

**ČESKÉ VYSOKÉ
UČENÍ TECHNICKÉ
V PRAZE**

**FAKULTA
STROJNÍ**



**BAKALÁŘSKÁ
PRÁCE**

2018

**JAKUB
RYBÍN**



ZADÁNÍ BAKALÁŘSKÉ PRÁCE

I. OSOBNÍ A STUDIJNÍ ÚDAJE

Příjmení: **Rybin** Jméno: **Jakub** Osobní číslo: **462166**
Fakulta/ústav: **Fakulta strojní**
Zadávací katedra/ústav: **Ústav energetiky**
Studijní program: **Teoretický základ strojního inženýrství**
Studijní obor: **bez oboru**

II. ÚDAJE K BAKALÁŘSKÉ PRÁCI

Název bakalářské práce:

Jaderná fúze

Název bakalářské práce anglicky:

Nuclear Fusion

Pokyny pro vypracování:

Student se seznámí s problematikou jaderné fúze a technologie fúzních reaktorů, vypracuje přehled aktuálního stavu výzkumu jaderné fúze a popíše hlavní úkoly, které je nutné vyřešit pro realizaci fúzní elektrárny. Druhá část práce bude orientována na materiály jaderné zóny fúzních reaktorů, které budou vystavené vysokému tepelnému toku. Student provede analýzu jednotlivých vlivů plazmatu a sestaví požadavky na exponované materiály a jejich chlazení.

Etapy práce

1. Rešerše aktuálního stavu vývoje fúzních reaktorů.
2. Sestavení požadavků na materiály jaderné zóny fúzních reaktorů.
3. Výpočet základních parametrů chlazení jaderné zóny.

Seznam doporučené literatury:

- G. McCracken, P. Stott, Fúze - energie vesmíru, Mladá Fronta, 2006.
S. Entler, Materiály pro jadernou fúzi, MAT21 Materiály pro nové tisíciletí 6 (2013) 5.
S. Entler, J. Mlynář, V. Dostál, Základy fúzní energetiky IV. ? Jaderné komponenty, TZB-info 37 (2016),
<<http://energetika.tzb-info.cz/elektroenergetika/14669-zaklady-fuzni-energetiky-iv-jaderne-komponenty>>

Jméno a pracoviště vedoucí(ho) bakalářské práce:

Ing. Slavomír Entler, ústav energetiky FS

Jméno a pracoviště druhé(ho) vedoucí(ho) nebo konzultanta(ky) bakalářské práce:

Datum zadání bakalářské práce: **16.04.2018** Termín odevzdání bakalářské práce: **04.06.2018**

Platnost zadání bakalářské práce: **31.12.2019**

Ing. Slavomír Entler
podpis vedoucí(ho) práce

podpis vedoucí(ho) ústavu/katedry

prof. Ing. Michael Valášek, DrSc.
podpis děkana(ky)

III. PŘEVZETÍ ZADÁNÍ

Student bere na vědomí, že je povinen vypracovat bakalářskou práci samostatně, bez cizí pomoci, s výjimkou poskytnutých konzultací. Seznam použité literatury, jiných pramenů a jmen konzultantů je třeba uvést v bakalářské práci.

26-04-2018

Datum převzetí zadání

Podpis studenta

Čestné prohlášení

Prohlašuji, že tuto bakalářskou práci jsem vypracoval a napsal samostatně, za přispění odborných konzultací a uvedené literatury.

V Praze dne 29. května 2018

.....

vlastnoruční podpis autora

Anotační list

Jméno autora:	Jakub Rybín
Název bakalářské práce:	Jaderná fúze
Anglický název:	Nuclear Fusion
Akademický rok:	2017/2018
Ústav/obor:	Ústav energetiky/Jaderná energetická zařízení
Vedoucí bakalářské práce:	Ing. Slavomír Entler
Bibliografické údaje:	Počet stran: 53 Počet tabulek: 6 Počet obrázků: 26 Počet příloh: 0
Klíčová slova:	Fúze, jaderná, technologie, ITER, DEMO, magnetické udržení, první stěna, chlazení, tokamak, stellarátor
Keywords:	Fusion, nuclear, technology, ITER, DEMO, magnetic confinement, first wall, cooling, tokamak, stellarator
Anotace:	Práce se zabývá současným stavem výzkumu jaderné fúze. Zaměřuje se na podmínky pro průběh jaderné reakce, a zejména na technologie magnetického udržení, které slouží k jejich dosažení. Druhá část práce je zaměřena na koncepční analýzu vlivů vysokých tepelných toků na chlazení vnitro-reaktorových komponent, jmenovitě první stěnu blanketu WCLL.
Abstract:	This work deals with the current status of nuclear fusion research. It concentrates on the conditions necessary to conduct a fusion reaction, namely on the technology of magnetic confinement with which these conditions are to be achieved. The second part of this work concentrates on the conceptual analysis of the effects of high heat fluxes on the cooling of in-vessel components, namely the first wall of WCLL blanket.

Obsah

1	ÚVOD DO PROBLEMATIKY JADERNÉ FÚZE	7
1.1	Termojaderná fúze jako energetický zdroj	8
1.2	Základní principy termojaderné fúze a plazmatu	10
2	SOUČASNÝ STAV VÝZKUMU TERMOJADERNÝCH ZAŘÍZENÍ	15
2.1	Podmínky pro průběh fúzní reakce	15
2.1.1	Magnetické udržení	16
2.1.2	Inerciální udržení	19
3	TECHNOLOGIE MAGNETICKÉHO UDRŽENÍ	21
3.1	Tokamak	21
3.2	Stelarátor	26
3.3	Komponenty zařízení pracujících s magnetickým udržením	28
3.3.1	Magnetický systém	28
3.3.2	Kryostat	30
3.3.3	Systémy přídavného ohřevu plazmatu	31
3.3.4	Reakční komora	34
3.3.5	Divertor	35
3.3.6	První stěna	36
3.3.7	Blanket	36
3.4	Komponenty vystavené plazmatu (PFC)	37
4	VLIV VYSOKÝCH TEPELNÝCH TOKŮ NA CHLAZENÍ PRVNÍ STĚNY	40
4.1	Přenos tepla v první stěně	40
4.1.1	Hustota tepelného toku při vedení tepla rovinnou deskou	40
4.1.2	Parametry první stěny a chlazení	41
4.1.3	Materiálové vlastnosti první stěny	42
4.1.4	Provozní zatížení první stěny	43
4.1.5	Výpočet dopadů vysokých tepelných toků na chlazení první stěny	43
4.1.6	Optimalizace chlazení první stěny	45
4.1.7	Výsledky analýzy	48
5	ZÁVĚR	50

Seznam tabulek

Tabulka 1.1 Energetické hustoty paliv [2]	8
Tabulka 4.1 Fyzikální vlastnosti materiálu Eurofer97 [26]	42
Tabulka 4.2 Hodnoty parametrů pro výpočet dle CEA	43
Tabulka 4.3 Hodnoty parametrů pro výpočet dle EUROFusion	44
Tabulka 4.4 Hodnoty parametrů při použití wolframu dle EUROFusion	46
Tabulka 4.5 Hodnoty parametrů optimalizovaného výpočtu s použitím materiálu Eurofer	49

Seznam obrázků

Obrázek 1.1 Fúze deuteria a tritia [8].....	11
Obrázek 1.2 Graf záporné vazebné energie na jeden nukleon v závislosti na velikosti jádra [9].....	11
Obrázek 1.3 Kvazineutrální model plazmatu [11].....	12
Obrázek 1.4 Pohyb nabitě částice v magnetickém poli [13]	13
Obrázek 2.1 E. Rutherford demonstrující fúzi deuteria. 1934 [15]	15
Obrázek 2.2 Magnetické zrcadlo [16]	17
Obrázek 2.3 Střížné magnetické pole [2]	18
Obrázek 2.4 Reakce neutronu s lithiem [18]	19
Obrázek 2.5 Stádia nepřímě zapalované inerciální fúze [19]	20
Obrázek 3.2 Význačné směry a uspořádání tokamaku [1]	21
Obrázek 3.3 Koncepční vizualizace tokamaku ITER [21]	24
Obrázek 3.4 Srovnání velikosti průřezů - ITER, JET, COMPASS [1]	25
Obrázek 3.5 Stelarátor [17]	26
Obrázek 3.6 Magnetický systém tokamaku ITER [21]	28
Obrázek 3.7 Kryostat tokamaku ITER [21]	30
Obrázek 3.9 Systém pro vstřik neutrálních částic do reakční komory –ITER [21].....	32
Obrázek 3.8 Reakční komora tokamaku ITER [21].....	34
Obrázek 3.10 Divertor tokamaku ITER [21]	35
Obrázek 3.11 Blanket tokamaku ITER [21].....	36
Obrázek 4.1 Obecný výpočtový model první stěny	41
Obrázek 4.2 Rozložení teploty v první stěně blanketu WCLL [23]	42
Obrázek 4.3 Průběh teploty v první stěně (výpočet dle parametrů CEA, Eurofer)	44
Obrázek 4.4 Průběh teploty v první stěně (výpočet dle parametrů EUROFusion, Eurofer)	45
Obrázek 4.5 Průběh teploty v první stěně (výpočet dle parametrů EUROFusion, wolfram)	47
Obrázek 4.6 Průběh teploty v první stěně (výpočet dle parametrů EUROFusion, Eurofer) – optimalizace teploty chladiva	48
Obrázek 4.7 Průběh teploty v první stěně – kombinovaná optimalizace.....	49

JADERNÁ FÚZE

1 ÚVOD DO PROBLEMATIKY JADERNÉ FÚZE

Zásobování civilizace energií je od jejího vzniku základním předpokladem její existence, dalšího rozvoje, a rostoucí úrovně jejího blahobytu. Od samého počátku lidé získávali energii ze svého okolí, ať už pálením dřeva, využíváním síly zvířat nebo získáváním energie z vodních toků. Zejména v posledních dvou stoletích udělalo lidstvo obrovské technologické pokroky v oblasti získávání energie z různých zdrojů a její další konverzi a využití, nicméně největší energetický zdroj, který je hnacím motorem takřka celého vesmíru a života na zemi, zůstává stále lidmi nevyužit. Řeč je o jaderné fúzi. Žádný jiný zdroj energie není tak všudypřítomný ve všech aspektech lidského života, zároveň ale v pozemských podmínkách tak obtížně udržitelný jako právě jaderná fúze. Vzhledem k obrovskému potenciálu využití jaderné fúze v energetice, které by vyřešilo energetickou závislost lidské populace spolehlivě až do zániku planety Země, bývá z tohoto hlediska fúze často právem označována jako Svatý grál energetiky [1].

Ačkoliv již od *annus mirabilis* 1905, kdy Albert Einstein položil základy speciální teorie relativity, byla fyzikální podstata jaderné fúze rozsáhle zkoumána a v dnešní době je již z větší části popsána, technologické aspekty využití jaderné fúze v pozemských podmínkách jsou stále předmětem intenzivního vědeckého výzkumu. Fyzika plazmatu zůstává do značné míry neprozkoumána a nepochopena, a v současné době tak není možné s určitostí popsat chování plazmatu uvnitř reaktorů. Na komponenty fúzních zařízení jsou kladeny obrovské technologické nároky, jsou požadovány často protichůdné vlastnosti, snášení extrémních zátěží, a řeší se problémy, které zatím v konstrukci žádného jiného zařízení nebyly v tomto rozsahu zkoumány.

Jsou to právě technologické aspekty řešení fúzních zařízení, které jsou předmětem této práce. Práce si neklade za cíl tyto technologické problémy řešit a ani taková řešení naznačovat, snaží se pouze o popis jednotlivých zařízení, problematických komponent a systémů, nároků, které jsou na ně kladeny a v současné době zkoumaných řešení.

Cílem práce je představit čtenáři přehled současného vývoje a technického řešení různých druhů těchto zařízení s ohledem na historický kontext a budoucí využití, seznámení s jejich technologicky nejproblematictějšími komponenty, a problémy které jsou předmětem výzkumu na nejvýznamnějších projektech tohoto zaměření, jmenovitě na tokamaku ITER. V praktické části pak na příkladu přímých dopadů vysokých tepelných toků na chlazení první stěny fúzních reaktorů demonstrovat pomocí vlastního výpočtu,

jak extrémní a obtížně dosažitelné nároky jsou na komponenty kladeny, a nastínit tak, že v případě úspěšné implementace jaderné fúze jako energetického zdroje je třeba řešit technologické problémy jen obtížně představitelné na jakémkoliv jiném zařízení současnosti.

1.1 Termojaderná fúze jako energetický zdroj

Ačkoliv je samotná jaderná fúze z logiky věci středobodem fúzních elektráren, pro tuto chvíli bude představena fúzní elektrárna jako funkční celek, a stručně nastíněno její využití pro energetické potřeby lidstva, což, jak nelze opomenout, je hlavní motivací probíhajícího nevojenského výzkumu. V kontextu doby, kdy jsou sice zásoby fosilních paliv dostatečné pro mnoho následujících generací, nicméně si lidstvo začíná uvědomovat jejich konečnou vyčerpatelnost a zároveň začíná zpochybňovat utopické představy o čistě obnovitelných zdrojích, představuje jaderná fúze z pohledu energetiky reálně jediný možný způsob snížení rostoucího energetického deficitu [1].

Všechny současné zdroje energie, obnovitelné i neobnovitelné, více či méně nepřímo čerpají z jaderné fúze, jmenovitě ze záření dopadající na zemský povrch ze Slunce. Jak je tomu u uhlí a ropy je na debatu mimo téma této práce (nicméně i tyto jsou ve výsledku produktem fúze), například u větrných a solárních elektráren je toto ale zřejmé. Ve všech případech je však energie původně uvolněná z fúze nejprve mnohokrát převedena na jiný energetický zdroj, a až poté využívána v energetických zařízeních, to vše s mizivou účinností. Pro porovnání je níže uvedena tabulka energetických hustot v současnosti používaných energetických zdrojů.

Tabulka 1.1 Energetické hustoty paliv [2]

Palivo [-]	Specifická energie [MJ/kg]	Energetická hustota [MJ/m ³]
Dřevo	16	1 x 10 ⁴
Uhlí	20-60	(20 – 60) x 10 ⁶
Benzin	45	35 x 10 ⁶
Zemní plyn (atm. tlak)	55	3,5 x 10 ⁴
Uran (štěpná reakce)	8 x 10 ⁷	1,5 x 10 ¹⁵
Deuterium/tritium (fúzní reakce)	3 x 10 ⁸	6 x 10 ¹⁵
Voda padající ze 100m	1x10 ⁻³	10 ³

Fúzní reaktory využívají fúzní energii přímo, a účinnost využití paliva při jaderné fúzi je oproti chemickým reakcím zhruba 10 000 000 krát větší [1]. Jako základní palivo v současnosti zkoumaných fúzních reakcí slouží především deuterium [3], které se nachází prakticky ve všech sloučeninách vodíku – včetně vody, které je a bude v pozemských oceánech dostatek. Pro představu; celosvětové zásoby deuteria by při současné spotřebě měly vystačit až na 8 miliard let [4], u ropy se mluví v optimističtějších publikacích maximálně o stovkách let.

V principu jsou fúzní reaktory zcela bezemisní [1], odpadním produktem fúzní reakce je helium – inertní neškodný plyn, kterého je naopak na Zemi nedostatek. Na rozdíl od štěpných jaderných elektráren současnosti není palivo pro fúzní elektrárny radioaktivní, a vzhledem k povaze reakce není radioaktivní ani odpad, dá-li se helium takto nazvat. Sekundární radioaktivita, která je způsobena neutrony dopadajícími na vnitroreaktorové komponenty, bude omezena použitím nízkoaktivovatelných materiálů a tak bude množství radioaktivního odpadu ve srovnání s vyhořelým palivem ze štěpných elektráren minimální [1].

U fúzních zdrojů se - alespoň ve svých počátcích – počítá se stacionárními zdroji, které budou použity k zásobování elektrické sítě, tak jak je tomu u jiných druhů elektráren. Fúzní reaktor bude sloužit zejména jako zdroj tepla, a nejaderné zařízení elektráren tak bude velmi podobné tomu, které v současnosti nalezneme v ostatních jaderných i nejaderných elektrárnách. Po dosažení udržitelné fúzní reakce tak bude přechod na fúzní energetiku bezproblémový – potřebná technologie již existuje a je běžně využívána [1].

V historii výzkumu jaderné fúze se v různých podobách objevily i koncepty zařízení, jenž by byly dostatečně kompaktní, aby se vešly například i na korbu nákladních automobilů [5], nicméně vzhledem k tomu, že se zatím nepodařilo dosáhnout ziskové fúzní reakce ani na největších zařízeních, jsou tyto úvahy zatím vnímány jen okrajově. Současná koncepce skutečně počítá s fúzním reaktorem v konvenčním uspořádání s jadernou fúzní částí a nejadernou částí pro výrobu elektrické energie. Nicméně je velmi pravděpodobné, že podaří-li se zkonstruovat fungující fúzní elektrárnu, bude v budoucnu eliminován i mezikrok v nejaderném zařízení elektrárny, a elektrická energie se bude generovat v blízkosti reaktoru pomocí magnetohydrodynamických generátorů [3].

