

**ČESKÉ VYSOKÉ
UČENÍ TECHNICKÉ
V PRAZE**

**FAKULTA
STROJNÍ**



**BAKALÁŘSKÁ
PRÁCE**

2020

**MATYÁŠ
JUNEK**

I. OSOBNÍ A STUDIJNÍ ÚDAJE

Příjmení: **Junek** Jméno: **Matyáš** Osobní číslo: **465389**
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:

Energetické využití jaderné fúze

Název bakalářské práce anglicky:

Energy Utilization of Nuclear Fusion

Pokyny pro vypracování:

Jaderná fúze představuje pravděpodobnou budoucnost energetiky. Fúzní reaktory přinesou do energetiky řadu nových rysů a budou vyžadovat adaptaci tepelných oběhů v současnosti využívaných k výrobě elektrické energie. Student provede rešerši současného stavu výzkumu jaderné fúze z hlediska jejího energetického využití. V rešerši se zaměří na reaktory typu tokamak, na specifika chlazení těchto reaktorů a na předpokládané tepelné oběhy prvních fúzních elektráren. V druhé části práce student navrhne různé varianty tepelných oběhů pro fúzní reaktor DEMO2 a navržené varianty porovná z hlediska čisté účinnosti elektrárny.

Seznam doporučené literatury:

G. McCracken, P. Stott, Fúze - energie vesmíru, Mladá Fronta, 2006.

Jméno a pracoviště vedoucí(ho) bakalářské práce:

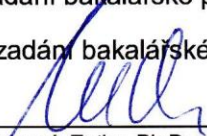
Ing. Slavomír Entler, Ph.D., ústav energetiky FS


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

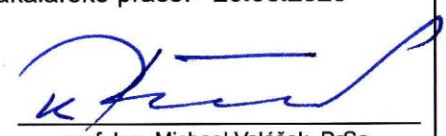
Datum zadání bakalářské práce: **24.04.2020**

Termín odevzdání bakalářské práce: **26.06.2020**

Platnost zadání bakalářské práce: **31.12.2021**

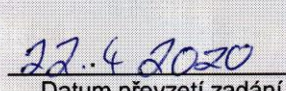

Ing. Slavomír Entler, Ph.D.
podpis vedoucí(ho) práce

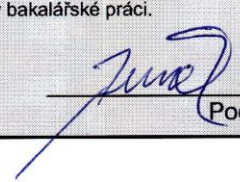

podpis vedoucí(ho) ústavu/katedry


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.


Datum převzetí zadání


Podpis studenta

Čestné prohlášení

Prohlašuji, že svou bakalářskou práci na téma Energetické využití jaderné fúze jsem vypracoval samostatně pod vedením vedoucího bakalářské práce a s použitím odborné literatury a dalších informačních zdrojů, které jsou citovány a uvedeny v seznamu literatury na konci bakalářské práce.

V Praze dne 24. června 2020

.....
Matyáš Junek

Anotační list

Jméno autora: Matyáš Junek
Název práce: Energetické využití jaderné fúze
Anglický název: Energy Utilization of Nuclear Fusion
Rozsah práce: 53 stran
23 obrázků
7 tabulek

Akademický rok: 2019/2020
Ústav: Ústav energetiky
Studijní program: Teoretický základ strojního inženýrství
Vedoucí práce: Ing. Slavomír Entler, Ph.D.

Klíčová slova: Jaderná fúze, tokamak, magnetické udržení, Lawsonovo kritérium, ITER, DEMO, účinnost
Keywords: Nuclear Fusion, tokamak, magnetic confinement, Lawson criterion, ITER, DEMO, efficiency

Abstrakt

Jaderná fúze probíhá u lehkých prvků s velkým energetickým ziskem. Bylo by tedy výhodné ji využít v energetice. Za tímto účelem jsou vyvíjeny stelarátory a tokamaky. Princip a technologie tokamaků jsou popsány v první části rešerše. Na jejich principu bude fungovat nyní budované experimentální zařízení ITER. Nové poznatky a zkušenosti z ITER povedou k demonstrační fúzní elektrárně DEMO. Pro výrobu elektrické energie jsou pro budoucí fúzní zařízení zvažovány různé typy chladiv primárních okruhů a různé technologie. Tato problematika je předmětem druhé části rešerše. V praktické části práce se analyzuje tok výkonu a čistá účinnost pro několik konceptů demonstrační elektrárny DEMO.

Abstract

Nuclear fusion with light atomic nuclei is known for releasing huge amounts of energy. It would be beneficial to use it in power industry. Tokamaks and stelarators are developed for this purpose. The first part of the bachelor thesis focuses on principles and technology of tokamaks. Experimental device ITER, which is being built will work on such basis. Experiences and new knowledge from ITER will lead to demonstrational fusion power plant DEMO. Several types of coolant for primary cooling loop and different technologies are currently considered for future fusion power plants. This issue is the subject of the second part of the thesis. In the practical part of this work power flow and net efficiency for several concepts of a demonstration power plant DEMO is analyzed.

Poděkování

Děkuji svému vedoucímu bakalářské práce panu Ing. Slavomíru Entlerovi, Ph.D. za odborné vedení, za pomoc a rady při zpracování této práce.

Obsah

Seznam obrázků	9
Seznam tabulek	9
Použité zkratky	9
Použitá označení	10
Úvod	12
1. Kapitola: Jaderná fúze a její výzkum pro využití v energetice	13
1.1. Jaderná fúze	14
1.2. Jaderná fúze ve vesmíru	15
1.3. Jaderná fúze na Zemi	16
1.4. Inerciální udržení	16
1.5. Magnetické udržení	18
1.5.1. Tokamak	18
1.5.1.1. Plazma v tokamacích	19
1.5.1.2. Systém magnetického udržení	20
1.5.1.3. Jaderné komponenty	21
1.5.1.4. Ohřev plazmatu	22
1.5.1.5. Systémy chlazení a vakuový systém	24
2. Kapitola: potenciální způsoby výroby elektrické energie u první generace fúzních elektráren	26
2.1. Stručné shrnutí způsobů výroby elektrické energie v současných tepelných a jaderných elektrárnách	27
2.1.1. Tepelné elektrárny	27
2.1.2. Jaderné elektrárny	28
2.2. DEMO	28
2.3. Systémy pro výrobu elektrické energie v elektrárně DEMO	29
2.4. Základní koncepty primárních okruhů elektrárny DEMO	29
2.5. Systémy v DEMO1 pro blanket chlazený heliem	32
2.6. Shrnutí možných systémů pro DEMO v pulzním režimu	35
2.7. Výhody fúzní elektrárny	35
3. Kapitola: Analýza toků výkonu a energetické bilance ve fúzní elektrárně DEMO	36
3.1. Základní veličiny pro popis výkonů ve fúzní elektrárně	37
3.2. Lawsonovo kritérium, inženýrské vyrovnání	37
3.3. Recirkulace výkonu a její účinnost	40
3.4. Analýza čisté účinnosti a výkonových toků pro různé varianty elektrárny DEMO	43
3.4.1. Cíle analýzy a vstupní parametry	43

3.4.2.	Vlastní výpočty	43
3.4.2.1.	Heliem chlazený reaktor v kontinuálním režimu	43
3.4.2.2.	Vodou chlazený reaktor v kontinuálním režimu	45
3.4.2.3.	Heliem chlazený reaktor v pulsním režimu.....	46
3.4.2.4.	Vodou chlazený reaktor v pulsním režimu.....	48
3.4.3.	Sumarizace výsledků	49
4.	Závěr.....	51
5.	Reference	52

Seznam obrázků

- Obrázek 1 Závislost potenciální energie na vzdálenosti dvou jader.
Obrázek 2 Schéma zesilovače ve výzkumném středisku NIF.
Obrázek 3 Zjednodušené znázornění magnetických cívek a magnetických polí v tokamaku.
Obrázek 4 Průřez vakuovou komorou s divertorem.
Obrázek 5 Systémy pro ohřev plazmatu pro tokamak ITER.
Obrázek 6 Kryostat zařízení ITER.
Obrázek 7 Schéma tepelné elektrárny.
Obrázek 8 T-s diagram Rankin-Clausiova oběhu.
Obrázek 9 Schéma konceptu primárního okruhu HCPB.
Obrázek 10 Schéma konceptu primárního okruhu HCLL.
Obrázek 11 Schéma konceptu primárního okruhu WCLL.
Obrázek 12 Schéma konceptu primárního okruhu DCLL.
Obrázek 13 Schéma všech systémů a okruhů pro výrobu elektrické energie v elektrárně DEMO pro heliem chlazený blanket.
Obrázek 14 T-s diagram sekundárního okruhu pro DEMO s heliem chlazeným blanketem.
Obrázek 15 Schéma kritéria inženýrského vyrovnání.
Obrázek 16 Závislost trojného součinu na účinnosti recirkulace η_{REC} .
Obrázek 17 Schéma recirkulace výkonu fúzní elektrárny v kontinuálním režimu.
Obrázek 18 Schéma recirkulace výkonu fúzní elektrárny v pulzním režimu.
Obrázek 19 Schéma recirkulace výkonu pro heliem chlazený reaktor v kontinuálním režimu.
Obrázek 20 Schéma recirkulace výkonu pro vodou chlazený reaktor v kontinuálním režimu.
Obrázek 21 Schéma recirkulace výkonu pro heliem chlazený reaktor v pulsním režimu.
Obrázek 22 Schéma recirkulace výkonu pro vodou chlazený reaktor v pulsním režimu.
Obrázek 23 Čistá účinnost různých typů fúzního reaktoru.

Seznam tabulek

- Tabulka 1 Parametry chladiva v primárních okruzích.
Tabulka 2 Parametry různých variant elektrárny DEMO.
Tabulka 3 Parametry heliem chlazeného reaktoru v kontinuálním režimu.
Tabulka 4 Parametry vodou chlazeného reaktoru v kontinuálním režimu.
Tabulka 5 Parametry heliem chlazeného reaktoru v pulsním režimu.
Tabulka 6 Parametry vodou chlazeného reaktoru v pulsním režimu.
Tabulka 7 Výsledky analýzy.

Použité zkratky

- BWR Boiling Water Reactor.
CLIP Concetration limit for Ignited Plasma.
Cond Condensator.
CPS Capillary Porous System.
DCLL Double cooled lithium lead.

DIV-cas	Divertor cassettes.
DIV-pfu	Divertor plasma facing unit.
DT	Deuterium-tritium.
ESS EL	Energy storage system electric.
ESS TH	Energy storage system thermal.
HCD	Heating and current drive.
HCLL	Helium cooled lithium lead.
HCPB	Helium cooled pebble bed.
IB	Inboard blanket.
IHTS	Intermediate Heat Transfer Systém.
JET	Joint European Torus.
KIT	Technologický institut v Karlsruhe.
KON	Kondenzátor.
KOT	Kotel.
NIF	National Ignition Facility.
OB	Outboard blanket.
PHTS	Primary Heat Transfer Systém.
PHWR	Pressurised Heavy Water Reactor.
PWR	Pressurized light-Water moderated and cooled Reactor.
RH	Re-Heater.
TES	Tritiový extrakční systém.
TUR	Turbína.
TV	Tepelný výměník.
VV	Vacuum vessel.
WCLL	Water cooled lithium lead.

Použitá označení

η_{GR}	[%]	Hrubá elektrická účinnost.
η_{NET}^F	[%]	Čistá fúzní účinnost.
η_{NET}^N	[%]	Čistá jaderná účinnost.
η_{NET}^{TH}	[%]	Čistá tepelná účinnost.
η_{REC}	[%]	Účinnost recirkulace výkonu.
η_{SC}	[%]	Vliv vlastní spotřeby elektrárny.
η_{TD}	[%]	Termodynamická účinnost.
τ_E	[s]	Doba udržení plazmatu.
η_H	[%]	Účinnost ohřevu plazmatu.
η'_{PO}	[%]	Koeficient pulzního režimu zásobníku tepelné energie.
η''_{PO}	[%]	Koeficient pulzního režimu zásobníku elektrické energie.
$\langle\sigma v\rangle$	[m ³ /s]	Fúzní reaktivita.
B	[T]	Magnetická indukce.
c	[m/s]	Rychlost světla.
E	[J]	Energie.
E_F	[J]	Energie uvolněná při fúzní reakci.
F	[N]	Síla.
m	[kg]	Hmotnost.
m_D	[kg]	Hmotnost atomu deuteria.

m_{He}	[kg]	Hmotnost atomu helia.
m_n	[kg]	Hmotnost neutronu.
m_p	[kg]	Hmotnost protonu.
M_R	[1]	Faktor energetické multiplikace výkonu.
m_T	[kg]	Hmotnost atomu tritia.
n	[m ⁻³]	Hustota slučovaných jader.
P_{TH}^B	[MW]	Vyvážený tepelný výkon reaktoru.
P_{HC}^B	[MW]	Vyvážený příkon systémů ohřevů plazmatu.
P_B	[MW]	Výkon blanketu.
P_F	[MW]	Fúzní výkon.
P_{GR}	[MW]	Hrubý elektrický výkon.
P_H	[MW]	Výkon ohřevu.
P_{HC}	[MW]	Příkon systémů ohřevu plazmatu.
P_{HL}	[MW]	Ztrátový výkon systémů ohřevu plazmatu.
P_N	[MW]	Jaderný výkon.
P_P	[MW]	Výkon čerpadel.
P_{RL}	[MW]	Ztrátový výkon reaktoru.
P_{SC}	[MW]	Výkon pro vlastní spotřebu elektrárny.
P_{TH}	[MW]	Tepelný výkon.
P_{TL}	[MW]	Ztrátový výkon tepelných oběhů.
q	[C]	Elementární náboj.
Q	[1]	Zesílení.
r_L	[m]	Larmorův poloměr.
T	[K]	Teplota.
t_D	[min]	Čas odpočinkové fáze.
t_P	[min]	Čas pulzního výboje.
v	[m/s]	Rychlost.
V	[m ³]	Objem.
v_{\perp}	[m/s]	Rychlost kolmá na vektor magnetické indukce.

Úvod

V současné energetice se spoléhá především na neekologická fosilní paliva, ke kterým se jen stěží hledá vhodná alternativa. Jaderná fúze probíhá u lehkých prvků s velkým energetickým ziskem. Pokud by ji tedy bylo možno využít v energetice, mohla by být pokryta téměř celosvětová spotřeba elektrické energie ekologickým a bezpečným zdrojem energie. Proto se jaderná fúze pro využití v energetice zkoumá již od padesátých let minulého století. Jeden z milníků fúzního výzkumu bude spuštění výzkumného zařízení ITER. Nové poznatky z ITER povedou k vybudování první demonstrační fúzní elektrárny DEMO. Současný stav fúzního výzkumu je popsán v první části práce.

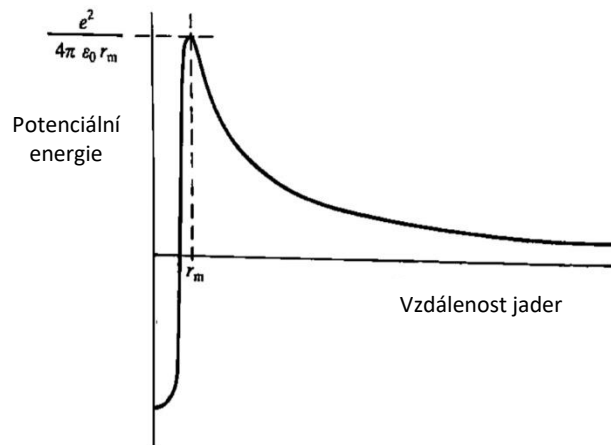
Jedna z velikých výzev pro budoucí fúzní elektrárny je chlazení reaktoru. Kvůli vysoké teplotě paliva budou kladeny vysoké nároky na chladicí médium primárních okruhů. Chladivo navíc bude pracovat v prostředí s velkými neutronovými toky. V druhé části práce jsou popsány základní koncepty primárních okruhů a také systémy pro výrobu elektrické energie v budoucích fúzních elektrárnách.

Praktická část této práce je zaměřena na recirkulaci výkonů a na výpočet čisté účinnosti v elektrárně DEMO.

1. Kapitola: Jaderná fúze a její výzkum pro využití v energetice

1.1. Jaderná fúze

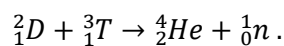
Jaderná fúze je proces, při kterém se slučují atomová jádra prvků. Produkty této reakce jsou jádra těžších prvků, než byla jádra reaktantů. Jelikož jsou jádra kladně nabitá, vzájemně se odpuzují. Teprve při malé vzájemné vzdálenosti převáží jaderné síly nad elektrostatickými a fúze proběhne. Z této skutečnosti vyplývá, že každé částici musí být dodána energie tak velká, aby překonala takzvanou Coulombovskou bariéru. Hmotnosti vyprodukovaných jader při jaderné fúzi nejsou přesnými násobky hmotností jader vstupujících do reakce, jsou o něco lehčí. Tato chybějící hmotnost se v souladu se známým vztahem Alberta Einsteina $E = \Delta mc^2$ transformuje na energii. Poslední prvek, který může být produktem fúze při energetickém zisku, je železo. [1]



Obrázek 1 Závislost potenciální energie na vzdálenosti dvou jader. Energie, kterou je nutno překonat pro sloučení jader se nazývá Coulombovská bariéra. [1]

Konkrétním příkladem fúzní reakce je DT reakce, při které se spojují deuterium a tritium za vzniku helia a neutronu. Deuterium je atom vodíku obohacený o neutron. Nukleon tritia se skládá z jednoho protonu a dvou neutronů.

Rovnici píšeme:



Pro výpočet energie uvolněné z této reakce platí:

$$E = \Delta mc^2 .$$

Kde E je uvolněná energie, c je rychlost světla ve vakuu a Δm je rozdíl hmotností reaktantů a produktů.

Dále platí soustava rovnic:

$$\begin{aligned} \Delta m &= m_D + m_T - m_{He} - m_n \\ m_D &= (2 - 0,000994)m_p \\ m_T &= (3 - 0,006284)m_p \\ m_{He} &= (4 - 0,027404)m_p \\ m_n &= (0,001378)m_p . \end{aligned}$$

Kde m_D je hmotnost deuteria, m_T je hmotnost tritia, m_{He} hmotnost helia, m_n hmotnost neutronu a m_p hmotnost protonu. [1] [2] [3]

Řešení je:

$$E = 0,01875m_p c^2 = 0,01875 \cdot 1,672\,623 \cdot 10^{-27} \cdot (2,997925 \cdot 10^8)^2 = 2,819 \cdot 10^{-12} \text{ joulů} \\ = 17,59 \text{ MeV} .$$

Při DT reakci se uvolní energie 17,59 MeV. Když se beze zbytku sloučí 1 kg DT směsi, uvolní se energie přibližně o velikosti 337 000 GJ. Pro srovnání se při štěpení 1 kg uranu 235 uvolní přibližně 88 000 GJ a při spálení 1 kg uhlí dostaneme 20 MJ. Z výsledků vyplývá, že jaderná fúze je potenciálně velmi lukrativní pro využití v energetice.

