

FAKULTA STROJNÍ

Ústav energetiky



# Diplomová práce

Detritiace wolframu užitím technologie MSO

2024

Bc. Martin Vacek

## I. OSOBNÍ A STUDIJNÍ ÚDAJE

Příjmení: **Vacek** Jméno: **Martin** Osobní číslo: **473692**  
Fakulta/ústav: **Fakulta strojní**  
Zadávací katedra/ústav: **Ústav energetiky**  
Studijní program: **Jaderná energetická zařízení**  
Studijní obor: **Jaderná energetická zařízení**

## II. ÚDAJE K DIPLOMOVÉ PRÁCI

Název diplomové práce:

**Detritiace wolframu užitím technologie MSO**

Název diplomové práce anglicky:

**Tungsten detritation using MSO technology**

Pokyny pro vypracování:

1. Proveďte rešerši problematiky palivového cyklu EU DEMO
2. Popište uvažované metody recyklace tritia v palivovém cyklu EU DEMO
3. Zpracujte metodiku postupu detritiace wolframu užitím technologie MSO
4. Spolupracujte na experimentu detritiace wolframu
5. Proveďte vyhodnocení naměřených dat
6. Přehledně shrňte aktivity v diplomové práci dle platných publikačních pravidel
7. Zdůrazněte vlastní přínos do tématu

Seznam doporučené literatury:

- [1] M. Shimada, et al., In-vessel dust and tritium control strategy in ITER, J. Nucl.Mater. (2013) S996–S1000, <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2013.01.217>, 438 Supplemen.
- [2] Schwenzer, J. C., Day, C., Giegerich, T., & Santucci, A. (2022). Operational Tritium Inventories in the EU-DEMO Fuel Cycle. Fusion Science and Technology, 78(8), 664–675. <https://doi.org/10.1080/15361055.2022.2101834>

Jméno a pracoviště vedoucí(ho) diplomové práce:

**Ing. Jan Prehradný, Ph.D. ústav energetiky FS**

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

Datum zadání diplomové práce: **23.04.2024**

Termín odevzdání diplomové práce: **03.06.2024**

Platnost zadání diplomové práce: **31.12.2025**

Ing. Jan Prehradný, Ph.D.  
podpis vedoucí(ho) práce

prof. Ing. Michal Kolovratník, CSc.  
podpis vedoucí(ho) ústavu/katedry

doc. Ing. Miroslav Španiel, CSc.  
podpis děkana(ky)

## III. PŘEVZETÍ ZADÁNÍ

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

\_\_\_\_\_  
Datum převzetí zadání

\_\_\_\_\_  
Podpis studenta

# Prohlášení

Prohlašuji, že jsem svou diplomovou práci vypracoval samostatně a že jsem uvedl v příloženém seznamu veškeré použité informační zdroje v souladu s Metodickým pokynem o dodržování etických principů při přípravě vysokoškolských závěrečných prací, vydaným ČVUT v Praze 1. 7. 2009.

Nemám závažný důvod proti užití tohoto školního díla ve smyslu § 60 zákona č. 121/2000 Sb., o právu autorském, o právech souvisejících s právem autorským a o změně některých zákonů (autorský zákon).

V Praze dne

.....

podpis

## Poděkování

Především bych chtěl poděkovat vedoucímu práce panu Ing. Janu Prehradnému, Ph.D. za odborné rady během vedení mé diplomové práce. Rád bych také poděkoval konzultantovi práce panu Ing. Vojtěchovi Galekovi za ochotu a vstřícný přístup. Do experimentální části práce byly zapojeny pracoviště Ústavu ochrany proti zbraním hromadného ničení Univerzity obrany a Ústavu jaderného výzkumu Řež, a.s., kde probíhala odborná analýza vzorků. Zároveň bych chtěl vyjádřit své díky mým kolegům z Centra výzkumu Řež, kteří se neohroženě účastnili experimentů.

# Anotační list

<b>Jméno autora:</b>	Martin Vacek
<b>Název DP:</b>	Detritiace wolframu užitím technologie MSO
<b>Anglický název:</b>	Tungsten detritation using MSO technology
<b>Akademický rok:</b>	2023/2024
<b>Ústav/odbor:</b>	Ústav energetiky/Jaderná energetická zařízení
<b>Vedoucí práce:</b>	Ing. Jan Prehradný, Ph.D.
<b>Konzultant:</b>	Ing. Vojtěch Galek
<b>Bibliografické údaje:</b>	Počet stran: 79 Počet obrázků: 32 Počet tabulek: 16 Počet příloh: 0
<b>Klíčová slova:</b>	detritiace, wolframový prach, ITER, DEMO, MSO
<b>Keywords:</b>	detritiation, tungsten dust, ITER, DEMO, MSO
<b>Anotace:</b>	<p>Tato diplomová práce pojednává o možnosti využití technologie Molten Salt Oxidation ke zpětnému získání tritia z odpadního materiálu budoucích fúzních elektráren. Konkrétně se zabývá radioaktivním odpadem ve formě tritiovaného wolframového prachu.</p> <p>Teoretická část práce je věnována přehledu o možném využití wolframu jako materiálu pro komponenty fúzní elektrárny, které jsou vystaveny podmínkám termonukleární fúze. Dále se zabývá palivovým cyklem a potenciálním radioaktivním odpadem budoucích fúzních elektráren. Závěrečná část je pak věnována technologiím využívajícím taveniny solí s konkrétním zaměřením na technologii Molten Salt Oxidation a její využití v průmyslu.</p> <p>Experimentální část práce je zaměřena na stanovení účinnosti procesu Molten Salt Oxidation za účelem zpětného zisku tritia z kontaminovaných wolframových pelet, které simulovaly tritiovaný wolframový prach. Ze získaných dat je představen možný přístup ke zpracování předpokládaného radioaktivního odpadu z fúzních elektráren.</p>

**Abstract:**

This thesis discusses the possibility of using Molten Salt Oxidation technology to recover tritium from the waste material of future fusion power plants. Specifically, it deals with radioactive waste in the form of tritiated tungsten dust.

The theoretical part of the thesis is dedicated to an overview of the possible use of tungsten as a material for fusion power plant components that are exposed to thermonuclear fusion conditions. It also discusses the fuel cycle and potential radioactive waste of future fusion power plants. The final part is dedicated to technologies using molten salts with a specific focus on Molten Salt Oxidation technology and its industrial applications.

The experimental part of the thesis focuses on determining the efficiency of the Molten Salt Oxidation process to recover tritium from contaminated tungsten pellets simulating tritiated tungsten dust. From the data obtained, a possible approach to treat the expected radioactive waste from fusion power plants is presented

## Seznam použitých zkratek

<b>CANDU</b>	CANada Deuterium-Uranium
<b>CFETR</b>	China Fusion Engineering Test Reactor
<b>CLIP</b>	Concentration Limit for Ignited Plasma
<b>CPM</b>	Counts Per Minute
<b>CPS</b>	Coolant Purification System
<b>DCLL</b>	Dual Coolant Lithium Lead
<b>DEMO</b>	DEMOstration Fusion Power Plant
<b>DIRL</b>	Direct Internal Recycling Loop
<b>DONES</b>	DEMO Oriented Neutron Source
<b>DPA</b>	Displacement Per Atom
<b>DPM</b>	Disintegration Per Minute
<b>EAST</b>	Experimental Advanced Superconducting Tokamak
<b>ELM</b>	Edge Localized Mode
<b>ESBWR</b>	Economic Simplified Boiling Water Reactor
<b>ESFR</b>	European Sodium Fast Reactor
<b>EU-DEMO</b>	The European Demonstration Fusion Power Plant
<b>FPY</b>	Full Power Years
<b>HCLL</b>	Helium-Cooled Lithium Lead
<b>HCPB</b>	Helium-Cooled Pebble Bed
<b>HIP</b>	Hot Isostatic Pressing
<b>HLW</b>	High Level radioactive Waste
<b>ILW</b>	Intermediate Level radioactive Waste
<b>INTL</b>	Inner Tritium Plant Loop
<b>ISS</b>	Isotope Separation System
<b>ITER</b>	International Thermonuclear Experimental Reactor
<b>JET</b>	Joint European Torus
<b>JT-60</b>	Japan Torus-60
<b>JT-60U</b>	Japan Torus-60 Upgrade
<b>KAERI</b>	Korea Atomic Energy Research Institute
<b>KALPUREX</b>	Karlsruhe liquid metal based pumping process for fusion reactor exhaust gases

<b>K-DEMO</b>	Korean Demonstration Fusion Power Plant
<b>KS</b>	Kondenzační systém
<b>KSTAR</b>	Korea Superconducting Tokamak Advanced Research
<b>LHD</b>	Large Helical Device
<b>LLW</b>	Low Level radioactive Waste
<b>LSC</b>	Liquid scintillation counting
<b>MCFC</b>	Molten Carbonate Fuel Cell
<b>MOX</b>	Mixed Oxides Fuel
<b>MSO</b>	Molten Salt Oxidation
<b>MSR</b>	Molten Salt Reactor
<b>OUTL</b>	Outer Tritium Plant Loop
<b>PAV</b>	Permeator Against Vacuum
<b>PCB</b>	Polychlorované bifenyly
<b>PCD</b>	Pre-Concept Design
<b>PFC</b>	Plasma Facing components
<b>PUREX</b>	Plutonium Uranium Reduction Extraction
<b>RAFM</b>	Reduced Activation Ferritic/Martensitic steel
<b>SOL</b>	Scrape-Off Layer
<b>TBP</b>	Tri-butylfosfát
<b>TBR</b>	Tritium Breeding Ratio
<b>TES</b>	Tritium Extraction System
<b>TMB</b>	Tritium breeding material
<b>TRF</b>	Tritium Removal Facility
<b>ÚOPZHN</b>	Ústav ochrany proti zbraním hromadného ničení
<b>VS</b>	Vacuum system
<b>W7-X</b>	Wendelstein 7-X
<b>WCLL</b>	Water-Cooled Lithium Lead
<b>WDS</b>	Water Detritiation System



## Seznam použitých veličin, značek a symbolů

$E$	[J]	Energie
$\Delta m$	[kg]	Rozdíl hmotností
$c$	[m s <sup>-1</sup> ]	Rychlost světla ve vakuu
$n$	[m <sup>-3</sup> ]	Hustota částic
$T$	[K]	Teplota
$\tau_E$	[s]	Doba udržení energie
$Q$	[–]	Faktor zesílení
$P_F$	[W]	Fúzní výkon
$P_H$	[W]	Výkonu vnějšího ohřevu
$A$	[s <sup>-1</sup> ]	Aktivita
$A_0$	[s <sup>-1</sup> ]	Počáteční aktivita
$t$	[s]	Čas
$\lambda$	[s <sup>-1</sup> ]	Rozpadová konstanta
$T_{1/2}$	[s]	Poločas rozpadu
$CPM$	[min <sup>-1</sup> ]	Counts Per Minute
$DPM$	[min <sup>-1</sup> ]	Disintegration Per Minute

# Obsah

<b>1</b>	<b>Termojaderná fúze .....</b>	<b>14</b>
1.1	Fúzní reakce .....	14
1.2	Udržení plazmatu .....	17
1.2.1	Inerciální udržení.....	17
1.2.2	Magnetické udržení.....	18
<b>2</b>	<b>Projekt ITER a experimentální fúzní reaktory.....</b>	<b>21</b>
2.1	Jaderná zóna fúzního reaktoru.....	21
2.1.1	První stěna a blanket.....	22
2.1.2	Divertor .....	23
2.2	Interakce plazmatu se stěnou reaktoru .....	25
2.2.1	Iontová implantace a retence paliva .....	27
<b>3</b>	<b>Demonstrační fúzní elektrárna EU-DEMO .....</b>	<b>30</b>
3.1	Lawsonovo kritérium.....	30
3.2	Koncept fúzní elektrárny EU-DEMO .....	31
3.3	Vnitřní palivový cyklus DEMO .....	31
3.3.1	Technologie vnitřního palivového cyklu.....	33
3.3.2	Tritiové hospodářství .....	36
3.4	Jaderný odpad fúzních elektráren.....	38
3.5	Detritiace fúzních materiálů.....	40
3.5.1	Recyklace tritia z wolframového prachu .....	41
<b>4</b>	<b>Taveniny solí .....</b>	<b>42</b>
4.1	Historické pozadí.....	42
4.2	Technologie užívající taveniny solí .....	42
4.2.1	Teplosměnné medium .....	42
4.2.2	Solné jaderné reaktory.....	42
4.2.3	Palivové články .....	43
4.2.1	Pyroprocessing.....	44
4.3	Technologie MSO .....	45
4.3.1	Chemické procesy bezplamenné oxidace .....	45
4.3.2	Technické provedení .....	47
4.3.3	Zpracování odpadu.....	50
<b>5</b>	<b>Praktická část.....</b>	<b>52</b>
5.1	Metodika experimentu .....	52
5.1.1	Volba provozních parametrů.....	52
5.1.2	Výroba wolframových pelet .....	54
5.1.3	Experimentální aparatura technologie MSO.....	55
5.2	Postup .....	57
5.2.1	Analýza vodných vzorků .....	60
<b>6</b>	<b>Výsledky .....</b>	<b>61</b>
6.1	Vyhodnocení výsledků.....	65

<b>7</b>	<b>Diskuze .....</b>	<b>70</b>
<b>8</b>	<b>Závěr.....</b>	<b>71</b>
<b>9</b>	<b>Citovaná literatura .....</b>	<b>72</b>

# Úvod

Poptávka po elektrické energii celosvětově nadále roste. S cílem tuto poptávku uspokojit zaznamenáváme technologický pokrok a snahu o optimalizaci a vyšší výtěžnost zavedených postupů získávání elektrické energie. Současně se však potýkáme s problematikou míry emisivity skleníkových plynů z výroby elektrické energie, která je nejvýraznější zejména u fosilních zdrojů. Fosilní paliva jsou neodmyslitelně spjata s rozvojem průmyslu a technologie v minulosti a s jejich užíváním máme dlouholeté zkušenosti. Další používání fosilních paliv se dnes však jeví jako problematické z hlediska dopadů na životní prostředí. Nízkoemisní zdroje, jako jsou větrné či solární elektrárny, jsou silně závislé na počasí a denní době a nejsou proto schopny zajistit stabilní dodávky elektrické energie. Vodní elektrárny vyžadují náročnou výstavbu velkých přehrad. Zásadním pokrokem v získávání nových zdrojů elektrické energie bylo uvolnění vazební energie atomu. Tím se otevřela cesta k jaderným elektrárnám. Od ovládnutí štěpné jaderné reakce uplynulo již téměř 80 let a její rozmach v 60. letech minulého století přispěl k energetické stabilitě v Evropě. Jaderná energetika je nyní velmi širokým a perspektivním oborem, zasahujícím do mnoha průmyslových odvětví po celém světě. Historie jaderných havárií formovala dnešní podobu jaderné energetiky a veřejné mínění o jejím užívání. Výstavba nových energetických reaktorů je spojena s vysokými náklady, které z velké části pramení ze zajištění bezpečnosti provozu. Budoucnost jaderné energetiky závisí na plnění těchto požadavků při současném zachování ekonomické provozuschopnosti.

Řešení současných problémů jaderné energetiky by mohl nabídnout koncept jaderné elektrárny využívající opačného procesu štěpení jádra, a to slučování jader lehkých izotopů, jako jsou deuterium a tritium v procesu termojaderné fúze. Tato revoluční myšlenka byla vyřčena již v první polovině 19. století, ale s její technologickou realizací se potýkáme dodnes. Hlavním inženýrským problémem je stabilní udržení extrémních podmínek, při kterých je možné procesu sloučení jader atomů dosáhnout. Takzvaná fúzní elektrárna by však vyřešila problémy, se kterými se potýká současná jaderná energetika, a sice bezpečný provoz bez rizika jaderné havárie a minimální produkce silně radioaktivního odpadu ve formě transuranů.