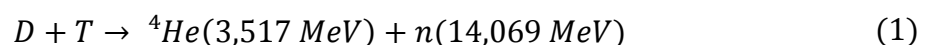
V neposlední řadě má fúzní reaktor oproti štěpnému jednu nespornou výhodu. Fúzní elektrárna bude vnitřně bezpečná. Fúzní reakce nemůže probíhat bez aktivní

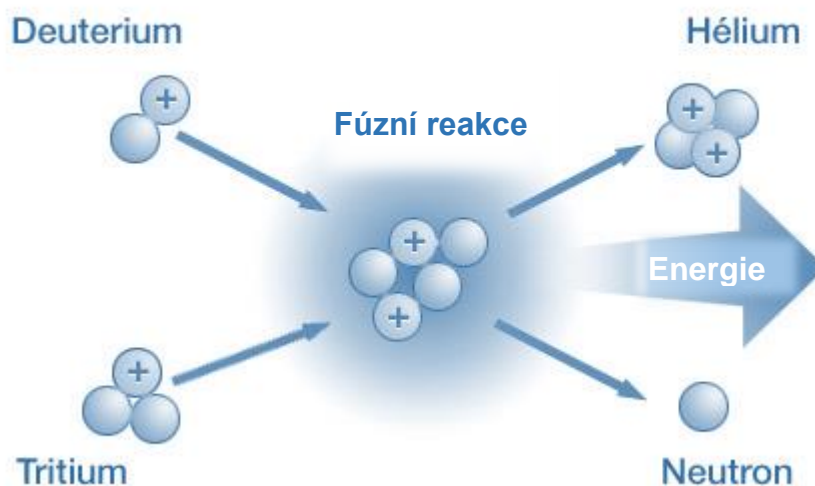
podpory vnějších systémů, jako je magnetický systém, vakuový systém nebo palivový systém. Oproti štěpnému reaktoru, který obsahuje obrovské množství štěpného uranového nebo plutoniového paliva, bude fúzní reaktor navíc vždy obsahovat jen řádově jednotky gramů deuteriového a tritiového paliva, které by k udržení reakce stačilo jen na několik málo sekund. Je tedy vyloučeno, aby fúzní reaktor postihla těžká jaderná havárie tak, jak tomu hrozí u reaktorů štěpných [3].

1.2 Základní principy termojaderné fúze a plazmatu

Již ve své publikaci [6] z roku 1905 odvodil Albert Einstein základní poznatek, že pokud těleso odevzdá energii L ve formě radiace, jeho hmotnost se sníží o L/c^2 . Toto je Einsteinův první explicitní popis ekvivalence hmoty a energie, která později vstoupí do historie zejména v podobě nejslavnější rovnice všech dob, $E = m \cdot c^2$. Je to právě ekvivalence hmoty a energie, která tvoří základní princip energetického využití jaderné fúze.

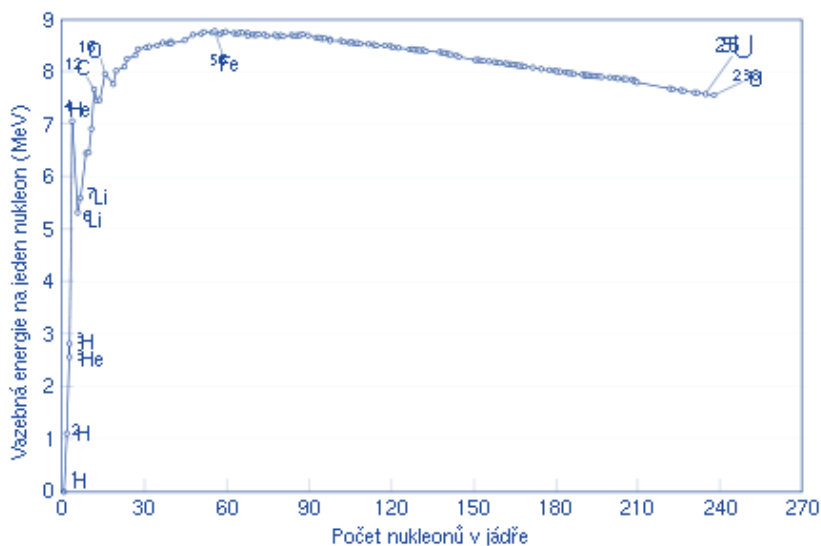
Jaderná fúze je jaderná reakce, v jejímž průběhu dochází k přiblížení dvou a více atomových jader lehčích atomů na takovou vzdálenost, že za uvolnění značného množství energie dochází k jejich sloučení a vzniku jednoho nebo více jiných (těžších) jader a subatomárních částic. Jádra jsou tvořena neutrony a kladně nabitými protony, celkově tedy mají všechna jádra kladný náboj, a vzájemně se odpuzují vlivem Coulombovy síly. Vzhledem k soudržnosti nukleonů však mezi nukleony prokazatelně existuje ještě jiná, přitažlivá síla, tzv. jaderná síla. Tato je mnohem silnější než odpudivá Coulombova síla, působí ale pouze na mnohonásobně menší vzdálenost. Při přiblížení dvou a více jader na dostatečně malou vzdálenost převládne přitažlivá síla nad Coulombovou a dojde ke sloučení jader. Po sloučení je celková hmotnost produktu reakce nižší než hmotnost původních částic, a tento rozdíl hmotnosti je na základě ekvivalence hmoty a energie vydán ve formě energie [2]. Schematické znázornění jaderné fúze deuteria a tritia, jako jedné z téměř 80 možných reakcí, která je ale v současné době zdaleka nejatraktivnější [7], je zobrazeno na obrázku 1.1. Reakce deuteria a tritia je popsána rovnicí (1)[7], ze které je patrné, že zhruba 20% energie je uvolněno ve formě kinetické energie alfa částice (He), a zbylých 80% je uvolněno jako kinetická energie neutronu.





Obrázek 1.1 Fúze deuteria a tritia [8]

Obdobného principu se využívá i pro uvolnění energie štěpením, z obrázku 1.2 je však patrné, že potenciálně uvolnitelná energie na jeden nukleon při fúzi lehkých jader převyšuje energii uvolnitelnou při štěpení jader těžkých. Zatímco u některých štěpných reakcí dochází k rozpadu těžkých jader samovolně, spontánní jaderná fúze není v pozemských podmínkách možná.

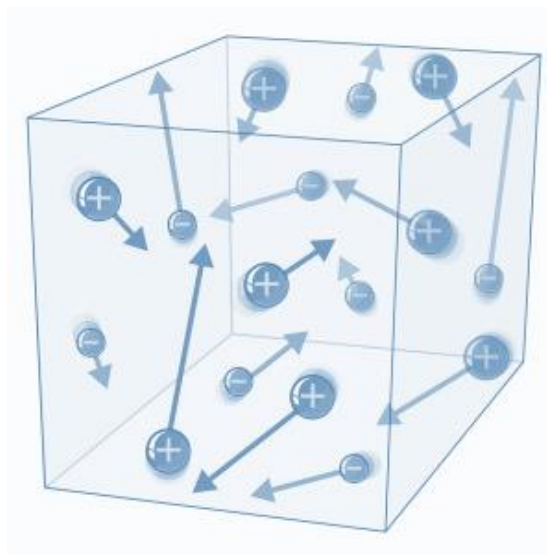


Obrázek 1.2 Graf záporné vazebné energie na jeden nukleon v závislosti na velikosti jádra [9]

K překonání potenciálové bariéry Coulombovy síly a přiblížení jader na potřebnou vzdálenost je zapotřebí částicím udělit dostatečnou energii, což v praxi znamená, že je potřeba jádra srážet dostatečnou rychlostí za velmi vysokých teplot a tlaků. Aby převládla

mezi jádry přitažlivá jaderná síla, je potřeba v první řadě překonat odpudivou elektrostatickou sílu, a jádra k sobě navzájem přiblížit na vzdálenost nejméně 10^{-14} m [1], čehož lze dosáhnout buď urychlením částic urychlovačem a jejich cíleným sražením, což je způsob, který vzhledem k obrovské energetické náročnosti nikdy nedosáhne kladné energetické bilance, anebo jejich zahřátím na vysokou teplotu. Právě druhý jmenovaný - termojaderný - způsob je uplatňován ve výzkumných fúzních reaktorech, a je to zejména velmi vysoká teplota, která je pro fúzní reakci vyžadována, která vytváří celou řadu technologických požadavků na konstruovaná zařízení.

V první generaci fúzních reaktorů se počítá s reakcí dvou izotopů vodíku, deuteria a tritia (tzv. D-T reakce), jakožto fúzní reakce s nejsnáze dosažitelným energetickým ziskem. V budoucích zařízeních se počítá již s reakcí samotných jader deuteria (tzv. D-D reakce). Optimální teplota pro reakci deuteria a tritia v reaktorech s magnetickým udržením je 163 milionů °C [10]. Při takto vysokých teplotách se veškeré látky nachází ve skupenství, kdy jsou jejich atomy ionizované – ve skupenství plazmatu, tedy čtvrtém skupenství hmoty. Podobně jako při ohřívání kapaliny, kdy se částice na povrchu rychleji vypařují, než rekondenzují, a vzniká plyn, při dalším ohřívání plynu dochází ke srážkám atomů, při kterých atomy „přichází“ o své elektronové slupky [2]. Kdy přesně se ze „slabě ionizovaného plynu“ stává plazma, a naopak, je z větší části otázka nomenklatury, podstatné je, že se záporně nabitě elektrony a kladně nabitě ionty pohybují nezávisle na sobě v kvazineutrálním modelu, a toto skupenství má unikátní vlastnosti, které jsou ve fúzních reaktorech využívány.

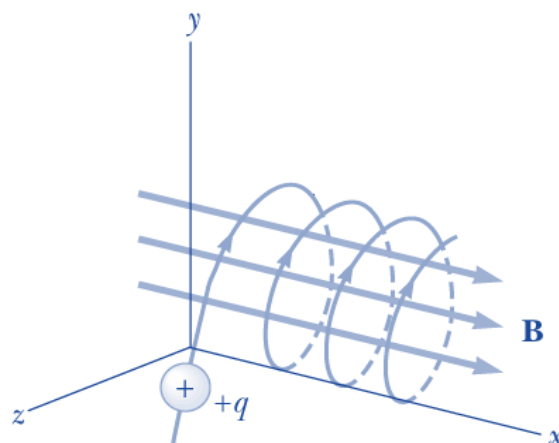


Obrázek 1.3 Kvazineutrální model plazmatu [11]

Ve většině materiálů je dynamika jejich pohybu popsána silami mezi sousedními regiony materiálu. Plazma navenek vykazuje kolektivní chování a elektrickou neutralitu, danou stejným počtem kladných a záporných nábojů, oddělení nábojů iontů a elektronů však způsobuje vznik elektrických polí [12], a pohyb nabitých částic způsobuje vznik proudů a magnetických polí. V případě magnetického udržení plazmatu je pohyb částic řízen zákonitostmi pohybu nabitých částic v homogenním elektrickém a magnetickém poli. Výčet základních zákonitostí pohybu částic v těchto polích je zde pro lepší přehlednost následujících kapitol uveden [1]:

- *Elektricky neutrální částice změni směr a velikost své rychlosti teprve při srážce s jinou částicí*
- *Elektricky nabitá částice v elektrickém poli je urychlována ve směru nebo proti směru elektrických siločar.*
- *V magnetickém poli bez působení vnějších sil se nabitá částice pohybuje podél magnetických siločar volně.*
- *Ve směru kolmém na směr magnetických siločar se pohybuje po kružnici, jejíž poloměr je nepřímo úměrný intenzitě magnetického pole. Elektrony se pohybují opačným směrem než kladně nabité ionty.*

Pohyb částice v magnetickém poli, má-li částice složku rychlosti paralelní ke směru magnetických siločar, je znázorněn na obrázku 1.4:

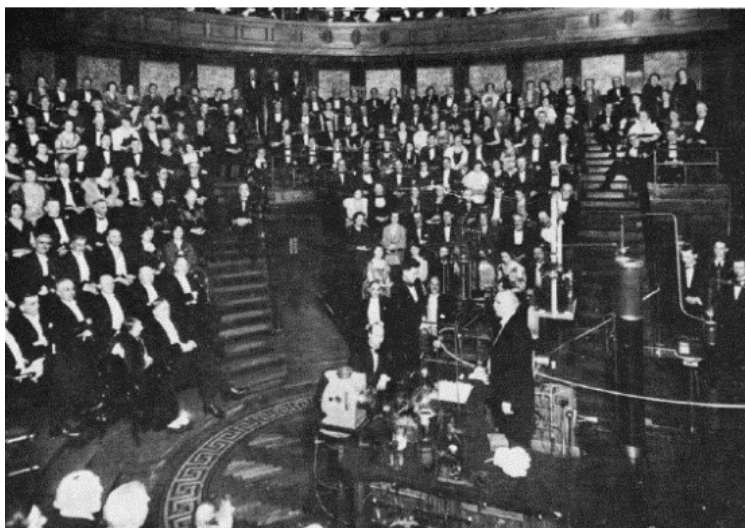


Obrázek 1.4 Pohyb nabité částice v magnetickém poli [13]

I přes zdánlivě jednoduché zákonitosti pohybu nabitých částic zůstává chování plazmatu zejména díky srážkám a interakcím v plazmatu stále velmi málo prozkoumaným a pochopeným jevem. Extrémně složitá problematika udržení, stability a čistoty plazmatu byla odhalena již v počátcích experimentálního výzkumu. Vzhledem k velmi složitým zákonitostem pohybu plazmatu je jednou z mála možností jak předpovědět chování plazmatu v nových reaktorech tzv. škálování, při kterém se vlastnosti existujících geometricky podobných zařízení aproximují na nová zařízení [1].

2 SOUČASNÝ STAV VÝZKUMU TERMOJADERNÝCH ZAŘÍZENÍ

Uplynulo již téměř 100 let od prvních snah o popis jaderné fúze. První fúzní reakce na Zemi byla uskutečněna v roce 1934 na urychlovači E. Rutherfordem, M.L.E. Oliphantem a P. Harteckem [1]. Intenzivní výzkum pak začal na konci 40. let 20. století, zejména ve Spojených Státech a Sovětském Svazu. Následující desetiletí výzkumu jaderné fúze se odehrály ve znamení mezinárodní spolupráce, jejímž pomyslným vrcholem je v současné době výstavba tokamaku ITER. Již v raných fázích výzkumu se začaly vyvíjet různé přístupy k dosažení fúzní reakce, v dnešní době probíhá výzkum na zařízeních s magnetickým udržením plazmatu i na zařízeních s inerciálním udržením plazmatu. Magnetické udržení začalo být intenzivně zkoumáno v 50. letech, kdy bylo ale limitováno nedostatečnou znalostí fyziky plazmatu té doby. Historie inerciálního udržení se začala psát v roce 1961, pouze rok po vynálezu laseru [14]. Těmto způsobům udržení plazmatu je věnována tato část.



Obrázek 2.1 E. Rutherford demonstrující fúzi deuteria. 1934 [15]

2.1 Podmínky pro průběh fúzní reakce

Podmínku, kterou je potřeba dodržet aby jaderná reakce ve finále vyprodukovala více energie, než je potřeba pro ohřátí paliva a kompenzaci všech energetických ztrát, formuloval poprvé v roce 1955 britský fyzik John D. Lawson, ve znění, že za určité minimální teploty „je potřeba, aby součin hustoty plazmatu a doby jeho udržení byl větší než určitá hodnota“ [3]. Hustota plazmatu n (n_e hustota elektronů, n_i hustota iontů), je jasně definována. Jedná se o počet částic na metr krychlový. V případě doby udržení τ_E se

v zásadě jedná o míru rychlosti, kterou z plazmatu „uniká“ energie, neboli také „celkové množství energie v plazmatu dělené rychlostí kterou energie z plazmatu uniká“ [3].

V Lawsonově původním předpokladu se počítalo s tím, že se 100% fúzního výkonu převede na teplo, a to se dále s účinností 33% převede na elektřinu, která pak bude sloužit k ohřevu plazmatu. Ačkoliv se s roky experimentálního výzkumu hodnoty měnily, závěry zůstaly nezměněny. Lawsonovo kritérium má následující podobu [4]:

$$n \cdot \tau_E \geq f(T) \quad (2)$$

Po proběhnutí reakce nesou krom neutronů zbytek energie heliová jádra, takzvané alfa částice, jejichž energie přispívá k ohřevu plazmatu. Se stoupajícím fúzním výkonem stoupá i výkon heliových jader, a ten pak zajišťuje rostoucí výkon samoohřevu. V určitém okamžiku je energie alfa částic dostatečná, a fúzní reakce tak probíhá sama pouze za ohřevu energií alfa částic. Tento okamžik se nazývá zapálení [3].