1.2. Jaderná fúze ve vesmíru

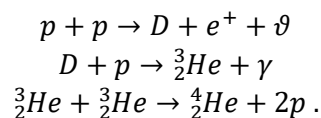
Po velkém třesku se v některých místech prostoru vyskytovala větší koncentrace hmoty. Díky gravitaci se i nadále tato hmota reprezentovaná vodíkem hromadila, až se zformovaly první hvězdy. Kvůli obrovským tlakům uvnitř se hvězdy začaly zahřívat až na teplotu potřebnou k jaderné fúzi. Díky této reakci se ustavil rovnovážný stav mezi dostředivými gravitačními silami a tlaky způsobenými právě jaderným sléváním. Nejdříve přichází na řadu reakce vodíkových jader, z nichž se vytvoří helium. Pro hvězdy veliké jako je naše Slunce nebo menší je to také jediná fáze jejich životního cyklu. Tyto hvězdy poté vychladnou, zmenší se a fúze v nich skončí. [3]

Naproti tomu hvězdy větší se po vyčerpání vodíkových jader více stlačí, ohřejí se na větší teplotu a děj zde probíhá s těžšími prvky. Například tři heliová jádra vytvoří jádro uhlíku. Poté zde mohou ale vznikat i jádra prvků jako jsou kyslík, neon, hořčík, síra, nebo křemík. Nejtěžší prvek, který takto může vzniknout, je železo. [3]

Jakmile ve větší hvězdě dojde potřebné palivo, jádro zkolabuje a poté dojde k výbuchu zvanému supernova. Díky explozím velkých hvězd první generace (tj. první hvězdy, které vznikly po velkém třesku) se do vesmíru dostaly i prvky těžší než vodík a mohly se začít formovat planety, planetky, komety, asteroidy a další, dnes již běžná tělesa. [3]

Ty největší hvězdy se díky své mohutné gravitaci zhroutí samy do sebe a pokračují ve své existenci jako černé díry – objekty s tak silnými gravitačními účinky, že přes horizont událostí jim neunikne ani světlo. [3]

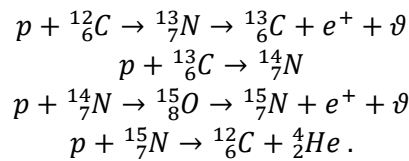
Zaměříme-li se na reakci v našem Slunci, tedy na princip vzniku helia, zjistíme, že se tento proces skládá ze tří fází. Jedná se o tzv. proton-protonový cyklus:



Nejdříve se spojí dva protony v jádro deuteria navíc při uvolnění pozitronu, tj. částice se stejnou hmotností ale opačným nábojem než elektron. Dalším produktem první reakce je neutrino. Detekce neutrin na Zemi je jedním z důkazů existence protonového cyklu ve Slunci. Následně z deuteronu a protonu vznikne jádro helia-3 (dva protony a jeden neutron) a tato dvě jádra vytvoří helium-4 a dva protony. Velké množství energie, které se při tomto procesu uvolní, se několik set milionů let dostává od centra hvězdy k jejímu povrchu, aby se ve formě

elektromagnetického vlnění, a především ve formě viditelného světla nebo tepla, dostala třeba zrovna k nám na Zemi. [3]

V hmotnějších hvězdách probíhá jaderná fúze za přítomnosti uhlíku. Proto se této reakci říká uhlíkový cyklus.



V tomto procesu figuruje uhlík jako katalyzátor. Nakonec však vznikne jedno heliové jádro ze čtyř protonů, stejně jako při proton-protonovém cyklu. Při obou reakcích se uvolní stejné množství energie. [3]

1.3. Jaderná fúze na Zemi

V jaderné fúzi se ukrývá veliký potenciál pro energetiku. Kdyby společnost dokázala využít tohoto potenciálu a postavit fúzní elektrárny, měla by v rukou ekologickou, levnou a bezpečnou alternativu k neekologické energii z fosilních paliv a k neúčinným elektrárnám využívající obnovitelné zdroje.

Jaderná fúze je sice běžný a volně se vyskytující proces ve vesmíru, nicméně na Zemi se přirozeně nevyskytuje. Pokud se mají sloučit dvě jádra, musí jim být dodána energie pro překonání Coulombovské bariéry. Pro využití v energetice je podle současných poznatků možné tuto energii dodat pouze ve formě tepla. Aby reakce proběhla, je potřeba látku ohřát na několik set milionů stupňů Celsia. Při takto vysoké teplotě se všechny známé prvky nachází ve formě plazmatu, což je čtvrté skupenství hmoty. Plazma má navenek přibližně nulový náboj, ale obsahuje ionizovaný plyn. Díky obsahu kladně nabitých iontů a záporně nabitých elektronů lze na plazma působit například magnetickým polem. Základní veličiny pro popis této formy hmoty jsou hustota a teplota plazmatu. [1] [4]

Jeden z prvních a nejdůležitějších zákonů pro využití jaderné fúze v energetice zformuloval v roce 1955 britský inženýr J.D. Lawson. Lawsonovo kritérium stanoví jako podmínku dosažení energetického zisku minimální hodnotu součinu hustoty slučovaných atomových jader n za teploty T a časového intervalu τ_E , po který budou tyto parametry plazmatu udrženy: $n \tau_E \geq f(T)$ [2]

Z levé strany rovnice vyplývá, že lze podmínku splnit dvěma způsoby. Buď udržíme vysokou hustotu jader na krátký čas, nebo naopak nižší hustotu jader delší čas. Tím se dostáváme ke dvěma teoreticky možným typům fúzních elektráren podle způsobu udržení plazmatu. Prvním ze způsobů udržení je inerciální, při kterém reakce proběhne tak rychle, že palivo drží při sobě jen díky vlastní setrvačnosti. Druhé se nazývá magnetické. To využívá skutečnosti, že lze na plazma působit magnetickým polem, a tudíž ho jím i spoutat na větší dobu. [2] [3] [4]

1.4. Inerciální udržení

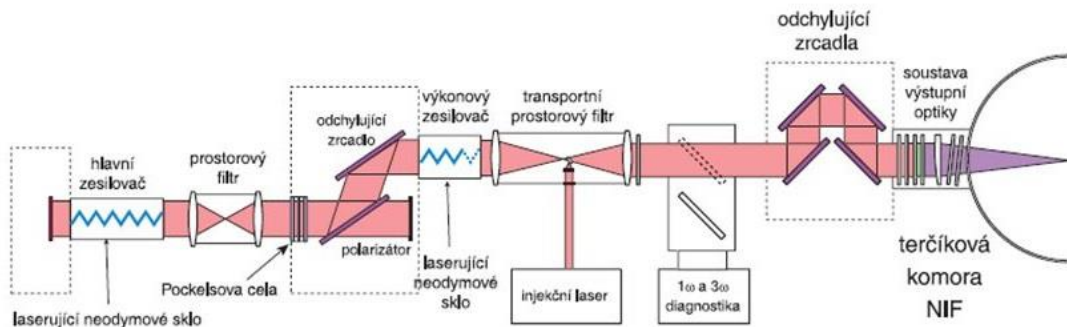
Základní myšlenka pro zařízení, které pracuje na principu inerciálního udržení, je, že se na malý terčik ve tvaru koule působí rovnoměrně ze všech stran lasery o velikých výkonech. Díky

tomu se terčik stlačí a dramaticky se zvýší tlak i teplota paliva, a to až na teplotu potřebnou pro jadernou fúzi. Ve středu koule s palivem je teplota největší a zde také proces začíná. Reakce proběhne tak rychle, že rozpadu terčiku brání jeho vlastní setrvačnost neboli inerce. V principu se jedná o vybuchování malých vodíkových bomb. V elektrárně tohoto typu by se mikroexploze opakovaly rychle za sebou, což by zajistilo více méně konstantní tok energie. [3]

Terčik se v jádru skládá z DT směsi, vnější vrstvu tvoří plast. Reakce trvá řádově 10^{-13} s. Z Lawsonova kritéria vyplývá, že hustota plazmatu pro vědecké vyrovnání musí být asi 10^{31} jader/m³. Zapálení u inerciální fúze nastává, pokud terčik začne hořet od centrální horké oblasti směrem ven. [3]

Jak už bylo zmíněno, palivo se stlačí a ohřeje díky velice výkonným laserům. Tato zařízení hrají klíčovou roli při výzkumu a vývoji elektrárny fungující na principu inerciální fúze. Jen když budou dostupné lasery s dostatečným výkonem, dobrou účinností a vysokou opakovatelností výbojů, bude možné docílit energetického zisku. [3]

Na počátku výzkumu se terčik ozařoval červeným nebo infračerveným světlem. To ale vedlo ke značnému problému. Ukázalo se totiž, že vlny o této frekvenci nejdříve vrchní vrstvy terčiku odpaří, ale potom se od této odpařené vrstvy odráží a nejsou tudíž schopny přenést dostatečné množství energie pro zapálení. Vhodnější je světlo s kratšími vlnovými délkami, a to přesněji ultrafialové, které je pronikavější. Infračervené paprsky je možno pomocí optických prvků transformovat do ultrafialového spektra, avšak za cenu snížení výkonu. Existují i lasery emitující přímo ultrafialové světlo (s krypton-fluoridovým plynem). Ty ale zatím nedosahují dostatečně velikého výkonu. Jedněmi z nejvýkonnějších zařízení tohoto typu jsou dnes neodymové lasery vyzařující vlny o vlnové délce 1,053 μ m (infračervené světlo). Experimentální zařízení zkoumající jadernou fúzi na principu inerciálního udržení zapalují palivo právě pomocí těchto zařízení. Laser může mít délku i několik stovek metrů. Skládá se z mnoha rovnoběžných světelných svazků, které musí být souběžně spuštěny a opticky zaměřeny tak, aby laserový impuls dopadl na malý kulový terčik ze všech stran rovnoměrně a ve stejný okamžik. [3]



Obrázek 2 Schéma zesilovače ve výzkumném středisku NIF. Těsně před terčikovou komorou se infračervené světlo mění na pronikavější ultrafialové. [3]

Jedním z velikých problémů inerciální fúze jsou nestability plazmatu při stlačování. Pokud jsou odchylky dopadajícího laserového záření větší než 1 %, terčik se rozpadne ještě předtím, než dojde k zapálení. To je také důvod proč se musí používat mnoho oddělených světelných svazků. Existuje však jednoduchý vynález, který umožňuje velmi rovnoměrné ozařování terčiku. Jedná se o takzvaný hohlraum. Ve svém principu je to válcovitá dutinka ze zlata nebo jiného těžkého kovu, do které se umístí kulička z DT směsi. Světelné paprsky se potom navedou na vnitřní stranu této dutiny. Povrchová vrstva pohltí energii, odpaří se a následně emituje měkké rentgenové záření. Při tomto procesu sice klesá celková účinnost, ale to je nízká cena za rovnoměrné ozáření terčiku, navíc pronikavějšími rentgenovými vlnami. Pokud světlo z laserů

nedopadá přímo na terčik jako v tomto případě, hovoříme o nepřímo zapalované fúzi. V opačném případě je řeč o přímo zapalované fúzi. [3]

Inerciální udržení jaderné fúze má pro využití v energetice mnoho překážek. Největší z nich je nedostatečná technologická vyspělost výkonných laserů a z toho pramenící nízká účinnost. Problémem je také extrémní zatěžování terčikové komory, která musí nárazově přenášet velké tepelné toky. Je velmi pravděpodobné, že první generace fúzních elektráren nebude fungovat na principu inerciálního udržení. [3]

Jedno z nejznámějších výzkumných středisek zabývajících se inerciálním udržením byla NOVA v Lawrenceově livermorské národní laboratoři v Kalifornii. NOVA fungovala od roku 1984 a používala neodymové lasery. Zařízení bylo schopno vyvinout až 100 000 (tj. 10^5) jouľů energie v záblesku světla, které trvalo pouhou miliardtinu (10^{-9}) sekundy. [3] V roce 1999 centrum zaniklo, aby uvolnilo místo zařízení NIF. To bylo zprovozněno v roce 2009. Nyní je vybaveno 192 světelnými svazky. Každý laser vyprodukuje ve zlomku sekundy energii až 4 miliony jouľů. Délka optické trasy je 1,5 km. Mimo jaderné fúze se NIF fokusuje i na jiné cíle, jako je například vojenský výzkum či vývoj nových zařízení, které by umožnily posun v mnoha vědeckých odvětvích. [3]

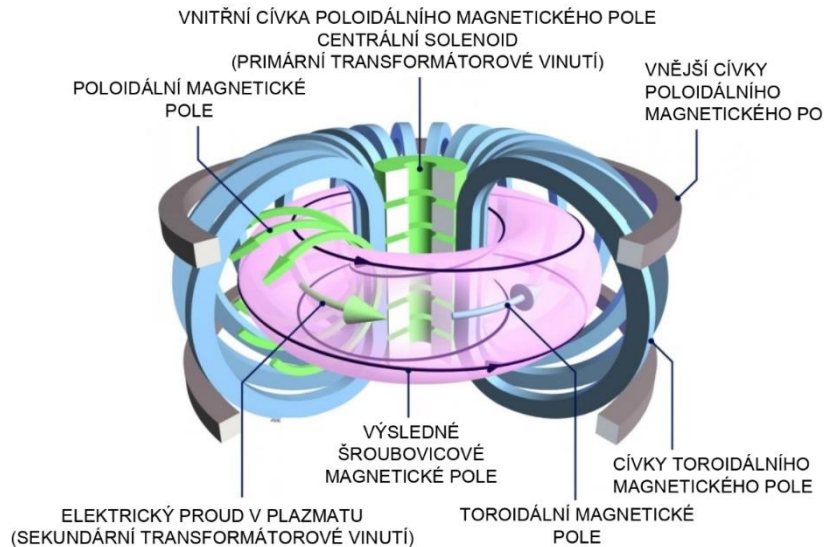
1.5. Magnetické udržení

Jak už bylo řečeno, fúze probíhá za tak vysokých teplot, že se každá známá látka nachází ve stavu plazmatu. Toho využívají zařízení pracující na principu magnetického udržení. Magnetickým polem lze totiž působit na nabitě částice, ze kterých se plazma skládá a díky tomu je i udržet na dobu dostatečně dlouhou pro jadernou fúzi. Nejběžnější zařízení fungující na tomto principu jsou tokamaky a stellarátory. V obou případech je palivo vloženo do vakuové prstencové komory, kde je udržováno helikálním magnetickým polem. Tokamaky toto pole vytvářejí pomocí cívek a zároveň magnetickým polem, které je indukováno proudem v plazmatu. Naproti tomu stellarátory využívají pouze vnější magnetické cívky s výrazně složitější geometrií. Je více než pravděpodobné, že první fúzní elektrárna bude ve svém principu tokamak. Nad stellarátorem má v současné chvíli mnoho výhod. Ta největší spočívá v tom, že lze plazma ohřívat indukovaným proudem. Také má jednodušší konstrukci. Nyní budovaný tokamak ITER by měl podle plánů až desetinásobně překročit Lawsonovo kritérium vědecké rovnováhy. [2] [3] [5]

1.5.1. Tokamak

Hlavní součástí tokamaku je prstencová (toroidální) vakuová nádoba umístěná na transformátorovém jádru. [4] Tento transformátor indukuje v plazmatu elektrický proud, který vytváří poloidální magnetické pole. Magnetické cívky navinuté kolem vakuové komory zase generují silné toroidální magnetické pole. Výsledné pole má tvar šroubovice s velkým stoupáním. Proud indukovaný v plazmatu zároveň plazma ohřívá. Indukce však může probíhat pouze při změně elektrického proudu, což značně komplikuje energetické využití tokamaku, jelikož musí pracovat v pulzním režimu. Rozvodná síť totiž vyžaduje konstantní tok energie. V současnosti se pracuje na vývoji metod pro neinduktivní generování proudu v plazmatu, jako je vlečení elektromagnetickými vlnami, bootstrap proud nebo vlečení svazky neutrálních atomů. S pokrokem těchto systémů bude možno dodávat do sítě konstantní výkon bez nutnosti zásobníků tepla. Nyní se intenzivně pracuje na výstavbě reaktoru ITER, který má být zatím

bezkonkurenčně největším výzkumným tokamakem a zároveň předstupeň pro první zkušební jadernou elektrárnu zvanou DEMO. [2] [3] [4] [5]



Obrázek 3 Zjednodušené znázornění magnetických cívek a magnetických polí v tokamaku. [4]

1.5.1.1. Plazma v tokamacích

Při magnetickém udržení jsou nejdůležitější a nejzákladnější veličiny pro popis plazmatu jeho hustota a teplota. Hustota v tokamacích obvykle nabývá hodnot řádově 10^{20} částic na metr krychlový. Určování teploty je složitější. Například když dodáváme energii v podobě elektromagnetického záření pouze elektronům, tak mají vyšší střední rychlost než kladně nabití ionty. Jelikož teplota látky roste s druhou mocninou střední rychlosti částic, elektrony budou mít v tomto případě větší teplotu. Pokud je na plazma působeno silným magnetickým polem, střední rychlost podél magnetických siločar a kolmo na ně je rozdílná. Jsou tudíž rozdílné i teploty v obou směrech. V současných tokamacích se hodnota diskutované veličiny pohybuje v jednotkách až desítkách keV, tj. desítky až stovky milionů Kelvinů. [4]

Dalšími důležitými veličinami jsou magnetické pole a elektrické pole. První jmenovaná například ovlivňuje šíření vln v plazmatu a usměrňuje pohyb částic. Při působení elektrického pole může plazmatem téci elektrický proud, jehož velikost odpovídá rozdílu celkového toku kladně nabitých částic a celkového toku záporně nabitých částic. [4] Celé plazma může také rotovat nebo proudit. To způsobuje turbulence podobně jako u klasických tekutin. [4]

Pro popis chování plazmatu se používá mnoho matematických modelů. Pro malé sledované objemy, u kterých je požadovaná vysoká přesnost simulace, se nejčastěji používají modely PIC-MCC (*Particle-In-Cell Monte Carlo Collisions*). Další nejběžnější modely jsou modely kinetické, řešící Boltzmannovu kinetickou rovnici či magnetohydrodynamické. [4]