Deuterium se v přírodě vyskytuje velmi hojně ve vodě a lze jej získat jednoduchými procesy. Druhá složka paliva, tritium, se v přírodě vyskytuje minimálně a v současné době se získává z těžkovodních jaderných reaktorů. V rámci fúzního výzkumu je problematice získávání tritia a jeho případné recyklaci věnována velká pozornost. Provoz fúzních elektráren se neobejde bez kontaminace materiálů fúzním palivem. Z hlediska omezené dostupnosti tritia jsou zkoumány metody recyklace této složky fúzního paliva z kontaminovaných materiálů.

Metoda se zajímavým potenciálem je Molten Salt Oxidation. Tato metoda nachází nejširší uplatnění v oblasti likvidace odpadů. Její aplikační přesah však spatřujeme i ve vysoké účinnosti v oblasti zpracovávání nebezpečných, energetických či radioaktivních materiálů. V současné době je zkoumána možnost jejího využití za účelem zpětného získání tritia z kontaminovaných fúzních materiálů.

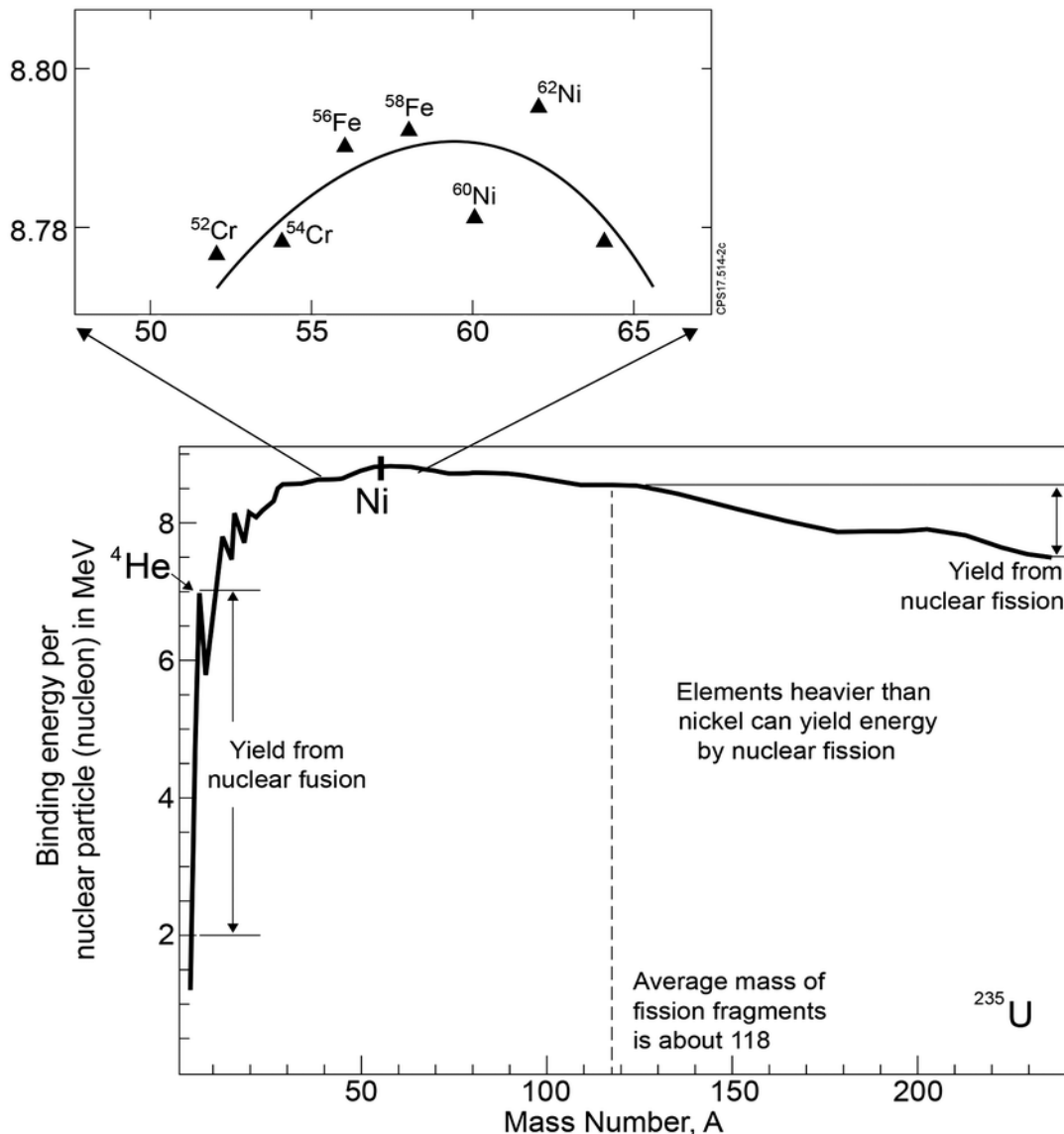
## Cíl práce

Diplomová práce se zabývá možnou metodou recyklace tritia z wolframového prachu. V tomto ohledu je v práci představena metoda simulace tritiovaného wolframového prachu. Práce si zároveň klade za cíl prokázat možnost užití technologie Molten Salt Oxidation k účelům detritiace wolframu a stanovení účinnosti tohoto procesu.

# 1 Termojaderná fúze

## 1.1 Fúzní reakce

Termojadernou či termonukleární fúzí nazýváme proces sloučení jader atomů za vzniku těžšího jádra pomocí extrémních tlaků a teplot. Tento proces je také základem energie, kterou vyzařuje Slunce a další hvězdy. Její energetické využití je založeno na uvolnění vazebné energie atomových jader, obdobně jako při jejich štěpení v současných energetických jaderných reaktorech [1]. Vazebná energie jádra je závislá na jeho atomovém hmotnostním čísle  $A$  (počet protonů a neutronů v jádře). Na obrázku níže (Obrázek 1) můžeme pozorovat křivku vazebné energie atomů s jejím maximem pro jádro izotopu niklu  $^{62}\text{Ni}$ .



Obrázek 1: Křivka vazebné energie atomů [2]

Za hranicí tohoto maxima může být vazebná energie atomu uvolněna jaderným štěpením s daným energetickým ziskem uvolněným v podobě kinetické energie štěpných produktů. Na opačné straně tohoto maxima lze vazebnou energii uvolnit pomocí sloučení dvou atomových jader za vzniku těžšího

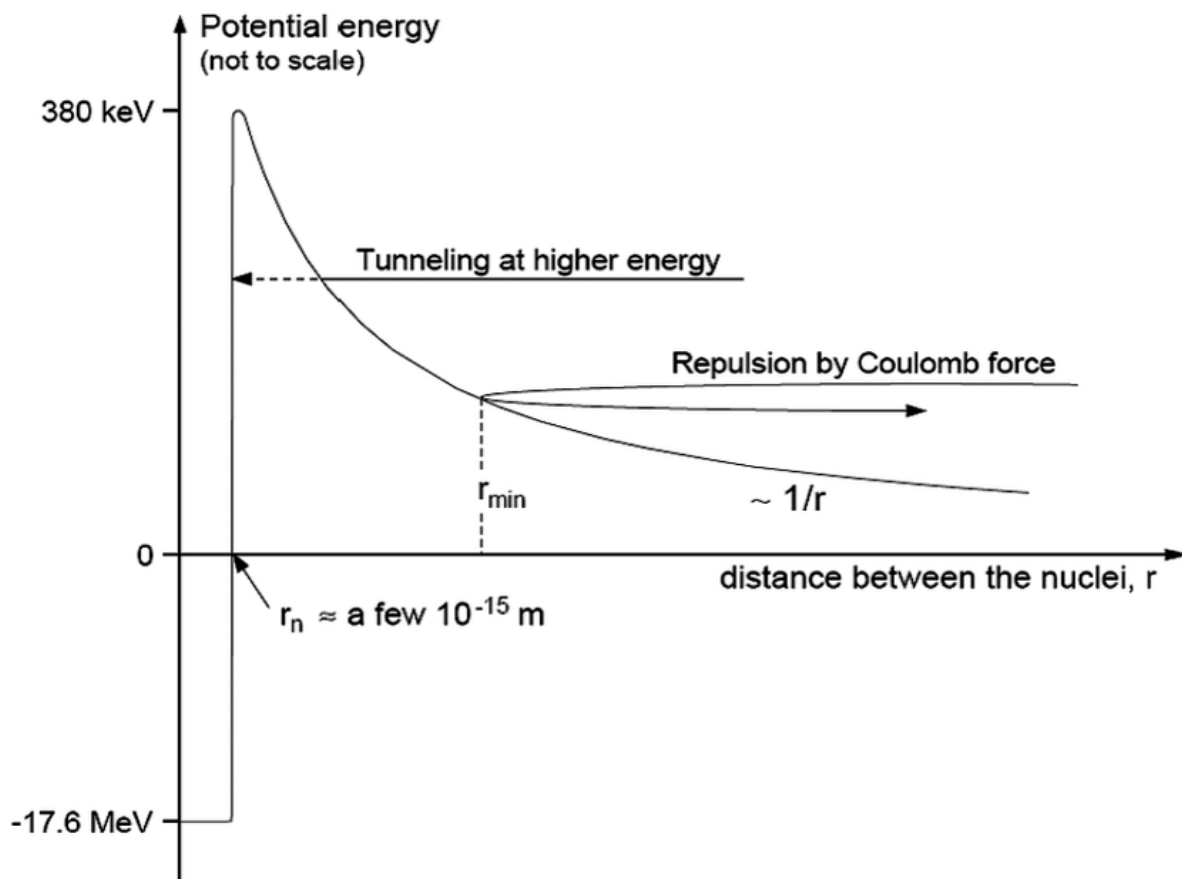
jádra a dalších produktů reakce. Na obrázku je také patrná mimořádně velká vazebná energie atomu helia  ${}^4\text{He}$ . Hodnota rozdílu vazebné energie na jádro ve fúzních reakcích lehkých nuklidů s  ${}^4\text{He}$  jako jedním z produktů reakce je přibližně 5 MeV/jádro. Pro srovnání, tato energie ze štěpení izotopu uranu  ${}^{235}\text{U}$  je přibližně 0,9 MeV/jádro [2].

Součet hmotností produktů fúzní reakce je menší než součet hmotností slučovaných jader. Tento hmotnostní rozdíl je uvolněn ve formě energie v souladu s Einsteinovou rovnicí (1.1).

$$E = \Delta mc^2 \quad (1.1)$$

Kde je  $E$  energie,  $\Delta m$  rozdíl hmotností a  $c$  rychlost světla ve vakuu. Z obrázku výše (Obrázek 1) je také patrný energetický zisk uvolněný při fúzi lehkých jader vodíkových izotopů a množství energie uvolněné při štěpení těžkých jader (např. uranu) [3].

Při podmínkách termonukleární fúze se slučovaná hmota nachází ve stavu plazmatu. V tomto skupenství hmoty jsou elektrony atomů odloučeny od jejich jader a jádra atomů tak nesou kladný náboj [1]. Kladný náboj slučovaných jader je zdrojem repulzivní síly, která vzniká v důsledku elektrostatického odpuzování mezi protony obsaženými v jádrech. Tato elektrostatická neboli Coulombovská bariéra představuje překážku, kterou je nutné překonat pro dosažení termojaderné fúze. Aby došlo ke sloučení jader za vzniku těžších prvků a uvolnění energie, musí být jádrům dodána dostatečná energie, která překoná tuto repulzivní sílu (Obrázek 2) [4].



Obrázek 2: Závislost potenciální energie na vzdálenosti jader [2]

Existuje několik způsobů, jak dodat jádrům potřebnou energii k dosažení termojaderné fúze. Jedním z nejčastějších je dodání energie ve formě tepla, které zvyšuje kinetickou energii částic, čímž se zvyšuje pravděpodobnost, že se dvě jádra dostanou dostatečně blízko k sobě a překonají tak Coulombovskou bariéru. Tento způsob je zároveň nejslibnější inženýrské řešení pro dosažení řízené termojaderné fúze na Zemi [5]. Snížení těchto vysokých nároků na kinetickou energii částic nutné k jejich sloučení umožňuje kvantový tunelový efekt. Díky vlnovému charakteru hmoty mají jádra jistou pravděpodobnost prorazit skrze Coulombovu bariéru při nižších energiích, než jsou energie definované maximem této bariéry [6]. Toto snížení je podstatné a zvyšuje tak četnost fúzních reakcí v plazmatu [2].

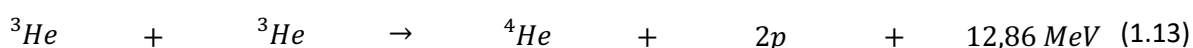
Pro první generace fúzních reaktorů se předpokládá slučování jader izotopů vodíku deuteria a tritia v takzvané DT reakci (1.2). Tato reakce poskytuje vysoké množství uvolněné energie a je považována za nejjednodušší cestu k dosažení řízené termojaderné fúze. Při této reakci se předpokládá získání tritia prostřednictvím reakce izotopů lithia a neutronů vznikajících přímo v reaktoru (1.2). Tento proces lze popsat jako souhrnnou reakci deuteria a lithia (1.3) [5].



Pro energetické využití termojaderné fúze je k dispozici široká škála fúzních reakcí. Fúzní reakce se obecně dělí do dvou skupin podle přítomnosti neutronu v produktech reakce. Tyto dvě skupiny reakcí se nazývají neutronové (1.5), (1.6), (1.7), (1.8), (1.9) a bezneutronové reakce (1.10), (1.11), (1.12), (1.13), (1.14).



Pravděpodobnost, že z DD reakce (tzv. DD reakce – sloučení dvou jader deuteria) vznikne tritium a proton ( $T + p$ ) nebo izotop helia a neutron ( ${}^3\text{He} + n$ ) je 50:50 [3].





Neutrony generované fúzními reakcemi jsou spojeny s mnoha technickými a bezpečnostními obtížemi, jako jsou neutronové záření či aktivace konstrukčních materiálů. Neutronové záření z plazmatu je však nezbytné pro koncept první generace fúzních reaktorů EU-DEMO (The European Demonstration Fusion Power Plant) z hlediska produkce tritia reakcí neutronů s lithiem ve stěnách reaktoru [7]. Další generace fúzních reaktorů by mohly být založeny na reakcích nevyžadujících tritium, respektive izotop lithia  ${}^6\text{Li}$  (např. DD reakce). Pokročilejší reaktory by pak mohly využívat tzv. bezneutronovou fúzi, například reakci jader vodíku a bóru. Produktem této reakce jsou pouze částice nesoucí náboj, a tudíž jsou zachyceny magnetickým polem reaktoru. Nedocházelo by tak k uvolňování ionizujícího neutronového záření a veškerým komplikacím spojeným s izolací tohoto záření od okolního prostředí [3].

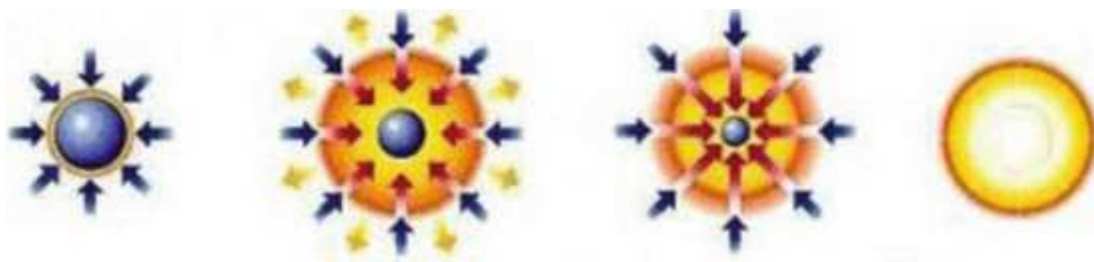
## 1.2 Udržení plazmatu

Většina (více než 99 % [8]) hadronové hmoty vesmíru se nachází ve stavu plazmatu. Plazma je ve své podstatě částečně či plně ionizovaný plyn. Ionizací plynu vznikají volné nosiče náboje, které jako celek reagují na elektrické a magnetická pole, kterých jsou i zdrojem [1]. Pro udržení takového stavu hmoty je možné použít například tyto jeho vlastnosti.