Podmínka pro zapálení je podobná podmínce pro kladnou energetickou bilanci, platí rovněž pro oba způsoby udržení, a je ještě přísnější než zmíněné Lawsonovo kritérium (2), ačkoliv má stejný tvar. Podmínka pro zapálení při D-T fúzní reakci je ve tvaru analogickém k Lawsonovu kritériu (2) následující:

$$n \cdot \tau_E \geq 6 \cdot f(T) \quad (3)$$

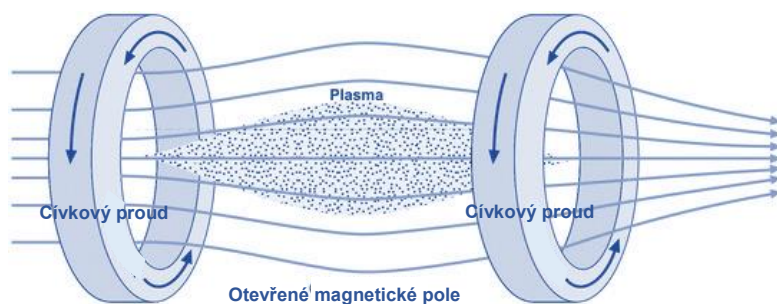
Z kritéria pak vyplývají dva přístupy k dosažení kladné energetické bilance a dále zapálení fúzní reakce: Udržením po krátkou dobu za vysoké hustoty, nebo udržením po delší dobu za nižší hustoty. Tyto dva způsoby již byly výše jmenovány; jedná se o inerciální, respektive o magnetické udržení.

2.1.1 Magnetické udržení

Při magnetickém udržení je uplatňován druhý zmíněný přístup, tj. udržení po delší dobu za nižší hustoty v řádech 10^{20} m^{-3} [1]. Jak název napovídá, při magnetickém udržení jsou částice a energie horkého plazmatu drženy pomocí magnetických polí. Na částice v magnetickém poli působí Lorentzova síla – proporcionálně daná rychlostí částice a magnetickým polem. Tato síla způsobuje, že se elektrony a ionty pohybují po kružnici okolo magnetických siločar, čímž jsou tímto polem „drženy“. Pokud topologie

magnetických polí vytvoří efektivní magnetickou „klec“, a tlaková rovnováha mezi plazmatem a polem je stabilní, je plazma udrženo ve vzdálenosti od fyzických stěn konstrukce magnetickým polem. Teplo a částice jsou přenášeny jak podél tak napříč polem (pohyb ve směru magnetických siločar není polem nijak ovlivňován, příčně se částice pohybují v důsledku vzájemných srážek), ztrátám energie lze však zabránit dvěma způsoby [14]:

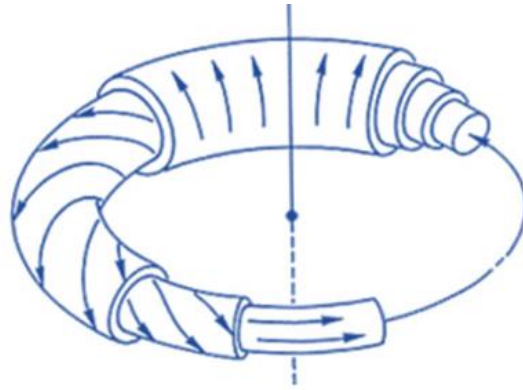
Prvním z nich je zesílení magnetického pole na okrajích. Nabité částice se v takovémto systému mezi dvěma koncovými body „odráží“ tam a zpět při efektu zvaném „magnetické zrcadlo“. V takovémto uspořádání ale stále dochází k úniku částic s dostatečnou rychlostí přes „zrcadlo“ díky rozptylu ke kterému dochází, když se částice přibližují k zrcadlicím bodům. Tyto koncové ztráty mohou být zcela eliminovány použitím uspořádání magnetického pole v uzavřeném, toroidálním tvaru [3].



Obrázek 2.2 Magnetické zrcadlo [16]

Zásadní nevýhodou toroidálního uspořádání je nehomogenita magnetického pole po průřezu, a vznikající odstředivá síla působící na částice, které se v tomto poli pohybují. To vede k radiálnímu driftu částic, a v důsledku toho i k velkému úniku plazmatu v radiálním směru na stěnu komory [3].

Radiálnímu driftu lze zabránit užitím vhodné topologie magnetického pole, uplatňuje se zejména tzv. střížné pole, kterého lze dosáhnout kombinací vhodného uspořádání externích magnetů spolu s magnetickým polem proudů indukovaných v plazmatu samotném. „Úhel stoupání“ šroubovice není konstantní, a mění se od stoupání rovnoběžného s osou „válečku“ toroidu na této ose ke stoupání kolmému na osu válečku na jeho povrchu [1]. Hrubě řečeno si lze takové pole představit jako zkroucený ručník. Střížné pole je zobrazeno na obrázku 2.3:

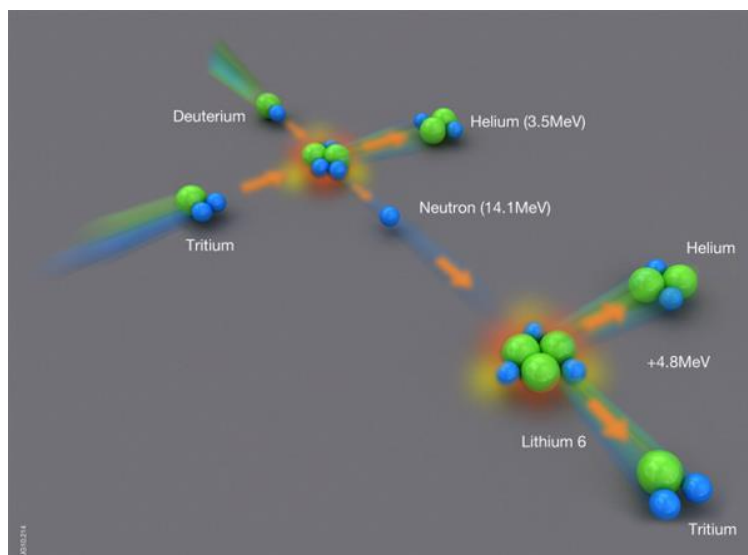


Obrázek 2.3 Střížné magnetické pole [1]

Jestli je topologie magnetického pole určena pouze použitím externích magnetů, nebo jestli je k dosažení požadovaného pole využito také pole vznikající z proudu indukovaného v plazmatu, je zásadním konstrukčním rozdílem mezi dvěma v současnosti nejvíce zkoumanými řešeními fúzního reaktoru s magnetickým udržením – tokamakem a stelarátorem. Vzhledem k induktivní povaze proudu v plazmatu se v případě tokamaku jedná o principiálně pulzní zařízení – na rozdíl od stelarátoru ve kterém je potřebné topologie pole dosaženo pouze externími magnety, a který je tak schopen práce ve stacionárním režimu [17].

Při jakémkoliv způsobu magnetického udržení odpovídá doba udržení v podstatě kvalitě magnetického udržení. Je-li magnetická „izolace“ dokonalejší, je možné dosáhnout větší doby udržení. Při fúzní reakci D-T vznikají heliová jádra a neutrony, s rozdělením energie dle již uvedené rovnice (1). Větší část energie nesou neutrony, elektricky neutrální částice, na jejichž pohyb magnetické pole reaktoru tak nemá vliv. Neutrony vlivem kinetické energie unikají z plazmatu do konstrukce reaktoru, kde předají svou energii. Fúzní energie se v zóně obklopující plazma přemění na teplo, a to je dále v nejaderné části zařízení transformováno na elektřinu [3].

Fúzní neutrony jsou také využity k výrobě tritia. Vnitřek vakuové komory je obložen moduly tzv. blanketu, který obsahuje lithium. Fúzní neutrony reagují s lithiem a produkují tritium, které je pak použito pro výrobu paliva [3] (obr. 2.4).



Obrázek 2.4 Reakce neutronu s lithiem [18]

2.1.2 Inerciální udržení

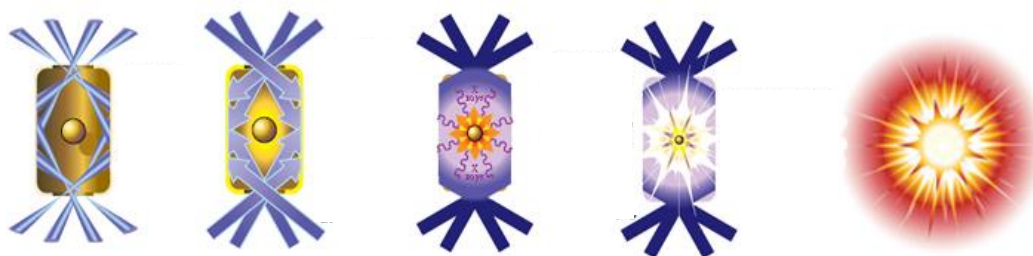
Druhý přístup k udržení v současné době nedosahuje takových výsledků jako magnetické udržení, nicméně i inerciální udržení je předmětem vědeckého výzkumu a jeho použití při výrobě elektrické energie zatím není zavržené. Princip fúzní reakce je identický, způsob jejího dosažení je však diametrálně odlišný než jak je tomu u magnetického udržení. Vrátime-li se zpět ke dvěma jmenovaným přístupům udržení, inerciální fúze reprezentuje koncept s „vysokou hustotou a krátkou dobou udržení“. Vysokou hustotou je v tomto případě myšlena hustota řádově v 10^{31} m^{-3} [1] oproti 10^{20} m^{-3} při magnetickém udržení, doba udržení se pak řádově pohybuje na úrovni 10^{-10} s [1].

Při inerciálním udržení není plazma drženo žádným vnějším polem ani silami. Princip inerciální fúze spočívá v tom, že fúzní reakce včetně ohřevu musí proběhnout rychleji, než se rozlétne do prostoru, přičemž doba mezi stlačením a rozletem není nulová, což je dáno obecně setrvačností hmoty neboli inercií. Pro dosažení inerciální fúze jsou v praxi využívány kulové slupkové terčičky, takzvané pelety, o průměru v řádu milimetrů, v nichž jsou uloženy řádově mikrogramy fúzních reaktantů, směsi deuteria a tritia. Existují dva přístupy k inerciální fúzi, přímý a nepřímý [3]:

Při přímém zapálení inerciální fúze jsou na peletu soustředěny výkonné energetické zdroje, a následný rapidní ohřev pelety způsobí explozi její vnější slupky. Slupka je odpařena a expanduje směrem od zbytku pelety do vakua, a v souladu s Newtonovým třetím zákonem o akci a reakci se směrem do pelety šíří tlaková vlna, která

tímto směrem tlačí i neodpařenou zbývající hmotu slupky. Tlaková vlna postupující do středu způsobuje kompresi paliva uloženého v peletě, která ohřeje palivo v jejím samotném středu až na potřebnou teplotu. Následující fúzní hoření je propagováno směrem od středu k chladnějším vnějším regionům pelety mnohem rychleji, než peleta expanduje, a plazma je tak drženo jen setrvačností [3].

Princip nepřímé inerciální fúze je obdobný, s tím rozdílem, že lasery neohřívají přímo peletu, ale místo toho ohřívají pouzdro, ve kterém je peleta uložena. K tomuto účelu se používá zlatá dutinka, zvaná *hohlraum*. Po zahřátí dutinka přechází do stavu plazmatu, a tlačuje peletu uniformním rentgenovým zářením, které způsobí rychlé zahřátí její vnější slupky. Následující scénář je obdobný jako u přímé inerciální fúze [3].



Obrázek 2.5 Stádia nepřímo zapalované inerciální fúze [19]

Výhoda nepřímo zapalované fúze spočívá zejména v mnohem menších nárocích na kvalitu a homogenitu vnějšího energetického zdroje, přímé zapálení má ovšem výhodu mnohem vyšší účinnosti přeměny energie vnějšího zdroje na kinetickou energii implodující pelety.

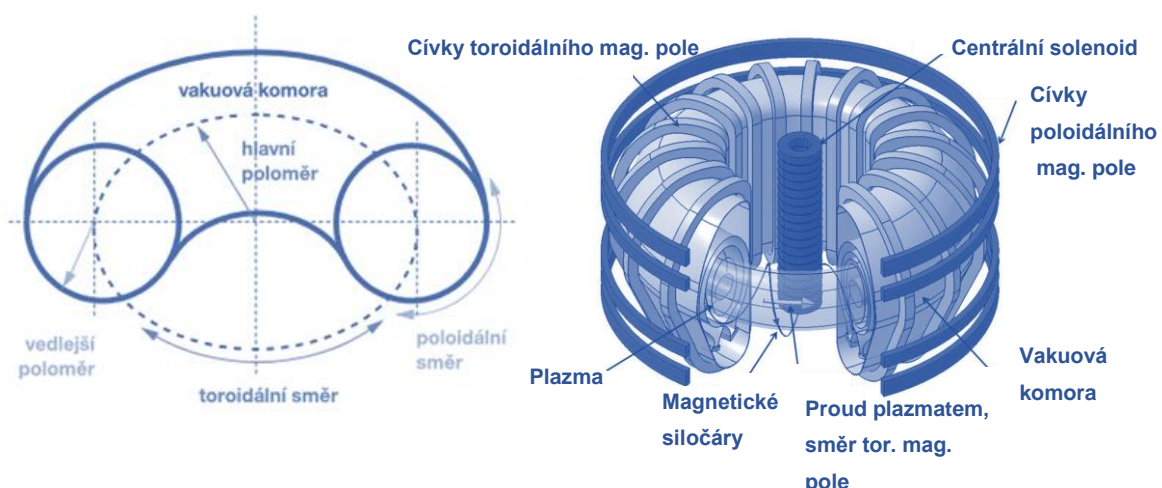
Největší problém, se kterým se v současné době inerciální fúze potýká, jsou extrémní požadavky na kvalitu a zejména symetrii terčíku. Jakákoliv odchylka od dokonale kulového tvaru je mnohokrát znásobena v důsledku Rayleigh-Taylorovy nestability. K této nestabilitě dochází v interakcích, kdy je těžší substance tlačena nebo urychlována lehčí, a v jejím důsledku dochází k exponenciálnímu růstu malých hrbolků a dolíků na kulovém rozhraní pelety. Důsledkem je nerovnoměrné ohřívání slupky a stlačení paliva. V současných zařízeních se již podařilo dosáhnout hustot potřebných k zapálení, nicméně vzrůst teploty ve středu pelety byl podstatně nižší, než jaký byl očekáván, a to zejména kvůli turbulentnímu promíchávání paliva [20].

3 TECHNOLOGIE MAGNETICKÉHO UDRŽENÍ

Základní koncepty a rozdělení magnetického i inerciálního udržení byly popsány v předchozí části, tato část je věnována konkrétním zařízením, ve kterých je aplikováno magnetické udržení. V současnosti nejnativněji zkoumaným konceptem fúzního reaktoru je bezesporu tokamak a dále konstrukčně příbuzné zařízení, stellarátor.

3.1 Tokamak

Slovo tokamak (Токамак - **т**орoidalная **к**амера с **м**агнитными **к**атушками) vzniklo spojením ruských slov pro „toroidální komoru a magnetické cívky“, a tento koncept je v současné době jedním z nejslibnějších k dosažení řízené termojaderné fúze pro energetické využití [4]. Tokamak je principiálně jednoduché zařízení, jedná se ve své podstatě o transformátorové jádro obklopené toroidální komorou naplněnou vodíkovým plynem, která tvoří sekundární vinutí transformátoru o jednom závitě [4]. Při popisu tokamaku je v první řadě nutné pojmenování dvou význačných směrů, které se k popisu tohoto zařízení používají. Hovoříme-li o směru toroidálním, jedná se o směr, který bychom sledovali, pokud bychom se vydali podél prstence komory, zatímco při sledování poloidálního směru bychom kroužili kolem osy komory v rovině kolmé na toroidální směr. Podobně rozlišujeme při popisu také poloměry komory – hlavní poloměr je poloměr toroidu, který tvoří komoru, zatímco vedlejší poloměr popisuje poloměr samotné komory [1]. Schéma principiálního uspořádání tokamaku, spolu s popisem význačných směrů je pro názornost uvedené na obrázku 3.1:



Obrázek 3.1 Význačné směry a uspořádání tokamaku [1]

Magnetické pole tokamaku je tvořeno toroidální složkou magnetického pole způsobenou magnetickými cívkami vně vakuové komory, a poloidální složkou řádově 10x [3] menší intenzity tvořenou proudem indukovaným v plazmatu uvnitř vakuové komory. Superpozicí obou magnetických polí vzniká střižné pole, jehož silokřivky vymezují pohyb nabitých částic uvnitř komory a zabraňují tak jejich kontaktu s konstrukcí reaktoru. Externí poloidální cívky umístěné podél vnější stěny komory pak slouží ke stabilizaci plazmatu uvnitř [21].