Pro reaktory s magnetickým udržením, ve kterých magnetické pole udržuje tlak plazmatu $p \sim nT$ má nerovnice Lawsonova kritéria tvar tzv. fúzního nebo trojného součinu [2]:

$$nT\tau_E \geq g(T). \quad (1.5.1)$$

Z kritérií trojného součinu plyne, že lze dosáhnout jak vědecké rovnováhy, tak kritéria zapálení nejsnáze s DT palivem, a to při teplotě přibližně 163 milionů K. [2]

1.5.1.2. System magnetického udržení

Znamé fyzikální zákony říkají, že se nabitá částice v homogenním magnetickém poli pohybuje volně ve směru magnetických siločar a ve směru kolmém je na částici působeno Lorentzovou silou o velikosti:

$$\vec{F} = q\vec{v} \times \vec{B}, \quad (1.5.2)$$

kde \vec{B} je magnetická indukce, q je náboj, \vec{v} je rychlost částice. Částice pohybující se v kolmém směru má trajektorii ve tvaru kružnice o tzv. Larmorově poloměru:

$$r_L = \frac{v_{\perp} m}{qB}. \quad (1.5.3)$$

Pokud bychom měli k dispozici nekonečně dlouhý solenoid, jedna částice s obecným vektorem rychlosti by v něm byla uvězněna na vždy. V rovině kolmé na osu solenoidu by vykonávala gyrační pohyb a podél této osy by se pohybovala volně. Plazma se skládá z mnoha kladných iontů a záporných elektronů, které do sebe naráží. Tyto srážky mají za následek posunutí gyračního středu odražené částice maximálně o dva Larmorovy poloměry. Díky tomu by v našem teoretickém zařízení ionty a elektrony pomalu difundovaly ve směru kolmém na vektor magnetické indukce. [4]

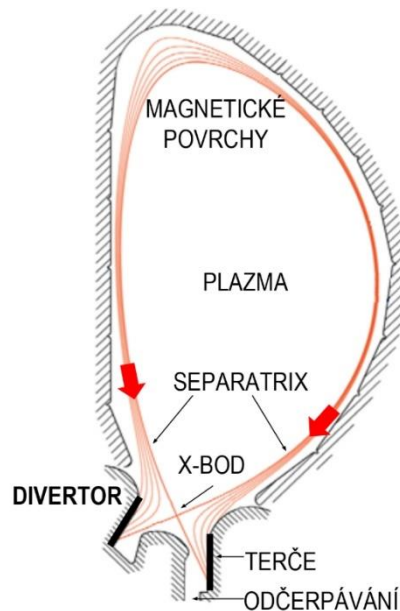
Jelikož samozřejmě nelze vyrobit nekonečně dlouhý solenoid, jeho dva konce se spojí a magnetické pole se uzavře do kruhu. Tím se zabrání úniku plazmatu přes volné konce. Toroidální tvar však přináší mnohé komplikace. Čím blíže k ose prstence se nacházíme, tím je zde magnetické pole silnější. Vytvořili jsme tedy nehomogenní magnetické pole. Larmorův poloměr klesá s rostoucí magnetickou indukcí, což způsobuje posuvy gyračního centra kolmo k magnetickému poli a ke gradientu magnetického pole. Tento jev je známý jako grad-B drift. V jeho důsledku elektrony difundují směrem k horní části komory a kladné ionty opačným směrem. Horní a dolní část plazmatu mají tedy opačný náboj, což vede ke vzniku elektrického pole. Elektrické pole zase vyvolává $E \times B$ drift, kvůli kterému by plazma unikalo z komory v radiálním směru. $E \times B$ driftu lze zabránit elektrickým proudem tekoucím v plazmatu. Proud vytvoří poloidální magnetické pole a sečte se s polem toroidálním. Tím se dostáváme k helikálnímu magnetickému poli, které je pro tokamaky tak charakteristické. [4]

Proud v plazmatu indukuje transformátorovým efektem centrální solenoid. Toroidální magnetické pole vytvářejí cívky toroidálního magnetického pole. Dalšími důležitými cívkami jsou cívky poloidálního magnetického pole. Jsou umístěny na vnější straně toru. Jejich primárním účelem je udržet plazma v komoře v radiálním směru. Dále také plazma tvarují a je jimi reagováno na nestability. [2]

Cívky toroidálního magnetického pole generují magnetické pole o velikosti řádově v jednotkách Tesla. V zařízení ITER to bude konkrétně 5,3 T v ose plazmatu. Při takovýchto hodnotách magnetické indukce působí jak na konstrukci tokamaku, tak na cívky samotné, velká síla. Cívky jsou vyrobené buď ze supravodičů nebo z mědi. Pokud je volen první uvedený materiál, naproudění může trvat i několik dnů. Na druhou stranu může být v tomto případě magnetické pole udrženo měsíce a napájení nemusí dosahovat velikých výkonů. Jsou ale kladeny vysoké požadavky na chlazení supravodičů. Měděné cívky musí mít velmi výkonné napájení, aby

za krátký čas dosáhly veliké hodnoty magnetické indukce, a navíc pokryly tepelné ztráty způsobené elektrickým odporem materiálu. Počet cívek je v rozmezí od 16 do 32. [4] [5]

Jak už bylo zmíněno, cívky poloidálního pole (PF cívky) udržují nabitě částice v radiálním směru. Také tvarují plazma do divertorového tvaru. Díky tomuto tvaru lze odvádět odpadní hélium z plazmatu. Bod, ve kterém se kříží poslední uzavřená siločára, se nazývá X-bod. X-bod pak prakticky určuje polohu separatrix – hraniční čáry mezi oblastí s uzavřenými magnetickými siločárami a oblastí se siločárami protínajícími vakuovou nádobu tokamaku. [4] Pokud částice separatrix překročí, je navedena na divertorové terče, kde se nejprve ochladí a poté odčerpá. Magnetické cívky poloidálního pole také reagují na změnu tvaru plazmatu a tím ho udržují ve stabilní poloze. Rozměr cívek se pohybuje od $0,2 R$ do $1,5 R$, kde R je poloměr plazmatu. I když generují o hodně menší magnetické pole, než je toroidální, musí mít srovnatelný nebo větší příkon než cívky toroidálního pole. Je totiž kladen vysoký požadavek na dynamičnost PF cívek, které mají rovněž veliké ohmické ztráty. [4] [5]



Obrázek 4 Průřez vakuovou komorou s divertorem. Po překročení separatrix je nabitá částice nasměrována na divertorové terče a odvedena pryč z komory. [4]

1.5.1.3. Jaderné komponenty

Jako jaderné komponenty se označují komponenty mezi plazmatem a vnitřní stěnou vakuové nádoby. Konkrétně se jedná o první stěnu, blanket a divertor.

První stěna má za úkol chránit zbytek konstrukce před vysokými tepelnými toky. V reaktoru ITER bude mít tloušťku 10 mm. Jako materiál bude použito beryllium navažené na chladiči ze slitiny mědi. Chladičem bude protékat voda o teplotě 70 až 110 °C při tlaku 4 MPa. První stěna bude vystavena tepelnému toku $0,5 \text{ MW/m}^2$, lokálně však až 7 MW/m^2 . Při nestabilitách dokonce může dojít k interakci plazmatu s povrchovou vrstvou a tím k jejímu natavení či odpaření. Odpařené atomy znečišťují palivo a ochlazují ho, což může vést až k zastavení reakce. Materiál první stěny tedy hraje klíčovou roli ve funkčnosti celého zařízení.

Těžké prvky jako je wolfram, molybden nebo cín mají vysokou teplotu tání. Díky vysokým hmotnostem atomu je u nich také méně pravděpodobné, že by lehké heliové nebo vodíkové jádro přeneslo dostatek energie pro vytržení atomu z atomové mřížky. Jejich nevýhodou potom je, že stačí poměrně malé množství této látky, aby razantně znečistilo a ochladilo plazma. Kolik procent znečištění DT směsi prvkem emituje 10 procent energie plazmatu, udává CLIP faktor. U těžkých prvků se pohybuje v řádu setin až tisícín procenta, u lithia je to 25 % a u beryllia 15 %. Vysoký CLIP je hlavní předností lehkých prvků. [4] [5]

Divertor se skládá z divertorových terčů, nosné konstrukce a magnetických cívek. Magnetické cívky tvarují okrajové magnetické siločáry a odklání je na terče. Na tyto terče je pak odváděna povrchová vrstva plazmatu obsahující odpadní helium či nečistoty, které by jinak zpomalovaly jadernou fúzi. Protože divertorové terče přímo interagují s plazmatem, jsou vystaveny extrémním tepelným tokům. Jedná se o 150 MW/m^2 a při nestabilitách dokonce až o 20 GW/m^2 . Takovému zatížení neodolají ani nejodolnější materiály, aniž by se natavily či odpařily. Odpařené atomy potom výrazně ochlazují plazma a znemožňují tím další průběh reakce. V zařízení ITER se budou používat wolframové kostky navlečené na trubkách z měděné slitiny. V trubkách bude proudit chladící voda o teplotě 70 až 200°C. Momentálně jsou ve vývoji divertorové terče z tekutých kovů. V principu se jedná o mnoho wolframových kapilár, které vedou tekuté kovy jako cín na svůj povrch. Pokud se vlivem nestabilit v plazmatu zvýší tepelný tok na neúnosnou míru, kov se odpaří a okamžitě se díky kapilární elevaci přivede na jeho místo chybějící množství látky. Výhodou této technologie je zamezení natavení a následné krystalizace materiálu divertorových terčů. Vytvoření nataveného hrbolku na povrchu výrazně zvyšuje rychlost pronikání odpadních atomů do plazmatu. Tato technologie je alternativou pro divertorové terče z pevného wolframu. [3] [4] [5]

Blanket vyplňuje prostor mezi první stěnou a vakuovou nádobou. Jeho hlavní funkcí je převádět mechanickou energii vyzařovaných fotonů a neutronů na teplo, které potom může být použito na výrobu elektrické energie. Blanket v zařízení ITER bude chlazen společně s první stěnou, tzn. vodou o teplotě 70-110 °C a tlaku 4 MPa. Byla zvolena nerezová ocel jako materiál pro tuto část tokamaku. Další důležitou funkcí blanketu energetických reaktorů bude výroba tritia pro palivový systém. Proto budou v blanketu umístěny keramické kuličky Li_4SiO_4 nebo Li_2TiO_3 . Neutrony totiž reagují s lithiem za vzniku tritia. Reakce je exotermická, a proto se navíc uvolní další teplo použitelné pro výrobu elektrické energie. [2] [5]

1.5.1.4. Ohřev plazmatu

Jak již bylo uvedeno, nejnázne se energetického zisku s DT palivem dosahuje při teplotě 163 milionů °C. Plazma se na tuto teplotu nejprve musí ohřát. Jelikož má plazma elektrický odpor, tak se teplota paliva zvedá díky protékajícímu proudu. Elektrický proud je indukován centrálním solenoidem. Elektrický odpor ale s vysokou teplotou plazmatu klesá, a proto je nezbytné při několika desítkách milionů kelvinů zvolit jinou metodu ohřevu. [3]

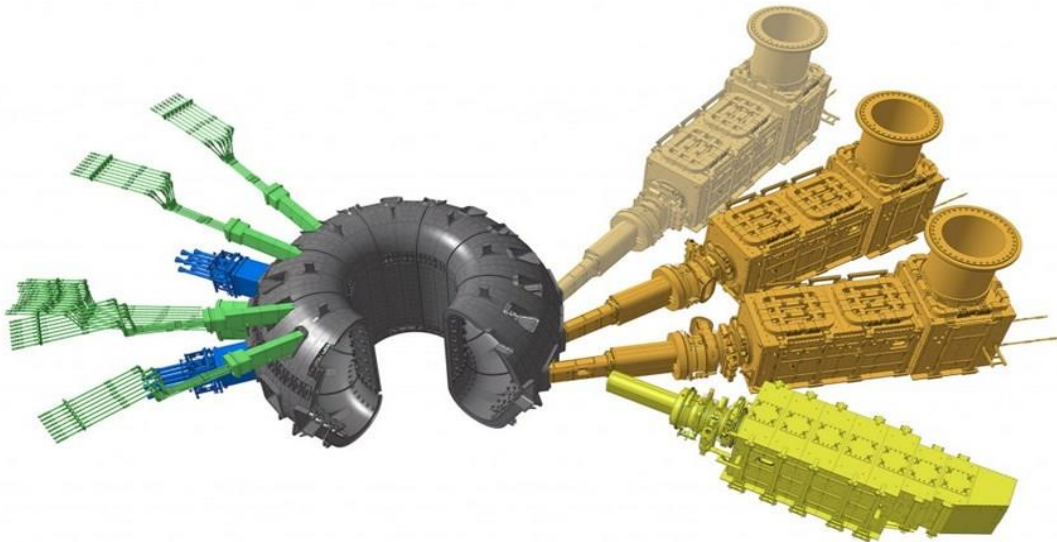
Jednou z nich jsou svazky neutrálních atomů. Kladně nabitě jádro deuteria se nejprve urychlí v elektrickém poli. Následně prolétne deuteriovým plynem, kde se neutralizuje. Jelikož je neutrální, není ovlivněno magnetickým polem a může být přivedeno do plazmatu. Tam se po srážce ionizuje a zároveň předá energii palivu. Neutrální svazky obsahují mnoho takových atomů deuteria. Při prolétání částice neutralizačním plynem je možné, že se na ní žádný elektron nepřichytí a zůstane jí kladný náboj. V tomto případě je zachycena magnetickým polem a končí v takzvané iontové pasti. Protože účinnost neutralizace kladných iontů pro velmi výkonná

zařízení jako ITER je nízká, používají se v těchto případech atomy deuteria s více než jedním elektronem. Po urychlení se jim přebytečné elektrony odebírají. Kromě tepla, neutrální svazky atomů přinášejí do plazmatu i nové palivo a zvyšují četnost slučování atomů. [4] [5]

Další využívanou metodou ohřevu je ohřev pomocí elektromagnetických vln. energii těchto vln absorbují buď kladné ionty, nebo elektrony, a to podle jejich frekvence vlnění. Částicím je prostřednictvím vln předávána energie jen pokud mají vlny stejnou frekvenci, jako je frekvence gyračního pohybu částic kolmo k vektoru magnetické indukce. Ionty jsou ohřívány zářením o frekvenci v desítkách MHz, tj. v pásmu radiových vln. Elektrony mají rezonanční frekvenci asi 100 GHz. Výkonné zdroje vln o této frekvenci jsou vyvíjeny pro velké tokamaky, u kterých je plazma natolik veliké, že nehrozí markantní rozdíl iontové a elektronové teploty. Je výhodné ohřívát především elektrony, jelikož jádra se účastní fúze. [4]

Při dosažení vysokých teplot je teplo produkováno samotnou jadernou fúzí a plazma se díky tomu do jisté míry samo ohřívá. Samoohřev plazmatu byl v současné době pozorován jen u největších zařízení. V reaktoru JET díky tomuto jevu plazma získalo 13 % ztrátové energie. V tokamaku ITER by se mělo ze samotné jaderné fúze uvolňovat až 2/3 ztrátového výkonu. [4]

Z technologického hlediska nyní není ohřev plazmatu překážkou pro fúzní elektrárnu. Účinnost ohřevu se ale promítá do celkové účinnosti zařízení. Proto je vhodné věnovat se i nadále zlepšování jak injektorů neutrálních částic, tak zdrojů elektromagnetických vln. [4]

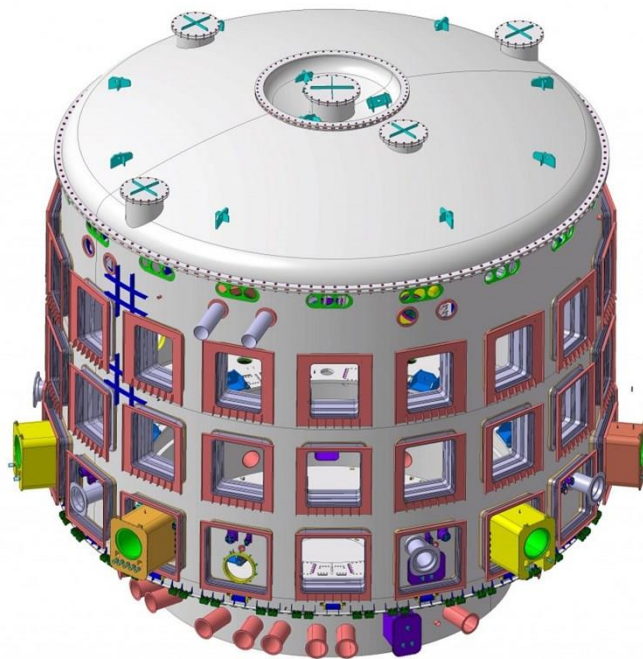


Obrázek 5 Systémy pro ohřev plazmatu pro tokamak ITER. Světle žlutou barvu má zařízení pro diagnostiku plazmatu pomocí neutrálních svazků. Hnědou barvou jsou vyznačeny systémy pro ohřev plazmatu neutrálními svazky. Modrá a zelená barva připadá na gyrotrony, které ohřívají elektrony v plazmatu pomocí elektromagnetických vln. [5]

1.5.1.5. Systémy chlazení a vakuový systém

Protože je jaderná fúze velice citlivá na nečistoty v palivové směsi, musí probíhat za téměř dokonalého vakuua. Udržet vakuum nejen v reakční komoře, ale i v zařízeních pro ohřev plazmatu, v izolaci potrubí chladicího systému a v injektorech palivových palet, má za úkol vakuový systém. Látky, kromě vodíku, musí mít tlak v tokamaku 10^{-7} Pa. Není možno ale použít běžné vakuové systémy, protože vakuová nádoba je vystavena vysokému magnetickému poli i radiaci, a navíc může přijít do styku s tritiem, pro které platí přísné bezpečnostní podmínky. Vakuum bude v tokamaku ITER vytvářeno celkem osmi kryovývěvami, které by měly pracovat v cyklech. Jako materiál bude použit kryosorbent z aktivního uhlí na nerezovém panelu. Provozní teplota je podle plánů 4,5 K. Plyn bude z komory odčerpáván vždy dvěma vývěvami po dobu 150 s. Poté přijde na řadu druhá fáze, při které probíhá regenerace použité dvojice. Tato fáze trvá 450 s a kryogenní systém vývěv se při ní ohřeje na 470 K. Díky zvýšení teploty se uvolní plyn nashromážděný v kryosorbentu a následně se odčerpá. Poté následuje ochlazení na provozní teplotu. [3] [4] [5]

Nejen kryovývěvy, ale především jiné součásti, jako magnetické cívky toroidálního a poloidálního pole, budou chlazeny kapalným heliem o teplotě 4,5 K. Aby se zamezilo ohřívání systémů v důsledku tepelné výměny s okolím, bude celá vakuová komora umístěna v kryostatu. Ten bude udržovat tlak na hodnotě 10^{-4} Pa. Aby energie z jaderné fúze neohřála cívky ze supravodičů, musí být mezi reakční komorou a těmito cívkami tepelný štít tvořený z postříbřené nerezové oceli. [4] [5]



Obrázek 6 Kryostat zařízení ITER. Bude mít výšku i průměr 30 m. Jeho objem tedy bude přibližně 16 000 m³. Hmotnost kryostatu se pohybuje kolem 3 850 tun. [5]

Kryostanice o chladícím výkonu 65 kW na teplotě 4,5 K a 1,3 MW na teplotě 80 K bude pracovat s 24 tunami helia. Helium se má chladit dvěma cykly. Nejprve pomocí zkapalněného dusíku na teplotu 80 K. Chladící médium o této teplotě je použito především na chlazení tepelných štítů. Při druhém cyklu je helium přivedeno do jednoho ze tří zkapalňovačů. Chladivo

bude distribuováno do potřebných míst rozvodnou sítí sestávající se z potrubí a lokálních kryoboxů. [4] [5]

Vakuové a chladicí systémy jsou u tokamaků jedněmi z nejdůležitějších systémů vůbec. Používají se nejen pro chlazení jaderných komponentů, ale i pro chlazení supravodivých cívek. Kvůli předpokládanému pulznímu provozu prvních fúzních elektráren je kladen veliký nárok na dynamičnost celého systému.