Většina plazmatické hmoty v pozorovatelném vesmíru se nachází ve hvězdách či mlhovinách. Plazma hvězd je udržováno za pomoci vlastního obrovského gravitačního působení [8]. Tento typ udržení není možné na Zemi napodobit, a proto je nutné hledat zcela jiné metody. V současné době jsou za tímto účelem vyvíjeny dva přístupy: inerciální a magnetické udržení plazmatu. Koncept inerciálního udržení plazmatu představuje dosažení fúze atomových jader za pomoci intenzivních kompresních sil, které jsou generovány silnými lasery nebo částicovými paprsky. Tato metoda vyžaduje velké množství energie, je technicky náročná a z hlediska energetického využití nepraktická. Magnetické udržení využívá silná magnetická pole k formování a udržení plazmatu. Tokamaky jsou jedním z nejvíce studovaných zařízení pro magnetické udržení plazmatu a jsou založeny na konceptu spirálovitého magnetického pole, které udržuje plazma ve stabilním stavu [9]. Pro dosažení energetického zisku z termojaderné fúze je nutné plazma udržovat na požadovaných parametrech po jistou dobu a zajistit vysokou hustotu fúzních reakcí [9].

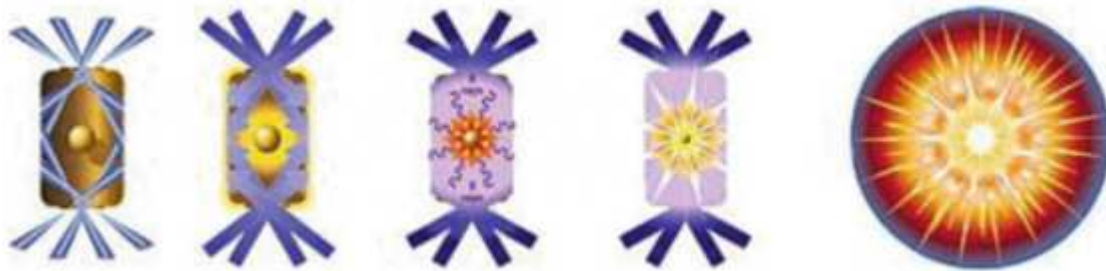
### 1.2.1 Inerciální udržení

Jedním z přístupů k dosažení termojaderné fúze je inerciální udržení plazmatu. Ke sloučení jader se zde používá vysokovýkonových laserů nebo částicových paprsků. Princip inerciálního udržení spočívá v rychlém stlačení malého množství paliva a následné využití jeho setrvačnosti tak aby se dosáhlo hustoty a teploty potřebné pro sloučení jader [10]. Z hlediska cíle zaměření energetického svazku se inerciální udržení plazmatu dělí na přímé (Obrázek 3) a nepřímé (Obrázek 4).



Obrázek 3: Přímé stlačení palivové pelety [11]

Paprsky silných laserů jsou zaměřeny na kulový terč (o průměru přibližně 2 mm) tvořený z vrstev různého složení. Uvnitř kapsle je uchováváno plynné fúzní palivo složené obvykle z tritia a deuteria. Vnější vrstva terče je tvořena tzv. ablátorem, který je nezbytný pro iniciaci rázové vlny potřebné pro stlačení paliva. Laserový puls zahřeje ablátor a odpařený materiál pak působí na palivo extrémním tlakem. To způsobí silnou kompresi paliva, které tak dosáhne požadované teploty a hustoty, aby mohlo dojít k fúzním procesům. Palivová kapsle následně expanduje s uvolněním fúzní energie. Vzhledem k výbušné povaze procesu je palivová kapsle umístěna uvnitř obrovské terčové komory, která má průměr přibližně 10 m a zachytává unikající produkty sloučení jader [11]. Úskalí přímého stlačení palivové pelety spočívá v nutnosti velmi přesné konstrukce ablátoru. Při jeho nepravidelnosti může docházet k nerovnoměrné expanzi a následné destrukci palivové pelety bez vyvolání fúze atomů. K vyřešení některých z těchto problémů lze palivovou peletu umístit do trubice zvané hohlraum a zahřívat ji nepřímým (Obrázek 4) [3].



Obrázek 4: Nepřímé stlačení palivové pelety [11]

Hohlraum je dutý válec o délce asi 10 mm, průměru 5-6 mm a stěnách ze zlata o tloušťce 30  $\mu\text{m}$ . Při nepřímém inerciálním udržení plazmatu je energie (z laserových paprsků nebo iontových svazků) nejprve absorbována v tomto krytu, který obklopuje palivovou kapsli. Zahřátý kryt vyzařuje rentgenové záření, které je hybnou silou následné imploze palivové kapsle. U optimálně navržených hohlraumů lze 70-80 % energie z iniciačního energetického svazku přeměnit na rentgenové záření [11].

Pulzní režim inerciálního udržení je nevhodný pro nepřetržitou výrobu energie. Jedna pulzní exploze trvá pouhých  $10^{-9}$ , takže frekvence pulzů by musela být velmi vysoká. Další problém je také v konstrukci reaktorové komory, která by zajišťovala odvod uvolněné energie. V současném stavu výzkumu nemá inerciální udržení takový potenciál pro energetické účely jako magnetické udržení plazmatu [3].

### 1.2.2 Magnetické udržení

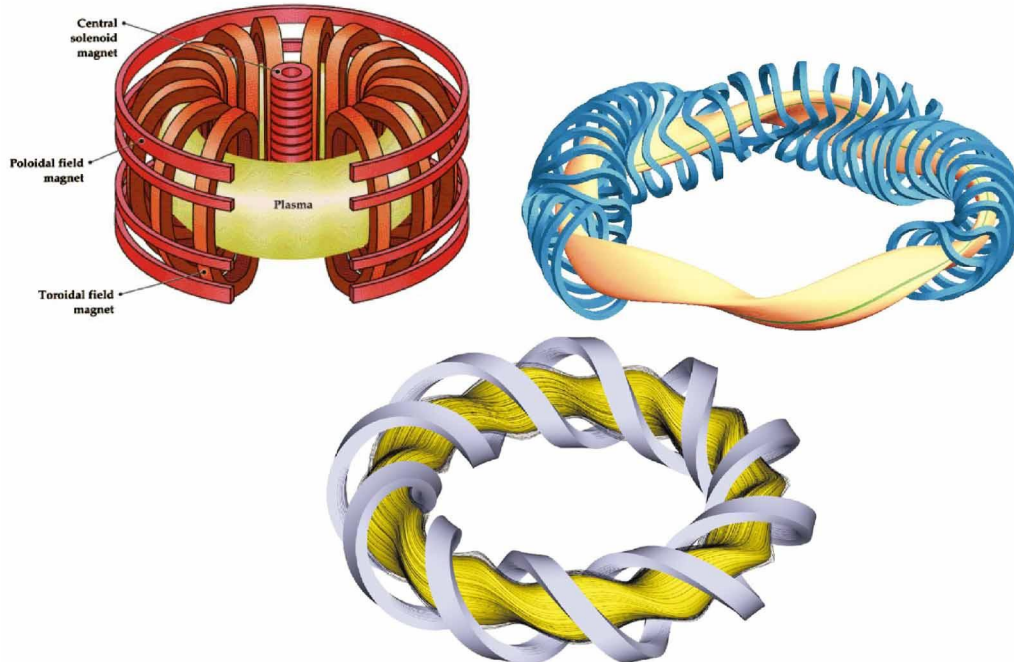
Plazma je elektricky vodivé a může tak interagovat s magnetickým polem. Magnetické udržení umožňuje oddělit plazma od stěn reaktoru a zabránit tak jeho ochlazení a rekombinaci. Magnetické udržení plazmatu lze rozdělit na dva koncepty, které jsou paralelně zkoumány a vyvíjeny.

- **Tokamak**

Tokamak je toroidní komora s transformátorovým jádrem, které indukuje proud v plazmatu. Výsledné šroubovitě magnetické pole umožňuje udržení plazmatu v daném objemu a zabráňuje jeho úniku. Tokamak je v současnosti nejpropracovanějším konceptem a je součástí mezinárodního fúzního projektu ITER.

- **Stelarátor**

Stelarátor se od tokamaku liší složitějším tvarem magnetické konfigurace, která hypoteticky umožňuje stabilnější udržení plazmatu. Technologicky je však náročnější a dosud nedosáhl takových provozních výsledků jako tokamak [12].



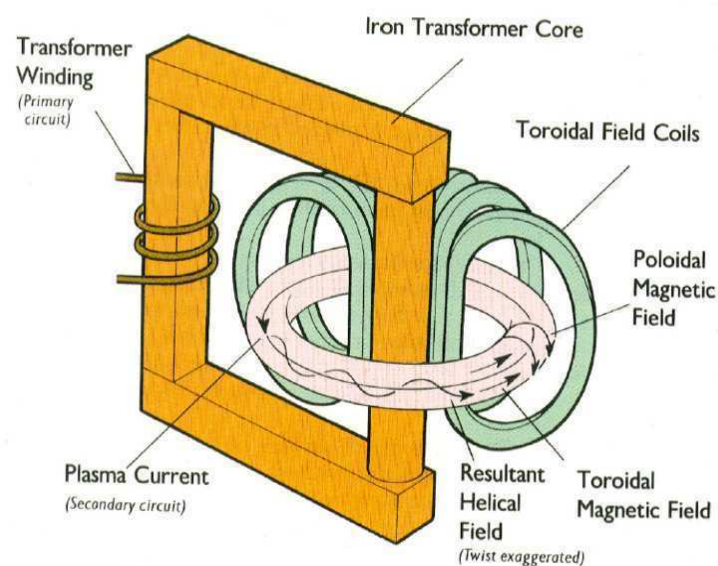
Obrázek 5: Znárodnění cívkových systémů k magnetickému udržení plazmatu. Vlevo nahoře: zařízení tokamak typu JET, EAST, KSTAR a JT60. Vpravo nahoře: zařízení stelarátor typu W7-X. Dole: stelarátoru typu LHD [12].

Na obrázku výše (Obrázek 5) jsou znázorněny tři typy magnetického udržení plazmatu. Nejběžnější je tokamak se třemi základními sadami cívek. Dále je zde znázorněn stelarátor ve dvou podobách, s oddělenými cívkami a s toroidně vinutými spirálovými cívkami [12].

#### 1.2.2.1 Tokamak

Jedním z hlavních zařízení používaných pro výzkum termojaderné fúze je tokamak (Obrázek 6). Tokamak je zařízení ve tvaru toroidu, které využívá silná magnetická pole k udržení plazmatu v uzavřené smyčce [9].

Toroidní komora tokamaku je umístěná okolo jádra transformátoru, který indukuje proud v plazmatu. Poloidální magnetické pole vytvořené proudem v plazmatu je kombinováno s toroidním polem cívek umístěných po obvodu toroidu. Výsledné helikální magnetické pole má šroubovitý tvar, znázorněný na obrázku níže (Obrázek 6).



Obrázek 6: Základní sestava zařízení tokamak [3]

Nabité částice plazmatu ovlivněné tímto magnetickým polem jsou unášeny po spirálové trajektorii kolem toroidu vakuové nádoby a nepřichází tak do kontaktu s komponentami reaktoru. Tímto způsobem jsou tokamaky schopny udržovat plazma po dostatečně dlouhou dobu, aby došlo k termojaderné fúzi a následnému uvolňování energie [5]. Jaderná zóna reaktoru sestává ze tří základních komponent, kterými jsou první stěna, blanket a divertor.

Mezinárodní fúzní experimentální reaktor ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) v jižní Francii je v současné době největším a nejambicióznějším experimentem tohoto typu na světě [13].

#### 1.2.2.2 Stelarátor

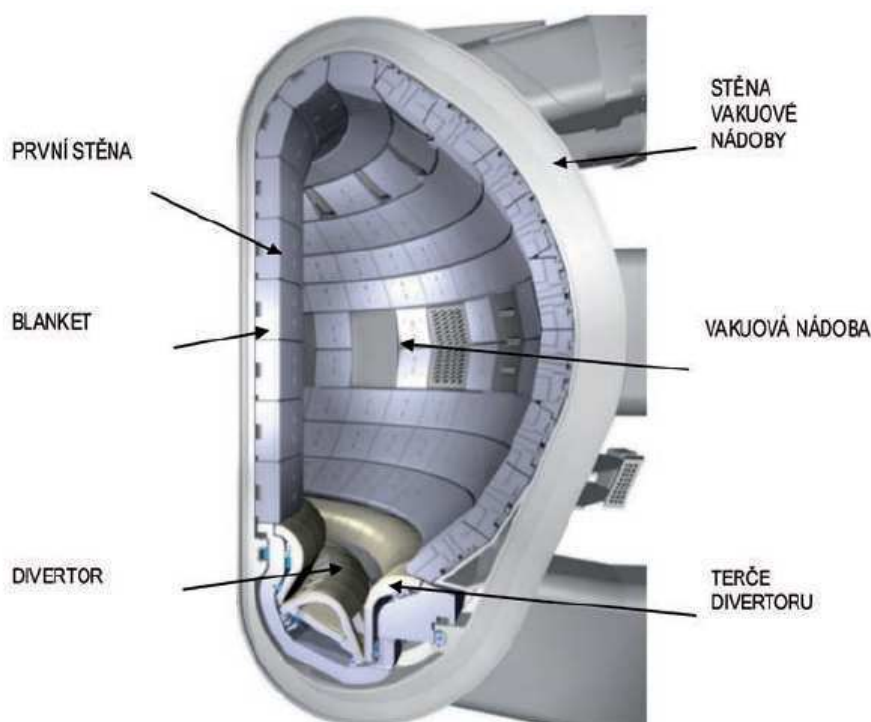
Stelarátor je dalším typem toroidálního magnetického zařízení. Od tokamaku se odlišuje zcela rozdílnou geometrií cívek [14]. Na rozdíl od tokamaku, který využívá kombinaci magnetického pole proudu plazmatu a cívek toroidálního pole, stelarátor využívá spirálové vinutí cívek [5]. Výzkum stelarátoru zahrnuje převážně vývoj ideální konfigurace magnetického systému, tak aby poskytoval co nejstabilnější proudění plazmatu. V současné době jsou vyvíjeny dva typy stelarátorů, které se od sebe liší konfigurací magnetického pole. Jedná se o torsatrony/heliotrony a o modulární stelarátory. V současné době jsou největšími provozovanými zařízeními těchto typů heliotron LHD (Large Helical Device) v Japonsku a modulární stelarátor Wendelstein 7-X (W7-X) v Německu, který je v provozu od roku 2001 [14].

Stelarátory mohou nabídnout stabilnější plazma, kontinuální provoz, menší údržbu a vyšší flexibilitu než tokamaky. Na druhou stranu jsou složitější na konstrukci, větší a stále se nacházejí ve fázi aktivního výzkumu. Tokamaky jsou oproti tomu jednodušší na konstrukci a již dosáhly značného pokroku v udržení stabilního plazmatu [14].

## 2 Projekt ITER a experimentální fúzní reaktory

### 2.1 Jaderná zóna fúzního reaktoru

Jadernou zónou fúzního reaktoru je označována oblast, kde probíhají reakce jaderné fúze, při nichž vzniká obrovské množství energie. Tato zóna se obvykle vyznačuje extrémně vysokými teplotami a tlaky, které umožňují udržení stabilního plazmatu [9]. První stěna funguje jako fyzická bariéra mezi plazmatem a zbytkem reaktoru, pohlcuje teplo a zabraňuje jakémukoli přímému kontaktu plazmatu s ostatními součástmi reaktoru. Spolu s divertorem a blanketem patří první stěna mezi tzv. jaderné komponenty (Obrázek 7) [5]. Chlazením jaderných komponent je z reaktoru odváděna energie ve formě tepla [9].