Specifikem uspořádání tokamaku je impulzní povaha zařízení, kdy je proud v plazmatu indukován. Zdrojem transformátoru je stejnosměrný narůstající proud, který po čase nasytí transformátorové jádro nebo proudově přetíží primární vinutí s následkem vymizení proudu v plazmatu a ztráty udržení. Technické řešení tohoto problému je složité, prosté periodické přepólování transformátoru spolu se změnou směru proudu v plazmatu není možné, protože by periodicky způsobovalo ztrátu udržení. V současnosti se uvažuje zejména o řešení, které zachovává směr proudu v plazmatu, takzvané neinduktivní generaci. Při tomto řešení se využívá vysokofrekvenčního elektromagnetického vlnění, které v plazmatu zachytává elektrony a v plazmatu vytváří takzvaný „vlečený proud“. Další možností je generování proudu v plazmatu pomocí injektování svazků neutrálních atomů, jejichž interakce s plazmatem také může vést ke generování proudu [17].

K ohřevu plazmatu je v tokamaku s výhodou využíváno značného odporu vodíkového plynu, kterým protéká proud, a který se tak během milisekund ohřeje na teploty milionů stupňů Jouleovým teplem. Jak se zvyšuje teplota plazmatu, klesá i elektrický odpor tak jako v kterémkoliv jiném vodiči, a ohřev Jouleovým teplem přestává být účinný. Tento problém je v současnosti řešen metodami pro externí ohřev plazmatu. V současné době nejintenzivněji zkoumané metody jsou ohřev neutrálními svazky a absorpcí elektromagnetických vln. Metoda ohřevu neutrálními svazky využívá energie výkonných svazků velmi rychlých neutrálních atomů, které jsou do plazmatu „vstříkovány“, zatímco princip ohřevu pomocí elektromagnetických vln je podobný efektu využívaného v mikrovlnných troubách; absorpci energie vln [17].

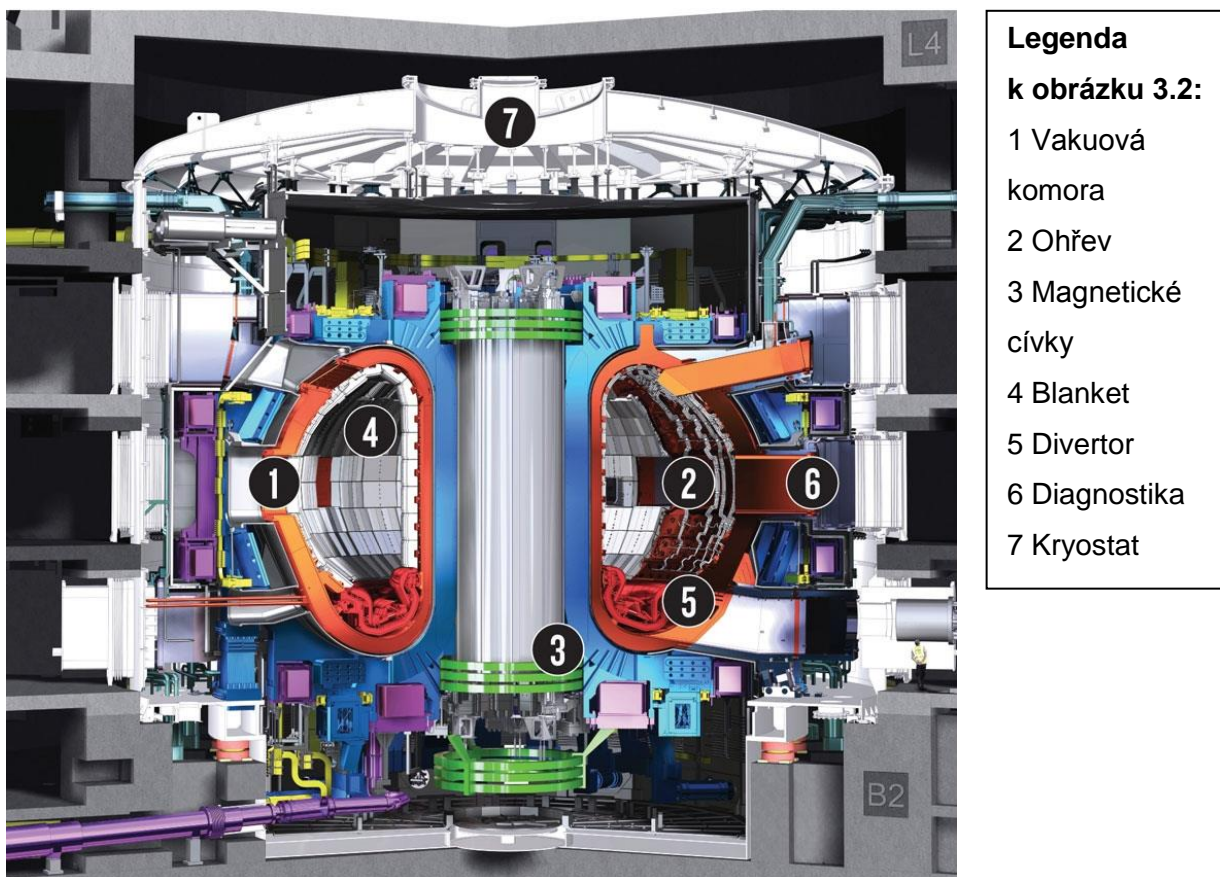
Reaktorová komora pracuje se stavy vysokého vakua, působí také jako primární bariéra proti úniku radiace z reaktoru. Celá komora je navíc uzavřena ve vakuovém kryostatu, aby byly omezeny tepelné ztráty supravodivých magnetů.

Reaktorová komora slouží také jako nosný prvek vnitroreaktorových komponent, zejména blanketu a divertoru [21].

Moduly blanketu instalované na vnitřní stěně vakuové komory mají v experimentálních zařízeních primární úlohu ochrany ocelové konstrukce komory a magnetických cívek před extrémními teplotami a vysokoenergetickými neutrony. V budoucích elektrárnách se role blanketu rozšíří na konverzi kinetické energie dopadajících neutronů dle principu popsaného obecně v části 2.1.1. Energie neutronů dopadajících na blanket je přeměněna na tepelnou energii blanketu, která je odváděna chladičem a slouží k výrobě elektrické energie. Současně se také bude zkoumat využití blanketu pro produkci tritia, které zde bude vznikat reakcí neutronů a lithia. Součástí blanketu může být také takzvaná první stěna (*First Wall*) sloužící jako primární ochrana konstrukce reaktoru proti působení plazmatu [3].

S postupujícím vývojem tokamaků bylo ustoupeno od kruhového symetrického tvaru komory k průřezu ve tvaru připomínajícího písmeno D a instalaci takzvaného divertoru. Divertor slouží k modifikaci magnetického pole do konfigurace, která nasměruje povrchovou vrstvu plazmatu do oblasti divertoru, kde plazma dopadá na divertorové terče. Ochlazené plazma je poté z divertoru odčerpáno pomocí vymrazovacích vývěv [1].

Komponenty tokamaku jsou zobrazeny na obrázku 3.2 v uspořádání, které bude využito v budoucím tokamaku ITER, podobné uspořádání lze však nalézt ve většině soudobých experimentálních zařízeních v různých měřítkách. Problematice jednotlivých komponent budou věnovány následující části, a obrázek 3.2 tak slouží zejména pro vizualizaci tokamaku jako funkčního celku.



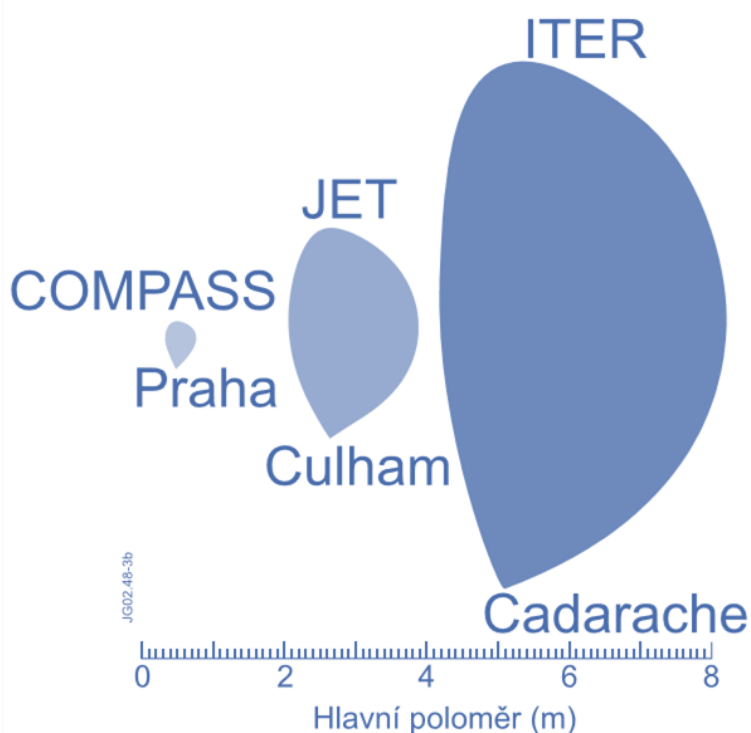
Obrázek 3.2 Konceptní vizualizace tokamaku ITER [21]

Předmětem výzkumu na mnoha experimentálních zařízeních je zejména potlačení nestability plazmatu dosažením optimálních provozních scénářů. Toto se výrazně lépe daří u tokamaků vybavených divertorem, kde vlivem potlačení turbulence na okrajích plazmatu vzniká transportní bariéra, která zabraňuje úniku částic a tepla z plazmatu. Režim s vytvořením transportní bariéry se nazývá H-mode [3].

V současnosti se dá říct, že velká očekávání v oblasti výzkumu magnetického udržení se upínají k tokamaku ITER, který je v současnosti budován v Cadarache ve Francii za účasti EU, USA, ČLR, Japonska, Korejské Republiky a Indie. ITER má být prvním fúzním zařízením, ve kterém bude energie uvolněná jadernou fúzí převyšovat energii, kterou toto zařízení spotřebuje na ohřev plazmatu. Poměr uvolněné energie ku vstupní, by měl být u ITERu $Q > 10$ v pulzu trvajícím 400 sekund, a $Q = 3$ v neinduktivním režimu v délce pulzu 3000 sekund. Objem plazmatu v zařízení bude 837m^3 , proud plazmatem 15MA a celkový fúzní výkon 500MW. U ITERu se nepředpokládá - ale ani nevylučuje - dosažení kritéria zapálení, nicméně i tak zařízení umožní simulovat již prakticky veškeré procesy, které budou probíhat v budoucích fúzních energetických reaktorech.

Technologický výzkum na ITERu bude zaměřen zejména na klíčové komponenty reaktoru; supravodivé cívky, vnitreaktorové komponenty, výrobu tritia nebo dálkově řízená údržba uvnitř kontaminovaného reaktoru. [1]

Zařízení bude využívat 18 cívek toroidálního pole o maximální intenzitě 11,8 T a šest cívek poloidálního pole, s celkovou hmotností všech cívek 6450 tun. Celý reaktor včetně supravodivých magnetů bude udržován v kryostatu, a samotná komora vážící 8000 tun bude osazena 440 segmenty blanketu o hmotnosti každého z nich 4,6 tun. Ve zkušebních modulech TBM (*Test Blanket Module*) bude testována možnost výroby tritia z lithia, což patří mezi jeden z významných úkolů zařízení ITER. V přímém kontaktu s plazmatem uvnitř komory bude divertor, který bude v ITERu tvořen soustavou 54 kazet, přičemž každá bude vážit okolo 10 tun [21]. V kontextu současného výzkumu se bude jednat o opravdového „obra“, objem plazmatu bude ostatně 10 krát větší než u největšího tokamaku současnosti, JETu, a fúzní výkon bude ve srovnání s JETem více než 30 krát větší – typická délka jednotlivých experimentů vzroste rovněž 30ti násobně na 600 sekund [1]. Obrovské rozměry zařízení jsou nakonec patrné i z grafického porovnání průřezu obou reaktorů, pro zajímavost doplněného i o pražský COMPASS:

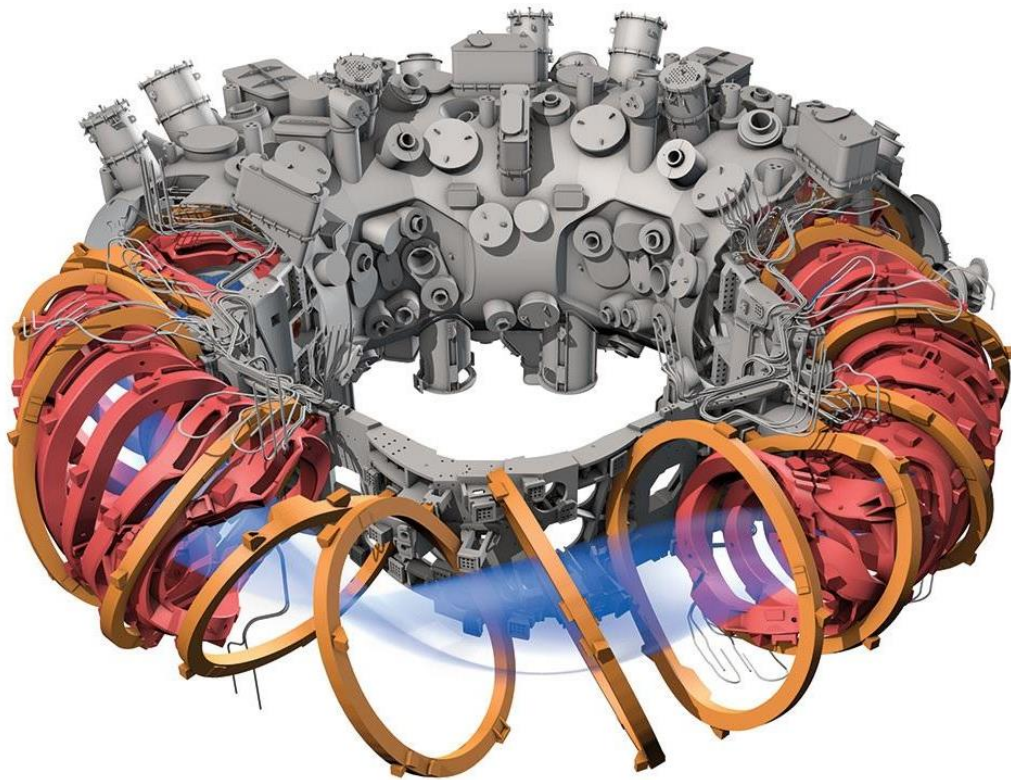


Obrázek 3.3 Srovnání velikosti průřezů - ITER, JET, COMPASS [1]

I na samotném JET (*Joint European Torus*) však bylo dosaženo pozoruhodných výsledků, tento reaktor dokázal při kampani v roce 1997 vyprodukovat 22MJ energie v jediném výboji, dosáhl špičkového výkonu 16MW, a dosáhl poměru fúzního výkonu ku výkonu ohřevu $Q = 0,65$ [1].

3.2 Stelarátor

Technologicky je stelarátor zařízení blízce příbuzné tokamaku, technologické problémy a řešení, které byly popsány pro tokamak, jsou obdobné i při konstrukci stelarátoru. Na rozdíl od tokamaku je však u stelarátoru eliminován problém pulzní povahy provozu, a je tak vhodný ke kontinuálnímu provozu. Uspořádání magnetické „klece“ je u stelarátoru dané topologií využívající systému cívek, bez podélného proudu protékajícího plazmatem, a tudíž bez transformátoru. Oproštění se od proudu tekoucího plazmatem však znamená, že k dosažení požadované topologie magnetického pole musí být opuštěna rovněž rotační symetrie tokamaku [22]. Protože je střižného magnetického pole dosaženo pouze externími cívkami, musí být i cívky i plazma přizpůsobené do vhodného tvaru, což vede k bizarní podobě tvaru plazmatu a komponent stelarátoru. Vizualizace technického provedení stelarátoru je na obrázku 3.5:



Obrázek 3.4 Stelarátor [23]

Zkroucení toroidální geometrie komory výrazně zlepšuje stabilitu systému, velmi však komplikuje tvar magnetických cívek i konstrukci samotného zařízení. Ve stelarátorech se také dlouho nedařilo ohřát plazma, které se kvůli absenci v něm tekoucího proudu neohřívá Jouleovým teplem, a tak získal tokamak před stelarátorem značný technologický náskok [1].

