúzního výzkumu a vývoje. Mezi stěžejní části projektu patří nalezení stabilních provozních scénářů, snížení zátěže komponent vystavených plazmatu, odvod uvolněného výkonu, vývoj radiálně a tepelně odolných materiálů nebo vývoj technologií souvisejících s výrobou paliva.

Podle současné představy konsorcia bude elektrárna DEMO realizována ve dvou etapách: blízké DEMO, označené jako DEMO1, a pokročilá DEMO, označené jako DEMO2. V etapě DEMO1 bude při návrhu a výstavbě upřednostněn realistický přístup, který zaručí zprovoznění elektrárny, pokročilá řešení se budou rozvíjet paralelně pro následující fázi DEMO2.

Podle plánu by měla být elektrárna DEMO připojena do elektrické sítě do roku 2060, avšak případný posun harmonogramu projektu ITER může vyvolat i posun termínů v projektu DEMO.

Závěr

Jedním z hlavních cílů vývoje jaderné energetiky jsou vysoce bezpečné jaderné reaktory. Dalšími cíli jsou zvýšení energetického potenciálu omezených zásob paliva a snížení množství produkovaného radioaktivního odpadu.

Fúzní reaktory budou využívat stejný zdroj energie jako štěpné reaktory – vazebnou energii atomových jader. Přitom ale nabídnou plnou vnitřní jadernou bezpečnost bránící nekontrolované jaderné reakci. Nabídnou také prakticky nevyčerpatelné zásoby paliva a omezí jaderný odpad pouze na sekundárně aktivovanou konstrukci reaktoru z recyklovatelných materiálů.

Z porovnání uvedených cílů vývoje jaderné energetiky a vlastností fúzních reaktorů je patrné, že fúzní reaktory tyto cíle naplňují. Fúzní reaktory představují další vývojový stupeň jaderných reaktorů, generaci V, jejichž odlišná technická konstrukce umožňuje vyřešit fundamentální omezení štěpných reaktorů. Úspěšné vyřešení otázek jaderné bezpečnosti a vysokoaktivního odpadu využitím fúzních reaktorů výrazně zlepší obraz jaderné energetiky u veřejnosti a umožní její další rozvoj. Výhody, které s sebou jaderná fúze přinese, jsou zásadní a představují budoucnost světové energetiky.

Doslov

Nízkoemisní jaderná energetika představuje v dnešní době zřejmě jednu z mála racionálních cest ke zpomalení klimatických změn, ke kterým dochází kvůli emisím skleníkových plynů. Fosilní zdroje produkují až 85 procent spotřebované energie na světě a způsobují emise podílející se na globálním oteplování.

Z analýz Mezivládního panelu pro změny klimatu OSN vyplývá, že pro zpomalení klimatických změn je nezbytné výrazné navýšení počtu jaderných elektráren. Výstavbě současné generace štěpných jaderných elektráren ale v řadě zemí brání odpor veřejnosti pramenící z obav o jejich bezpečnost a také nedořešený problém ukládání jaderného odpadu. Ambice vyřešit všechny tyto problémy má technologie získávání

energie z jaderné fúze. Reaktory na tomto principu budou inherentně bezpečné bez rizika jaderných havárií a nebudou produkovat vysoce radioaktivní odpad s dlouhým poločasem rozpadu. Komerční využití jaderné fúze v energetice však ještě vyžaduje intenzivní fyzikální a technologický výzkum a vývoj. Evropská cestovní mapa pro realizaci energie z termojaderné fúze předpokládá, že první fúzní energetické reaktory budou zprovozněny v letech 2050–2060. Zásadní roli bude přitom hrát úspěch budovaného výzkumného fúzního reaktoru ITER.

Zároveň s realizací projektu ITER probíhá intenzivní výzkum na menších tokamacích, a to jak v Evropě, tak i dalších zemích světa jako například v USA, Jižní Koreji nebo Číně. Cílem je řešit klíčové otázky týkající se konstrukce a budoucího využití tokamaku ITER, avšak významná část výzkumu na těchto zařízeních se již zaměřuje na řešení otázek spojených s přípravou budoucího prototypu fúzní elektrárny s pracovním názvem DEMO. Výstavba fúzní elektrárny DEMO by měla být zahájena po roce 2040. V současné době největší využívané fúzní zařízení – evropský tokamak JET ve Velké Británii – drží fúzní rekord s produkcí 16 MW energie.