Obrázek 7: Komponenty jaderné zóny fúzního reaktoru [5]

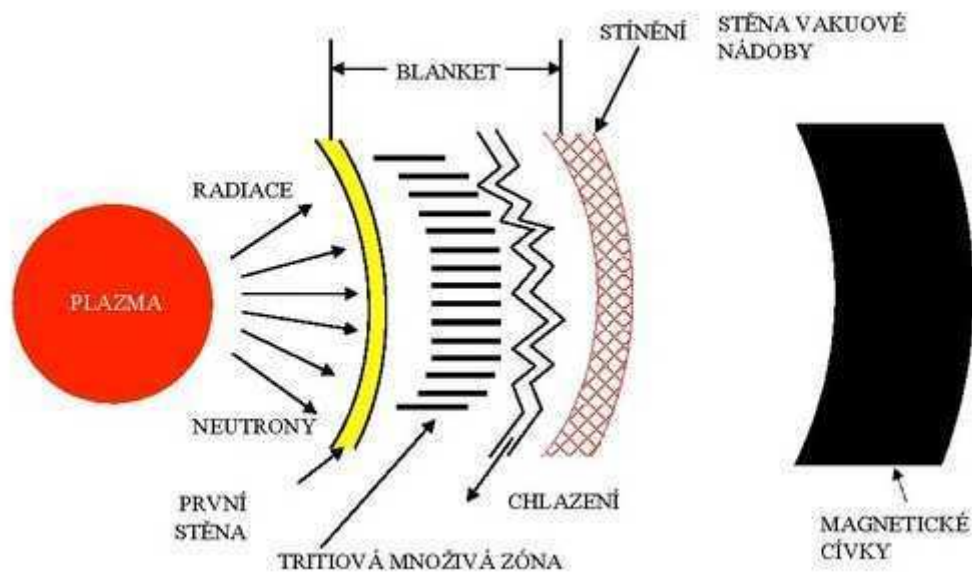
Produkty fúzní DT reakce jsou neutrony a jádra helia. Unikající neutrony neinteragují s magnetickým polem a mohou tak být zachyceny v blanketu, kde uvolní svou kinetickou energii ve formě tepla. V tokamacích budovaných pro energetické účely bude mít blanket také funkci tvorby tritia, pomocí reakce neutronů s lithiem. První stěna reaktoru patří do kategorie tzv. Plasma Facing Components (PFC) a je tedy přímo vystavena plazmatu a chrání tak blanket před jeho přímým kontaktem. Divertor je součástí tokamaku, která má za úkol čistit plazma od popela (jader helia) a provozem vznikajících nečistot a udržovat tak podmínky potřebné pro fúzní reakci. Linie okrajového magnetického pole jsou vedeny z okrajových oblastí na terče divertoru, kde probíhá ochlazení a odsávání plazmatu. Divertorové terče jsou v přímém kontaktu s plazmatem a jedná se o tepelně nejvíce namáhané součásti tokamaku [5].

Interakce mezi první stěnou reaktoru a plazmatem má zásadní význam pro udržení stability fúzního procesu. Tyto podmínky kladou na materiály první stěny značné nároky. Materiály první stěny musí mít vynikající tepelnou vodivost, vysokou odolnost proti erozi a dostatečnou strukturální integritu. Nejvíce

zatěžovanými komponentami jsou právě první stěna a terče divertoru, které podléhají přímému kontaktu s plazmatem [15].

### 2.1.1 První stěna a blanket

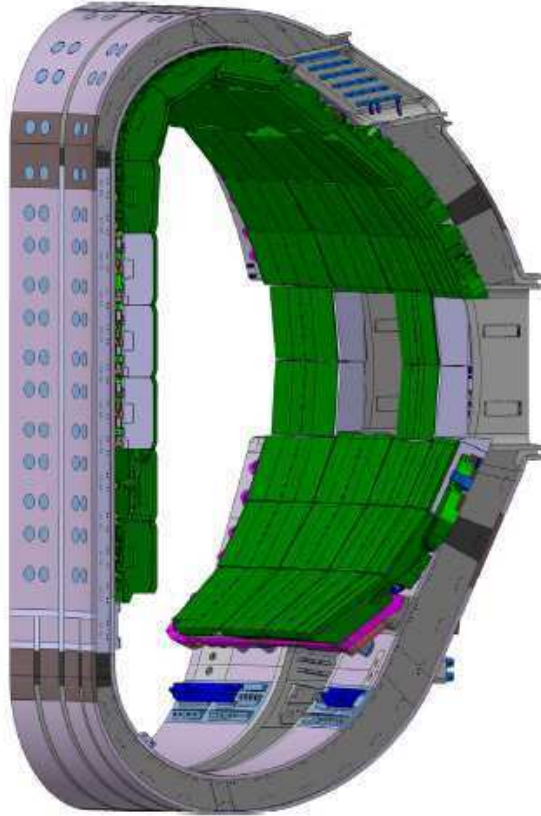
První stěna reaktoru je přímo vystavena plazmatu [9] a může být využívána jako samostatná komponenta či integrována jako součást blanketu a tvořit jeho svrchní vrstvu [5]. Úkolem první stěny je chránit blanket a další komponenty reaktoru před přímým stykem s plazmatem. První stěna musí být schopna odolávat vysokému nominálnímu tepelnému a neutronovému toku a případným lokálním nárůstům výkonu ve svrchní vrstvě plazmatu. Schematický řez stěnou fúzního reaktoru a konfigurace dílčích komponentů je uveden na obrázku níže (Obrázek 8) [9].



Obrázek 8: Schéma řezu stěnou energetického fúzního reaktoru [16]

Kvůli svým chemicko-fyzikálním vlastnostem, jako jsou nízká kontaminace plazmatu a nízká retence paliva, bylo pro projekt ITER jako materiál první stěny vybráno beryllium [9]. To bude tvořit pouze svrchní část první stěny v podobě 10 mm silné vrstvy difuzně navažené metodou HIP (Hot Isostatic Pressing). Pod touto ochranou vrstvou beryllia následuje systém odvodu tepla. Ten je tvořen vysokopevnostní slitinou mědi, která bude chlazená vodou o teplotě 70–110 °C a tlaku 4 MPa. Nosná konstrukce pak bude sestávat z nerezové oceli [16].

Jako blanket je označováno vnitřní obložení vakuové komory, které zaplňuje prostor mezi první stěnou a vakuovou nádobou (Obrázek 9). Jeho klíčové funkce zahrnují absorpci neutronového toku z plazmatu, přeměnu kinetické energie fúzních neutronů na teplo a následný odvod tepelné energie z reaktoru.



Obrázek 9: Panely blanketu a první stěny reaktoru ITER [17]

V energetických fúzních reaktorech bude mít blanket také funkci tvorby tritia pro DT reakci a celkový palivový cyklus reaktoru [16]. Lithium rozmístěné v blanketu bude ve formě keramických kuliček ( $\text{Li}_4\text{SiO}_4$  či  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$ ) nebo ve formě tekuté slitiny s olovem PbLi [5]. Reakce lithia s neutrony je exotermická a blanket energetických reaktorů první generace, tak bude nejenže transformovat kinetickou energii neutronů na teplo, ale zároveň uvolňovat další tepelnou energii touto reakcí. Možné rovnice reakce neutronu s izotopy lithia za účelem výroby tritia jsou popsány níže (2.1)(2.2) [18].



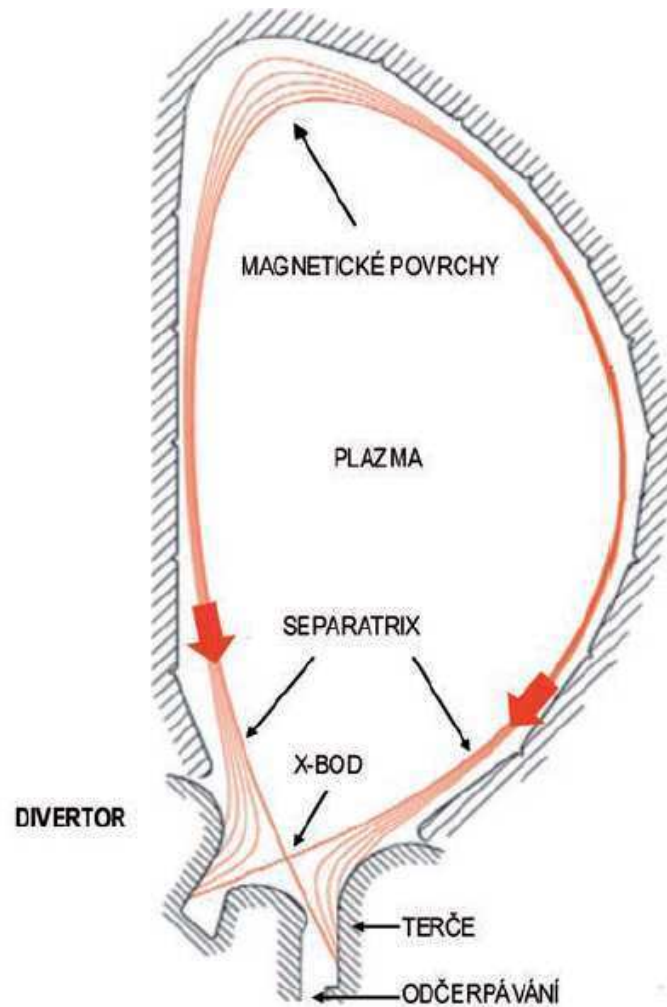
Blanket zařízení ITER bude sestávat ze 440 modulů a bude schopen odvádět až 736 MW tepelného výkonu [9].

### 2.1.2 Divertor

Divertor patří mezi nejvíce namáhané součásti jaderné zóny. V reaktoru ITER bude nominálně namáhán tepelným tokem o síle až  $150 \text{ MW/m}^2$ , ten však může lokálně vzrůstat až na  $20 \text{ GW/m}^2$  [16]. Divertor se skládá z magnetických cívek, divertorových terčů a nosné konstrukce. Divertor tokamaku může být realizován ve dvou konfiguracích. Ve spodní části vakuové komory, případně v jeho dvojitěm provedení v horní i spodní části vakuové komory.

Jádra helia vznikající z fúzní reakce nesou kladný náboj a nemohou tedy opustit magneticky uzavřené plazma. Hromadění jader helia v plazmatu negativně ovlivňuje jeho vlastnosti a při dosažení jisté koncentrace dojde k přerušení fúzních reakcí [3].

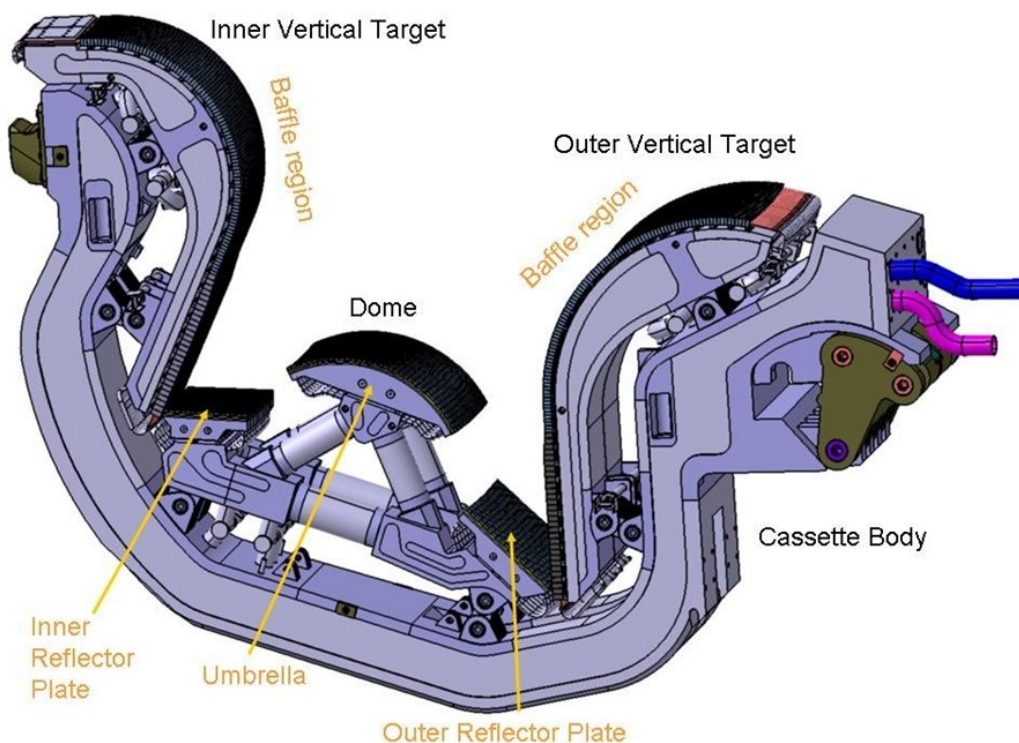
Divertor pomocí magnetických cívek odklání svrchní vrstvu plazmatu SOL (Scrape-Off Layer) na divertové terče. Tam dochází k ochlazení plazmatu, jeho následnému odsávání a čištění od popela (jádra hélia) a jiných nečistot (Obrázek 10) [5] [19].



Obrázek 10: Odklánění povrchové vrstvy plazmatu na divertorové terče [16]

Odváděním svrchní vrstvy plazmatu divertor zároveň tvaruje okraj plazmatu a omezuje tak kontakt s ostatními komponentami jaderné zóny. Divertor reaktoru ITER bude sestávat z 54 desetitunových kazet (Obrázek 11), které bude nutné minimálně jednou za životnost reaktoru vyměnit pomocí dálkové manipulace [9].





Obrázek 11: Divertor reaktoru ITER [9]

Divertorové terče v reaktoru ITER jsou složeny z wolframových kostek nazývaných monobloky [9], které jsou umístěny na chladicích trubkách vyrobených z měděné slitiny CuCrZr. Aby byla vyrovnána rozdílná tepelná roztažnost mezi wolframem a slitinou CuCrZr, bude mezi nimi umístěna mezivrstva čisté mědi. Terče budou chlazeny vodou pod tlakem 4 MPa při teplotě 70–200 °C [9].

Odvod vysokých tepelných toků z reaktoru klade značné nároky na termomechanické vlastnosti užitých materiálů a jejich konfiguraci. Limitní hodnoty maximálního přípustného tepelného toku, které jsou schopny materiály snést, pak zpětně omezují i parametry plazmatu [5].

## 2.2 Interakce plazmatu se stěnou reaktoru

Energie z fúzní DT reakce je uvolněna ve formě kinetické energie jádra helia a neutronu. Jádro helia odnáší 3,52 MeV této uvolněné energie, zatímco neutron odnáší energii 14,06 MeV [11]. Jádra helia jsou kladně nabitá a jsou zachycena v plazmatu magnetickým polem reaktoru. Neutrony nenesou žádný náboj, unikají tak z aktivní zóny a interagují s komponentami reaktoru. Horké plazma je také silným zdrojem tepelného záření, které může dosahovat nominálních hodnot přibližně 0,5 MW/m<sup>2</sup>. Vysokoenergetický neutronový tok pak může dosahovat parametrů 10<sup>18</sup>–10<sup>19</sup> n/(m<sup>2</sup>s) [5]. Při interakci horkého plazmatu s komponentami jaderné zóny může docházet k těmto degradačním mechanismům:

- fyzikální odprašování
- chemická eroze
- odpařování a sublimace
- praskání a křehký lom
- tavení a rozstřík
- poškození neutrony, transmutace a morfologické změny mřížky
- vodíkové a heliové křehnutí

Klíčovou problematikou inženýrské konstrukce komponent vystavovaných plazmatu je jejich odolnost při abnormálních režimech. Mezi abnormální režimy patří například spouštění či odstavování reaktoru [5], ale také lokální nestability tzv. okrajové lokální režimy ELM (Edge Localized Mode [20]) [15], které mohou mít podobu shluků plazmatu houbovitého tvaru tzv. blobů. Plazma v jeho okrajové vrstvě SOL sestává převážně z takovýchto blobů, které podél magnetických siločar tvoří dlouhé vláknovité tvary [3]. Během abnormálních režimů dochází k rychlému masivnímu a náhlému uvolnění energie v důsledku úplné nebo částečné lokální ztráty udržení plazmatu. To vede k velmi vysokému přechodnému výkonovému zatížení na hranicích povrchu reaktoru. Tepelné zatížení může lokálně vystoupat až o několik řádů a způsobit tak degradaci materiálů vystavených těmto podmínkám [5]. Budoucí konstrukce fúzních reaktorů by měla být opakovaně schopna snášet takovéto přechodové jevy plazmatu, aniž by došlo k vážným poškozením, jako je tavení a vypařování materiálů konstrukce [15].