Novým impulsem pro výzkum stelarátoru byl až dostatečný pokrok ve výpočetní technice, který v devadesátých letech způsobil renezanci tohoto konceptu. Možná „svoboda“ v optimalizaci tvaru přináší možnost integrovat více aspektů zařízení již ve fázi návrhu. Zejména se jedná o možnost řešit inherentní obtíže se stabilitou plazmatu již v samotném návrhu geometrie zařízení, oproti často velmi obtížné optimalizaci provozních režimů tak jak tomu je u osově symetrických tokamaků [23].

Ačkoliv mají komponenty stelarátoru principiálně stejnou roli jako v případě tokamaku, v případě stelarátoru musí být optimalizován jejich tvar, a celý systém tak nelze řešit čistě modulárně. Komora je hrubě řečeno stavěna plazmatu „na míru“, a prostor mezi plazmatem a cívkami je tak velmi omezený. Z tohoto důvodu je diametrálně odlišná například konstrukce blanketu pro stelarátory. Nicméně i přes to že je značně omezena tloušťka blanketu, v budoucích stelarátorech se počítá se zhruba poloviční zátěží stěny neutrony [22], a řešení pro první stěnu která jsou nyní uplatňována na tokamacích, mohou v budoucnu s úpravou převzít i stelarátory.

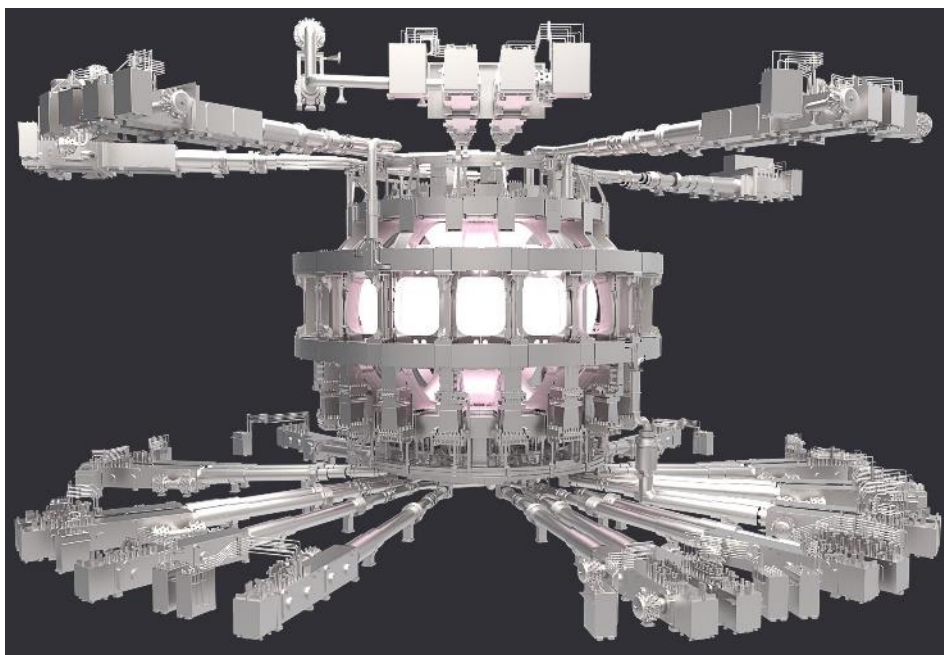
V současné době je největším experimentálním zařízením tohoto typu stelarátor Wendelstein 7-X v německém Greifswaldu, provozovaný Max-Planck-Institut für Plasmaphysik. Na tomto zařízení bude zkoumána vhodnost tohoto uspořádání pro budoucí fúzní elektrárnu, a jedním z hlavních úkolů tohoto experimentu je optimalizace udržujícího magnetického pole, které je zde konkrétně tvořeno padesáti supravodivými magnety. Toto zařízení bylo dokončeno v roce 2014, a své první plazma spatřilo 10. prosince 2015. Objem plazmatu v zařízení W-7X je 35m^3 , zhruba třetina objemu současného největšího tokamaku JET. Předpokládaná teplota plazmatu je na tomto zařízení $80\ 000\ 000\ ^\circ\text{C}$, což není dostatečné pro zapálení termojaderné reakce, experimentální výsledky však poslouží jako pevný základ pro budoucí reaktory, které již na zapálení termojaderného „hoření“ budou konstruovány. K ohřevu plazmatu je využito deseti zdrojů vysokofrekvenčního pole na frekvenci 140 GHz, v kombinaci se svazky rychlých neutrálních částic. [24]

Předchůdce Wendelsteinu v roli největšího stelarátoru byl japonský Large Helical Device, na kterém bylo dosaženo času udržení 0,36 s, a maximální teploty elektronů 10 keV [22]. K dosažení těchto parametrů bylo na LHD využito uspořádání 3 párů poloidálních cívek, s maximální intenzitou 6,5 T a páru spirálovitých cívek o intenzitě 6,9 T a hmotnosti 65 tun [23].

3.3 Komponenty zařízení pracujících s magnetickým udržením

Při popisu komponent zařízení pracujících na principu magnetického udržení je jako modelové zařízení zvolen budoucí tokamak ITER, jakožto v tuto chvíli nejperspektivnější zařízení na kterém budou právě tyto komponenty v budoucnu zkoušeny. Technické informace obsažené v této části čerpají z větší části přímo ze zprávy o technickém uspořádání budoucího reaktoru [25], laskavě poskytnuté ITER Organisation, a proto nebudou jednotlivě citovány.

3.3.1 Magnetický systém



Obrázek 3.5 Magnetický systém tokamaku ITER [21]

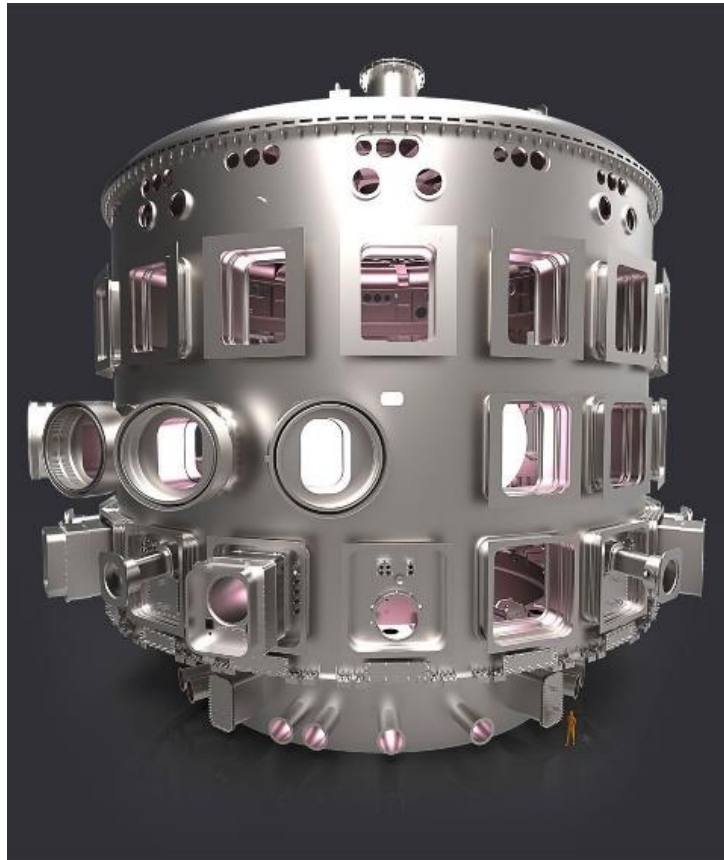
Magnetický systém je páteřním systémem jakéhokoliv zařízení pracujícího na principu magnetického udržení. Na ITERu se celý soubor magnetů skládá 18 cívek toroidálního pole, centrálního transformátorového solenoidu, šesti cívek poloidálního pole a dále 18 korekčních cívek. Od uspořádání magnetů se logicky odvíjí celé konstrukční

rozvržení zařízení, a umístění a upevnění magnetů tak samo o sobě představuje značný technický problém již na zařízení rozměrů ITERu. Krom optimálního umístění pro udržení plazmatu musí také být brán zřetel na to, aby umístění magnetů umožňovalo vhodné rozmístění přístupů, tzv. portů, do reaktorové komory, a aby byla možná jejich instalace s ohledem na ostatní komponenty zařízení. Celková hmotnost všech magnetických cívek na tokamaku ITER bude přesahovat 10 460 tun, a vzhledem k přenášeným magnetickým silám je tak správná realizace ukotvení a připevnění magnetů ke kryostatu prioritní. Celá hmotnost magnetického systému ITERu bude držena jen gravitačně pomocí podstavců a pružných elementů. Současně není vzhledem k hmotnosti a rozměrům cívek možný transport již hotových komponent, a tak musí být součástí staveniště reaktoru i samostatné stanoviště na navíjení cívek.

Magnetický systém ITERu a v současné době i ostatních velkých tokamaků využívá supravodivých vodičů, při jejichž použití dochází ke značné eliminaci energetických ztrát ve vinutí vzhledem k jejich nulovému vnitřnímu odporu. Cívky musí proto být chlazené podkritickým heliem na teplotu v rozmezí od 4,2 do 4,5 K, které bude dosaženo v kryostatu. Samotný vodič je tvořen zhruba 1000 vláknými ovinutými okolo centrální chladicí trubice. Supravodivost nicméně není jediný technologický požadavek, cívky musejí být schopné odolávat značným mechanickým silám, které jsou dané intenzitou pole, které generují, a jejich celková konstrukce musí být velmi robustní. Při konstrukci centrálního solenoidu a cívek toroidálního pole bude na ITERu použit supravodivý materiál Nb_3Sn , a pro cívky poloidálního pole a korekční cívky bude materiál $NbTi$, tedy slitiny niobu v obou případech. Cívky jsou izolovány skelnými vlákny a kaptonem zalitými v pryskyřici, které zajišťují vysokou úroveň izolace i v přítomnosti neutronového záření. Vodiči bude v supravodivém režimu protékat proud až 55kA v centrálním solenoidu, respektive až 68kA v cívkách toroidálního pole.

I když se inženýři při konstrukci magnetických systémů budoucích zařízení mohou opírat o zkušenosti z menších aplikací, konstrukce systému takto obrovských rozměrů bude sama o sobě náročnou záležitostí, a na tokamaku ITER bude poprvé vyzkoušena v tomto měřítku.

3.3.2 Kryostat



Obrázek 3.6 Kryostat tokamaku ITER [21]

Rolí kryostatu je zajištění vakua k minimalizaci tepelné zátěže komponent, které operují při kryogenických teplotách. Jedná se v zásadě o jednotěnou nádobu, která je v případě tokamaku ITER s vnitřním objemem $16\,000\text{m}^3$ největší vakuovou nádobou která kdy byla vyrobena, což opět demonstruje extrémní náročnost konstrukce fúzní elektrárny. Rozměry kryostatu jsou definované rozměrem největšího komponentu, který obsahuje, což jsou cívky poloidálního magnetického pole, a další vřív o velikosti 1m pro zajištění přístupu pro údržbu komponent - průměr kryostatu ITER tak nabývá hodnoty 28 m. Hmotnost kryostatu je nesena přímo budovou, do které je jakožto svařenec několika dílů vestavěn. Kryostatem je také vedeno mnoho přístupových otvorů pro vnitroreaktorové komponenty, pro přístup údržby a také pro průchod přívodů chladičích systémů, přívodů k magnetům, přídavného ohřevu a diagnostiky.

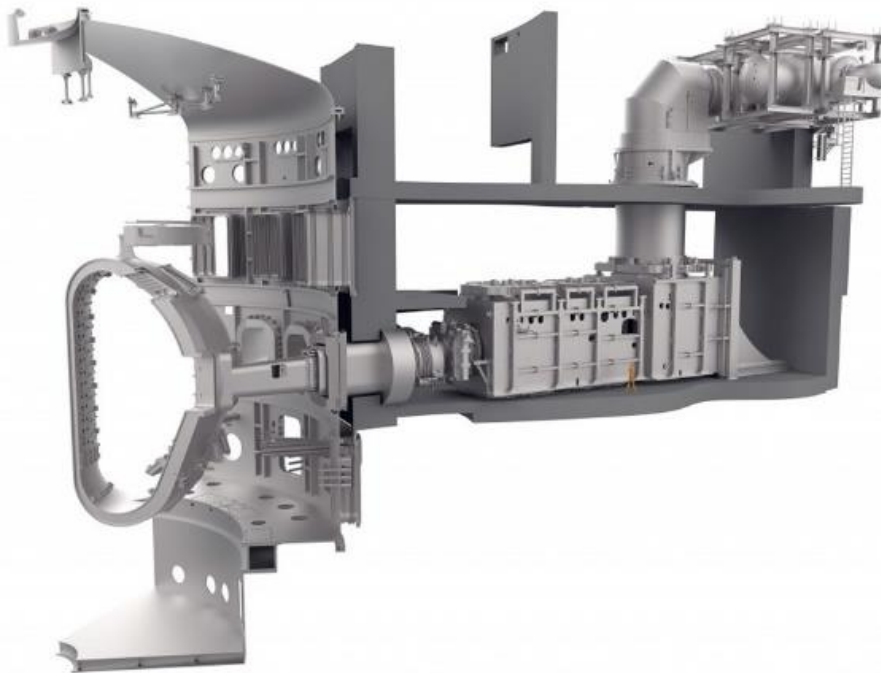
Vzhledem k vysoké úrovni vakua se v běžném provozním režimu počítá s vnějším přetlakem 0,1 MPa, a největší konstrukční problém takto velké nádoby je tedy deformace pod vnějším přetlakem. Nejproblematictějšími místy struktury jsou vrchní kopule, a

zejména také místa okolo velkých servisních otvorů. Řešením těchto problémů je koncepčně využití žebrování a stabilizačních prstenců v kritických místech. Při dalším zvětšování objemu i úrovně vakua, se kterým se počítá v budoucí elektrárně, bude správná optimalizace rozložení zatížení technologickou prioritou.

3.3.3 Systémy přídavného ohřevu plazmatu

V tokamaku je primárním systémem ohřevu ze začátku prostý ohřev Jouleovým teplem, který je ovšem efektivní jen v rané fázi ohřevu a se stoupající teplotou jeho účinnost postupně mizí. Dále je tak třeba plazma ohřívat externími zdroji, alespoň do momentu zapálení. Základní úkoly systému dodatečného ohřevu jsou primárně ohřev plazmatu za stoupající hustoty, dosažení takzvaného H-modu, dosažení ustálené fúzní reakce, potlačení nestabilit, a také tzv. *soft termination*, tedy pozvolného zastavení reakce. V případě tokamaku bude také systém dodatečného ohřevu využíván i k vlečení proudu plazmatem při nepulzním režimu provozu.

V současné době jsou uplatňovány převážně dva způsoby dodatečného ohřevu, jedním z nich je vstřelování svazků neutrálních částic do plazmatu, druhým pak využití radiových vln k dosažení elektronové, respektive iontové rezonance, přičemž obou způsobů je převážně využíváno *in tandem*. Předpokládá se, že po dosažení zapálení nebude již nutné plazma dále ohřívat externími zdroji, a ty tak budou omezeny na neinduktivní generování elektrického proudu.



Obrázek 3.7 Systém pro vstřik neutrálních částic do reakční komory –ITER [21]

Prvním ze jmenovaných přídatných ohřevů je vstřelování neutrálních částic. Principiálně se jedná o prosté předávání kinetické energie rychle vstřelených neutrálních částic částicím v plazmatu. Vstřelované částice musí být urychlené vně reaktorové komory, urychlení částic však samo o sobě představuje poměrně složitý technický problém. Aby částice mohly dosáhnout středu plazmatu a předat tak svou kinetickou energii aniž by došlo k jejich odchýlení vlivem působení magnetického pole, musí být vstřelované částice neutrální. Částice jsou však před vstupem do komory urychlovány v urychlovači částic, který dokáže urychlit pouze částice s elektrickým nábojem. Tento problém je v současnosti řešen tak, že jsou atomy zbaveny elektronů, urychleny na urychlovači, a před vstupem do komory jsou jim elektrony opět „vráceny“ při průchodu neutralizačním plynem.