2. Kapitola: Potenciální způsoby výroby elektrické energie u první generace fúzních elektráren

2.1. Stručné shrnutí způsobů výroby elektrické energie v současných tepelných a jaderných elektrárnách

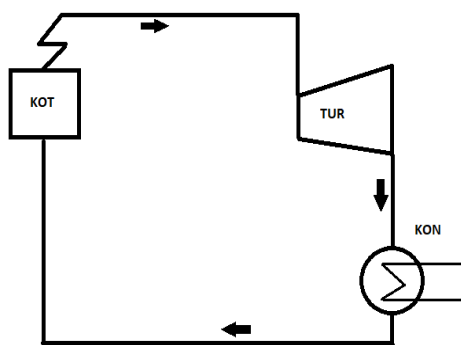
Ve fúzních elektrárnách bude použito hodně nových technologií a mnohé stále čekají na dokončení vývoje. Co se ale technologie pro přeměnu tepla na elektrickou energii týče, může být z veliké části převzata z tepelných, a především z jaderných elektráren. Autor v této části proto stručně shrnul základní principy výroby elektrické energie v současných tepelných a jaderných elektrárnách.

2.1.1. Tepelné elektrárny

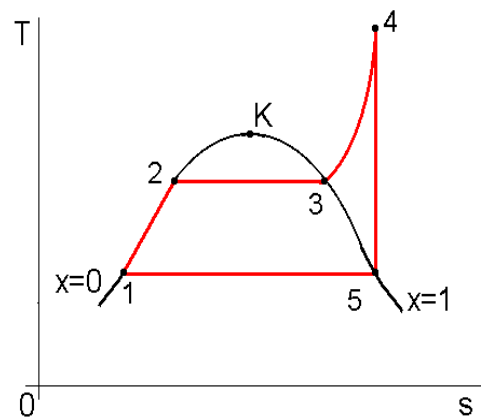
Tepelné elektrárny se vyznačují tím, že přeměňují teplo na mechanickou práci. Díky takto získané práci lze pohánět generátor elektrického proudu. Mezi tepelné elektrárny patří zařízení spalující fosilní paliva jako jsou ropa, uhlí a zemní plyn. Spálením zmíněných zdrojů se přemění energie chemické vazby právě na teplo.

Každá tepelná elektrárna musí obsahovat kotel pro spalování paliva, potrubí pro vedení chladiva a turbínu pohánějící generátor. Teplo získané spálením fosilních zdrojů ohřeje vodu a udělá z ní přehřátou páru. Pára na turbíně expanduje a tím ji roztočí. K turbíně je připojen alternátor, který generuje elektrický proud. Následné transformátory upraví hodnoty napětí a proudu, aby byly vhodné pro přenosovou soustavu.

Nejběžnější oběh v tepelných elektrárnách, a to především v uhelných, je Rankin-Clausiov oběh. I když se jedná o oběh porovnávací a zidealizovaný, dává poměrně dobrou představu o dějích v elektrárnách. Cyklus začíná ohřátím vody v kotli (KOT – viz obrázek 7). Nejprve se kapalina ohřeje tolik, aby začala vřít. To je znázorněno v T-s diagramu (viz obrázek 8) mezi stavy 1 a 2. Následně se dodá tolik tepla, aby se voda izobaricky vypařila a stala se z ní sytá pára. Tento proces probíhá mezi body 2 až 3 v T-s diagramu. Z bodu 3 do bodu 4 se pára zase izobaricky ohřeje na požadovanou teplotu. Přehřátá pára adiabaticky expanduje na turbíně (TUR) a v kondenzátoru (KON) se zkapalní za stálého tlaku, který má hodnotu řádově jednotky kPa. V T-s diagramu je expanze zobrazena mezi stavy 4 a 5 a kondenzace mezi body 5 a 1. [6]



Obrázek 7 Schéma tepelné elektrárny. Šipky vyznačují směr proudění pracovního chladiva.



Obrázek 8 T-s diagram Rankin-Clausiova oběhu. [7]

V reálných elektrárnách se využívá regenerační ohřev. U turbín pracujících se vstupní parou o vysokém tlaku p spadá koncový bod 5 adiabaty hluboko do oblasti mokré páry. [6] Kapalina v páře by mohla při dlouhodobém používání vést ke korozi turbíny. Navíc se kvůli tomuto jevu snižuje účinnost zařízení. Pára se proto po části expanze odvede z turbíny, aby se přihřála a úplně se zabránilo nežádoucí kondenzaci. Poté je hnána do další části turbíny, kde znovu expanduje. [6]

Druhý základní ideální oběh v tepelných elektrárnách je oběh Braytonův. Na jeho principu fungují především elektrárny spalující zemní plyn.

2.1.2. Jaderné elektrárny

Tepelné cykly jaderných elektráren pracují na principu tepelných elektráren, konkrétně využívají Rankin-Clausiiův oběh. Jaderné elektrárny mají místo kotle spalující uhlí reaktor, ve kterém probíhá jaderné štěpení. Aby se zabránilo úniku nebezpečné radioaktivní látky a poškození klíčových komponent zařízení, jako například turbíny, jsou zde instalovány dva, nebo dokonce tři chladicí okruhy. Díky jadernému štěpení se uvolňuje teplo, které je předáváno chladivu v primárním okruhu. Tímto chladivem může být voda, těžká voda, oxid uhličitý, sodík, helium nebo další méně běžné látky. Potrubím se chladivo přivede do parogenerátoru, kde ohřeje vodu sekundárního okruhu, uvede ji do varu a následně z ní udělá přehřátou páru. Ta potom putuje do turbíny, kde vykoná práci. A stejně jako v uhelných elektrárnách následuje po turbíně kondenzátor. Tam pára kondenzuje, aby mohla být znovu použita. Nejběžnější jaderné reaktory jsou reaktory typu PWR (*Pressurized light-Water moderated and cooled Reactor*), u nás také označované jako VVER (*Vodo-Vodjanoj Energetičeskij Reaktor*). Další běžné reaktory jsou například jednookruhové reaktory typu BWR (*Boiling Water Reactor*) s vodou jako chladivem i moderátorem nebo dvouokruhové reaktory typu PHWR (*Pressurised Heavy Water Reactor*) s těžkou vodou jako chladivem a moderátorem. [8]

2.2. DEMO

V současné chvíli budované zařízení ITER bude sloužit jako výzkumné zařízení. Dává si za cíl demonstrovat možnost využití jaderné fúze pro energetiku. Jako první fúzní zařízení bude schopno během reakce vyprodukovat více energie, než je nutné dodat plazmatu pro jeho ohřátí. Nové poznatky a technologie z tokamaku ITER povedou k vybudování první zkušební fúzní elektrárny zvané DEMO. Ta by měla být schopna dodávat do sítě něco mezi 300 a 500 MW. [5]

DEMO bude ve svém principu tokamak, což znamená, že dokud nebudou dostupné technologie pro neinduktivní generování elektrického proudu v plazmatu, bude muset ze své podstaty fungovat v cyklech (viz kap. 5.1). Nejpravděpodobněji se jeví možnost dvouhodinového výboje plazmatu a následně 0,25 h přípravy na další výboj. Podle plánů se v první fázi projektu elektrárna vybuduje jako pulzní zařízení. Pro DEMO v této první fázi se vžilo označení DEMO1. V druhé fázi by už jaderná fúze měla probíhat v elektrárně kontinuálně. Název takto fungujícího demonstračního zařízení je DEMO2.

2.3. Systémy pro výrobu elektrické energie v elektrárně DEMO

Elektrárna DEMO by měla mít primární okruhy, sekundární okruh a DEMO1 i systémy pro uložení energie.

Primární okruhy budou sloužit pro přenos tepla z blanketu, divertoru a vakuové komory. Jako chladivo může být použito buď helium nebo voda. Helium je inertní plyn, takže nepůsobí žádné škody na potrubí. Je také ideální pro práci v radioaktivním prostředí. Při havarijním úniku do reaktoru nereaguje s lithiem, který je v blanketu přítomen pro produkci tritia. Při úniku do vakuové komory není problém helium rychle odčerpát. Velikou nevýhodou tohoto plynu jsou špatné chladicí vlastnosti. Kvůli tomu musí proudit rychle s vysokými tlakovými ztrátami a čerpadla musí mít extrémně veliký výkon, který se bezprostředně promítá do účinnosti celé elektrárny. Voda je naopak velmi dobrým chladivem, ale zcela nevyhovuje z hlediska bezpečnosti. Jedná se korozivní tekutinu, což má dopady na životnost potrubí. Rez se také postupně dostává do oběhu a vlivem neutronů z jaderné fúze se z ní stává radioaktivní látka. I kyslík se vlivem silného toku neutronů může rozpadnout, a jako produktem této jaderné reakce vzniknou radioaktivní izotopy dusíku. V případě poruchy potrubí je nebezpečím velmi prudká reakce lithia a vody. Při úniku vody do vakuové komory by zase následovala dlouhá odstávka celého zařízení, protože vodu nelze snadno z komory odčerpát. [9]

Sekundární okruh má fungovat na principu Rankin-Clausiova oběhu, takže bude obsahovat parogenerátor, turbínu i kondenzátor. Technologie tohoto systému by mohla být převzata ze současných jaderných elektráren typu PWR. [9]

Systém pro uložení tepla bude mít v případě pulsního režimu za účel uchovat část tepla pro fázi, kdy se celé zařízení bude připravovat na další výboj (odpočinková fáze), a nemůže tudíž produkovat žádné teplo. Tento systém bude pracovat například s roztavenou solí, a to přesně se směsí NaNO_3 a KNO_3 v poměru 6:4. Sůl se uskladní ve dvou nádobách z oceli (EUROFER97). V jedné z nich se bude nacházet teplá a ve druhé studená. Během energetického pulzu se látka ohřeje a uloží do nádoby na teplou sůl. Mezi pulzy naopak tekutina bude předávat energii v parogenerátorech sekundárnímu okruhu, a poté se vžene do druhé ocelové nádoby pro studenou sůl. Díky tomuto systému bude možno do sítě dodávat energii i v čase, kdy se nebude v zařízení udržovat plazma. Tato technologie je známa ze solárně-tepelných elektráren. Jak už bylo zmíněno, systémy pro uschování energie se využijí jen v počáteční fázi projektu DEMO. [9] [10] [11]

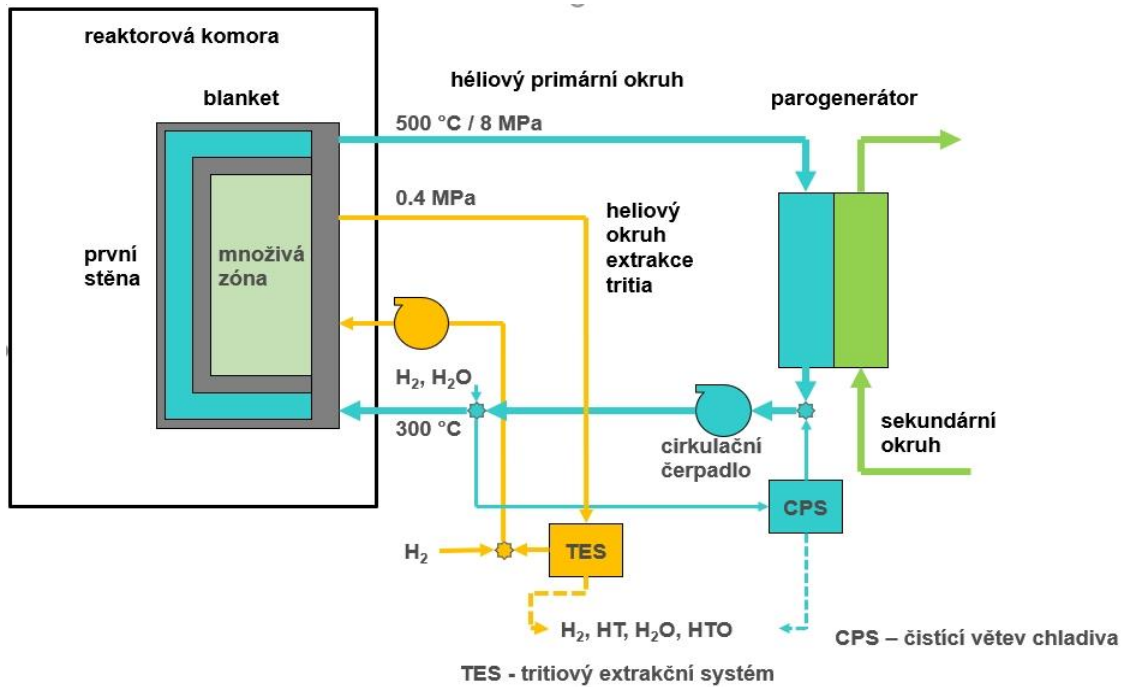
2.4. Základní koncepty primárních okruhů elektrárny DEMO

V rámci evropského fúzního výzkumu byly vyvinuty čtyři základní koncepty primárních okruhů blanketu, divertoru a vakuové komory.

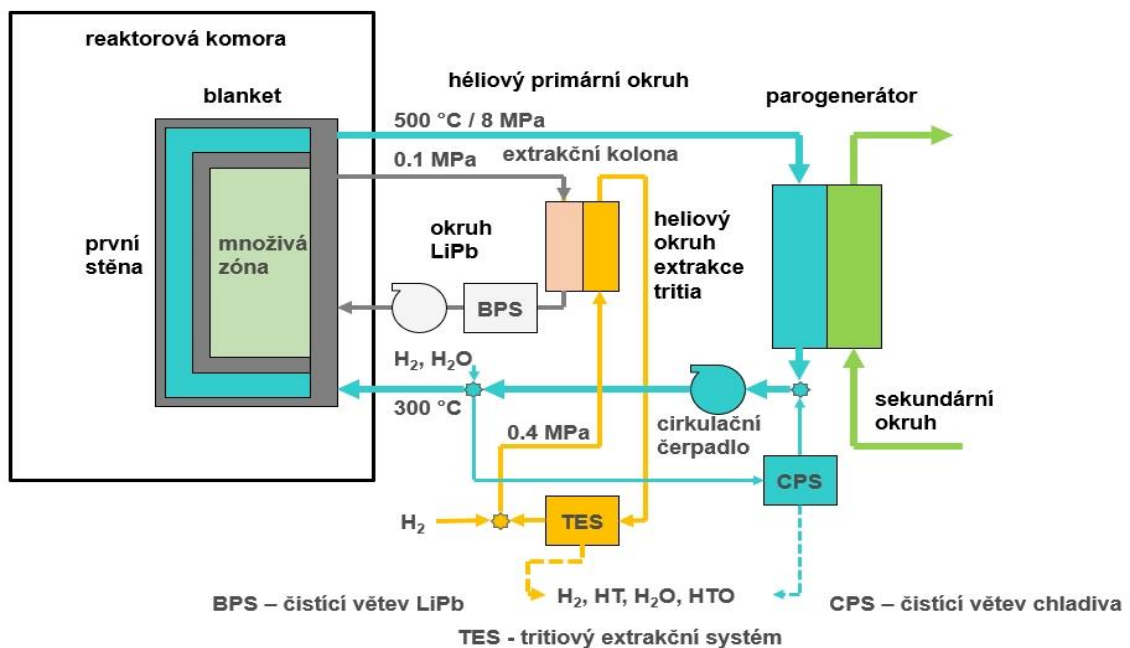
První z nich je koncept HCPB (*Helium cooled pebble bed*). V tomto případě se jedná o blanket chlazený heliem, který obsahuje keramické kuličky s lithiem pro výrobu tritia. Z obrázku (viz obr. 9) je patrné, že výstupní teplota helia je 500 °C a tlak 8 MPa . Žlutě je vyznačen heliový okruh pro extrakci tritia, který je udržován na mnohem menším tlaku $0,4\text{ MPa}$. [9]

Druhý koncept (obr. 10) má označení HCLL (*Helium cooled lithium lead*). Blanket je stejně jako v předchozím případě chlazený heliem, ale namísto keramických kuliček s lithiem pro výrobu tritia, blanketem pomalu cirkuluje eutektická slitina LiPb. LiPb o tlaku $0,1\text{ MPa}$ se

po protečením blanketem přivede do extrakční kolony, kde se profukuje heliem. Helium potom unáší získané tritium do tritiového extrakčního systému, kde probíhá kolekce tritia. [9]