Mezi klíčová zařízení patří také tokamak COMPASS, který je provozován v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR. Český tým se specializuje především na tzv. okrajové plazma a jeho interakci se stěnou reaktoru. Vrstva plazmatu, jež je blízko stěny reaktorové komory, totiž zásadně ovlivňuje chování celého plazmatu a kvalitu jeho udržení. Jakmile jejím chování porozumíme a dokážeme ji ovládat, budeme moci také lépe kontrolovat parametry v centru plazmatu. Tokamak COMPASS je flexibilní zařízení, které má tvar plazmatu podobný tokamaku ITER a může být provozován v režimu tzv. vysokého udržení energie (H-módu), stejně jako bude provozován tokamak ITER. Právě dosažením tohoto režimu vstoupil COMPASS v roce 2012 ve fúzním výzkumu mezi světovou elitu.

Významným milníkem pro rozvoj českého fúzního výzkumu byl vstup České republiky do sdružení EURATOM v roce 1999, který výrazně rozšířil naše možnosti mezinárodní spolupráce. Tento impulz vyústil v roce 2006 v realizaci tokamaku COMPASS, který postupně vedl k výraznému posílení a zkvalitnění vědeckého týmu a posunul fúzní výzkum v ČR mezi světovou špičku. Zatím posledním významným milníkem je zahájení projektu nového tokamaku COMPASS Upgrade. Projekt byl připravován od roku 2016 a zahájen byl o dva roky později. Cílem projektu je vyřešit některé z klíčových výzev pro konstrukci prototypu fúzního energetického reaktoru DEMO. To bude možné díky světově unikátní kombinaci parametrů, jako je například využití vysokého magnetického pole, vysokého proudu plazmatem, možnost provozu s první stěnou o teplotě až 500 °C nebo použití tekutých kovů pro divertorové terče. Projekt zařadí Ústav fyziky plazmatu AV ČR mezi klíčové fúzní laboratoře ve světě a poskytne tak významnou perspektivu nové generaci českých i zahraničních vědců.

Poděkování

Autoři děkují Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, ITER Organization, konsorciu EUROfusion a dalším osobám za poskytnutí fotografií a ilustrací.

Reference

- [1] ITER Organization, www.iter.org.
- [2] Ústav fyziky plazmatu AV ČR, www.ipp.cas.cz.
- [3] EUROfusion, www.euro-fusion.org.

Autoři

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 – pracuje v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i., a zabývá se problematikou ubíhajících elektronů, tomografií plazmatu a neutronovou diagnostikou.

Mgr. Josef Havlíček, Ph.D. – pracuje v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i., a zabývá se problematikou magnetických polí a napájecích zdrojů ve fúzních reaktorech.

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.

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, vedle toho 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.

Ing. Milan Řípa, CSc. – je v důchodu, dříve pracoval v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i. Zabývá se popularizací řízené jaderné fúze.

RNDr. Jan Stöckel, CSc. – nestor oddělení Tokamak Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i. Zabývá se experimentální fyzikou a diagnostikou magnetizovaného plazmatu.

Mgr. Jozef Varju, Ph.D. – pracuje v Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i. Zabývá se problematikou vakuové techniky, kryogenní techniky a neutrálních svazků pro ohřev plazmatu.

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.

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 pověření 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 nevyčerpateľného zdroje energie pro lidstvo,“ vysvětluje koordinátor programu doc. RNDr. Radomír Pánek, Ph.D., ředitel Ústavu fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i.