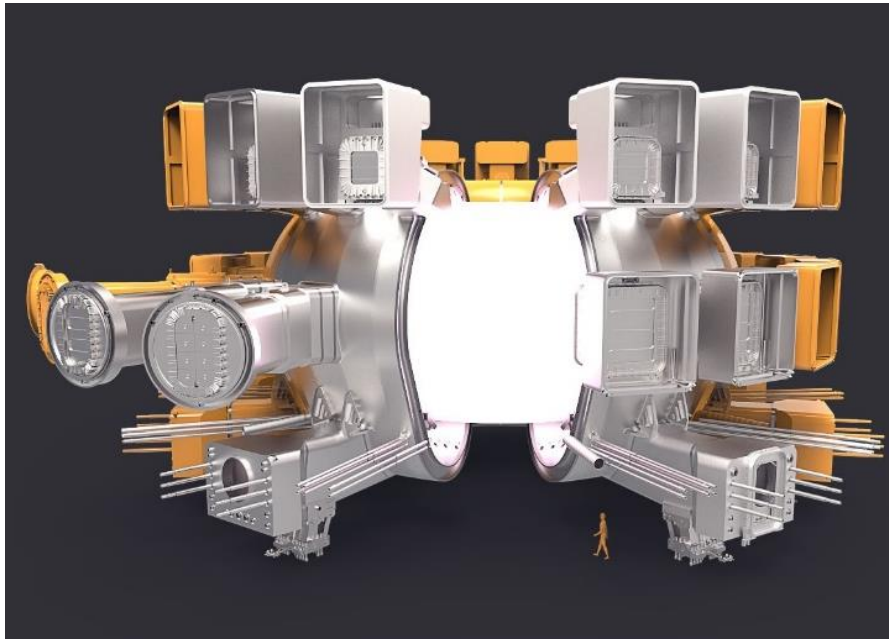
Toto uspořádání je však uplatnitelné pouze na menších zařízeních, kde jsou částicové toky ještě relativně snadno zpětně neutralizovány. Na zařízeních s velkým objemem plazmatu, jakým bude ITER, se poprvé počítá s uplatněním opačného přístupu, tedy urychlení záporně nabitých iontů. Toto uspořádání sice nabízí vyšší účinnost neutralizace, okolo 60%, usměrnění a udržení těchto iontů je však podstatně složitější vlivem přidaného elektronu, který je pouze volně vázán, a tím pádem jednoduše ztracen.

Na ITERu bude použito dvou aktivních systémů ohřevu neutrálními částicemi a třetího pro diagnostické účely při výzkumu popsaneho způsobu urychlení. Každý ze dvou aktivních „injektorů“ bude dodávat svazek deuteriových částic o celkové energii 46,5 MW a energii jednotlivých částic 1 MeV při délce pulzu v trvání do 3 600 s.

Druhým uplatňovaným způsobem ohřevu je využití vln k dosažení cyklotronové rezonance iontů, respektive elektronů. V případě ohřevu iontů se využívá radiových vln, které do plazmatu dopraví svazek elektromagnetické radiace o vysokých intenzitách. Konstrukčně se využívá výkonného generátoru radiových vln, ze kterého jsou vlny dopravovány vlnovodem až do antény umístěné uvnitř reaktorové komory, ze které jsou vysílány do plazmatu. K dosažení rezonanční frekvence iontů se volí frekvence zdroje od 40 do 55 MHz.

K ohřevu elektronů v plazmatu se využívá elektromagnetického záření vysoké intenzity o frekvenci 170GHz. Elektrony poté předávají nabytou energii iontům prostřednictvím vzájemných kolizí. Systému ohřevu elektronů je využíváno při lokálním ohřevu specifických míst v plazmatu jakožto mechanismu pro potlačení nestabilit vedoucím k chladnutí plazmatu. Na rozdíl od ohřevu iontů radiovými vlnami není pro přenos těchto vln vyžadována fyzická infrastruktura, a vlny tak mohou být přenášeny vzduchem, což umožňuje umístění zdroje dále od plazmatu. Návrh ITERu počítá s 1 MW gyrotronem jakožto zdrojem těchto vln.

3.3.4 Reakční komora



Obrázek 3.8 Reakční komora tokamaku ITER [21]

Ve většině současných tokamaků i v ITERu je reakční komora tvořena prstencem s průřezem připomínajícím tvar písmena D. I když plazma není s jejími stěnami v přímém kontaktu, bude vakuová komora vystavena extrémnímu tepelnému namáhání. Vzhledem k tomu že se v tokamacích využívá supravodivých magnetů uložených ve vakuovém kryostatu, znamená to, že zatímco uvnitř komory bude probíhat reakce při teplotách o stovkách milionů stupňů, na druhé straně stěny komory bude teplota blížící se absolutní nule. Současně bude vnitřní stěna komory bombardována neutronovými toky o intenzitách, které rovněž na žádném jiném zařízení nemají obdoby.

Z konstrukčního hlediska je reakční komora tvořena vnitřní a vnější stěnou, mezi kterými jsou umístěny stínící panely, žebra pro dosažení požadované pevnosti a průchody pro jednotlivé vnitroreaktorové komponenty, podobně jako v kryostatu. Současně mezi vnitřní a vnější stěnou komory protéká chladivo komory, voda. Komora je také primárně nosným prvkem, ke kterému se přímo montují vnitroreaktorové komponenty, jmenovitě divertor a blanket.

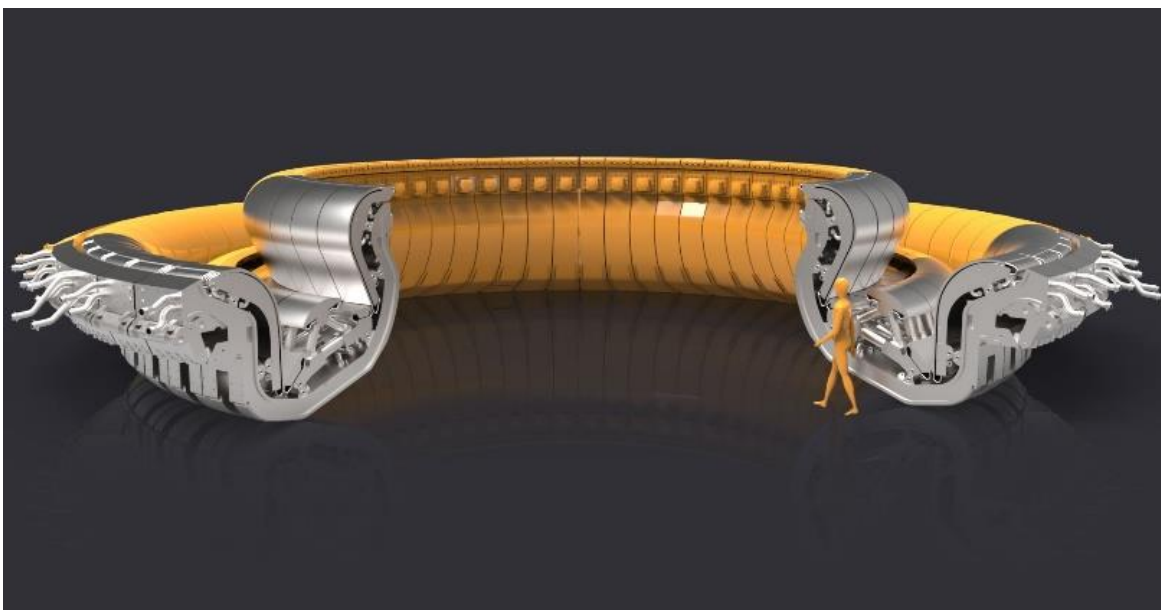
V případě komory je volba materiálů klíčovým aspektem, který výrazně ovlivňuje cenu celého zařízení. Pro konstrukci samotné komory se využívá austenitických ocelí (v případě ITERu ocel 316L(N)-IG), ve kterých tvoří hlavní příměsi nikl a chrom, a které zajišťují jak vhodné mechanické vlastnosti pro tlakovou nádobu, tak i vhodné parametry

při vysokých teplotách, vysokou korozivzdornost a také radiační odolnost. Stínící panely mezi oběma stěnami komory budou rovněž vyrobeny z austenitické oceli s 1-2% hmotnostním obsahem bóru. Přidáním bóru je dosaženo zvýšení účinnosti stínění neutronových toků. Přímo pod cívkami toroidálního pole je využito feritických ocelí, aby bylo zabráněno zvlnění toroidálního pole.

Reakční komora je klasifikována jako *safety-important-component*, tedy komponent zajišťující primární bezpečnost jakožto nádoba přímo „hostící“ jadernou reakci. Proto musí být při její konstrukci brán zřetel také na možné abnormální scénáře a jejich různé kombinace, včetně živelných pohrom, a komora musí být proto navržena se značnými rezervami jak po technologické, tak po materiálové stránce.

3.3.5 Divertor

Divertor je instalován ve spodní části reaktorové komory, a jeho primárním účelem je odvod „spalin“ z reaktorové komory a také ochrana spodní části komory před tepelnou a neutronovou zátěží. Divertor se skládá z několika divertorových kazet (ITER jich bude mít 54 o hmotnosti každé z nich 10 tun), které společně pokryjí spodní část reaktorové komory. Společně s první stěnou se jedná o tzv. *plasma facing component (PFC)*, tedy komponent v přímém kontaktu s plazmatem, u kterých je největší důraz kladen na materiálovou část návrhu. Každá kazeta se skládá z nosného tělesa kazety, a tří PFC; jmenovitě vnitřního a vnějšího vertikálního terče a kupole. Vnitřní a vnější vertikální terče jsou umístěny v místech nejintenzivnějšího dopadání částic. Kupole chrání těleso kazety.



Obrázek 3.9 Divertor tokamaku ITER [21]

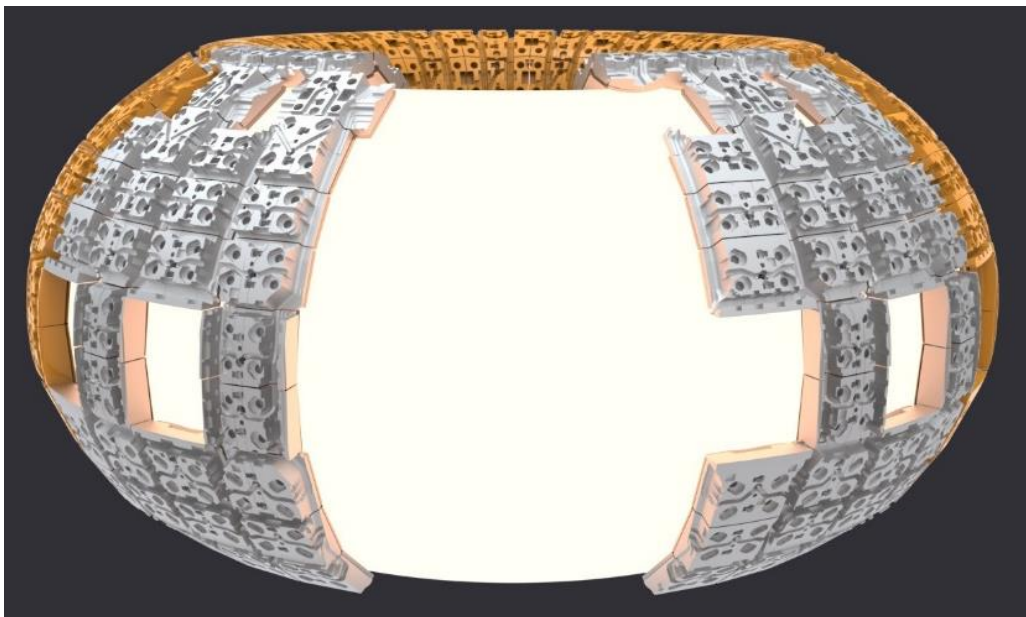
Samostatná kazeta slouží jako nosný prvek pro terče, a musí být navržena aby snášela elektromagnetické síly, sloužila jako stínění, a současně také umožňovala aktivní chlazení terčů. Tělesem kazety je tak vedeno chladicí potrubí s demineralizovanou chladicí vodou. Kazety jsou navrženy tak, aby je bylo možné znovu použít při výměně terčů, a snížit tak množství sekundárního radioaktivního odpadu.

Pro ITER je zamýšleným materiálem který bude použit pro výrobu terčů wolfram, jakožto nízkoaktivovatelný kov s velmi vysokou teplotou tání. V současnosti se pro tento účel nejvíce využívají uhlíkové kompozity, s nimiž mají vědci již dlouholeté zkušenosti, a mezi jehož hlavní výhody patří nízké atomové číslo (a tedy i nízká úroveň znečištění plazmatu), výborná tepelná odolnost a fakt že se netaví.

3.3.6 První stěna

Hlavním úkolem první stěny je ochrana konstrukce reaktoru před působením plazmatu. První stěna ITERU bude tvořena nosnou konstrukcí z nerezové oceli a ochrannými dlaždicemi z beryllia, které budou přímo chlazené vodním chladičem. Pro stínící blok se počítá s konstrukcí z austenitické nerezové oceli 316L(N)-IG a rovněž s inkorporací vlastního chladicího systému.

3.3.7 Blanket



Obrázek 3.10 Blanket tokamaku ITER [21]

Moduly blanketu kompletně pokrývají vnitřní stěnu reaktorové komory (mimo oblast divertoru), a jejich primárním úkolem je tak ochrana vakuové komory a supravodivých magnetů před vysokoenergetickými neutrony které vznikají při fúzní reakci. Při nárazu a následném zpomalení neutronů v blanketu dochází k přeměně jejich kinetické energie na tepelnou energii v blanketu. Blanket bude vyroben z austenitické nerezové oceli 316L(N)-IG a bude chlazen vodou, která bude tuto energii odvádět, zatím jen jako odpadní teplo. V budoucích fúzních elektrárnách však bude právě takto získaná tepelná energie využita pro pohon parních turbín a výrobu energie. V současnosti probíhá výzkum na mnoha možných technologických řešeních blanketu. Na tokamaku ITER se koncepčně předpokládá použití blanketu s vyměnitelnou první stěnou, rovněž se však již počítá i s využitím různých testovacích modulů, které budou mimo jiné i poprvé sloužit i k testování produkce tritia v reaktoru.

Jedním ze zkoumaných řešení blanketu pro budoucí elektrárnu DEMO¹ je i modul WCLL [26] – *water cooled lithium lead* – tedy vodou chlazený blanket obsahující eutektickou slitinu lithia a olova LiPb pro výrobu tritia. Jedná se o modul vyrobený z nízkoaktivovatelné feriticko-martenzitické oceli Eurofer, která slouží jako strukturální materiál. Modul bude obsahovat kanály pro LiPb a pro vodní chlazení. Samostatné chlazení má první stěna integrovaná jako čelní stěna modulu. Modul bude vyztužen žebry ve všech směrech tak, aby vydržel mechanickou zátěž v reaktoru.

3.4 Komponenty vystavené plazmatu (PFC)

Jednou z vůbec největších technologických výzev, kterou bude nutné vyřešit pro úspěšnou implementaci fúzních reaktorů jako energetických zdrojů, je provedení vnitroreaktorových komponent, mezi které se řadí divertor a první stěna, které byly výše popsány. Požadavky, které jsou na tyto komponenty zejména po materiálové stránce kladeny, jsou velmi komplexní, a prakticky není možné všem beze zbytku dostát.

Z provozního hlediska se jedná převážně o schopnost snášet extrémní teploty tak, aby bylo zabráněno nebo minimalizováno tavení a odpařování materiálu, a vysokou tepelnou vodivost, aby byl umožněn efektivní odvod tepla a byla minimalizována termomechanická napětí v materiálu. Dále mechanickou pevnost, odolnost proti

¹ Projekt přímo navazující na ITER. DEMO má být první demonstrační fúzní elektrárnou.

teplotním šokům a poškození od radiace, ale také kompatibilitu s plazmatem, chladivý a dalšími konstrukčními materiály. Z výrobního hlediska jde také o dostatečnou dostupnost primárních surovin výrobních materiálů, co neekonomičtější výrobu a možnost zpracování. Dále je také z hlediska bezpečnosti žádoucí nízká aktivace ozářením a rychlý pokles radioaktivity k usnadnění nakládání s odpadem [27].

Při konstrukci vnitroreaktorových komponent jsou po materiálové stránce technologicky složité zejména následující aspekty [21] [28]:

- Musí snášet výrazné tepelné toky a povrchovou erozi plazmatem, a to jak nominální, tak i při abnormálních jevech v plazmatu, které produkují vysoké špičkové tepelné toky.
- Komponenty jsou poškozovány fúzními neutrony a částicemi plazmatu, jejich materiálové vlastnosti se tak s postupem času mění, a komponenty samotné mají jen omezenou životnost. Současně při těchto dějích musí být minimalizováno znečištění plazmatu částicemi z materiálu.
- Komponenty jsou vázány požadavky fyziky plazmatu komplexními způsoby, a materiály tak musí být navrženy s ohledem na kompatibilitu s ději v plazmatu, a to i při abnormálních jevech jako jsou poruchy v plazmatu, které mimo jiné indukují i velké elektromagnetické síly.
- Po chemicko-fyzikální stránce se materiály musí vyznačovat nízkým atomovým číslem z hlediska minimalizace energetických ztrát v plazmatu, nízkou neutronovou aktivací, nízkou absorpcí a permeabilitou vodíku.
- Musí být možné s dostatečnou přesností dostat tvarovým požadavkům s ohledem na komplikovanou geometrii plazmatu při současném umístění mnoha průchodů pro doplňování paliva, ohřev, diagnostiku a dalších.