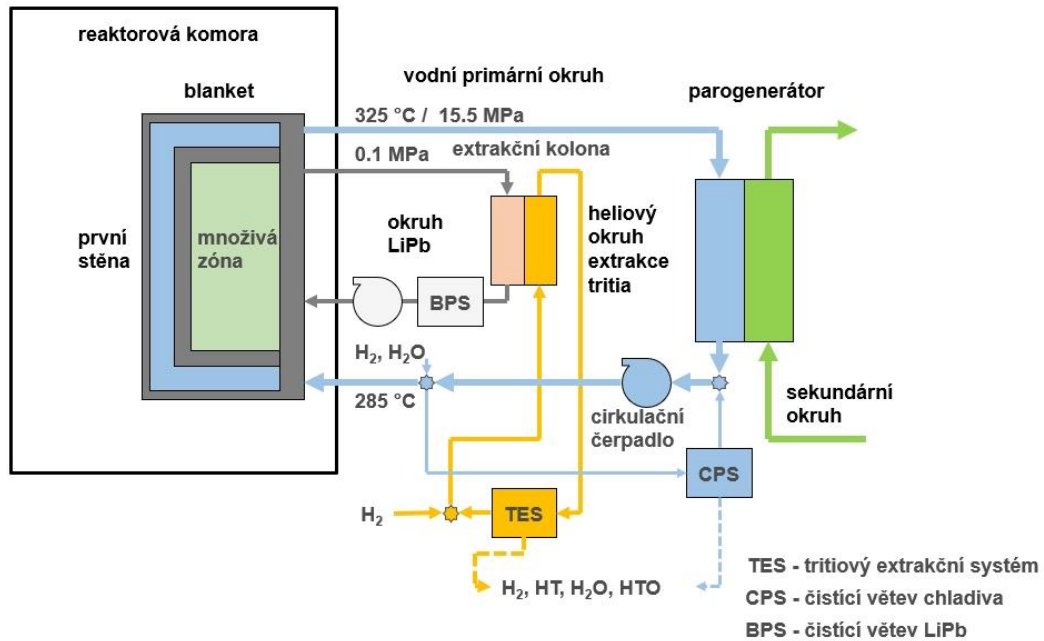


Obrázek 9 Schéma konceptu primárního okruhu HCPB. [9]



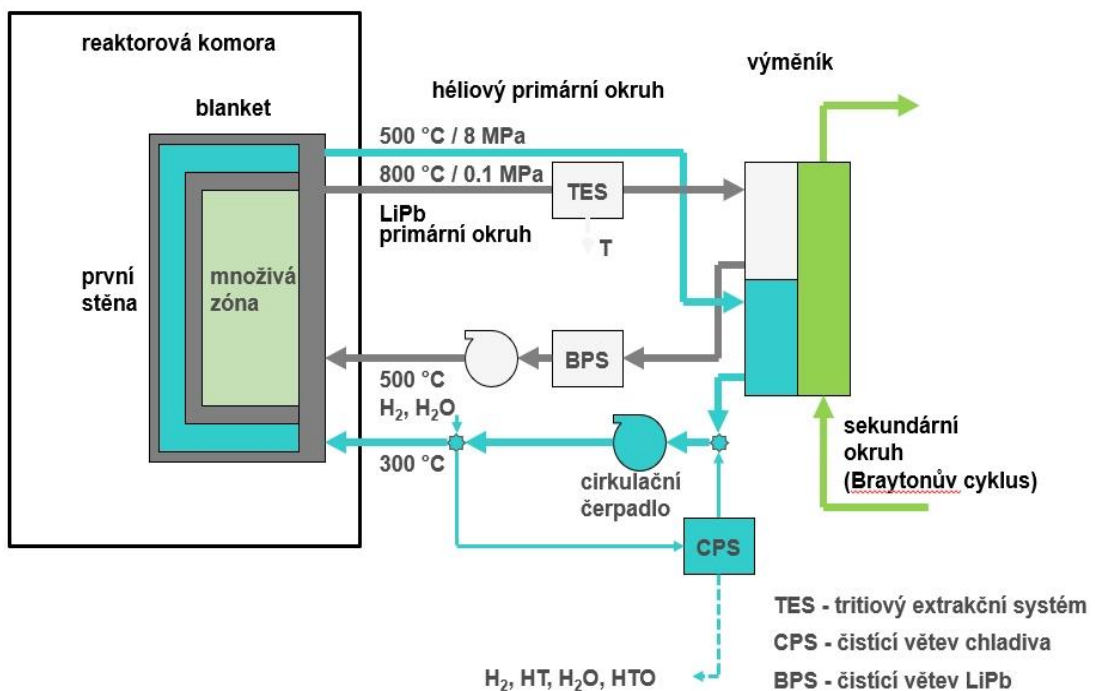
Obrázek 10 Schéma konceptu primárního okruhu HCLL. [9]

Třetí koncept (obr. 11) nese název WCLL (*Water cooled lithium lead*). Blanket se chladí vodou o teplotě 285/325 °C a tlaku 15,5 MPa. Okruh pro získávání tritia je stejný jako u typu HCLL. [9]



Obrázek 11 Schéma konceptu primárního okruhu WCLL. [9]

Čtvrtý koncept (obr. 12) se nazývá DCLL (*Double cooled lithium lead*). Jako chladivo blanketu se používá helium. Získávání tritia zde obstarává LiPb. Po odvedení tritia však LiPb o teplotě 800 °C a tlaku 0,1 MPa předává teplo pracovní látce sekundárního okruhu v parogenerátoru. Tato možnost primárního okruhu se zatím jeví jako nejvíce problematická. Nejsou totiž dostupné vhodné radiačně odolné materiály, které by vydržely tak vysoké teploty. [9]



Obrázek 12 Schéma konceptu primárního okruhu DCLL. [9]

2.5. Systémy v DEMO1 pro blanket chlazený heliem

V mnoha konceptech pro výrobu elektrické energie v zařízení DEMO je helium chladivo blanketu.

Podle studie *Conceptual Design Definition for an Intermediate Cooling Loop Configuration and Coolant* z roku 2014 [10], která se zabývá parametry systémů pro uchování tepla během odpočinkové fáze v závislosti na parametrech primárního okruhu, je výhodnější použít helium než vodu jako chladivo blanketu. V prvním případě by bylo třeba 8200 t soli pro uschování tepla na 0,5 h trvající pauzu mezi výboji plazmatu. Jen s takovýmto množstvím by bylo možno dodávat do sítě stálý výkon. V druhém případě by bylo ovšem nutno použít 50800 t soli. V druhém případě by bylo zapotřebí velice rozměrných ocelových nádob pro sůl. Tento markantní rozdíl v požadovaném množství látky pro uskladnění tepla je způsoben různou pracovní teplotou potenciálních chladiv primárního okruhu. Helium by vstupovalo do tepelného výměníku o teplotě $T_1 = 500$ °C a odcházelo o teplotě $T_2 = 300$ °C, zatímco voda by měla vstupní teplotu 325 °C a výchozí 285 °C. Z hlediska systémů pro uschování tepla je tedy výhodnější použít helium jako chladící medium pro blanket. [10]

Studie publikovaná v roce 2007 *Final report on Deliverable Conceptual Design Definition for an Intermediate Cooling Loop Configuration and Coolant* [11] porovnávala několik možných konceptů sekundárního okruhu pro primární okruh s heliem jako chladivem z hlediska účinnosti. Na základě modelů tepelných oběhů se zjistilo, že je výhodnější použít standardní Rankin-Clausiiův (dále Rankinův) cyklus s párou než standardní Braytonův s CO_2 . Dále se studie zaměřila na možné zlepšení účinnosti sekundárního okruhu. Byly porovnány čtyři různé koncepty tepelných oběhů s klasickým Rankinovým oběhem. Dále to byly superkritický¹ Braytonův cyklus s rekompresí, dva nezávislé oběhy Rankinův/Braytonův (Rankin pro blanket a superkritický Braytonův pro divertor), dva nezávislé superkritické oběhy Brayton/Brayton (jeden pro blanket, jeden pro divertor) a superkritický vylepšený Rankinův cyklus. Pro všechny Braytonovy cykly se jako pracovní látka použila CO_2 a pro Rankinovy cykly voda/vodní pára. Jen dva z cyklů vykazovaly větší účinnost než klasický Rankinův, a to dva nezávislé oběhy Brayton/Brayton a superkritický vylepšený Rankinův cyklus. V prvním případě byla účinnost oběhu 47,73 % a ve druhém 49,88 %. Superkritický vylepšený Rankinův cyklus má nejvyšší účinnost díky optimalizaci výměny tepla mezi primárním a sekundárním okruhem. Model počítal s celkem osmnácti tepelnými výměníky (TV) mezi blanketem a sekundárním okruhem a se třemi tepelnými výměníky pro divertor. Co se blanketu týče, 9 TV mělo sloužit pro generování páry, 7 pro generování páry a její ohřívání a 2 pro regenerační ohřev. 2 TV v divertorovém okruhu měly sloužit pro generování páry a 1 TV pro regenerační ohřev. [11]

Za zmínku stojí fakt, že tato studie ve svých modelech nepočítala se systémy pro uskladnění tepla pro odpočinkovou fázi. Z výsledků je ale zřejmé, že je klíčová optimalizace výměny tepla mezi primárním a sekundárním okruhem.

Konkrétní koncept všech okruhů a systémů pro výrobu elektrické energie v DEMO pro helium chlazený blanket byl prezentován Technologickým institutem v Karlsruhe (KIT) a dalšími členy programu EUROfusion v roce 2018 [12].

V tomto modelu se počítá se čtyřmi nezávislými primárními okruhy (viz obr. 13). Jeden pro blanket, dva pro divertor a jeden pro vakuovou komoru.

Okruh pro blanket se skládá z devíti nezávislých smyček. Tři z nich slouží pro odvod tepla z vnitřní části blanketu a šest z nich pro odvod tepla z vnější části blanketu. Každá smyčka obsahuje jeden tepelný výměník a dvě čerpadla. Každé z čerpadel bude fungovat pouze na 50 %

¹ Superkritický cyklus je takový cyklus, ve kterém se pracuje s chladivem o tlaku nebo teplotě větší, než je jejich kritická hodnota.

jmenovitého výkonu. To zamezí neschopnosti chlazení části blanketu při poruše jednoho z nich. Teplo z blanketu se bude za pomoci helia jako chladiva předávat roztavené soli, takže se část energie z jaderné fúze uschová v nádobě na teplou sůl pro odpočinkovou fázi. [12]

Okruhy divertoru a vakuové komory pracují s vodou. Teplo získané ze zmíněných komponent se využívá pro předehřátí vody, která vstupuje do parogenerátoru. Každý okruh má vlastní tepelný výměník a vodní čerpadlo. Jelikož každý z okruhů přenáší různě veliký tepelný výkon, parametry chladiva jsou u nich rozdílné (viz tab. 1).

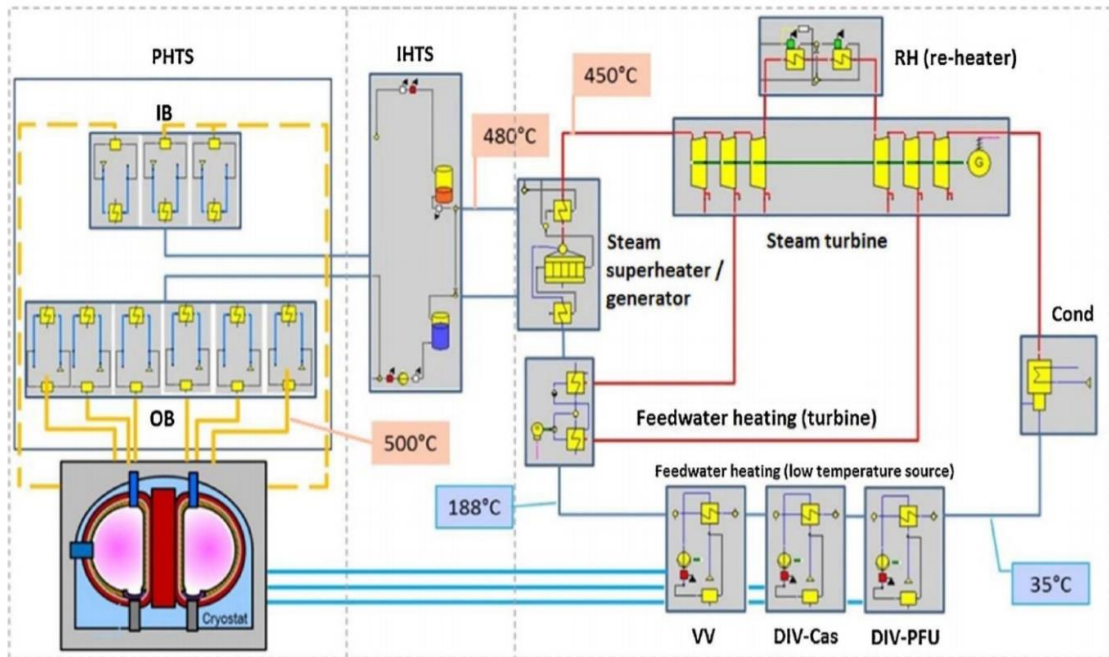
	Blanket	Divertor-kazety	Divertor-terče	Vakuová komora
Chladivo	He	Voda	Voda	Voda
Tepelný výkon během pulzu/odp. fáze [MW]	2398,1/21,4	115,2/1,07	136/1,421	86/1
Hmotnostní tok během pulzu/odp. fáze [kg/s]	2303,8/41,3	861,1/861,1	3260,6/3260,6	1928,9/1928,9
Teplota před vstupem do TV během pulzu/odp. fáze [°C]	500/400	210/195	140/135	200/195
Teplota na výstupu TV během pulzu/odp. fáze [°C]	300/300	180/194,7	130/134,7	190/194,9
Pracovní tlak [bar]	80	35	50	31,5

Tabulka 1 Parametry chladiva v primárních okruzích. [12]

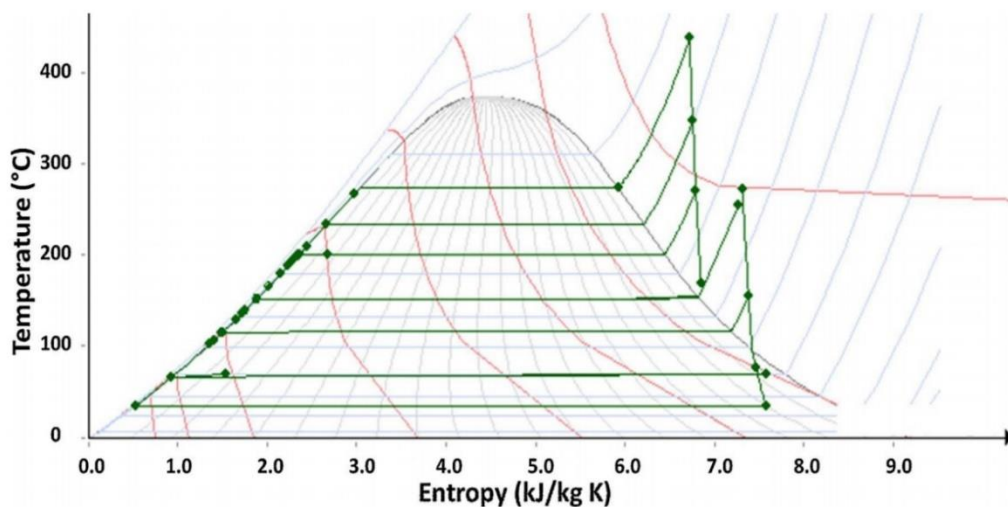
Systémy pro uschování tepla fungují na principu roztavené soli ve dvou ocelových nádobách (viz výše v kap. 8.3). Díky této technologii je možno dodávat do sítě nepřetržitě 80 % výkonu, který by se do sítě dodával během fúzního pulzu. Teplota tekutiny v nádobě na teplou sůl je 480 °C a v nádobě na studenou 268 °C. Pracovní tlak soli je 1 bar. [12]

Sekundární okruh pro generování elektrické energie pracuje na bázi Rankinova tepelného cyklu. Pracovní látka je voda/vodní pára. Turbína má vysokotlakou a nízkotlakou část. Z parogenerátoru vstupuje přehřátá pára do vysokotlaké části turbíny o tlaku 45,9 bar (při fúzním pulzu) nebo 44,5 bar (při odpočinkové fázi) o teplotě 445 °C a odchází při teplotě 177 °C (pulz), nebo 169 °C (odpočinková fáze). Po regeneračním ohřevu se do nízkotlaké části turbíny přivede pára o následujících parametrech: vstupní teplota během pulzu/odp. fáze je 258/253 °C, výstupní teplota během pulzu/odp. fáze je 33/30 °C. Po expanzi pára zkondenzuje v kondenzátoru. Následně se voda předehřeje v tepelných výměnících z okruhů divertoru

a vakuové komory. Poté se voda přivede do parogenerátoru a oběh se tak uzavře. Účinnost tohoto konkrétního Rankinova cyklu se pohybuje okolo 36 %. [12]



Obrázek 13 Schéma všech systémů a okruhů pro výrobu elektrické energie v elektrárně DEMO pro heliem chlazený blanket. PHTS (*Primary Heat Transfer System*) – primární okruhy; IHTS (*Intermediate Heat Transfer System*) – Meziokruh; IB (*Inboard blanket*) – vnitřní část blanketu; OB (*Outboard blanket*) – vnější část blanketu; VV (*Vacuum vessel*) – vakuová komora; DIV-Cas (*Divertor cassettes*) – divertorové kazety; DIV-PFU (*Plasma facing unit*) – divertorové terče; *Steam turbine* – turbína; *Steam superheater/generator* – parogenerátor a přehřívák; *Cond* – kondenzátor; *Re-heater* – systém pro regenerační ohřev [12]



Obrázek 14 T-s diagram sekundárního okruhu pro DEMO s heliem chlazeným blanketem. [12]

2.6. Shrnutí možných systémů pro DEMO v pulzním režimu

Elektrárna DEMO bude v první fázi výzkumu využívat tokamak fungující v pulzech. Je tedy nutná přítomnost systémů pro uschování tepla, díky kterým lze dodávat do sítě stálý nebo jen mírně kolísající výkon. Pro tento účel se plánuje použít roztavená sůl v ocelových nádobách. Pro primární okruh může být použito jako chladivo helium či voda. V současné chvíli se zdá, že je pro blanket výhodnější použít helium díky inertnosti, vysoké resistenci proti radiaci, vyšší pracovní teplotě a většímu rozdílu vstupní a výstupní teploty. Sekundární okruh fungující na principu Rankin-Clausiova oběhu se zatím jeví jako nejlepší možnost z hlediska účinnosti. Nicméně je pravděpodobné, že se v průběhu následujících let budou měnit parametry DEMO na základě zkušeností se zkušebním tokamakem ITER. Proto nelze vyloučit jiné podoby systémů pro výrobu elektrické energie v DEMO než prezentované v této práci. Model pro blanket chlazený heliem rovněž není plně optimalizován, ale dává dobrou představu o možném fungování elektrárny, alespoň co se přeměny tepla na elektrickou energii týče.

2.7. Výhody fúzní elektrárny

V současné době jsou nejvyužívanějším zdrojem energie fosilní paliva, která mají veliký dopad na životní prostředí, především kvůli produkci oxidů uhlíku a dusíku. Obnovitelné zdroje se na druhou stranu potýkají s malou účinností a špatnou regulovatelností. Současné jaderné elektrárny jsou mnoha státy odmítány kvůli obavě o bezpečnost.