Volba materiálů PFC závisí především na dvou hlavních kritériích, kterými jsou materiálová odolnost a jejich kompatibilita s plazmatem CLIP (Concentration Limit for Ignited Plasma) či limit znečištění plazmatu. Tento parametr je přímo závislý na velikosti atomového čísla prvku tvořícího materiálu a jeho vliv roste s druhou až čtvrtou mocninou tohoto čísla [5]. Volba materiálů pro tyto komponenty je proto obtížnou volbou mezi lehkými prvky (nízká atomová čísla) a zpravidla odolnějšími prvky s vysokým atomovým číslem. V tabulce níže jsou prvky konzultované pro aplikace tohoto typu (Tabulka 1).

Tabulka 1: CLIP a další vlastnosti vybraných chemických prvků [5] [21].

Prvek	Li	Be	C	Mo	Sn	W
Atomové číslo [-]	3	4	6	42	50	74
Limit znečištění plazmatu CLIP [%]	25	15	7	0,07	0,03	0,002
Hustota [g/cm <sup>3</sup> ]	0,5	1,9	2,3	10	7,3	19
Teplota tání [°C]	180	1287	3550	2623	230	3422
Objemová tepelná kapacita [J/cm <sup>3</sup> K]	2,2	3,4	3,2-4,8	2,6	1,7	3,4
Tepelná vodivost [W/m K]	44	200	50-80	138	30	173
Tepelný šok roztavení [MJ/m <sup>2</sup> s <sup>1/2</sup> ]	-	34	-	50	-	60

Tepelný šok roztavení odpovídá tepelnému šoku, dostatečnému k ohřátí povrchu z pokojové teploty až na teplotu tání [22].

Materiály těžších prvků disponují zpravidla vyšší teplotní odolností a vyšší teplotou tání než lehké prvky. Těžší atomy jsou zároveň odolnější proti vyražení z povrchu materiálu při interakci s částicemi plazmatu. Jak vyplývá z tabulky výše (Tabulka 1), jejich použití je závislé na parametru CLIP, který je spojen s intenzitou ochlazení plazmatu při jeho kontaminaci daným prvkem. Při takové kontaminaci plazmatu dochází ke tvorbě brzdného a rekombinačního záření, které je u těžších prvků výrazně vyšší. Těžké kovy (wolfram, molybden), se oproti lehkým kovům (lithium, Beryllium) vyznačují nízkou intenzitou odprašování a vysokou teplotou tání. Díky těmto vlastnostem se prakticky samovolně neuvolňují do plazmatu a stávají se tak vhodnějšími materiály pro tyto aplikace. Navíc se vyznačují vynikající tepelnou vodivostí a odolností proti tepelným šokům [5]. Obdobu těžkých kovů představovaly materiály na bázi uhlíku, a to díky své vysoké teplotě tání. Materiály na bázi uhlíku mají

však také několik nevýhod včetně výrazné degradace neutronovým zářením, zadržování tritia a vyšší chemickou a rozprašovací erozi [15].

Pro materiál divertoru tokamaku ITER byl zvolen wolfram. Částice plazmatu sledující okrajové čáry magnetického pole interagují s deskou divertoru, která je navržena tak, aby zvládala a snášela vysoké tepelné a částicové zatížení. Nicméně okrajové režimy ELM způsobují zahřívání povrchu divertorových terčů a tím vytvářejí oblak odpařeného materiálu. Tento jev dále stíní a částečně chrání divertorovou desku před další přímou interakcí s přicházejícími částicemi plazmatu. Přicházející částice plazmatu pak interagují s tímto oblakem odpařeného materiálu, ionizují jej a vytvářejí sekundární plazma. Hustota tohoto plazmatu generovaného divertorem je mnohem vyšší než hustota horkého fúzního plazmatu. Toto sekundární plazma není zároveň plně ionizováno jako fúzní plazma v jádře [15]. Nevýhodou wolframu pro jaderné aplikace je jeho křehnutí při dlouhodobém neutronovém zatěžování. Při teplotách nad 1200 °C u wolframu dochází ke změnám jeho krystalické mřížky (rekrytalizaci) [5], popřípadě morfologickým změnám vlivem dopování urychlených částic plazmatu do struktury materiálu [23]. Využití wolframu pro budoucí fúzní elektrárny, které by měli pracovat v krátkodobých cyklech, mohou mít tyto vlastnosti negativní vliv na integritu a vnitřní kontaminaci reaktoru [24].

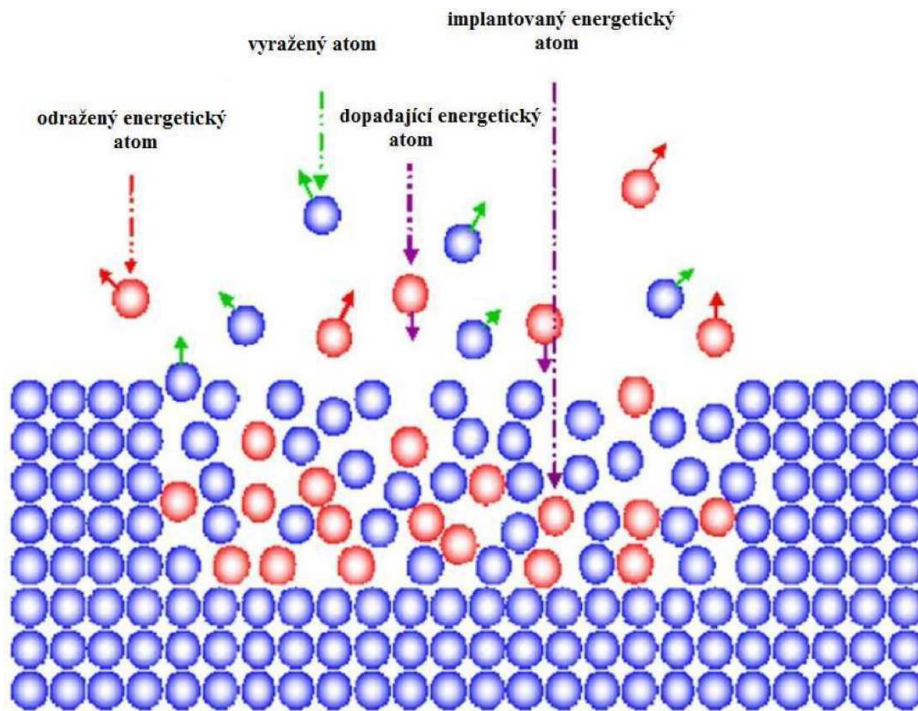
V rámci studie [25] byly prováděny zátěžové testy wolframového monobloku divertorového terče reaktoru ITER. Materiál byl vystavován cyklickému tepelnému namáhání o parametrech tepelného toku 20 MW/m<sup>2</sup> a teplotám přibližně 2000 °C. Degradace materiálu se projevila vysokoteplotním creepem a rekrytalizací. Cyklické namáhání materiálu také zapříčinilo vznik makrotrhlin a zdrsnění povrchu. Takovéto makroskopické poškození divertorových terčů může vést k odrolování jejich povrchu a uvolňování do vakuové nádoby v podobě wolframového prachu [26]. Při budoucím provozu je uvažována pravidelná výměna divertorových terčů pomocí dálkových manipulátorů [5].

Podmínky fúzního reaktoru budou dosahovat vyšších nominálních i lokálních tepelných toků (viz. 2.1.2). Ve studii [25] byl proveden odhad životnosti divertorových terčů EU-DEMO, které jsou založené na technologii reaktoru ITER. Jejich životnost byla odhadena na 1,5 roku plného výkonu (FPY-Full Power Years) [25].

Nevýhody wolframu vedly k vývoji alternativního pokrytí PFC použitím tekutých kovů, jako je lithium, cín nebo jejich slitiny. Hlavní výhodou tekutých kovů pro tyto aplikace je jejich schopnost regenerace při případném odprašení svrchní vrstvy v tepelně zatížených místech povrchu. Jejich hlavní nevýhodou je však jejich intenzivní odpar a následná kondenzace v reaktorové komoře, což může mít negativní dopad na čistotu plazmatu a provoz reaktoru [5].

### 2.2.1 Iontová implantace a retence paliva

Iontová implantace je proces, při kterém interaguje energetický svazek atomů s pevnou látkou (Obrázek 12). Důsledkem tohoto procesu pronikají urychlené ionty do pevné látky, kde vlivem srážek s jejími atomy zpomalují a zůstávají v její mřížce. Hloubka vniknutí iontu závisí především na jeho energii. Při dopadu energetických atomů se část z nich odráží a část proniká pod povrchovou vrstvu substrátu a ztrácí svou energii. Současně s iontovou implantací dochází i k odprašování svrchní vrstvy materiálu [27].



Obrázek 12: Interakce urychlených iontů s pevnou látkou [27]

Tímto způsobem dochází k zadržování částic plazmatu v PFC materiálech, ale i k jejich degradaci morfologickými změnami v krystalové mřížce. Zároveň také dochází ke kontaminaci vakuové komory a znečištění plazmatu vyraženými částicemi matrice. Částice uvolněné do plazmatu jsou pak hlavními původci difuze a chemické eroze ve stěně reaktoru [28].

- **Uhlík**

Z uvažovaných materiálů pro PFC má díky své porézní struktuře a vysoké rozpustnosti vodíku nejvyšší afinitu k zadržování tritia uhlík [29]. Na tokamaku JET, jehož vakuovou komoru pokrývají téměř z poloviny uhlíkové dlaždice, byla zaznamenána retence 40 až 50 % vstříkovaného DT paliva. Stejný efekt byl pozorován také na výzkumném tokamaku JT-60U (Japan Torus-60 Upgrade). Tato zjištění byla jedním z faktorů, proč nebyl uhlík v reaktoru ITER použit jako materiál první stěny [28].

- **Beryllium**

Beryllium má oproti uhlíku nízkou rozpustnost pro vodíkové izotopy a mechanismy retence v tomto případě zahrnují především iontovou implantaci [28]. Ta vede plastickým deformacím povrchu za vzniku vakancí a dutin [27]. Tyto změny struktury vedou růstu k pórovitosti, který přispívá k dalšímu zadržování paliva v materiálu [28].

- **Wolfram**

Retence paliva ve wolframu je podmíněna především nízkou rozpustností izotopů vodíku a jeho vysokou difuzivitou v matrici materiálu. Urychlené částice paliva jsou však schopny se iontovou implantací kumulovat v koncentracích, které vysoce převyšují mez rozpustnosti. Povrchové deformace podobně jako u beryllia vedou k dalšímu zadržování a hromadění paliva v povrchové vrstvě wolframových komponent. Hloubka vniknutí a rozsah kontaminace palivem je závislý na energii dopadajících iontů, fluenci částic a také teplotě matrice [28].

Retence paliva je klíčovým faktorem pro provoz budoucích fúzních elektráren, protože přímo ovlivňuje množství paliva ve vakuové komoře a tím i celkový výkon reaktoru. Různé materiály jsou více či méně náchylné k tomuto mechanismu zadržování paliva ve svém objemu. Materiály jako wolfram či beryllium mají výrazně nižší retenci vodíku než uhlík a jsou proto lepšími kandidáty pro PFC fúzních elektráren [23].

## 3 Demonstrační fúzní elektrárna EU-DEMO

Největším projektem mezinárodního měřítka v oblasti fúzní energie je v současnosti experimentální reaktor ITER. Nově nabyté znalosti a zkušenosti z tohoto projektu mají být zúročeny a aplikovány v prvních prototypových fúzních elektrárnách obecně označovaných jako DEMO (DEMOstration Fusion Power Plant) [30]. V Evropské unii se vývojem takovéto prototypové elektrárny s názvem EU-DEMO zabývá konsorcium evropských výzkumných organizací EUROfusion [5]. Jejím cílem je navrhnout koncept fúzní elektrárny, která bude schopna prokázat výrobu několika set MW (300-500 MW [31]) elektrické energie a dosáhnout provozu s uzavřeným tritiovým palivovým cyklem a systémy údržby schopnými zaručit přiměřenou ekonomickou dostupnost elektrárny [30]. Projekt ITER má demonstrovat vědeckou a technologickou proveditelnost obdržení energie z řízené termonukleární fúze ve velkém měřítku. Projekt DEMO má pak být první demonstrační fúzní elektrárnou, která připraví půdu pro komerční výrobu elektrické energie. Připojení elektrárny EU-DEMO do elektrické sítě je naplánováno okolo roku 2060. Včasné splnění tohoto milníku je ovšem pevně vázáno na časový harmonogram projektu ITER a není proto definitivní [32]. Návrh EU-DEMO se stále nachází ve stádiu vývoje [31] a výsledný návrh se tudíž může v průběhu nadcházejících let měnit. Tato kapitola se bude primárně zabývat vnitřním palivovým cyklem fúzní elektrárny EU-DEMO a možnými metodami recyklace fúzního paliva.

### 3.1 Lawsonovo kritérium

Lawsonovo kritérium (3.1) popisuje podmínky, za kterých lze dosáhnout energetického zisku z fúzní reakce. V roce 1955 jej stanovil britský inženýr J.D. Lawson. Jedná se o jednoduchou závislost tří veličin popisujících parametry plazmatu [5]. Množství produkované energie závisí na počtu fúzních reakcí v plazmatu, proto je prvním z Lawsonových kritérií hustota částic  $n$  v určité oblasti. Nicméně k dosažení sloučení jader musí částice plazmatu disponovat vysokou rychlostí. Rychlost částic plynu nebo plazmatu odpovídá jeho teplotě  $T$ , a tím je druhé Lawsonovo kritérium [9]. Za účelem energetického zisku musí být plazma o těchto parametrech udržováno po dostatečně dlouhou dobu. V Lawsonově rovnici proto vystupuje ještě tzv. doba udržení energie  $\tau_E$  [5].

$$n \tau_E \geq f(T) \quad (3.1)$$

Rovnice udává, že fúzní palivo musí po určitou dobu dosahovat takové hustoty jader a teploty, aby byla zajištěna taková četnost fúzních reakcí k zajištění celkového energetického zisku [5].

V současnosti jsou Lawsonovy myšlenky a jeho rovnice pouze s drobnými úpravami stále používány v odvětví fúzní energetiky. Jednou z aplikací Lawsonovy rovnice je její využití k definování energetických hladin fúzního reaktoru. Vyrovnání výkonu potřebného k ohřevu plazmatu a samotného fúzního výkonu obdrženího ze slučování jader paliva se nazývá vědecké vyrovnání (scientific breakeven). Při vyrovnání fúzního výkonu absorbovaného v plazmatu a ztrátového výkonu plazmatu je označováno jako zapálení (ignition). Při dosažení rovnováhy mezi hrubým výkonem fúzní elektrárny a její vlastní celkovou spotřebou mluvíme o tzv. inženýrském vyrovnání (engineering breakeven) [5]. Pomocí Lawsonovy rovnice je možné pro každou z výše uvedených energetických hladin stanovit minimální hodnotu součinu hustoty částic  $n$  a doby udržení energie  $\tau_E$  při teplotě  $T$ .