Ačkoliv se při vhodném konstrukčním řešení jedná vždy o kompromis mezi všemi požadavky, zejména kritická je u vnitroreaktorových komponent schopnost snášet extrémní tepelné toky. V budoucí elektrárně DEMO se počítá s nominální hodnotou tepelného toku na první stěnu $0,5 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$ [26], při přechodových dějích pak s hodnotou až $7 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$ [29]. Okamžité špičkové hodnoty při nestabilitách mohou dosáhnout až $50 \text{ GW}\cdot\text{m}^{-2}$ [30]. V případě divertoru může nominální hodnota hustoty tepelného toku dosahovat až $300 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$ [28], špičková hodnota při nestabilitách pak až $17 \text{ GW}\cdot\text{m}^{-2}$ [31].

Takto vysoké tepelné toky pak kladou obrovské nároky na materiály i konstrukční uspořádání, zejména na chlazení vnitroreaktorových komponent.

4 VLIV VYSOKÝCH TEPELNÝCH TOKŮ NA CHLAZENÍ PRVNÍ STĚNY

4.1 Přenos tepla v první stěně

Následující výpočet představuje koncepční analýzu přímých dopadů vysokých tepelných toků na chlazení první stěny fúzních reaktorů. Zabývá se však pouze vlivy tepelných toků, a nebere v úvahu další výše jmenované účinky plazmatu na materiál. Pro modelový výpočet bude použita první stěna blanketu WCLL pro budoucí demonstrační fúzní elektrárnu DEMO, která byla popsána v předchozí části. I když je vedení tepla šíření mechanických forem energie v mikroskopické struktuře hmoty, z fenomenologického hlediska je struktura nahrazena kontinuem, ve kterém se vytváří skalární teplotní pole.

Pro účely této analýzy předpokládáme nekonečně velikou homogenní rovinnou desku s konstantními teplotami izotermických povrchových ploch a homogenní tepelný tok dopadající kolmo na desku. Z důvodu zjednodušení analýzy zanedbáváme teplotní spád v mezní vrstvě proudící chladicí kapaliny v chladícím kanálu, a předpokládáme teplotu stěny kanálů shodou s teplotou chladicího média. V neposlední řadě předpokládáme stacionární stav přenosu tepla.

4.1.1 Hustota tepelného toku při vedení tepla rovinnou deskou

Při popisu rovinné desky o šířce d , za předpokladu že povrchové teploty $T_1 > T_2$ jsou konstantní, pro plošnou hustotu tepelného toku platí vztah, popsáný Fourierovým zákonem vedení tepla ve formě rovnice (4)[32]:

$$\dot{q} = -\lambda \cdot \frac{dT}{dx} \quad (4)$$

kde \dot{q} ($\text{W} \cdot \text{m}^{-2}$) je plošná hustota tepelného toku a λ ($\text{W} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$) = konst. je tepelná vodivost a je charakteristikou materiálu.

Po integraci v mezích $T(x=0) = T_1$ a $T(x=d) = T_2$ nabývá rovnice (4) podoby (5):

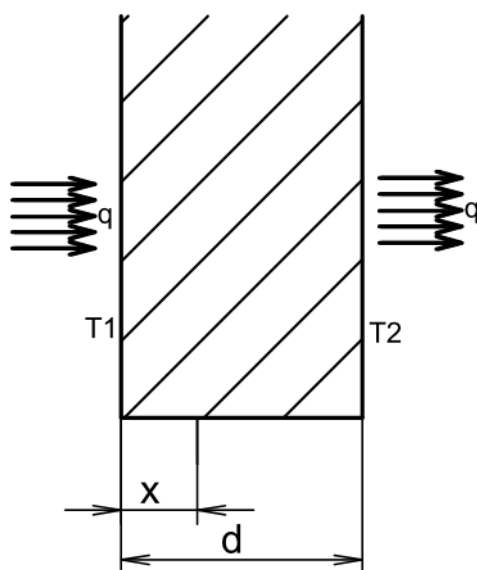
$$\dot{q} = -\lambda \cdot \frac{T_2 - T_1}{d} \quad (5)$$

kde T_1 a T_2 (K) jsou povrchové teploty na obou stranách desky.

Úpravou rovnice (5) do tvaru (6)

$$T_1 = T_2 + \frac{\dot{q} \cdot d}{\lambda} \quad (6)$$

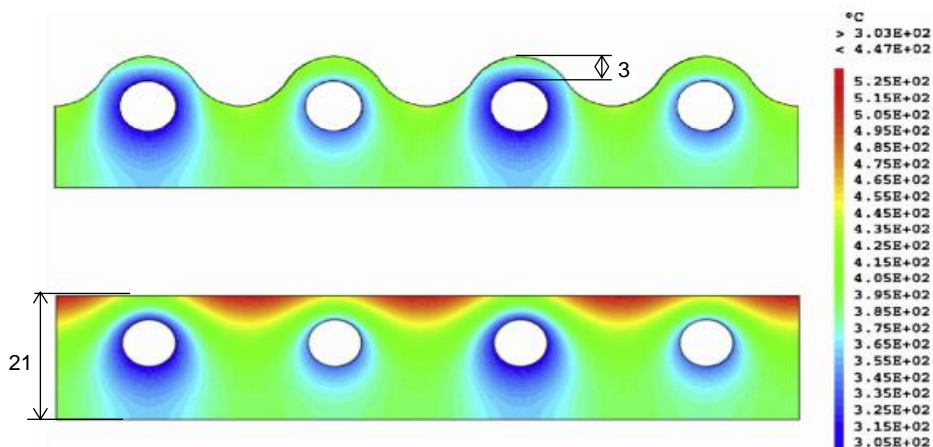
získáváme výpočtový vztah, který bude použit pro výpočet teploty povrchu a analýzu teplotních poměrů na první stěně. Obecný výpočtový model je na obrázku 4.1 :



Obrázek 4.1 Obecný výpočtový model první stěny

4.1.2 Parametry první stěny a chlazení

Pro první stěnu blanketu WCLL jsou navrženy dva koncepty, jeden se zvlněnou geometrií s lepším rozložením teplot a druhý s rovinnou geometrií usnadňující výrobu. Maximální tloušťka obou konceptů je shodná; 21 mm [29], a rovněž shodná je i minimální tloušťka stěny mezi plazmatem a vnitřním povrchem chladícího kanálu; 3 mm [29]. První stěna modulu WCLL s rozložením teploty a geometrií obou konceptů je znázorněna na obrázku 4.2. Pro výpočet bylo zvoleno místo nejkratší spojnice kanálu a exponovaného povrchu, kde je teplota povrchu nejnižší, což je patrné z i z grafické teplotní analýzy na obrázku 4.2:



Obrázek 4.2 Rozložení teploty v první stěně blanketu WCLL [23]

K chlazení první stěny je navržena voda tekoucí v chladicím potrubí při teplotě vstupu/výstupu 285/325 °C a tlaku 15,5 MPa [29], což jsou standardní hodnoty pro odvod tepla v jaderných i nejaderných elektrárnách.

4.1.3 Materiálové vlastnosti první stěny

Strukturní materiál blanketu WCLL a tedy i první stěny je nízkoaktivovatelná feriticko-martenzitická ocel Eurofer, s označením Eurofer97. V následující tabulce 4.1 jsou uvedeny základní fyzikální vlastnosti tohoto materiálu v rozsahu teplot.

Tabulka 4.1 Fyzikální vlastnosti materiálu Eurofer97 [26]

Teplota	°C	20	100	200	250	300	350	400	450	500	550	600	650	700
α_m - Prům. koef. tepelné rozt.	10^{-6} K^{-1}		10,7	11,0		11,2		11,7		12,0		12,3		12,5
E – Youngův modul	GPa	217	212	207	205	203	200	197	194	189	184	178	170	161
ρ – Hustota	kg m^{-3}	7750	7728	7699		7666		7633		7596		7558		
C_P – Spec. tep. kapacita	$\text{J kg}^{-1} \text{ K}^{-1}$	448	486	522	537	551	566	584	612	655	721	801		
λ – Tepelná vodivost	$\text{W m}^{-1} \text{ K}^{-1}$	28,3	29,2	30,7		30,2		29,3		29,5		31,2		
S_{ymin} – Minimální mez kluzu	MPa	516	480	457	449	442	431	416	393	360	316	257	181	87
S_{umin} – Konečná pevnost v tahu	MPa	637	595	555	537	517	495	468	434	392	340	277	200	107

Rozmezí teplot, na které je možné při provozu Eurofer97 ohřát je 300-550°C [26]. Při teplotách pod 300°C dochází ke křehnutí materiálu vlivem radiace, horní limit 550°C je pak dán poklesem pevnosti materiálu při vyšších teplotách.

4.1.4 Provozní zatížení první stěny

V koncepční studii blanketu WCCl pro elektrárnu DEMO [26] francouzské Komise pro atomovou a alternativní energii CEA (dále jen CEA) se počítá s nominální hustotou tepelného toku 0,5 MW·m⁻², bez uvážení přechodových stavů, a s předpokladem, že veškeré chlazení zajišťuje chladicí systém první stěny.

V publikaci konsorcia EUROFusion [29] (dále jen EUROFusion) zaměřené na provozní zatížení první stěny bylo při zohlednění přechodových stavů s využitím analýzy tepelné zátěže vypočteno, že zatížení první stěny DEMO bude 7 MW·m⁻², což je hodnota která původně vypočtenou hodnotu 0,5 MW·m⁻² 14x převyšuje.

4.1.5 Výpočet dopadů vysokých tepelných toků na chlazení první stěny

Výpočet s parametry dle CEA:

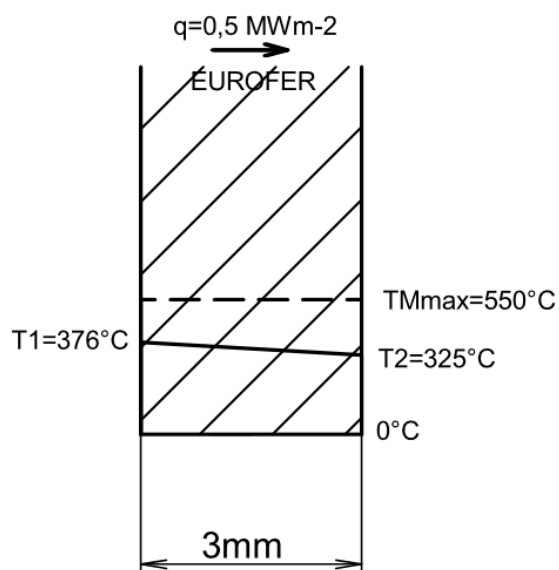
Do vztahu (6) je v tomto případě dosazena hodnota tepelného toku dle CEA, hodnoty výpočtových veličin jsou uvedeny v následující tabulce 4.2:

Tabulka 4.2 Hodnoty parametrů pro výpočet dle CEA

Veličina	Označení	Jednotka	Hodnota
Hustota tepelného toku	\dot{q}	W·m ⁻²	0,5x10 ⁶
Tepelná vodivost	λ	W·m ⁻¹ ·K ⁻¹	29,4
Teplota chladiva	T ₂	°C	325
Maximální přípustná teplota materiálu	T _{Mmax}	°C	550
Tloušťka stěny	d	m	3x10 ⁻³

$$T_1 = T_2 + \frac{\dot{q} \cdot d}{\lambda} = 325 + \frac{0,5 \cdot 10^6 \cdot 3 \cdot 10^{-3}}{29,4} \quad (7)$$

$$T_1 = 376,02 \text{ °C}$$



Obrázek 4.3 Průběh teploty v první stěně (výpočet dle parametrů CEA, Eurofer)

a tedy $T_2 < T_1 < T_{Mmax}$, což znamená, že při použití navrhované teploty chladiva nedochází při tepelných tocích dle CEA k překročení limitní teploty materiálu.

Výpočet s parametry dle EUROFusion:

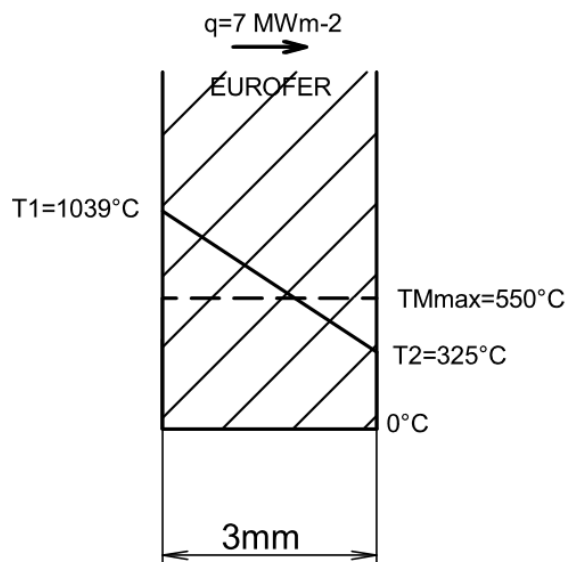
Do vztahu (6) je v tomto případě dosazena hodnota tepelného toku dle EUROFusion, hodnoty výpočtových veličin jsou uvedeny v následující tabulce 4.3:

Tabulka 4.3 Hodnoty parametrů pro výpočet dle EUROFusion

Veličina	Označení	Jednotka	Hodnota
Hustota tepelného toku	\dot{q}	$\text{W}\cdot\text{m}^{-2}$	7×10^6
Tepelná vodivost	λ	$\text{W}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$	29,4
Teplota chladiva	T_2	$^\circ\text{C}$	325
Maximální přípustná teplota materiálu	T_{Mmax}	$^\circ\text{C}$	550
Tloušťka stěny	d	m	3×10^{-3}

$$T_1 = T_2 + \frac{\dot{q} \cdot d}{\lambda} = 325 + \frac{7 \cdot 10^6 \cdot 3 \cdot 10^{-3}}{29,4} \quad (8)$$

$$T_1 = 1039,29 \text{ } ^\circ\text{C}$$



Obrázek 4.4 Průběh teploty v první stěně (výpočet dle parametrů EUROFusion, Eurofer)

a tedy $T_1 > T_{M\max}$ – nastává nepřijatelný stav, při použití navrhované teploty chladiva dochází při tepelných tocích dle EUROFusion k překročení limitní teploty materiálu.

Z výpočtu s použitím parametrů podle EUROFusion, ve kterém je použita aktuálnější vypočtená hodnota hustoty tepelného toku se zohledněním přechodových stavů, je patrné, že pro stanovenou teplotu chladicí kapaliny není možné tuto konfiguraci první stěny použít. Skutečná teplota na povrchu stěny přesahuje maximální přípustnou teplotu o více než 400°C , a dále teplotní spád ve 4 mm materiálu tvoří více než 700°C . Uvážíme-li, že je pravděpodobné, že tepelné toky v budoucích zařízeních budou dosahovat ještě vyšších hodnot než v reaktoru DEMO, je evidentní že výše uvedená skutečnost představuje z konstrukčního hlediska velikou výzvu.

4.1.6 Optimalizace chlazení první stěny

Přímo z analýzy Fourierova zákona ve formě (6) jsou patrné čtyři možné přístupy k řešení:

První z možností je přímo snížení hustoty tepelného toku (tedy snížení parametru \dot{q}). Jedním z technologických řešení je zvětšení reaktorové komory při zachování objemu plazmatu, a dosáhnout tak větší vzdálenosti mezi plazmatem a první stěnou. Současně však dojde ke zvětšení vzdálenosti mezi magnetickými cívkami a plazmatem, a k dosažení požadovaného udržení magnetickým polem je tak nutné zvětšení magnetických cívek a proudu v nich tekoucího. Krom zvýšení spotřeby zařízení je toto opatření omezeno zejména limitními hodnotami proudu v supravodičích, které při vysokých polích

neumožňují použití dostatečně vysokých proudů. Dalším možným řešením je potlačení nestabilit v plazmatu zvýšením intenzity magnetického pole, toto řešení je však omezeno stejným způsobem jako předchozí jmenované. Snížení parametru \dot{q} je tak možné systémově dosáhnout změnou vlastností plazmatu, zde jsou ale omezení vyplývající z fyziky plazmatu.

Dosažení nižších povrchových teplot je také možné snížením tloušťky stěny (tedy parametru d), zároveň je však nutné zachovat dostatečnou tloušťku stěny s ohledem na pevnost komponentu.