Výzkumný program Systémy pro jadernou energetiku Strategie AV21 zahrnuje šest témat, jež koordinují odborníci ze zapojených ústavů:

Témata / Řešitelé

Zapojení tokamaku COMPASS do mezinárodního projektu jaderné fúze
doc. RNDr. Radomír Pánek, Ph.D. (ÚFP)

Vývoj materiálů pro pokročilá jaderná zařízení
Ing. Jiří Matějčík, Ph.D. (ÚFP)

Seismické ohrožení jaderných zařízení
RNDr. Jiří Málek, Ph.D. (ÚSMH)

Jaderná data pro fúzi a pokročilé jaderné systémy
RNDr. Vladimír Wagner, CSc. (ÚJF)

Příprava odborníků pro výzkum a provoz jaderných zařízení
RNDr. Jan Stöckel, CSc. (ÚFP)

Výzkum sociálních aspektů jaderné energetiky
Mgr. Martin Ďurdovič, Ph.D. (SOÚ)

Ústav fyziky plazmatu AV ČR, v. v. i., patří svým zaměřením na výzkum a aplikace fyziky plazmatu mezi přední výzkumné instituce nejen v Evropě, ale i v dalších částech světa. Jednotlivá vědecká oddělení ústavu se zaměřují na výzkum termojaderné fúze, využití elektrických výbojů, interakci plazmatu s jinými skupenstvími hmoty, likvidaci odpadů v proudu plazmatu, procesy plazmového stříkání, výzkum a vývoj v oblasti speciální optiky a na řešení dalších problémů souvisejících s plazmatem.

Fyzika plazmatu je prudce se rozvíjející obor, jehož široké využití sahá od kosmického výzkumu přes energetiku, aplikace v biomedicíně, přesné optice až po přípravu nových materiálů se specifickými vlastnostmi.

Výzkum termojaderné fúze je začleněn do mezinárodního programu EURATOM v rámci konsorcia EUROfusion. Ústav fyziky plazmatu provozuje od roku 2008 tokamak COMPASS a současně se podílí na využívání společného evropského tokamaku JET a dalších konsorciálních zařízení, tokamaků ASDEX-U a TCV, dále vyvíjí diagnostické přístroje pro fúzní reaktory ITER a DEMO a intenzivně spolupracuje s vědeckými pracovišti po celém světě.

Široká experimentální základna, komplexní přístup, propojení experimentálních a teoretických prací a silná spolupráce se zahraničními i domácími výzkumnými organizacemi umožňují ústavu dosahovat unikátních a ve světovém měřítku špičkových výsledků.

Pokrok v oblastech fyziky termojaderného plazmatu a fúzních technologií umožní v blízké budoucnosti integrovat fúzní reaktory do energetiky. Nejpokročilejším typem fúzních reaktorů jsou tokamaky. Hlavními součástmi tokamaků jsou magnetický a vakuový systém, mezi důležité podpůrné systémy patří kryogenní systém, systém ohřevu plazmatu, diagnostický a řídicí systém, jaderné komponenty a chladičový systém. Zásoby fúzního paliva se nacházejí ve vodě, především ve světových oceánech, jsou snadno dostupné a prakticky nevyčerpatelné. Fúzní elektrárny budou inherentně bezpečné a budou vyrábět elektrickou energii bez negativních vlivů na životní prostředí. Cena výroby elektrické energie z jaderné fúze bude při započtení externích nákladů srovnatelná s cenou výroby elektřiny v jaderných elektrárnách.

Vysoce aktuální brožuru *Budoucnost energetiky: jaderná fúze* připravil kolektiv autorů z Ústavu fyziky plazmatu Akademie věd ČR, který je zapojen do evropského výzkumu řízené termojaderné fúze a provozuje velkou výzkumnou infrastrukturu tokamak COMPASS.



Edice Strategie AV21 | Systémy pro jadernou energetiku

Slavomír Entler, Ondřej Ficker, Josef Havlíček, Jan Horáček, Martin Hron, Jan Mlynář, Radomír Pánek, Milan Řípa, Jan Stöckel, Jozef Varju, Vladimír Weinzettl | **Budoucnost energetiky: jaderná fúze**

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 Jan Horáček, Karel Kovařík.

Odpovědná redaktorka Dana Packová. Technická redaktorka Ivana Říhová.

Vydání 1, 2019. Ediční číslo 12525. Sazba a tisk **SERIFA**[®], s. r. o., Jínonická 80, 158 00 Praha 5.

<http://av21.avcr.cz>

ISBN 978-80-200-3007-8



9 788020 030078