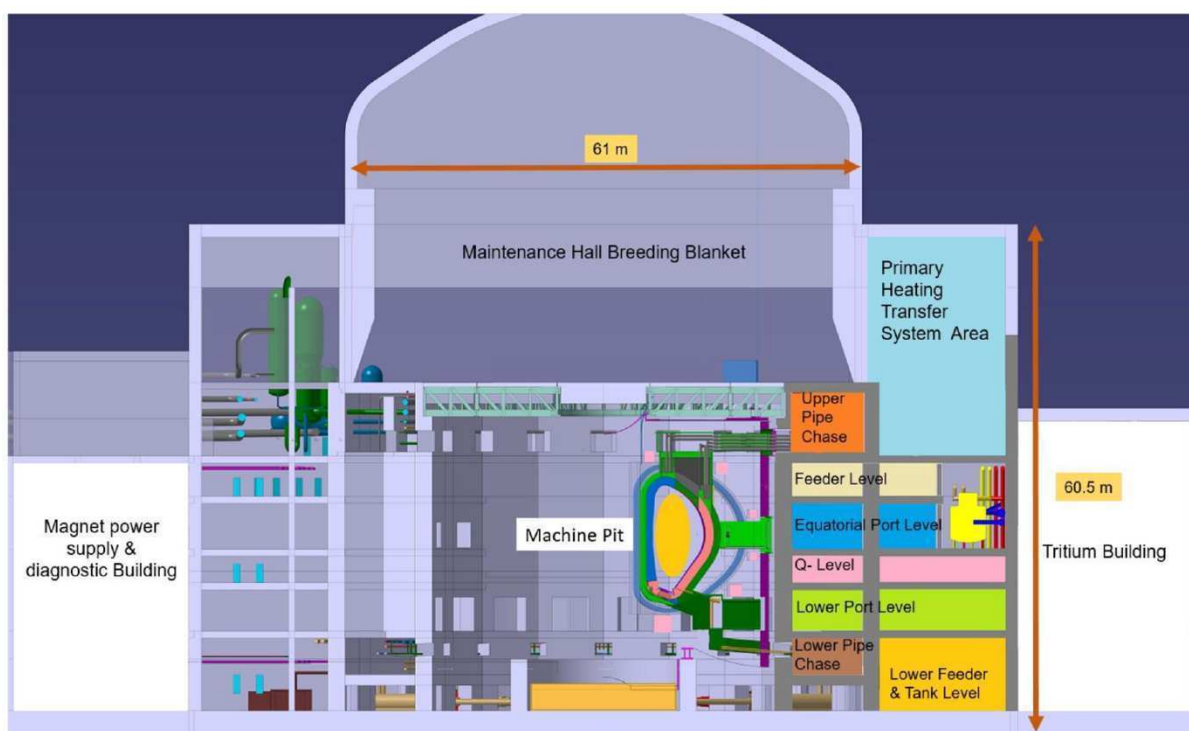
Důležitým parametrem fúzního reaktoru je faktor zesílení  $Q$ . Ten je definován dle rovnice níže (3.2), jako poměr fúzního výkonu  $P_F$  a výkonu vnějšího ohřevu plazmatu  $P_H$ .

$$Q = \frac{P_F}{P_H} \quad (3.2)$$

Při hodnotě  $Q=1$  je dosaženo vědeckého vyrovnání. Při zapálení plazmatu není teoreticky nutné plazma dále zahřívat a tudíž  $P_H=0$ , hodnota faktoru zesílení pak tedy činní  $Q=\infty$ . Pro DT plazma s magnetickým udržením bylo nejsnazší splnění Lawsonových kritérií odhadnuto pro teplotu 163 milionů stupňů Kelvina [5].

### 3.2 Koncept fúzní elektrárny EU-DEMO

Současný koncept komplexu fúzní elektrárny EU-DEMO vychází z projektu ITER a skládá se ze tří hlavních budov: budova tokamaku, budova tritia a budova diagnostiky. Tyto tři budovy jsou také uvažovány jako hranice ochranné obálky zamezující případný únik radioaktivního materiálu do životního prostředí. Schéma PCD (Pre-Concept Design) návrhu elektrárny EU-DEMO je zobrazeno na obrázku níže (Obrázek 13) [33].



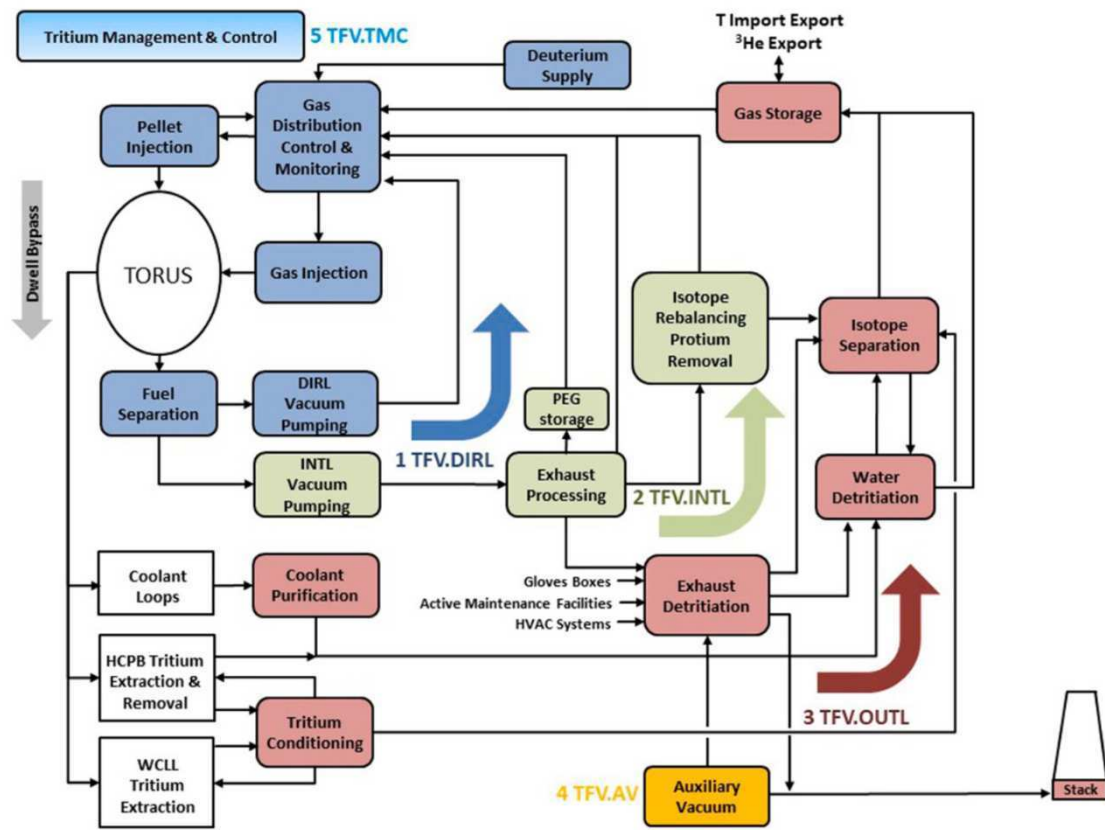
Obrázek 13: Návrh komplexu elektrárny EU-DEMO [33]

Uspořádání komplexu musí splňovat běžné bezpečnostní požadavky na jaderné energetické zařízení dle mezinárodních úmluv, kterými jsou například havárie se ztrátou chladiva LOCA, nebezpečí požáru, ale i únik tritia [34]. Budova tokamaku je navržena tak, aby umožňovala montáž a bezpečný provoz tokamaku DEMO s množivým blanketem. Ten sestává z 16 sektorů, z nichž každý má radiální porty na třech úrovních a jeden vertikální horní port. Torus tokamaku je ohraničen biosklem o tloušťce 2 m. Další patra stavby nad a pod samotným tokamakem slouží k integraci a obsluze pomocných zařízení a systémů [33]. Z hlediska počtu veškerých podpůrných systémů budou fúzní elektrárny pravděpodobně komplexnější než běžné štěpné jaderné elektrárny [9].

### 3.3 Vnitřní palivový cyklus DEMO

V rámci projektu DEMO bude poprvé demonstrován uzavřený palivový cyklus fúzní elektrárny. Ten bude sestávat ze systémů tritia, doplňování paliva a vakuového systému. Zároveň v něm budou integrovány systémy množivého blanketu, bezpečnosti a nakládání s odpadem. Koncept palivového

cyklu a výběr přesných technologií je stále ve fázi vývoje [35]. Schematické znázornění palivového cyklu EU-DEMO na patrně na obrázku níže (Obrázek 14).



Obrázek 14: Blokové schéma palivového cyklu elektrárny DEMO [7]

Schéma znázorňuje tři hlavní smyčky palivového cyklu, kterými jsou smyčka přímé vnitřní recyklace DIRL (Direct Internal Recycling Loop), smyčka vnitřní tritiové linky INTL (Inner Tritium Plant Loop) a smyčka vnější tritiové linky OUTL (Outer Tritium Plant Loop) [7].

### Přímá vnitřní recyklace DIRL (modrá smyčka)

Divertorem odsávané plyny z torusu tokamaku budou obsahovat nespálené palivo (deutrium a tritium), popel (jádra helia) a nečistoty, které se do plazmatu budou uvolňovat během provozu reaktoru. Systémy přímé vnitřní recyklace odsávají tyto plyny z vakuové nádoby a po úpravách vracejí palivo zpět do reaktoru prostřednictvím vstřikovacích systémů. Jedná se o nejdůležitější smyčku pro minimalizaci vstupních zásob tritia v celém palivovém cyklu.

DIRL obsahuje šest funkčních systémových bloků:

- Oddělení paliva
- Vakuové čerpání DIRL
- Distribuce, řízení a monitorování plynu
- Dodávka deuteria
- Vstřikování plynného paliva
- Vstřikování paliva ve formě pelet

Smyčka přímé vnitřní recyklace zajišťuje nepřetržitou cirkulaci a recyklaci paliva. Zároveň poskytuje monitoring složení odsávaných plynů prostupujících smyčkou [7].



### **Smyčka vnitřní tritiové linky INTL (zelená smyčka)**

Smyčka INTL odebírá všechny plyny, které nejsou recyklovány smyčkou DIRL. Technologie předpokládané v této smyčce budou pracovat kontinuálně a kvazi-kontinuálně to znamená, že časové intervaly zdržení paliva ve smyčce jsou řádově vyšší než v DIRL.

INTL obsahuje čtyři funkční systémové bloky:

- Vakuové čerpání
- Zpracování výfukových plynů
- Skladování PEG
- Balancování izotopů a odstranění vodíku

Smyčka zpracovává odsávané plyny s vysokým podílem tritia a podle potřeby upravuje izotopové složení paliva, aby dosahovalo dostatečné kvality k jeho dalšímu použití v reaktoru.

### **Smyčka vnější tritiové linky OUTL (červená smyčka):**

Nejvýznamnějším úkolem této smyčky je zpracovávání a balancování tritia vyrobeného v blanketu. Toky vedoucí do této smyčky obsahují různé koncentrace tritia, protože smyčka zpracovává nejenom vysoce tritiové plyny z blanketu, ale zpracovává také úniky tritia do chladiva či okolního prostředí ochranné obálky reaktoru. Úkolem smyčky OUTL je balancování těchto koncentrací do použitelné formy.

OUTL sestává ze šesti funkčních bloků:

- Detritiace výfukových plynů
- Čištění chladicí kapaliny
- Detritiace vody
- Úprava tritia
- Separace izotopů
- Skladování vodíku

Smyčka OUTL také obsahuje sklad paliva připraveného pro další použití v reaktoru. Tento sklad je vybaven systémem pro odvod izotopu helia  $^3\text{He}$ , vznikajícího radioaktivním rozpadem tritia.

Přebytečné tritium bude skladováno v externím skladišti. Tyto zásoby mají být k dispozici během abnormálních provozních stavů (např. odstavení a spouštění reaktoru, havárie) a zároveň mají sloužit jako zásoba tritia pro další fúzní elektrárny [7].

### **3.3.1 Technologie vnitřního palivového cyklu**

Palivový cyklus elektrárny DEMO lze rozdělit na dvě hlavní části. Jedná se o technologie získávání paliva a technologie skladování, výroby a doplňování paliva. Technologie získávání paliva zahrnuje v první řadě výrobu DT paliva, ta probíhá extrakcí izotopu deuteria z vody a výrobou izotopu tritia v množivém blanketu reaktoru [5]. Do této části cyklu patří také veškeré extrakční technologie získávání těchto dvou izotopů z pracovních médií, odsávaných plynů z reaktoru a jejich získávání z vody a vzduchu ochranné obálky celého primárního okruhu [35].

- **Extrakce tritia z blanketu**

V případě verze blanketu s lithiem v pevném skupenství bude realizována za pomoci profukování proudy helia dopovaného vodíkem. Extrakce tritia z tohoto helia pak bude probíhat procesem getrování (chemické zachycení plynu za pomoci kovu [36]) v zařízení TES

(Tritium Extraction System) [5]. Při použití blanketu s tekutým eutektikem lithia bude extrakce tritia založena na procesu tzv. Vacuum sieve tray. Ten je založen na vstříkávání eutektika lithia v kapalně formě do vakuované komory, kde dochází k difuzi tritia na povrch rozstříkovaných kapiček a jeho částečné odpaření do plynné formy. Z vakuové nádoby bude konstantně odváděn odpařený materiál včetně par tritia. Tento proces lze opakovat k dosažení požadované koncentrace odpařeného tritia, s tím že každá další fáze extrakce využívá obohacenou parní fázi z předchozího stupně jako výchozí materiál [37]. Pro separaci tritia z tekutého eutektika lithia je zvažována ještě další metoda tzv. permace do vakua (Permeator Against Vacuum – PAV). Princip fungování metody je založen na difuzi tritia propustnou membránou, která je v kontaktu s proudícím eutektikem. Difundované tritium je posléze odsáváno vakuovou pumpou k dalšímu zpracování [38]. Obě výše uvedené metody jsou nadále zkoumány a vyvíjeny [37] [38]. Materiál [5] uvádí také možnost promývání tekutého eutektika lithia heliem dopovaným vodíkem.

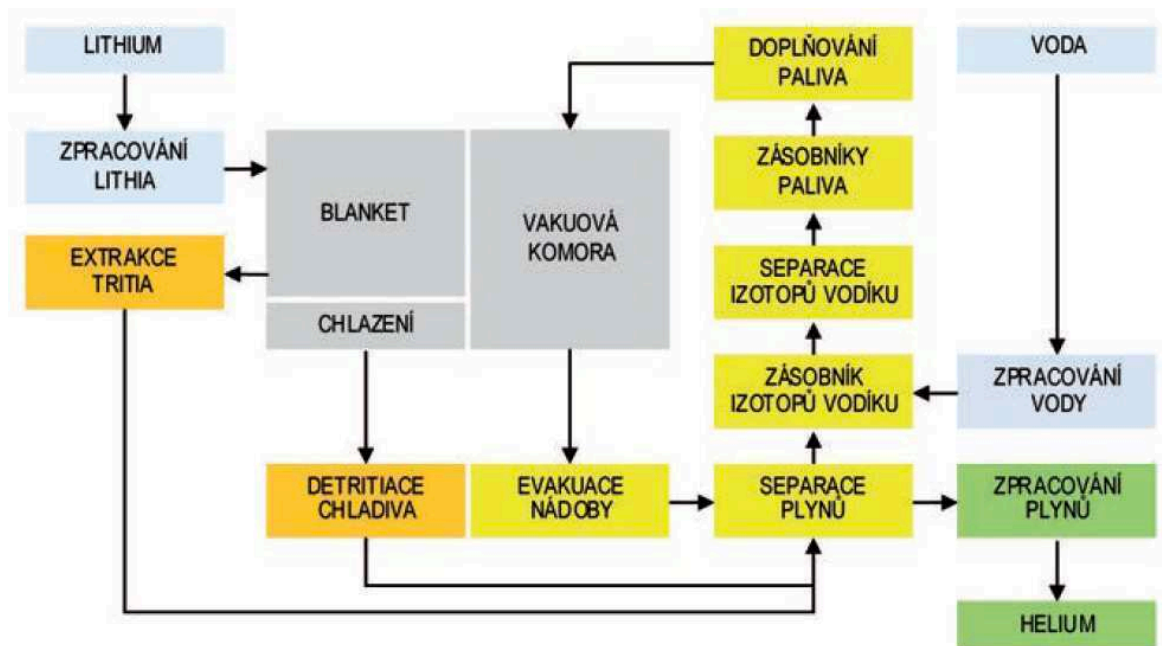
- **Extrakce tritia z vody**

Extrakce tritia z vody bude realizována cyklickou elektrolýzou kombinovanou s varem a kondenzací vody v zařízení WDS (Water Detritiation System). Separace jednotlivých izotopů vodíku pak bude probíhat pomocí kryogenní destilace na základě rozdílné teploty varu v systému ISS (Isotope Separation System). Úniky tritia do chladiva jsou řešeny pomocí systému čištění chladiva CPS (Coolant Purification System). Tento systém funguje na obdobných principech jako systémy TES nebo WDS dle typu užitého chladiva [5].