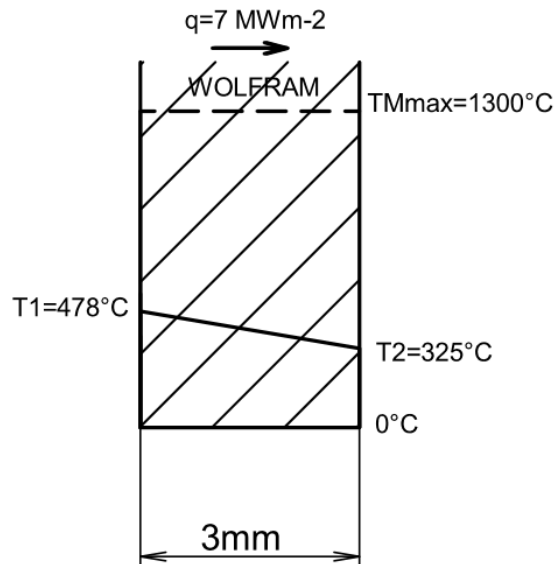
Z materiálového hlediska je možné dosáhnout zvýšení hodnoty tepelné vodivosti λ volbou vhodného materiálu. Stejně tak je možné i použití materiálu s vyšší hodnotou T_{Mmax} , v kombinaci s uvedenými požadavky na materiály vnitroreaktorových komponent se však takový kompromis těžko hledá. Jedním z použitelných materiálů je wolfram, který nabízí mnohem vyšší tepelnou vodivost i větší rozsah provozních teplot. Při použití wolframu pro materiál první stěny je tepelná vodivost (parametr λ) $137 \text{ W}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$ [33], a hodnota T_{Mmax} $1300 \text{ }^\circ\text{C}$ [34] :

Tabulka 4.4 Hodnoty parametrů při použití wolframu dle EUROfusion

Veličina	Označení	Jednotka	Hodnota
Hustota tepelného toku	\dot{q}	$\text{W}\cdot\text{m}^{-2}$	7×10^6
Tepelná vodivost	λ	$\text{W}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$	137
Teplota chladiva	T_2	$^\circ\text{C}$	325
Maximální přípustná teplota materiálu	T_{Mmax}	$^\circ\text{C}$	1300
Tloušťka stěny	d	m	3×10^{-3}

$$T_1 = T_2 + \frac{\dot{q} \cdot d}{\lambda} = 325 + \frac{7 \cdot 10^6 \cdot 3 \cdot 10^{-3}}{137} \quad (9)$$

$$T_1 = 478,28 \text{ }^\circ\text{C}$$



Obrázek 4.5 Průběh teploty v první stěně (výpočet dle parametrů EUROFusion, wolfram)

a tedy $T_2 < T_1 < T_{Mmax}$, - při použití wolframu nedochází k překročení limitní teploty tohoto materiálu, a z hlediska vysokých tepelných toků lze wolfram použít.

Z hlediska fyziky plazmatu však není v tuto chvíli wolfram použitelný, zejména kvůli nekompatibilitě s plazmatem. Toto je dáno zejména vysokým protonovým číslem wolframu, který díky vysokému počtu elektronů vyzáří při ionizaci velké množství energie odebrané plazmatu a tím ho ochladí. [35]. Aby bylo možné použití materiálů s vysokým protonovým číslem jakým je wolfram, je opět nutná optimalizace z hlediska fyziky plazmatu. Předmětem materiálového výzkumu je řešení, které by nedostatky čistého wolframu odstranilo; wolframové kompozity, lamináty, slitiny, anebo povrchové zpevnění wolframu oxidy. [27]

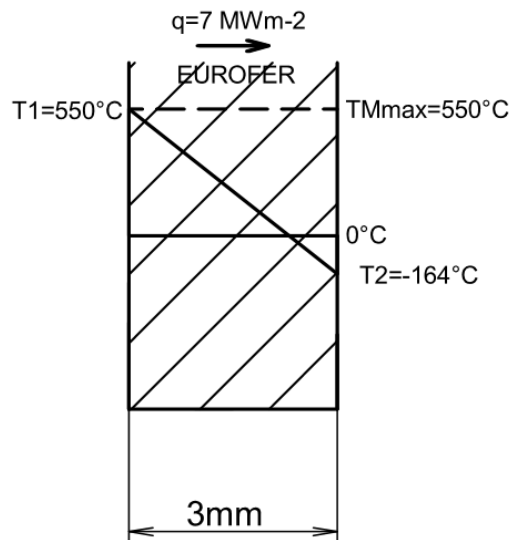
Poslední možností snížení teploty materiálu je pak snížení teploty chladiva. Upravíme-li rovnici (5) do tvaru pro výpočet teploty chladiva (10)

$$T_2 = T_1 - \frac{\dot{q} \cdot d}{\lambda} \quad (10)$$

a dosadíme-li do tohoto vzorce parametry pro výpočet dle tabulky 4.3 (dle výpočtu EUROFusion), můžeme vypočítat takovou potřebnou teplotu chladiva, aby teplota první stěny nepřesáhla 550°C :

$$T_2 = T_1 - \frac{\dot{q} \cdot d}{\lambda} = 550 - \frac{7 \cdot 10^6 \cdot 3 \cdot 10^{-3}}{29,4} \quad (11)$$

$$T_2 = -164,28 \text{ } ^\circ\text{C}$$



Obrázek 4.6 Průběh teploty v první stěně (výpočet dle parametrů EUROFusion, Eurofer) – optimalizace teploty chladiva

Z analýzy je patrné, že při takto nízké teplotě nejen že již nelze ke chlazení první stěny používat vodní chladivo, při takto nízké teplotě dochází rovněž k překročení dolní limitní teploty materiálu, a takové řešení tedy není přípustné.

4.1.7 Výsledky analýzy

Analýza vlivu vysokých tepelných toků na chlazení první stěny naznačila možnou chybu v dosavadních předpokladech konstrukce první stěny blanketu WCLL [29]. První stěna z konstrukčního materiálu Eurofer97 nedokáže za daných podmínek odvádět předpokládaný tepelný tok z plazmatu a při provozu by došlo k jejímu rychlému poškození. Řešení není zřejmé ani za provedených výrazně zjednodušujících předpokladů. Přijatelných hodnot bude nutné dosáhnout optimalizací všech parametrů; tedy snížením teploty chladiva v přijatelných mezích, i za cenu snížení účinnosti výroby elektrické energie. Dále také komplexní optimalizací tvaru první stěny, minimalizováním tloušťky stěny k zajištění lepšího chlazení a maximalizováním plochy tak, aby byla co nejvíce snížena plošná hustota tepelného toku. Po materiálové stránce pak použitím takového materiálu, který poskytuje dostatečně vysokou tepelnou vodivost, ale aby

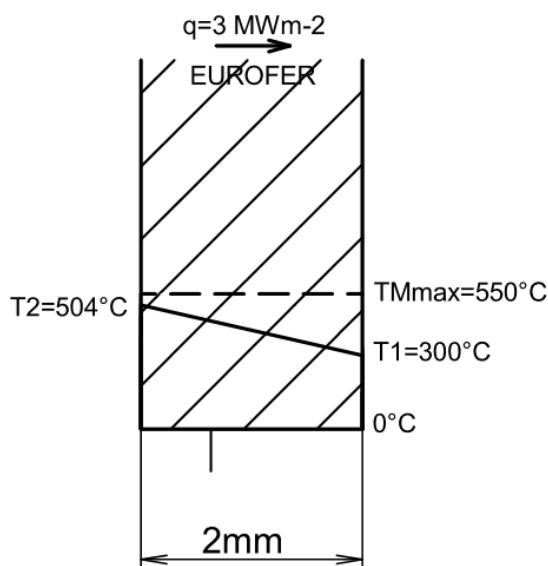
zároveň bylo možné dostát ostatním požadavkům, které jsou na materiál kladeny. Největší výzvou však zůstává samotná fyzika plazmatu, jejíž optimalizací je možné nejen snížení hustoty tepelného toku, ale také dosažení kompatibility s materiály, které zajišťují potřebné parametry. I při zachování Euroferu jakožto materiálu první stěny je možné při snížení hustoty tepelného toku na hodnotu $3 \text{ W}\cdot\text{m}^{-2}$ dosáhnout přijatelných teplotních poměrů při optimalizaci tloušťky stěny a teploty chladiva:

Tabulka 4.5 Hodnoty parametrů optimalizovaného výpočtu s použitím materiálu Eurofer

Veličina	Označení	Jednotka	Hodnota
Hustota tepelného toku	\dot{q}	$\text{W}\cdot\text{m}^{-2}$	3×10^6
Tepelná vodivost	λ	$\text{W}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$	29,4
Teplota chladiva	T_2	$^{\circ}\text{C}$	300
Maximální přípustná teplota materiálu	T_{Mmax}	$^{\circ}\text{C}$	550
Tloušťka stěny	d	m	2×10^{-3}

$$T_1 = T_2 + \frac{\dot{q} \cdot d}{\lambda} = 300 + \frac{3 \cdot 10^6 \cdot 2 \cdot 10^{-3}}{29,4} \quad (11)$$

$$T_1 = 504,08 \text{ } ^{\circ}\text{C}$$



Obrázek 4.7 Průběh teploty v první stěně – kombinovaná optimalizace

a tedy $T_2 < T_1 < T_{\text{Mmax}}$ z čehož je patrné, že vhodnou kombinací optimalizovaných parametrů lze dosáhnout požadovaných teplotních poměrů na první stěně.

5 ZÁVĚR

Při pohledu na současný stav výzkumu jaderné fúze pro energetické využití je patrné veliké množství technologických výzev, které bude třeba pro komerční energetickou využitelnost tohoto zdroje překonat. U fúzních reaktorů je snad více než u jakýchkoliv jiných zařízení zřejmá obrovská míra nutné provázanosti mezi všemi směry výzkumu, ať už po fyzikální, technologické, materiálové anebo konstrukční stránce.

Základem problematiky je vždy pochopení a optimalizace fyzikálních dějů, tak, aby bylo možné ve všech směrech snižovat nároky, které jsou na zařízení po technologické stránce kladeny, zároveň však použitím vhodných technologických řešení tuto optimalizaci zajišťovat. Zařízení, komponenty, a systémy, které byly v této práci popsány, naznačují průřez technologickými výzvami, které jsou pro fúzní zařízení charakteristické, a jejichž překonání je nutnou podmínkou pro úspěšnou implementaci jaderné fúze jakožto energetického zdroje.

Zvláštní pozornost byla věnována vnitroreaktorovým komponentům a systému jejich chlazení, problematice, která v současnosti představuje po technické stránce jedno z největších úskalí fúzních reaktorů. Ačkoliv jsou na tyto komponenty kladeny veliké nároky, bylo demonstrováno, že při vhodné optimalizaci jak z fyzikálního tak technologického hlediska je pravděpodobné dosažení řešení, které vyhovuje požadavkům konstrukce.

Výsledné vlivy lze však dopředu jen odhadovat, na rozdíl od jiných zařízení není při popisu dějů probíhajících uvnitř reaktoru možné využití deterministických vztahů, a mnoho vlastností tak lze dopředu odhadovat pouze na základě škálování. I proto je praktický výzkum, který v současnosti probíhá na těchto zařízeních tak významný, a až praktická aplikace zkoumaných technologií na tokamaku ITER a demonstračních fúzních elektrárnách ukáže, zda bude možné všem technologickým nárokům do budoucna dostát.

Seznam použité literatury

- [1] Řípa, M. *Řízená Termojaderná Fúze pro Každého*. Ústav Fyziky Plazmatu AV ČR, (2011).
- [2] Homer, D. *Physics 2014: Course Companion*. Oxford University Press, (2014).
- [3] McCracken, G. a Stott, P. *Fúze Energie Vesmíru*. Mladá Fronta, Oxford University Press (2005).
- [4] Entler, S. "Jaderná Fúze - Budoucnost Energetiky." *Energetika*, vol. 3, (2015).
- [5] "Compact Fusion." *Lockheed Martin*, duben 2018 lockheedmartin.com/en-us/products/compact-fusion.html.
- [6] Einstein, A. "Ist Die Trägheit Eines Körpers Von Seinem Energieinhalt Abhängig." *Annalen Der Physik*, vol. 323, (1905).
- [7] Schumacher, U. "Status and Problems of Fusion Reactor Development." *Naturwissenschaften*, vol. 88, (2001)
- [8] "What Is Fusion?" Fusion for Energy, duben 2018, fusionforenergy.europa.eu/understandingfusion/.
- [9] "Binding Energy per Nucleon Trend for Fusion vs Fission." *Physics Forums - The Fusion of Science and Community*, duben 2018, <https://www.physicsforums.com/threads/binding-energy-per-nucleon-trend-for-fusion-vs-fission.870284/>
- [10] "Plazma." *Fyzika Plazmatu - Termonukleární Fúze*, březem 2018, physics.mff.cuni.cz/kfpp/s4r/plazma/?p=6.
- [11] "Fúze, to Není Jen Vtip II: Čtvrté Skupenství Hmoty." *Atominfo.cz*, duben 2018, atominfo.cz/2013/12/fuze-to-neni-jen-vtip-ii-ctvrte-skupenstvi-hmoty/.
- [12] Goldston, R. a Rutherford P. *Introduction to Plasma Physics*. Inst. of Physics Publ., (1995).
- [13] "Motion of a Charged Particle in a Uniform Magnetic Field." *BYU Physics*, duben 2018 <https://www.physics.byu.edu/faculty/christensen/physics%20220/fti/29%20magnetic%20fields/29.17,%2029.18%20motion%20of%20a%20charged%20particle%20in%20a%20uniform%20magnetic%20field.htm>
- [14] Conn, R. "Nuclear Fusion." *Encyclopædia Britannica*, duben 2018, www.britannica.com/science/nuclear-fusion/History-of-fusion-energy-research.
- [15] Jacquinot, J. "Fifty Years in Fusion and the Way Forward." *Nuclear Fusion*, vol. 50, (2009)

- [16] Sharma, R. G. *Superconductivity: Basics and Applications to Magnets*. Springer, (2015)
- [17] Dolan, T. *Magnetic Fusion Technology*. Springer, (2014).
- [18] “An Assessment of the Prospects for Inertial Fusion Energy.” *Interim Report-Status of the Study*, National Academies Press, (2012).
- [19] “How ICF works.” Lawrence Livermore National Laboratory, duben 2018, lasers.llnl.gov/science/icf/how-icf-works.
- [20] Olson, B. “Rayleigh-Taylor Instability and Fusion.” Department of Physics Stanford University, duben 2018, large.stanford.edu/courses/2011/ph241/olson2/.
- [21] “Machine.” ITER, ITER Organization, www.iter.org/mach.
- [22] Warmer, F., et al. “From W7-X to a HELIAS Fusion Power Plant: On Engineering Considerations for next-Step Stellarator Devices.” *Fusion Engineering and Design*, vol. 123, (2017).
- [23] “Stellarator.” *Max-Planck-Institut Für Plasmaphysik*, duben 2018, www.ipp.mpg.de/14779/stellarator.
- [24] Klinger, T. “Stellarators Difficult to Build? The Construction of Wendelstein 7-X.” *Max-Planck-Institut Für Plasmaphysik*. Seminar at ITER, Cadarache.
- [25] How, J. *PD - Plant Description*. ITER Organization, (2009).
- [26] Aubert, J., et al. “Report for TA WP12-DAS-02-T03-DEMO1 WCLL Blanket Concept Design Description.” *European Fusion Development Agreement - In-Vessel Components Design and Integration*, (2013).
- [27] Entler, S., et al. *Sputání Slunce*. Středisko Společných Činností AV ČR, (2016).
- [28] Federici, G., et al. “European DEMO Design Strategy and Consequences for Materials.” *Nuclear Fusion*, vol. 57, (2017).
- [29] Wenninger, R. “The DEMO Wall Load Challenge”. *Nuclear Fusion*, vol 57, (2017).
- [30] Reux, C, et al. “Runaway Beam Studies during Disruptions at JET-ILW.” *Journal of Nuclear Materials*, vol. 463, (2014).
- [31] Horacek, J., et al. “Feasibility Study of Fast Swept Divertor Strike Point Suppressing Transient Heat Fluxes in Big Tokamaks.” *Fusion Engineering and Design*, vol. 123, (2017).
- [32] Nožička, J. *Základy Termomechaniky*. České Vysoké Učení Technické, (2008).
- [33] “Thermal Conductivity: Tungsten.” *Engineering Fundamentals*, květen 2018, www.efunda.com/materials/elements/TC_Table.cfm?Element_ID=Wt

- [34] Prachai, N. *Divertor Development for a Future Fusion Power Plant*. Scientific Publishing, (2011).
- [35] Neu, R. *Tungsten as a Plasma Facing Material in Fusion Devices*. Max-Planck-Institut für Plasmaphysik, (2003).
- [36] Milnes, J., et al. "Computational Modelling of the HyperVapotron Cooling Technique." *Fusion Engineering and Design*, vol.87, (2012).
- [37] Schultz, K. a Norimatsu, T. *Inertial Fusion Target Development for Ignition and Energy*. Institute of Laser Engineering, Osaka University, (1994).
- [38] *Elements of Power Plant Design for Inertial Fusion Energy: Final Report of Coordinated Research Project 2000-2004*. Atomic Energy Agency, (2005).