Fúzní elektrárna nemá ani jeden z výše uvedených problémů. Jako odpadní látku bude produkovat helium, které může být použito třeba přímo v elektrárně pro chladicí cykly. Jedná se navíc o inertní plyn, který za běžných okolností nereaguje s jinými prvky či molekulami. Za den ho navíc bude vyrobeno jen malé množství. I bezpečnost je další výhodou fúzní elektrárny. Plazma v reaktoru stačí jen mírně ochladit či znečistit a reakce okamžitě skončí. V komoře bude navíc v jednu chvíli jen malé množství reaktantů.

Pro získání deuteria jako paliva stačí přefiltrovat vodu. 99,99 % této vody se potom vrátí zpět do oběhu. Tritium se v prvních elektrárnách bude získávat reakcí lithia s neutrony přímo v reaktoru. Spotřeba lithia však bude zanedbatelná v porovnání například s výrobou baterií do elektromobilů. Zásoby lithia jen v oceánech by vydržely pro výrobu elektrické energie na cca 1,5 milionů let.

Fúzní elektrárny by také snížily závislost lidstva na ropě a fosilních palivech obecně. Mohou být budovány kdekoliv nezávisle na geografické poloze, podnebí či jiných faktorech.

Cena fúzní energie by byla nízká zejména kvůli levnému palivu. Předpokládají se i extrémně nízké externí náklady. Vysoká je naopak počáteční investice do vybudování zařízení. Celkové náklady ale může výrazně snížit výzkum a vývoj v dané oblasti a zároveň praxe v provozu těchto zařízení.

Fúzní elektrárny mají veliký potenciál vyřešit otázku udržitelné výroby elektrické energie. Zbývá ale vyřešit mnoho problémů a vyvinout spoustu technologií. Data a zkušenosti z tokamaku ITER by měly vést k první zkušební fúzní elektrárně DEMO a poté snad nastane fúzní revoluce v energetice.

3. Kapitola: Analýza toků výkonu a energetické bilance ve fúzní elektrárně DEMO

3.1. Základní veličiny pro popis výkonů ve fúzní elektrárně

Na rozdíl od tepelných nebo jaderných elektráren se u fúzních reaktorů setkáváme s několika typy výkonů.

Fúzní výkon P_F vyjadřuje výkon samotné jaderné fúze. Je definován vztahem:

$$P_F = n_1 n_2 \langle \sigma v \rangle V E_F, \quad (3.1.1)$$

kde n_1 a n_2 jsou hustoty reagujících částic, $\langle \sigma v \rangle$ je průměrná hodnota součinu relativní rychlosti jader v a účinného průřezu reakce $\sigma(v)$ přes maxwellovské rozdělení rychlostí při teplotě T označovaná jako fúzní reaktivita, V je objem plazmatu a E_F je energie uvolněná při jedné fúzní reakci. [9]

Výkon ohřevu plazmatu se značí P_H . Jedná se o výkon, který plazma z vnějšku ohřívá.

Jak již bylo zmíněno (viz 1.5.1.3), samotný tepelný výkon uvolňovaný při jaderné fúzi není jediným zdrojem energie v reaktoru. Další teplo pochází z exotermické reakce lithia a neutronů v blanketu. Výkon blanketu nese označení P_B .

Součtem fúzního výkonu P_F a výkonu blanketu P_B je potom tzv. jaderný výkon P_N , tedy:

$$P_N = P_F + P_B. \quad (3.1.2)$$

Tepelný výkon reaktoru P_{TH} je součtem fúzního výkonu P_F , výkonu blanketu P_B a výkonu ohřevu P_H (teplo dodané plazmatu z vnějšku je následně plazmatem vyzářeno ve formě tepla):

$$P_{TH} = P_F + P_B + P_H. \quad (3.1.3)$$

Další důležitou veličinou je faktor zesílení Q , který je podílem fúzního výkonu P_F a výkonu ohřevu plazmatu P_H :

$$Q = \frac{P_F}{P_H}, \quad (3.1.4)$$

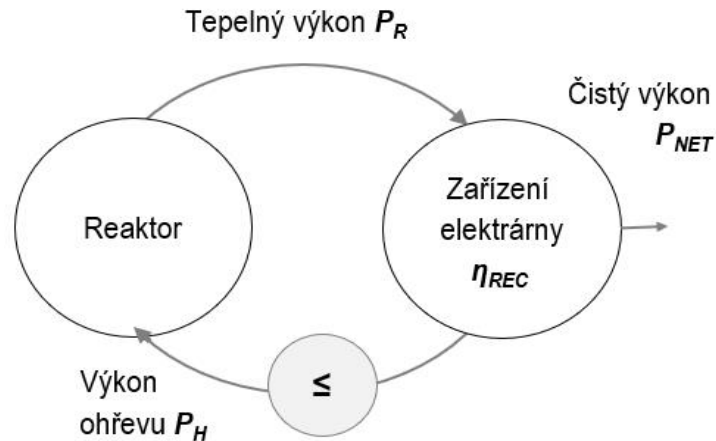
nebo faktor energetické multiplikace výkonu M_R :

$$M_R = \frac{P_F + P_B - P_{RL}}{P_F}, \quad (3.1.5)$$

kde P_{RL} je ztrátový výkon reaktoru. [13]

3.2. Lawsonovo kritérium, inženýrské vyrovnání

V současném pojetí Lawsonovo kritérium označuje rovnice energetické rovnováhy fúzního paliva a stanovuje podmínky pro fúzní reaktor, které musí být splněny, aby se dosáhlo



Obrázek 15 Schéma kritéria inženýrského vyrovnání. [9]

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*). [4]

Kritéria vědeckého vyrovnání je dosaženo, pokud je fúzní výkon P_F roven výkonu ohřevu plazmatu P_H . Platí tedy: $P_F = P_H$. Pokud dosadíme do vzorce pro zesílení, zjistíme, že je jeho hodnota v tomto případě:

$$Q = \frac{P_F = P_H}{P_H = P_F \neq 0} = 1. \quad (3.2.1)$$

Kritéria zapálení je dosaženo, pokud je jadernou fúzí produkováno tolik energie, aby byla udržena teplota plazmatu nutná pro pokračování děje a není ho tedy nutné dále z vnějšku ohřívat. Z tohoto důvodu bude velikost výkonu ohřevu $P_H = 0$. Při dosažení kritéria zapálení tudíž teoreticky platí:

$$Q = \frac{P_F \neq 0}{P_H = 0} = \infty. \quad (3.2.2)$$

V praxi nebude hodnota ohřevu nikdy nulová, protože i například neinduktivním generováním elektrického proudu se plazma trochu ohřívá. [13]

Inženýrské vyrovnání je z hlediska fúzní elektrárny nejdůležitější částí Lawsonova kritéria. Teprve po překročení inženýrského vyrovnání bude elektrárna do sítě dodávat výkon větší, než je její vlastní spotřeba. Toto kritérium je tedy splněno, pokud platí rovnice:

$$\eta_{REC} P_{TH} \geq P_H, \quad (3.2.3)$$

kde η_{REC} je účinnost, se kterou se přeměňuje tepelný výkon reaktoru P_{TH} na výkon ohřevu plazmatu P_H (viz obr. 15). [13]

V tokamacích má obecná formulace Lawsonova kritéria tvar:

$$nT\tau_E \geq g(T). \quad (3.2.4)$$

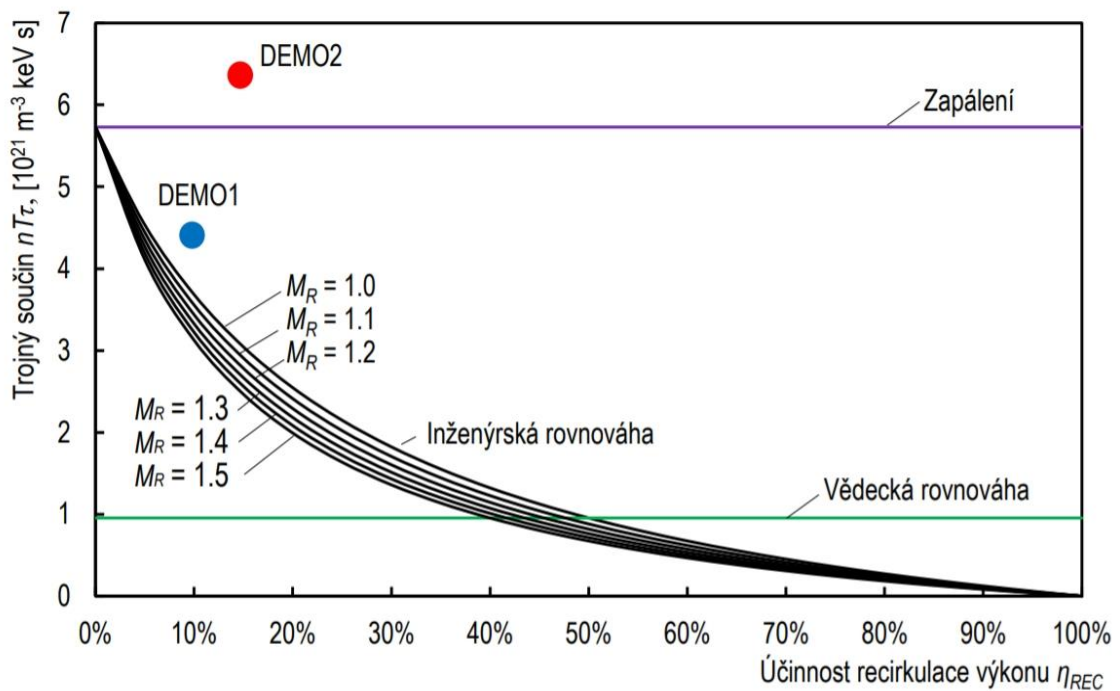
Po několika úpravách vztahů (3.2.3) a (3.2.4) dostaneme rovnici kritéria inženýrského vyrovnání:

$$nT\tau_E = \Omega_i \frac{120T^2}{\langle\sigma v\rangle E_F}, \quad (3.2.5)$$

kde:

$$\Omega_i = \frac{1 - \eta_{REC}}{1 - (1 - 5M_R)\eta_{REC}}. \quad (3.2.6)$$

Z rovnice (3.2.6) je patrné, že koeficient Ω_i závisí na účinnosti recirkulace ohřevu η_{REC} . Na obrázku 16 je vyobrazena závislost trojného součinu na účinnosti recirkulace η_{REC} při teplotě 14 keV a předpokládané pracovní body pro DEMO1 a DEMO2. [13]



Obrázek 16 Závislost trojného součinu na účinnosti recirkulace η_{REC} . [13]

Pokud fúzní elektrárna překročí kritérium zapálení, není nutno pro energetický zisk plazma nadále z vnějšku ohřívat a η_{REC} tedy může být rovno 0. V intervalu $\eta_{REC} \in (0; \sim 50\%)$ musí být pro energetický zisk překročeno kritérium vědeckého vyrovnání. Pokud by byla účinnost recirkulace η_{REC} větší než $\sim 50\%$, mohl by být teoreticky fúzní výkon P_F menší než výkon ohřevu P_H . To znamená, že takové zařízení by nesplňovalo kritérium vědeckého vyrovnání, a i přesto by mohlo do sítě dodávat výkon. Vzhledem k očekávané účinnosti η_{REC} elektrárny DEMO mezi 10 a 20 % se pravděpodobně jedná o vzdálenou budoucnost, než se dosáhne takové hodnoty účinnosti zařízení. [9] [13]

3.3. Recirkulace výkonu a její účinnost

Na obrázku 17 je schéma recirkulace výkonu. Díky jaderné fúzi se v plazmatu generuje výkon P_F . Aby se plazma udrželo na teplotě nutné pro pokračování reakce, je nutné ho ohřívat výkonem P_H . Tento výkon je následně vyzářen společně s P_F . Reaktor samotný je také zdrojem energie díky produkci tritia v blanketu. Je zde generován výkon P_B . P_{RL} je ztrátový výkon reaktoru. P_{TH} je celkový tepelný výkon reaktoru. Ztrátový výkon spojený s přeměnou tepla na elektrickou energii pomocí tepelných oběhů má označení P_{TL} . P_{GR} je takzvaný hrubý elektrický výkon, z něhož je část výkonu P_{NET} předána rozvodné síti, z části se z něj napájí vlastní spotřeba elektrárny (výkon P_{SC}) a z části systémy pro ohřev plazmatu (výkon P_{HC}). Protože ani systémy pro ohřev plazmatu nemají účinnost 100 %, část výkonu P_{HC} je přeměněna na ztrátový výkon systémů pro ohřev plazmatu P_{HL} . [9] [13]

Pokud by měla elektrárna fungovat v pulzech (jak je předpokládáno pro DEMO1), je potřeba mít zásobníky tepla pro nepřetržitou práci turbíny a zásobníky elektrické energie pro systémy ohřevu plazmatu. Schéma recirkulace výkonu se tedy doplní o dva zmíněné elementy (viz obrázek 18). ESS TH (*Thermal Energy Storage System*) je označení pro zásobníky tepla a ESS EL (*Elektric Energy Storage System*) je označení pro zásobníky elektrické energie. P_{TH}^B je tepelný výkon dodávaný zásobníky tepla do sekundárního oběhu elektrárny. P_{HC}^B je vyvážený výkon potřebný pro napájení systémů ohřevu. [9] [13]

Účinnost recirkulace η_{REC} pro fúzní elektrárnu v kontinuálním režimu je dána vztahem:

$$\eta_{REC} = \eta_{GR}\eta_{SC}\eta_H, \quad (3.3.1)$$

Kde η_{GR} je hrubá elektrická účinnost elektrárny, η_H je účinnost konverze elektrické energie do tepelné energie plazmatu a η_{SC} charakterizuje vliv vlastní spotřeby elektrárny. [13]

Pokud uvažujeme pulzní elektrárnu, vztah (3.3.1) musí být doplněn o koeficienty η'_{PO} a η''_{PO} charakterizující účinky zásobníků tepla, respektive elektrické energie. Účinnost recirkulace v tomto případě tedy je:

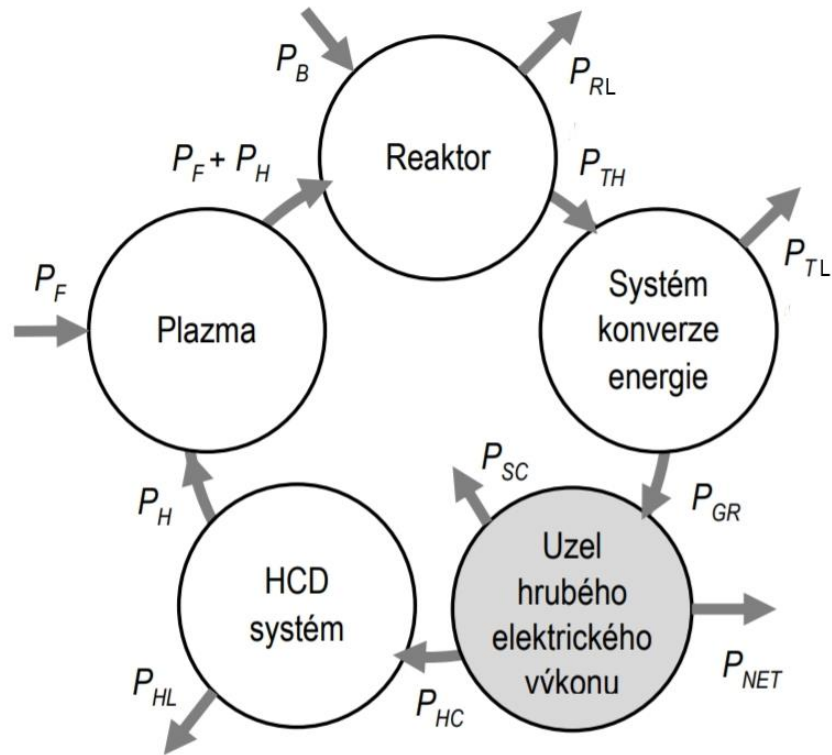
$$\eta_{REC} = \eta'_{PO}\eta_{GR}\eta_{SC}\eta_H\eta''_{PO}. \quad (3.3.2)$$

K čisté účinnosti elektrárny η_{NET} můžeme přistupovat několika způsoby. Diskutovaná veličina může být vztažena k fúznímu výkonu P_F , k celkovému tepelnému výkonu reaktoru P_{TH} nebo k jadernému výkonu P_N . [9] [13]

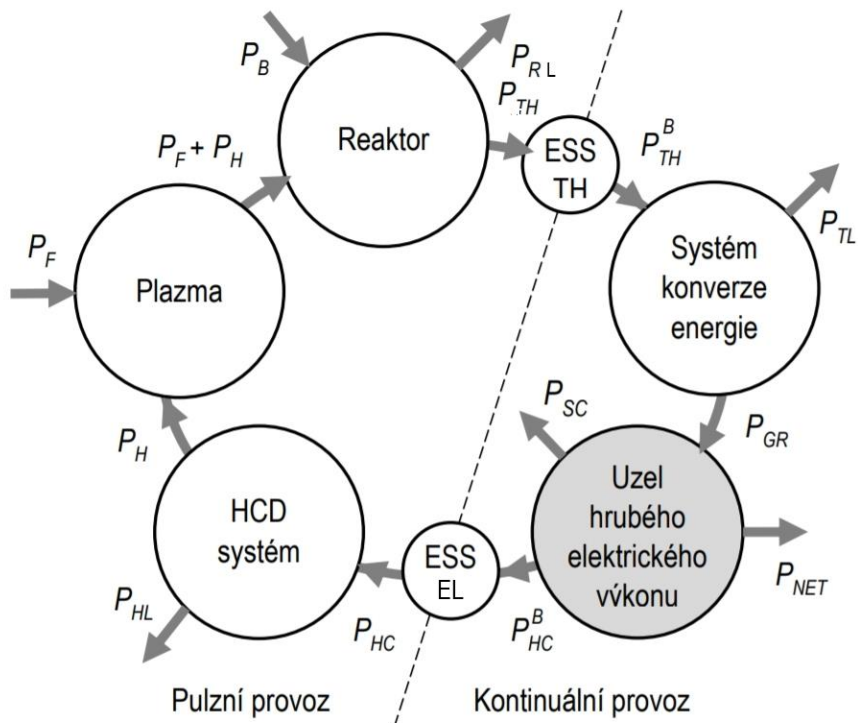
Myšlenka za prvním zmiňovaným přístupem je, že fúzní výkon P_F je primární generovaný výkon, a proto se k němu vztáhne účinnost elektrárny. Tato metoda je používána v některých evropských studiích. Pro tuto účinnost platí:

$$\eta_{NET}^F = \frac{P_{NET}}{P_F}. \quad (3.3.3)$$

Jelikož v tomto případě není reflektován vliv výkonu blanketu P_B , nejedná se o korektní definici čisté účinnosti. [9] [13]



Obrázek 17 Schéma recirkulace výkonu fúzní elektrárny v kontinuálním režimu. [13]



Obrázek 18 Schéma recirkulace výkonu fúzní elektrárny v pulzním režimu. [13]

Pro druhý uvedený přístup platí rovnice:

$$\eta_{NET}^{TH} = \frac{P_{NET}}{P_{TH}}. \quad (3.3.4)$$

Vztažení účinnosti k celkovému tepelnému výkonu reaktoru, jako v tomto případě, je obvyklý přístup definování čisté účinnosti u jaderných i tepelných (vztažené k tepelnému výkonu kotle) elektráren. Ve fúzních elektrárnách je ale celkový tepelný výkon reaktoru P_{TH} součtem výkonů P_F , P_B a P_H (3.1.3), a právě výkon ohřevu P_H není generován v reaktoru. Jedná se výkon, který cirkuluje elektrárnou. Proto se ani v tomto případě nejedná o korektní definici účinnosti. [9] [13]

Ve třetím přístupu je čistá účinnost definována jako:

$$\eta_{NET}^N = \frac{P_{NET}}{P_N}. \quad (3.3.5)$$

Až v tomto případě se jedná o korektní definici účinnosti. Je zde zohledněn jak výkon plazmatu P_F , tak výkon blanketu P_B , což jsou jediné dva výkony přímo generované v reaktoru. [9] [13]

3.4. Analýza čisté účinnosti a výkonových toků pro různé varianty elektrárny DEMO

3.4.1. Cíle analýzy a vstupní parametry

Cílem analýzy je identifikace hlavních výkonových toků ve fúzní elektrárně DEMO a zjištění čisté účinnosti fúzní elektrárny. Analýza je provedena pro čtyři varianty fúzního energetického reaktoru DEMO: reaktor chlazený héliem, reaktor chlazený vodou, reaktor chlazený héliem pracující v pulsním režimu a reaktor chlazený vodou pracující v pulsním režimu.