- **Čištění odpadních plynů**

Pro čištění divertorem odsávaných plynů je zvažován proces KALPUREX (Karlsruhe liquid metal based pumping process for fusion reactor exhaust gases), tedy proces čerpání výfukových plynů z fúzního reaktoru na bázi tekutého kovu. Tento systém by měl být integrován do vakuového systému (VS). Proces zahrnuje systém tří čerpadel, a to čerpadlo s kovovou fólií pro separaci plynů (princip založen na superpermeabilitě), primární lineární difuzní čerpadlo a sekundární kapalinového kruhového čerpadlo [39]. Materiály kovové fólie vhodné pro tuto aplikaci jsou zejména kovy skupiny 5 (Niob, Vanad, Tantal) [7]. Poslední dvě čerpadla používají jako pracovní látku kapalnou rtuť, která byla zvolena na základě její kompatibility s tritiem. Izotopy vodíku jsou z jejich plynné formy přeměněny atomizačním zařízením na jednotlivé atomy, které tak jsou schopny projít přes kovovou fólii, za níž opět rekombinují. Takto se předpokládá recyklace až 80 % toku odsávaných plynů [39].

Výstupem této série extrakčních technologií bude palivová směs tritia a deuteria pro použití v reaktoru a čisté tritium a deuterium pro uskladnění [5]. Uskladňování izotopů vodíku je předpokládáno ve formě hydridů kovu v takzvaných Getter Beds, přičemž hlavním kandidátem na materiál je ochuzený uran [40]. Na obrázku níže (Obrázek 15) je zjednodušeně znázorněn palivový cyklus fúzní elektrárny DEMO se zmíněnými technologiemi.



Obrázek 15: Zjednodušené schéma palivového cyklu elektrárny DEMO [5]

Druhou fází palivového cyklu je pak doplňování paliva do reaktoru. Předpokládá se kontinuální doplňování paliva za pomoci tří mechanismů:

- **Vstřelování pelet ze zmrazeného paliva**

Palivo je upraveno do tvaru válečků o délce a průměru přibližně 5 mm [5]. Teplota palivové pelety, vstřelovací rychlost a trajektorie letu jsou vypočítány na základě teploty plazmatu [41], aby k uvolnění paliva došlo v jeho centrální části. Takto je zároveň i možné regulovat hustotu plazmatu v jeho centrální části [5].

- **Vstřikování plynného paliva**

Dalším mechanismem doplňování paliva je vstřikování jeho plynné formy do okrajové vrstvy plazmatu. Tento mechanismus naopak dovoluje kontrolovat hustotu plazmatu v jeho okrajové vrstvě [5].

- **Vstřikování neutrálních svazků**

Poslední mechanismem je vstřikování neutrálních svazků (neutral beams injection). Tento mechanismus slouží zároveň i k ohřevu plazmatu. Částice paliva jsou nejprve ionizovány, následně urychleny a před injekcí do vakuové komory neutralizovány. Neutrální částice mohou snadněji pronikat do plazmatu než nabitě částice, protože nejsou ovlivňovány elektromagnetickým polem tokamaku. Takto vstříknuté neutrální částice paliva interagují s částicemi plazmatu (ohřev plazmatu), ionizují se a jsou zachyceny magnetickým polem [42].

Celý proces doplňování paliva, odčerpávání plynů z reaktorové nádoby a jejich úprava bude kontinuální a umožní tak regulovat množství paliva v reaktoru [5].

### 3.3.1.1 Blanket EU-DEMO

Jedním z hlavních cílů zařízení třídy DEMO je prokázat soběstačnou produkci tritia ve fúzní elektrárně. To obnáší zejména správnou modifikaci a integraci množivého blanketu, který bude pokrývat až 85 %

vnitřního povrchu vakuové komory [43]. Z hlediska vlastní produkce tritia je nutné, aby blanket vyprodukoval nejméně tolik tritia, které se v reaktoru spotřebuje. Poměr vlastní produkce tritia ku jeho vlastní spotřebě v reaktoru elektrárny je definován faktorem TBR (Tritium Breeding Ratio) (3.3).

$$TBR = \frac{\text{průměrný počet vyprodukovaných atomů tritia}}{\text{průměrný počet atomů tritia využitých v reaktoru}} \quad (3.3)$$

Denní spotřeba tritia ve fúzním reaktoru třídy DEMO o výkonu 1,5 GW bude přibližně 0,23 kg. Vzhledem k tomu, že současná roční produkce tritia ve štěpných reaktorech je 2 kg/rok a poločas rozpadu tritia je přibližně 12,3 roku, musí reaktor DEMO zahrnovat konstrukční inovace, které zajistí soběstačnou produkci tritia. Aby bylo tohoto cíle dosaženo, musí TBR dosahovat alespoň hodnoty TBR = 1,05 nebo vyšší [44]. Jako minimální hodnotu pro udržení soběstačnosti elektrárny uvádí publikace [5] obdobnou hodnotu TBR = 1,04 [5].

Dle PCD posudku [43] jsou zvažovány čtyři koncepty množivého blanketu pro integraci v elektrárně EU-DEMO. Z toho dva primárně zvažované koncepty tzv. Helium-Cooled Pebble Bed (HCPB) a Helium-Cooled Lithium Lead (HCLL), přičemž jsou zde uvedeny i dva další koncepty pro rozšíření možností tzv. Water-Cooled Lithium Lead (WCLL) a Dual Coolant Lithium Lead (DCLL). První z uvedených variant (HCPB) obsahuje lithium ve formě  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  (popř.  $\text{Li}_4\text{SiO}_4$ ), ostatní koncepty pak zvažují použití lithium v kapalně formě eutektické slitiny olova a lithia  $\text{PbLi}$  s teplotou tání 235 °C [43]. Dle novější studie (2023) [45] jsou pro EU-DEMO navrhovány pouze varianty WCLL a HCPB a k nim příslušné systémy TES [45].

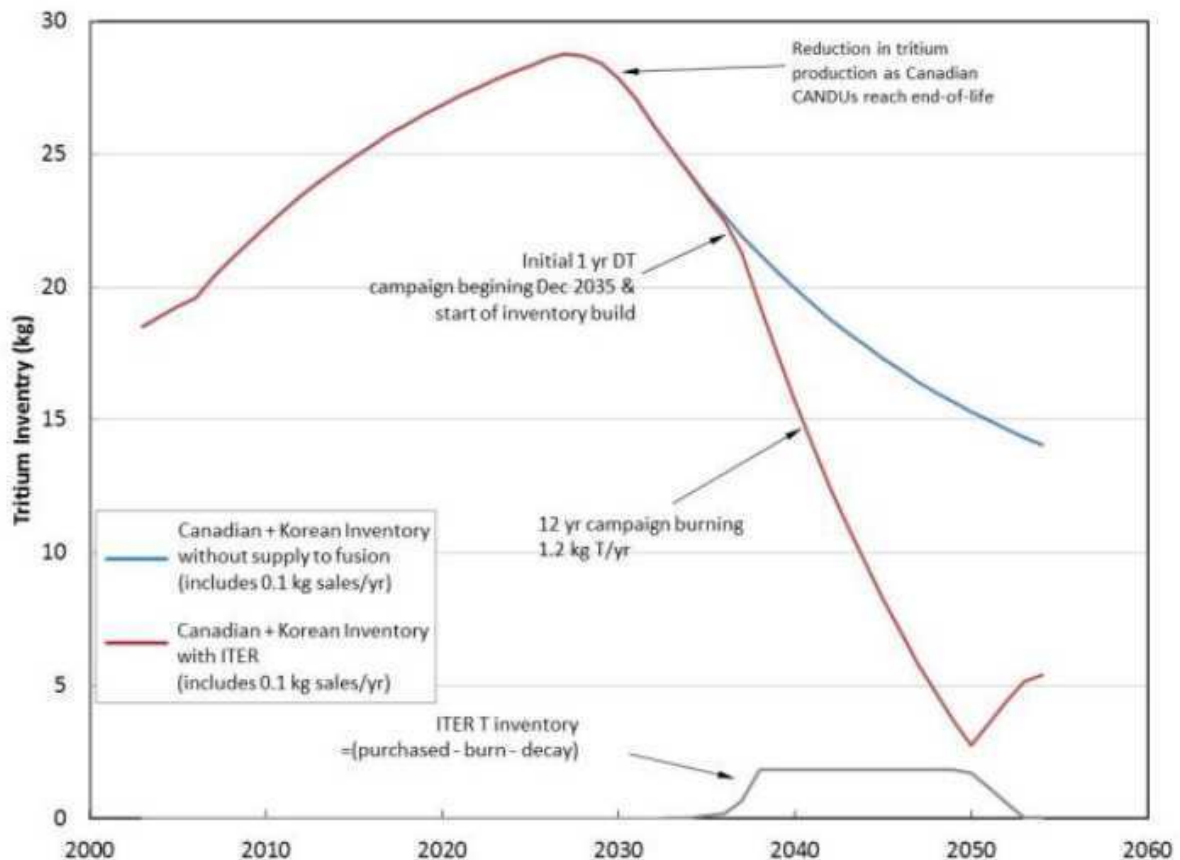
### 3.3.2 Tritiové hospodářství

Budoucí fúzní energetický reaktor bude před zahájením plnohodnotného provozu vyžadovat externí počáteční zásobu tritia. V Evropě se v současné době rovněž považuje za nezbytné, aby elektrárna DEMO zajistila i počáteční zásobu tritia pro následnou fúzní elektrárnu za určité časové období [35]. Dle modelové analýzy palivového cyklu elektrárny EU-DEMO provedené ve studii [35] bylo stanoveno počáteční množství tritia, nutného k dosažení soběstačnosti v jeho tvorbě, na hodnotu 5,78 kg. V případě neuvážení přímé vnitřní recyklace do výpočetního modelu byla hodnota stanovena na 16,07 kg. V modelu byl také odhadováno časové období provozu, za které bude elektrárna schopna poskytnout počáteční zásobu tritia pro další fúzní elektrárnu. Délka tohoto časového úseku provozu elektrárny byla vypočtena na 13,14 roku. V případě neuvážení přímé vnitřní recyklace do výpočtu modelu by toto množství tritia byla elektrárna schopna vyprodukovat až na konci její životnosti. Celková životnost zařízení EU-DEMO a jeho provozní fáze jsou definovány z hlediska poškození materiálu v první stěně. Toto poškození lze definovat jednotkou DPA (Displacement Per Atom) [35], která udává stupeň radiačního poškození materiálu [46]). Životnost jaderné fúzní elektrárny bude značně převyšovat životnost konkrétních jaderných komponent (4,5 až 10,5 let) [47]. V článku [47] je odhadována životnost elektrárny DEMO na 40 let [47].

#### 3.3.2.1 Dostupnost tritia

Většina světové zásoby tritia je získávána z těžkovodních reaktorů CANDU (CANada Deuterium-Uranium). Reaktory CANDU jsou využívány k produkci elektrické energie v Kanadě, Jižní Koreji, Rumunsku, Indii, Číně a Argentíně. V CANDU reaktorech dochází ke vzniku tritia vlivem interakce neutronů s těžkou vodou, přičemž průměrné množství, které je možné z jednoho reaktoru obdržet je přibližně 130 g za rok. Tritium lze z těžké vody extrahovat pouze prostřednictvím zařízení na odstraňování tritia TRF (Tritium Removal Facility) [48], přičemž v současné době jsou v provozu pouze dvě TRF, jedno v Kanadě a jedno v Jižní Koreji. Další zařízení TFR je pak plánováno v Rumunsku [49].

V závislosti na kanadském a korejském štěpném programu je možné odhadnout budoucí vývoj zásob tritia i s ohledem na budoucí spotřebu projektu ITER. Dlouhodobý odhad zásob tritia z těchto zdrojů však zahrnuje několik nejistot, protože přinejmenším některé z těchto reaktorů budou v příštím desetiletí vyřazeny z provozu a Kanada, která je v současnosti hlavním světovým producentem tritia, zřejmě neplánuje stavbu dalších reaktorů CANDU (Pravděpodobně dojde pouze k prodloužení životnosti některých reaktorů). Budoucí odhady celosvětových zásob tritia proto naznačují, že maximální zásoby budou pravděpodobně dosaženy v období mezi roky 2020 až 2030 jak, je patrné na obrázku níže (Obrázek 16) a poté se budou zásoby tritia snižovat, vlivem jeho radioaktivního rozpadu, který převyší jeho produkci [20].



Obrázek 16: Předpokládaný vývoj globálních zásob tritia (předpokládané průměrné neutronové zatížení první stěny ITER bude  $0,3 \text{ MW} \cdot \text{rok} / \text{m}^2$  po dobu přibližně 12 let při třisměnném provozu [20].

Na základě odhadů současných zásob tritia a míry jeho výroby v Kanadě a Koreji (popř. Rumunsku), jakož i očekávané životnosti reaktorů typu CANDU byl v rámci studie [48] vypracován odhad vývoje zásob civilního tritia v příštích 35 letech se spotřebou projektů ITER a DEMO [48].

Kolem roku 2030 jsou v tomto odhadu započítány až tři kompaktní fúzní start-upy v soukromém sektoru. Kolem roku 2035 je předpokládána jednorázová poptávka 2-3 kg tritia pro počáteční zásobu čínského fúzního reaktoru CFETR (China Fusion Engineering Test Reactor). V roce 2037 je očekáváno zahájení korejského projektu K-DEMO (Korean Demonstration Fusion Power Plant), který bude pro své účely potřebovat obdobné vstupní množství tritia jako projekt CFERT. S ohledem na tyto odhady je nutné klást velký důraz na tritiové hospodářství budoucích fúzních elektráren, jejich soběstačnost v rámci výroby tritia a jeho recyklaci [48].

### 3.4 Jaderný odpad fúzních elektráren

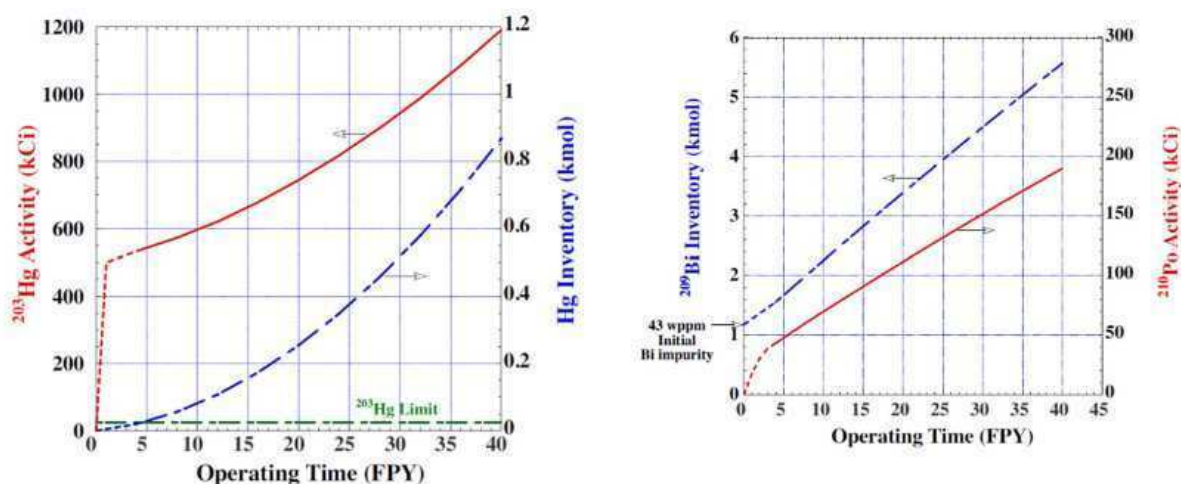
Současné vnímání jaderné energetiky je formováno veřejným míněním, které je do značné míry podmíněno obavami z nebezpečného radioaktivního odpadu. Nejvíce radioaktivním typem odpadu, které štěpné jaderné elektrárny produkují, je použité palivo [3]. Odpad fúzních elektráren se od odpadu z konvenčních štěpných elektráren bude zásadně lišit. Celkově bude vznikat více odpadu, který se většinou bude skládat z nízkoaktivního (LLW – Low Level Waste) a středněaktivního odpadu (ILW – Intermediate Level radioactive Waste) [51] ve formě aktivovaných konstrukčních materiálů a materiálů kontaminovaných tritiem [52]. Oproti konvenčním štěpným jaderným elektrárnám bude množství jaderného odpadu ve formě aktivovaných materiálů z fúzních elektráren výrazně vyšší.