Parametry² pro každou z variant jsou uvedeny v tabulce 2. Protože je reaktor umístěn ve vakuové izolaci, bude ztrátový výkon P_{RL} nízký a pro účel této analýzy je možné jej zanedbat.

		DEMO 2019		DEMO 2019 pulsní	
		He	Voda	He	Voda
Fúzní výkon	MW	1871	1871	1871	1871
Výkon blanketu	MW	356	356	356	356
Výkon ohřevu	MW	76	76	76	76
Výkon čerpadel	MW	188	18	188	18
Vlastní spotřeba (bez ohřevu)	MW	345	145	345	145
Termodynamická účinnost	%	37.5	33	37.5	33
Účinnost ohřevu	%	40	40	40	40
Délka fáze hoření	min			132	132
Délka fáze prodlevy	min			14.6	14.6
Účinnost uložště tepla se započítáním střídy	%			81	81
Účinnost uložště elektřiny se započítáním střídy	%			88	88

Tabulka 2 Parametry různých variant elektrárny DEMO.

3.4.2. Vlastní výpočty

3.4.2.1. Héliem chlazený reaktor v kontinuálním režimu

Parametry héliem chlazeného reaktoru v kontinuálním režimu jsou uvedeny v tabulce 3.

$$P_N = P_F + P_B + P_P = 1871 + 356 = 2227 \text{ [MW]}$$

$$P_{TH} = P_N + P_H + P_P = 2227 + 76 + 188 = 2491 \text{ [MW]}$$

$$\eta_{TD} = \eta_{GR} = 33 \text{ [%]}$$

² Zadání bylo sestaveno na základě evropského referenčního modelu DEMO1 2019 [PROCESS 2019 Baseline Input/Output Files, EFDA_D_2NBQ4R v1.0].

$$P_{GR} = P_{TH} \frac{\eta_{GR}}{100} = 2491 \cdot \frac{37,5}{100} = 934,1 \text{ [MW]}^3$$

$$P_{HC} = P_H \frac{100}{\eta_H} = 76 \cdot \frac{100}{40} = 190 \text{ [MW]}$$

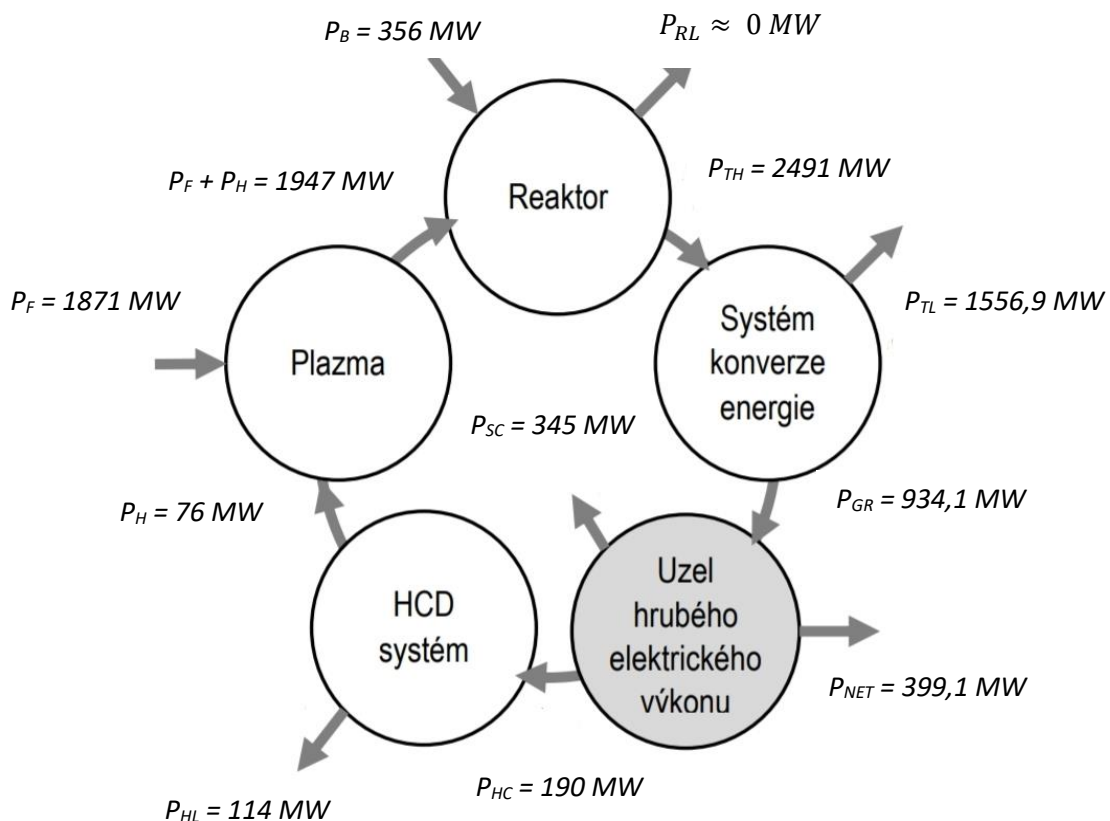
$$P_{NET} = P_{GR} - P_{HC} - P_{SC} = 934,1 - 190 - 345 = 399,1 \text{ [MW]}$$

$$\eta_{NET}^F = 100 \frac{P_{NET}}{P_F} = 100 \cdot \frac{399,1}{1871} = 21,3 \text{ [%]}$$

$$\eta_{NET}^{TH} = 100 \frac{P_{NET}}{P_{TH}} = 100 \cdot \frac{399,1}{2491} = 16 \text{ [%]}$$

$$\eta_{NET}^N = 100 \frac{P_{NET}}{P_N} = 100 \cdot \frac{399,1}{2227} = 17,9 \text{ [%]}$$

Schéma recirkulace výkonu pro heliem chlazený reaktor v kontinuálním režimu je na obrázku 19.



Obrázek 19 Schéma recirkulace výkonu pro heliem chlazený reaktor v kontinuálním režimu.

³ Všechny vypočtené hodnoty jsou zaokrouhleny na jedno desetinné místo.

P_F Fúzní výkon	MW	1871
P_B Výkon blanketu	MW	356
P_H Výkon ohřevu	MW	76
P_P Výkon čerpadel	MW	188
P_{SC} Vlastní spotřeba (bez ohřevu)	MW	345
η_{TD} Termodynamická účinnost	%	37.5
η_H Účinnost ohřevu	%	40
t_P Délka fáze hoření	min	-
t_D Délka fáze prodlevy	min	-
η'_{PO} Účinnost úložiště tepla se započítáním střídavy	%	-
η''_{PO} Účinnost úložiště elektřiny se započítáním střídavy	%	-

Tabulka 3 Parametry heliem chlazeného reaktoru v kontinuálním režimu.

3.4.2.2. Vodou chlazený reaktor v kontinuálním režimu

Parametry vodou chlazeného reaktoru v kontinuálním režimu jsou uvedeny v tabulce 4.

P_F Fúzní výkon	MW	1871
P_B Výkon blanketu	MW	356
P_H Výkon ohřevu	MW	76
P_P Výkon čerpadel	MW	18
P_{SC} Vlastní spotřeba (bez ohřevu)	MW	145
η_{TD} Termodynamická účinnost	%	33
η_H Účinnost ohřevu	%	40
t_P Délka fáze hoření	min	-
t_D Délka fáze prodlevy	min	-
η'_{PO} Účinnost úložiště tepla se započítáním střídavy	%	-
η''_{PO} Účinnost úložiště elektřiny se započítáním střídavy	%	-

Tabulka 4 Parametry vodou chlazeného reaktoru v kontinuálním režimu.

$$P_N = P_F + P_B = 1871 + 356 = 2227 [MW]$$

$$P_{TH} = P_N + P_H + P_P = 2227 + 76 + 18 = 2321 [MW]$$

$$\eta_{TD} = \eta_{GR} = 33 [\%]$$

$$P_{GR} = P_{TH} \frac{\eta_{GR}}{100} = 2321 \cdot \frac{33}{100} = 765,9 [MW]$$

$$P_{HC} = P_H \frac{100}{\eta_H} = 76 \cdot \frac{100}{40} = 190 [MW]$$

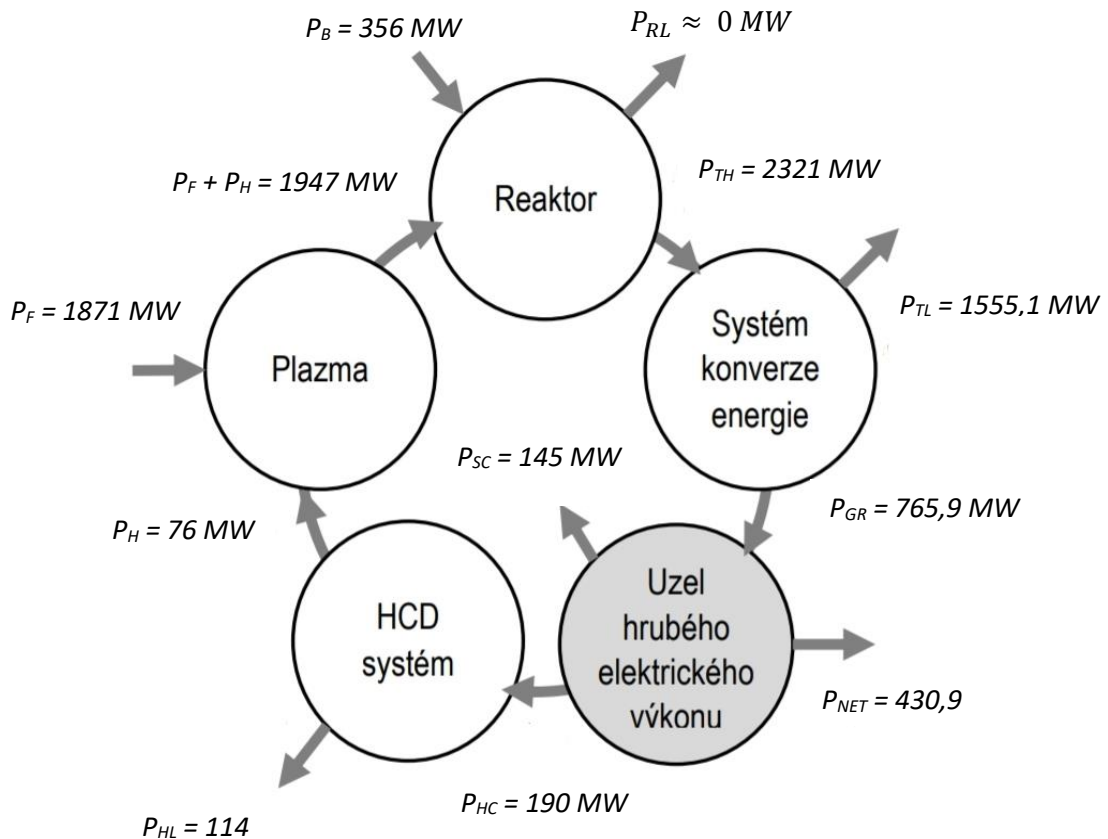
$$P_{NET} = P_{GR} - P_{HC} - P_{SC} = 765,9 - 190 - 145 = 430,9 [MW]$$

$$\eta_{NET}^F = 100 \frac{P_{NET}}{P_F} = 100 \cdot \frac{430,9}{1871} = 23 [\%]$$

$$\eta_{NET}^{TH} = 100 \frac{P_{NET}}{P_{TH}} = 100 \cdot \frac{430,9}{2321} = 18,5 [\%]$$

$$\eta_{NET}^N = 100 \frac{P_{NET}}{P_N} = 100 \cdot \frac{430,9}{2227} = 19,3 [\%]$$

Schéma recirkulace výkonu pro vodou chlazený reaktor v kontinuálním režimu je na obrázku 20.



Obrázek 20 Schéma recirkulace výkonu pro vodou chlazený reaktor v kontinuálním režimu.

3.4.2.3. Helium chlazený reaktor v pulsním režimu

Parametry heliem chlazeného reaktoru v pulsním režimu jsou uvedeny v tabulce 5.

$$P_N = P_F + P_B = 1871 + 356 = 2227 \text{ [MW]}$$

$$P_{TH} = P_N + P_H + P_P = 2227 + 76 + 188 = 2491 \text{ [MW]}$$

$$\eta_{GR} = \eta_{TD} \eta'_{PO} = 30,4 [\%]$$

$$P_{GR} = P_{TH} \frac{\eta_{GR}}{100} = 2303 \cdot \frac{30,4}{100} = 757,3 \text{ [MW]}$$

$$P_{HC} = P_H \frac{100}{\eta_H \eta_{PO}''} = 76 \cdot \frac{100 \cdot 100}{40 \cdot 88} = 215,9 \text{ [MW]}$$

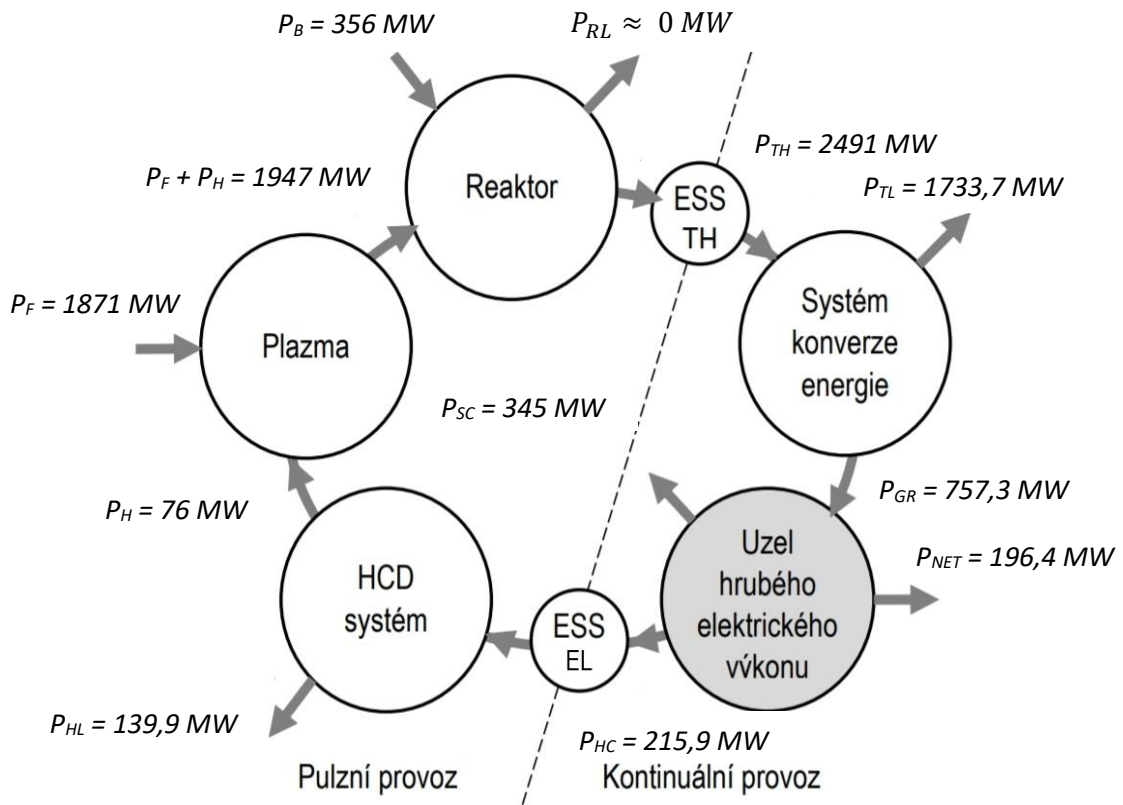
$$P_{NET} = P_{GR} - P_{HC} - P_{SC} = 757,3 - 215,9 - 345 = 196,4 \text{ [MW]}$$

$$\eta_{NET}^F = 100 \frac{P_{NET}}{P_F} = 100 \cdot \frac{196,4}{1871} = 10,5 \text{ [%]}$$

$$\eta_{NET}^{TH} = 100 \frac{P_{NET}}{P_{TH}} = 100 \cdot \frac{196,4}{2491} = 7,9 \text{ [%]}$$

$$\eta_{NET}^N = 100 \frac{P_{NET}}{P_N} = 100 \cdot \frac{196,4}{2227} = 8,8 \text{ [%]}$$

Schéma recirkulace výkonu pro heliem chlazený reaktor v pulsním režimu je na obrázku 21.



Obrázek 21 Schéma recirkulace výkonu pro heliem chlazený reaktor v pulsním režimu.

P_F Fúzní výkon	MW	1871
P_B Výkon blanketu	MW	356
P_H Výkon ohřevu	MW	76
P_P Výkon čerpadel	MW	188
P_{SC} Vlastní spotřeba (bez ohřevu)	MW	345
η_{TD} Termodynamická účinnost	%	37,5
η_H Účinnost ohřevu	%	40
t_P Délka fáze hoření	min	132
t_D Délka fáze prodlevy	min	14,6
η'_{PO} Účinnost úložiště tepla se započítáním střídání	%	81
η''_{PO} Účinnost úložiště elektřiny se započítáním střídání	%	88

Tabulka 5 Parametry heliem chlazeného reaktoru v pulsním režimu.

3.4.2.4. Vodou chlazený reaktor v pulsním režimu

Parametry vodou chlazeného reaktoru v pulsním režimu jsou uvedeny v tabulce 6.

P_F Fúzní výkon	MW	1871
P_B Výkon blanketu	MW	356
P_H Výkon ohřevu	MW	76
P_P Výkon čerpadel	MW	18
P_{SC} Vlastní spotřeba (bez ohřevu)	MW	145
η_{TD} Termodynamická účinnost	%	33
η_H Účinnost ohřevu	%	40
t_P Délka fáze hoření	min	132
t_D Délka fáze prodlevy	min	14,6
η'_{PO} Účinnost úložiště tepla se započítáním střídání	%	81
η''_{PO} Účinnost úložiště elektřiny se započítáním střídání	%	88

Tabulka 6 Parametry vodou chlazeného reaktoru v pulsním režimu.

$$P_N = P_F + P_B = 1871 + 356 = 2227 \text{ [MW]}$$

$$P_{TH} = P_N + P_H + P_P = 2227 + 76 + 18 = 2321 \text{ [MW]}$$

$$\eta_{GR} = \eta_{TD} \eta'_{PO} = 26,7 \text{ [%]}$$

$$P_{GR} = P_{TH} \frac{\eta_{GR}}{100} = 2321 \cdot \frac{26,7}{100} = 619,7 \text{ [MW]}$$

$$P_{HC} = P_H \frac{100}{\eta_H \eta''_{PO}} = 76 \cdot \frac{100 \cdot 100}{40 \cdot 88} = 215,9 \text{ [MW]}$$

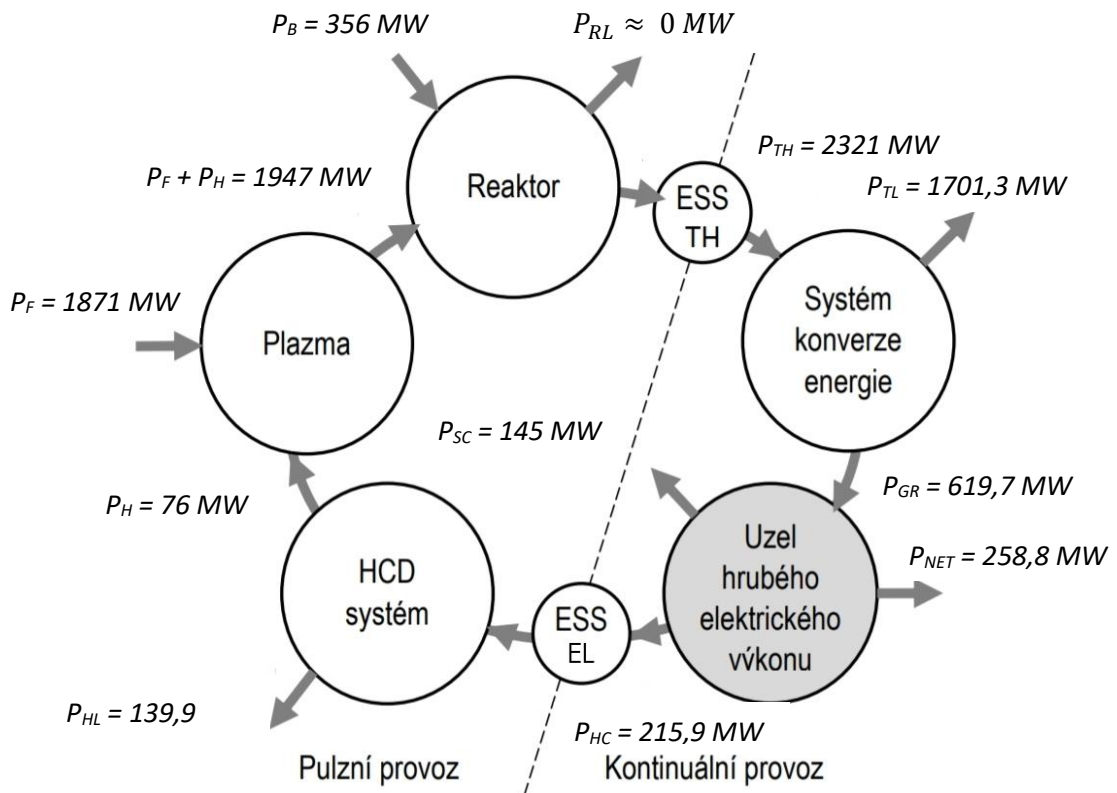
$$P_{NET} = P_{GR} - P_{HC} - P_{SC} = 619,7 - 215,9 - 145 = 258,8 \text{ [MW]}$$

$$\eta_{NET}^F = 100 \frac{P_{NET}}{P_F} = 100 \cdot \frac{258,8}{1871} = 13,8 \text{ [%]}$$

$$\eta_{NET}^{TH} = 100 \frac{P_{NET}}{P_{TH}} = 100 \cdot \frac{258,8}{2321} = 11,2 [\%]$$

$$\eta_{NET}^N = 100 \frac{P_{NET}}{P_N} = 100 \cdot \frac{258,8}{2227} = 11,6 [\%]$$

Schéma recirkulace výkonu pro heliem chlazený reaktor v pulsním režimu je na obrázku 22.



Obrázek 22 Schéma recirkulace výkonu pro vodou chlazený reaktor v pulsním režimu.

3.4.3. Sumarizace výsledků

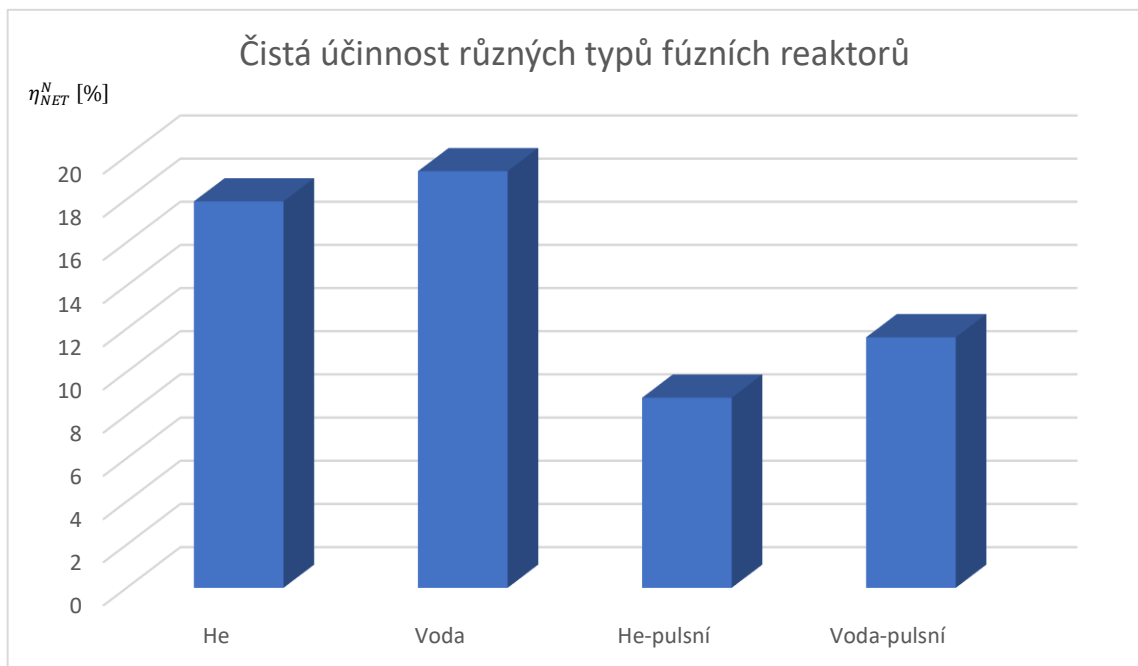
Výsledky analýzy jsou uvedeny v tabulce 7.

	He	Voda	He-pulsní	Voda-pulsní
P_{GR} [MW]	934,1	765,9	757,3	619,7
P_{NET} [MW]	399,1	430,9	196,4	258,8
η_{NET}^F [%]	21,3	23	10,5	13,8
η_{NET}^{TH} [%]	16	18,5	7,9	11,2
η_{NET}^N [%]	17,9	19,3	8,8	11,6

Tabulka 7 Výsledky analýzy.

Z výsledků je patrné, že velikost výkonu dodávaného do sítě P_{NET} závisí na typu primárního chladiva. Zatímco u heliem chlazeném reaktoru při kontinuálního režimu elektrárny DEMO je výkon $P_{NET} = 399,1$ MW, u vodou chlazeného reaktoru je $P_{NET} = 430,9$ MW. Tento markantní rozdíl čistého výkonu elektrárny je dán především nezanedbatelným příkonem čerpadel u heliem chlazeného reaktoru, a tím pádem také vyšší vlastní spotřebou elektrárny P_{SC} . Tento fakt se výrazně promítá do účinnosti celého zařízení, kde $\eta_{NET}^N = 17,9$ % pro heliem chlazený reaktor a $\eta_{NET}^N = 19,3$ % pro vodou chlazený reaktor.

Pokud se zaměříme na výsledky pro pulsní režim elektrárny, zjistíme, že u heliem chlazeného reaktoru je $\eta_{NET}^N = 8,8$ % a $P_{NET} = 196,4$ MW. U vodou chlazeného reaktoru bychom do sítě dodávali výkon $P_{NET} = 236,7$ MW a čistá účinnost celé elektrárny by byla $\eta_{NET}^N = 10,6$ %.



Obrázek 23 Čistá účinnost různých typů fúzního reaktoru.

4. Závěr

Pro výrobu elektrické energie se v dnešní době volí mezi fosilními palivy a obnovitelnými zdroji. Fosilní paliva mají obrovské externí náklady, jsou nešetrné k životnímu prostředí a produkují CO₂, což může mít vliv na změnu klimatu. Ani u obnovitelných zdrojů se v mnoha ohledech nedá hovořit o šetrnosti k životnímu prostředí. Jsou navíc neefektivní a často závislé na okamžitém počasí. Současné jaderné elektrárny jsou sice ekologické a efektivní, ale i přesto u nich lze pozorovat zmenšování podílu v energetickém mixu kvůli obavě o bezpečnost. Prostředky vynaložené na odstranění následků jaderných havárií navíc rapidně zvyšují externí náklady jaderných elektráren.

Využití fúze v energetice nabízí bezpečný, ekologický, prakticky nevyčerpatelný a potenciálně i levný zdroj energie, který může do sítě dodávat velké výkony bez nutnosti zastavění větší plochy.

V současné chvíli je největší nadějí pro fúzní elektrárnu tokamak. Vývoj a výzkum v této oblasti se nyní upírá k budovanému zařízení ITER. To je předstupeň k demonstrační elektrárně DEMO.

Pro výrobu elektrické energie u fúzních elektráren se mohou použít známé technologie ze současných jaderných elektráren. Jako chladivo primárního okruhu pro blanket může být použito buď helium nebo voda.

Jak je popisováno v oddílu 2.3, z hlediska bezpečnosti a provozuschopnosti fúzní elektrárny je výhodnější použít helium. Pokud ale nebude dostupná technologie pro neinduktivní generování elektrického proudu v plazmatu a zařízení bude nuceno pracovat v pulzech, tak bude mít kvůli špatné chladicí schopnosti helia malou hodnotu čisté účinnosti (viz oddíl 3.4.3). Pokud by DEMO měla moc nízkou účinnost, nesplnila by svůj účel, což je demonstrovat využitelnost a konkurenceschopnost jaderné fúze v energetice. V takovém případě by nezbylo nic než přistoupit na vodu jako chladivo reaktoru. Helium jako chladivo pro pulsní reaktor bude relevantnější, pokud se vývojem systémů pro ohřev plazmatu podaří zvýšit účinnost ohřevu plazmatu η_H , či se zvýší účinnosti uskladnění tepelné, respektive elektrické energie η'_{PO} a η''_{PO} . Systém pro konverzi tepelné energie je převzat ze současných elektráren a funguje na principu dobře známého Rankinova cyklu. Je zde proto prostor pro zvýšení termodynamické účinnosti η_{TD} například použitím superkritického CO₂ Braytonova oběhu. Je ale otázka, jestli je to nutnost vzhledem k mnoha technologickým překážkám pro zrealizování zmiňovaného oběhu.

Současné jaderné elektrárny mají účinnost mezi 30 a 33 %. Cílem fúzních elektráren je přiblížit se k této hodnotě. I když se do budoucna předpokládá zesílení faktoru Q a tím snižování výkonu ohřevu, tak kvůli nutnosti ohřívat palivo na vysoké teploty a kvůli vysokým hydraulickým ztrátám při průtoku chladícího média reaktorem z principu nelze dosáhnout takové účinnosti jako u jaderných elektráren. Pro posuzování účinnosti fúzních elektráren by bylo vhodné použít efektivitu využití energie paliva, která bude u fúzních elektráren až o dva řády vyšší než u jaderných elektráren.

5. Reference

- [1] Wesson, John. *Tokamaks*. New York : Oxford University Press Inc., 2004. ISBN 0-19-8509227.
- [2] Entler, Slavomír a Mlynář, Jan. Spoutání slunce. *Výzvy a otázky*. Věda kolem nás, 2016, Sv. L, ISSN 12031.
- [3] McCracken, G a Stott, P. *Fúze - Energie vesmíru*. Praha : Mladá fronta, 2006. ISBN 80-204-1453-3.
- [4] Slavomír, Entler, a další. *Budoucnost energetiky: jaderná fúze*. Praha : Středisko společných činností AV ČR, 2019. ISBN 978-80-200-3007-8.
- [5] ITER - the way to new energy. ITER - the way to new energy [online]. Copyright © 2020, ITER Organization [cit. 01.04.2020]. Dostupné z: <https://www.iter.org/>
- [6] Nožička, Jiří. *Základy termomechaniky*. Praha : Vydavatelství ČVUT, 2004. ISBN 80-01-02409-1.
- [7] Clausius-Rankinův cyklus - Enpedie [online]. Enpedie [cit. 01.04.2020]. Dostupné z: http://enpedie.cz/wiki/Clausius-Rankin%C5%AFv_cyklus
- [8] Základní typy jaderných reaktorů | Skupina ČEZ - O Společnosti. Skupina ČEZ [online]. Dostupné z: <https://www.cez.cz/cs/o-cez/vyrobní-zdroje/jaderna-energetika/je-ve-svete/zakladni-typy-jadernych-reaktoru>
- [9] ENTLER, Slavomír. Demonstrational fusion power plant [přednáška]. Praha: ČVUT v Praze, 20. května 2020.
- [10] Bubelis, E a Herinf, W. Final report on Deliverable Conceptual Design Definition for an Intermediate Cooling Loop Configuration and Coolant. : Eurofusin, 2014. EFDA_D_2HDVN9.
- [11] MEDRANO, M., D. PUENTE, E. ARENAZA, et al. Power conversion cycles study for He-cooled reactor concepts for DEMO. *Fusion Engineering and Design* [online]. 2007, 82(15-24), 2689-2695 [cit. 2020-05-19]. DOI: 10.1016/j.fusengdes.2007.04.041. ISSN 09203796. Dostupné z: <https://linkinghub.elsevier.com/retrieve/pii/S0920379607002050>
- [12] BUBELIS, Evaldas, Wolfgang HERING a Sara PEREZ-MARTIN. Conceptual designs of PHTS, ESS and PCS for DEMO BoP with helium cooled BB concept. *Fusion Engineering and Design* [online]. 2018, 136, 367-371 [cit. 2020-05-19]. DOI: 10.1016/j.fusengdes.2018.02.040. ISSN 09203796. Dostupné z: <https://linkinghub.elsevier.com/retrieve/pii/S0920379618301418>
- [13] ENTLER, Slavomír. *Energetické využití jaderné fúze*. Praha 2018. Disertační práce, České vysoké učení v Praze. Fakulta strojní. Školitel DOC. Ing Václav, DOSTÁL, PH.D.

- [14] Řípa, Milan, a další. *Řízená termojaderná fúze pro každého*. Praha : Vítkovice - výzkum a vývoj - technické aplikace a.s., 2013. ISBN 978-80-260-4785-8.
- [15] Home - EUROfusion. Home - EUROfusion [online]. Copyright © 2014 [cit. 22.03.2020]. Dostupné z: <https://www.euro-fusion.org/>
- [16] Homepage - Fusion for Energy. Homepage - Fusion for Energy [online]. Copyright © 2019 European Joint Undertaking for ITER and the Development of Fusion Energy [cit. 24.03.2020]. Dostupné z: <https://fusionforenergy.europa.eu/>
- [17] DEL NEVO, A., P. ARENA, G. CARUSO, et al. Recent progress in developing a feasible and integrated conceptual design of the WCLL BB in EUROfusion project. *Fusion Engineering and Design* [online]. 2019, 146, 1805-1809 [cit. 2020-06-01]. DOI: 10.1016/j.fusengdes.2019.03.040. ISSN 09203796. Dostupné z: <https://linkinghub.elsevier.com/retrieve/pii/S0920379619303503>
- [18] Lasers, Photonics, and Fusion Science: Science and Technology on a Mission. *Lasers, Photonics, and Fusion Science: Science and Technology on a Mission* [online]. Dostupné z: <https://lasers.llnl.gov/>
- [19] FROIO, A., A. DEL NEVO, E. MARTELLI, L. SAVOLDI a R. ZANINO. Parametric thermal-hydraulic analysis of the EU DEMO Water-Cooled Lithium-Lead First Wall using the GETTHEM code. *Fusion Engineering and Design* [online]. 2018, 137, 257-267 [cit. 2020-05-23]. DOI: 10.1016/j.fusengdes.2018.10.003. ISSN 09203796. Dostupné z: <https://linkinghub.elsevier.com/retrieve/pii/S0920379618306458>