Ve studii [53] z roku 2021 byl porovnán objem jaderného odpadu potenciálně produkovaného elektrárnou s reaktorem ESFR (European Sodium Fast Reactor) s potenciálně produkovaným odpadem nejnovějších konceptů elektrárny EU-DEMO. Bylo zjištěno, že podíl ILW a HLW (High Level Waste) ve strukturálních komponentách (tj. bez ohledu na palivo) bude u ESFR výrazně nižší. U reaktoru ESBWR (Economic Simplified Boiling Water Reactor) bude množství tohoto odpadu až desetkrát menší. Hlavní příčinou většího množství aktivovaného odpadu u konceptů EU-DEMO je jejich robustnější konstrukce, která bude vystavená neutronovému toku [53].

Dominantní část jaderného odpadu z fúzních elektráren budou tvořit konstrukční materiály aktivované neutronovým zářením, jako jsou různé typy ocelí včetně feriticko-martenzitických ocelí odolných proti neutronovému křehnutí tzv. materiály RAFM (Reduced Activation Ferritic/Martensitic steel). Typickými zástupci tohoto druhu materiálů jsou např. evropská ocel EUROFER97 a či její japonská obdoba F82H (popřípadě AISI 316L nebo JK2LB), které jsou schopné zachovat své vlastnosti až do teploty přibližně 550 °C [54]. Radioizotopy s dlouhým poločasem rozpadu vznikají vlivem neutronového ozařování právě z legujících prvků těchto materiálů (např. niob, molybden, nikl, uhlík, dusík, měď a hliník). Tyto aktivované legující prvky by pak mohli znemožnit ukládání odpadů do úložišť pro LLW [51]. Budoucí generace fúzních elektráren operujících na bezneutronové fúzní reakci by pak mohli problém s aktivací konstrukčních materiálů úplně eliminovat [3].

Problém s vysoce aktivovanými radioaktivními materiály bude mít elektrárna zejména na konci své životnosti ve fázi decommissioningu. Ve studii [55] byli zkoumány uvažované materiály pro základní součásti fúzního reaktoru vystavené neutronovému záření zejména pak materiály typu RAFM. Ze studie vyplývá, že i po 100 letech budou některé materiály radiačně závadné kvůli radioaktivnímu izotopu niobu  $^{94}\text{Ni}$  [55]. Zdrojem vysoko radioaktivních transuranů ve fúzních elektrárnách by potenciálně mohlo být beryllium, zvažované pro materiál první stěny. Beryllium může obsahovat až stovky ppm nečistot včetně uranu. Při uvážení použití 300-400 t beryllia pro první stěnu (a při uvážení jeho znečištění 20-100 ppm uranem) by pak celkové množství uranu v reaktoru činilo přibližně 6-40 kg [51]. Ve studii [44] byl proveden výpočet příspěvku aktivity vlivem štěpení uranu v berylliu po skončení potenciálního provozu zařízení ITER a DEMO. Tento příspěvek radioaktivity v případě EU-DEMO by byl dostatečný na to, aby překročil limity pro UK – LLW (britské limity LLW) a FR LILW – SL (francouzské limity pro LLW) ve výši 4 MBq/kg [51].

Radioaktivní odpady však budou vznikat i během provozu elektrárny. Jedním z takových zdrojů odpadu bude pravděpodobně eutektikum PbLi navrhované pro výrobu tritia v blanketu EU-DEMO. Interakce tekutého eutektika s neutronovým zářením může dát vzniku radioizotopů rtuti, bismutu a polonia ( $^{203}\text{Hg}$ ,  $^{209}\text{Bi}$  a  $^{210}\text{Po}$ ). Na obrázku níže (Obrázek 17) je patrný časový průběh vzniku radioizotopů  $^{203}\text{Hg}$ ,  $^{209}\text{Bi}$  a  $^{210}\text{Po}$  vlivem vystavení eutektika PbLi neutronovému toku na tokamaku ARIES-AT (časová jednotka FPY – Full Power Years udává roky provozu).



Obrázek 17: Vznik izotopů  $^{203}\text{Hg}$  (vlevo) a  $^{209}\text{Bi}$  a  $^{210}\text{Po}$  (vpravo) v eutektiku PbLi na tokamaku ARIES-AT v závislosti na čase [51]

Z obrázku je patrné, že už po několika dnech provozu se v průtočném objemu  $600\text{ m}^3$  eutektika PbLi koncentrace izotopů  $^{203}\text{Hg}$  a  $^{210}\text{Po}$  dostanou nad stanovený radiologický limit. Aby se snížilo hromadění těchto izotopů v LiPb breederu, je nutné jeho průběžné filtrování a čištění krátce po zahájení provozu. Aktuálně se předpokládá, že na konci provozu nebude breeder likvidován, ale podroben recyklaci [51].

Během provozu fúzního reaktoru budou vznikat také radioaktivní odpady ve formě tritiovaného prachu přímo ve vakuové komoře [56]. Tento druh odpadu bude vznikat degradací jaderných komponent mechanismy popsány výše (2.2). Limity pro akumulaci prachu ve vakuové nádobě byly stanoveny na základě bezpečnostních opatření, minimalizace potenciálních rizik spojených s udržení plazmatu a provozem zařízení ITER. Konkrétní limitní hodnoty pro reaktor ITER stanovila studie [19] na  $1000\text{ kg}$  pro mobilizovatelný prach a  $11\text{ kg}$  (beryllium)/ $76\text{ kg}$  (wolfram) pro prach ulpívající na povrchu PFC [19]. Studie [56] se zaměřovala na stanovení roční produkce tritiovaného prachu pro zařízení EU-DEMO. Odhad byl založen na předchozích výpočtech pro zařízení ITER. V tabulce níže (Tabulka 2) je patrné rozložení hmotnosti tritia v prachu uvolněného při hypotetickém ročním provozu zařízení ITER.

Tabulka 2: Rozložení hmotnosti tritia v prachu vakuové nádoby reaktoru ITER [56]

Prvek	Abramov Extra grade	Abramov High grade
T v Be prachu [g]	531,1	265,1
T v Be první stěny [g]	926,7	462,5
T ve W prachu [g]	540	
T v prachu (W+Be) [g]	1071,3	805,2
Suma T ve vak. komoře [g]	1997,9	1267,7

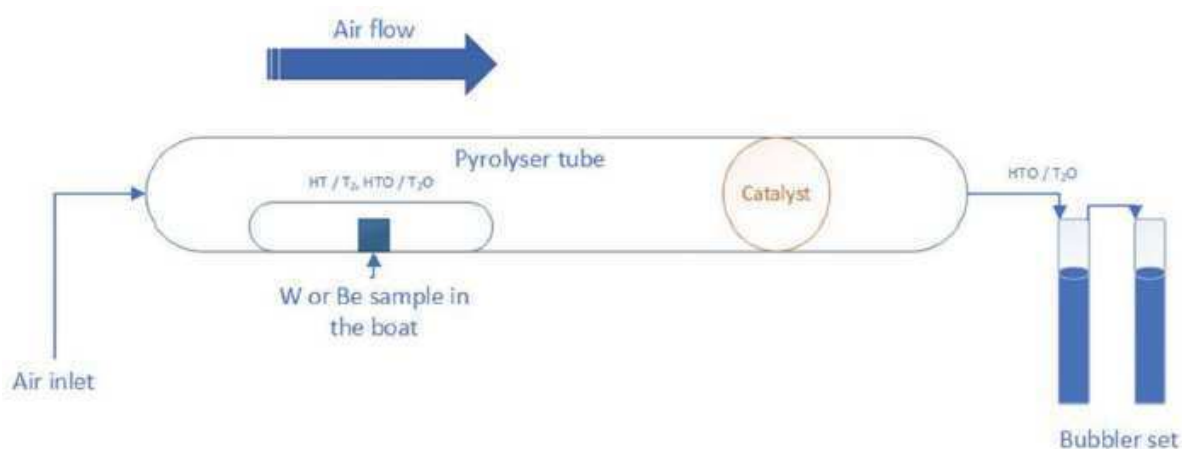
Abramov Extra grade a Abramov High grade jsou metody použité pro výpočet rozložení hmotnosti tritia v materiálech vakuové nádoby zařízení ITER. Metodika výpočtu byla aplikována na parametry reaktoru EU-DEMO za plného ročního provozu. Výsledné hodnoty hmotnosti tritiovaného prachu byly stanoveny na  $689\text{--}1389\text{ kg}$  a tomu odpovídající přibližný obsah  $671\text{--}4676\text{ g}$  tritia [56].

Uvedené informace poskytují povědomí o existenci tohoto druhu odpadu a nutnosti integrace systémů čištění a recyklace. Techniky odstraňování prachu a tritia budou zahrnovat odsávání in situ během výměny kazet divertoru a vysokoteplotní vypalování divertoru [19]. Vzhledem k možným vysokým aktivitám bude prach po určitou dobu skladován s možností následné recyklace tritia po snížení aktivity odpadu. Recyklace tritia z této formy pevného odpadu bude pravděpodobně probíhat v rámci komplexu elektrárny DEMO i mimo něj [52].

### 3.5 Detritiace fúzních materiálů

Izotopy vodíku mají díky své vysoké difuzivitě a dalším chemicko-fyzikálním jevům, tendenci ulpívat v konstrukčních materiálech fúzních reaktorů [28]. Obsah zachyceného tritia je v různých komponentech odlišný a liší se také svou formou. V materiálech může ulpívat ve formě tritiované vody či v jeho plynné formě [57]. Například v rámci experimentu PTE (Preliminary Tritium Experiment) provedeném na reaktoru JET, který mimo jiné obnášel prověření technik manipulace s tritiem ve fúzním prostředí a jeho zadržování v přilehlých materiálech, byla následnou analýzou zjištěna aktivita až 140 kBq/g v potrubí a v případě užitého turbo-molekulárního čerpadla v torusu tokamaku dosahovala hodnota aktivity až 140 MBq/g [57].

Při budoucím decommissioningu reaktoru JET jsou zvažovány postupy detritiace kontaminovaných materiálů za účelem snížení aktivity odpadu, usnadnění likvidace a recyklace tritia [58]. V rámci studie [57] byly zkoumány procesy detritiace nerezové oceli a grafitu. Tritiovaná ocel byla v laboratorním měřítku (sympký vzorek o hmotnosti 700 g) zahřívána v peci na teplotu až 1050 °C v prostředí vzduchu a směsi plynů Hytech (Ar + 5 obj. % H<sub>2</sub>). Pec byla odčerpávána a zaváděna do kondenzačního systému, který uvolněné izotopy vodíku zachytával do formy molekul vody. Stejná metoda byla aplikována i na grafit. Na grafitový materiál byla zároveň aplikována i jiná metoda detritiace spočívající v chemické přeměně grafitu pomocí roztoku daných kyselin. Plyny uvolňované z reakce grafitu s kyselým prostředím včetně oxidu uhličitého, plynného tritia a páry tritiové vody byly odčerpávány a vedeny do kondenzačního systému. V rámci všech experimentů byla prokázána aktivita v kondenzačním systému a výrazné snížení aktivity vzorků. V případě experimentů s ohřevem vzorků, nebyly vzorky nijak poškozeny [57]. V rámci studie [59] byly provedeny detritiační experimenty s použitím vzorků wolframu a beryllia z předchozích kampaní reaktoru JET. Experimenty probíhaly zahříváním vzorků ve ventilovaném prostředí pyrolyzéru a odvodem uvolněných plynů do kondenzačního systému (schéma sestavy je patrné na obrázku níže (Obrázek 18)).



Obrázek 18: Schéma experimentu s detritiací wolframu a beryllia [59]



Množství zachyceného tritia v kondenzačním systému bylo následně měřeno LSC (Liquid Scintillation Counting) analýzou kondenzační kapaliny. Po pyrolýze byly vzorky vystaveny kyselému prostředí s cílem uvolnit zbývající tritium. Plynné produkty reakce kyseliny se vzorkem byly opět zaváděny do kapaliny kondenzačního systému, která byla následně podrobena LSC analýze s cílem určit zbytkové množství tritia ve vzorcích po tepelné detritiaci v pyrolýzátoru. Experimenty prokázaly možnost detritiace beryllia a wolframu pomocí zahřátí kontaminovaného materiálu s celkovým snížením aktivity vzorků o 99 %, resp. 94 % [59].

### 3.5.1 Recyklace tritia z wolframového prachu

V rámci balíčku studií "Bezpečnost a životní prostředí" (WPSAE) projektu EUROfusion, bylo vypracováno několik postupů možnosti získání tritia z wolframového prachu. Dva základní postupy, které jsou schopny oddělit wolfram od příměsí ve formě tritia jsou indukční ohřev a oxidace v tavenině soli (MSO – Molten Salt Oxidation). Obě uvedené metody zahrnují ohřev zpracovávaného materiálu a oddělení zachyceného tritia z matrice wolframu. V rámci studie [52] byly prováděny experimenty detritiace wolframu na obou zmíněných technologiích [52].

- **Indukční ohřev**

Technologie indukčního ohřevu zahrnuje generování tepla ve vzorcích wolframu pomocí elektromagnetické indukce, čímž je možné ohřívaný materiál zahřát na teploty vyšší než 3 000 °C. Ohřev materiálu způsobí odloučení tritia. Uvolněné tritium je pak zachytáváno prostřednictvím vícestupňového promývacího systému s demineralizovanou vodou. V rámci tohoto experimentu byly používány vzorky wolframu kontaminované tritiovou vodou. Tritiová voda je pak spolu s dalšími plyny zachycena v promývacím systému. Objem zachyceného tritia byl analyzován pomocí techniky LSC. Vícestupňový promývací systém zajišťuje účinné zachycení tritia, přičemž první stupeň obvykle zachytí přibližně 99 % uvolněného tritia. Tento proces umožňuje bezpečné a účinné odstranění tritia z wolframového materiálu [52].

- **Oxidace v tavenině soli**

Metoda zpracování wolframového prachu byla prováděna v rámci experimentální části této práce a její metodika je popsána níže (5.1). Popisem technologie MSO se zabývá kapitola (4.3).

## 4 Taveniny solí

Taveniny solí spadají svými vlastnostmi do kategorie iontových kapalin. Jedná se o sloučeniny se stabilní tekutou fází a nízkým tlakem nasycených par, které jsou tvořeny kladně nabitým kationtem a záporně nabitým aniontem [60]. V mnoha ohledech poskytují nezastupitelné pracovní prostředí. Jedná se zejména o jejich fyzikální a chemické vlastnosti, které jsou stabilní v širokém rozsahu vysokých teplot, při kterých by jiné látky s požadovanými vlastnostmi nemohly jednoduše existovat v kapalně fázi [61]. Taveniny solí se vyznačují níže uvedenými vlastnostmi.

- Mohou fungovat jako rozpouštědla
- Mohou sloužit jako teplosměnné médium
- Mají obdobné mechanické vlastnosti jako voda
- Mohou dosahovat vysokých teplot při zachování kapalně fáze (teplota varu až 2000 °C [61])
- Mohou vést elektřinu
- Některé roztavené soli mají chemické katalytické vlastnosti [62].

Potenciál roztavených solí spatřujeme v mnoha odvětvích technologie a výzkumu. V této kapitole jsou popsány některé z praktických aplikací tavenin solí. Majoritní část kapitoly je věnována technologii MSO (Molten salt oxidation), která je využita v experimentální části této práce.

### 4.1 Historické pozadí

Sir Humphrey Davy na přelomu století izoloval alkalické kovy z jejich roztavených hydroxidů. Dostupnost těchto kovů později umožnila Devilleovi (1854) izolovat, a dokonce vyrobit hliník pomocí sodíku jako silného redukčního činidla. Mezitím Michael Faraday stanovil své zákony elektrolýzy (1834) mimo jiné s využitím roztavených halogenidů olova. Na konci století pak Heroult a samostatně Hall navrhli elektrolytickou cestu k výrobě hliníku (1886). To vedlo k založení velkých těžebních závodů, na nichž byly založeny pokročilé technologie tohoto století. V té době již byly známi elektrolytické cesty k získání alkalických kovů a kovů alkalických zemin za pomoci roztavených solí. V dnešní době se roztavené soli používají či je aktivně zkoumána jejich aplikace do širokého spektra moderních technologií [61].

### 4.2 Technologie užívající taveniny solí

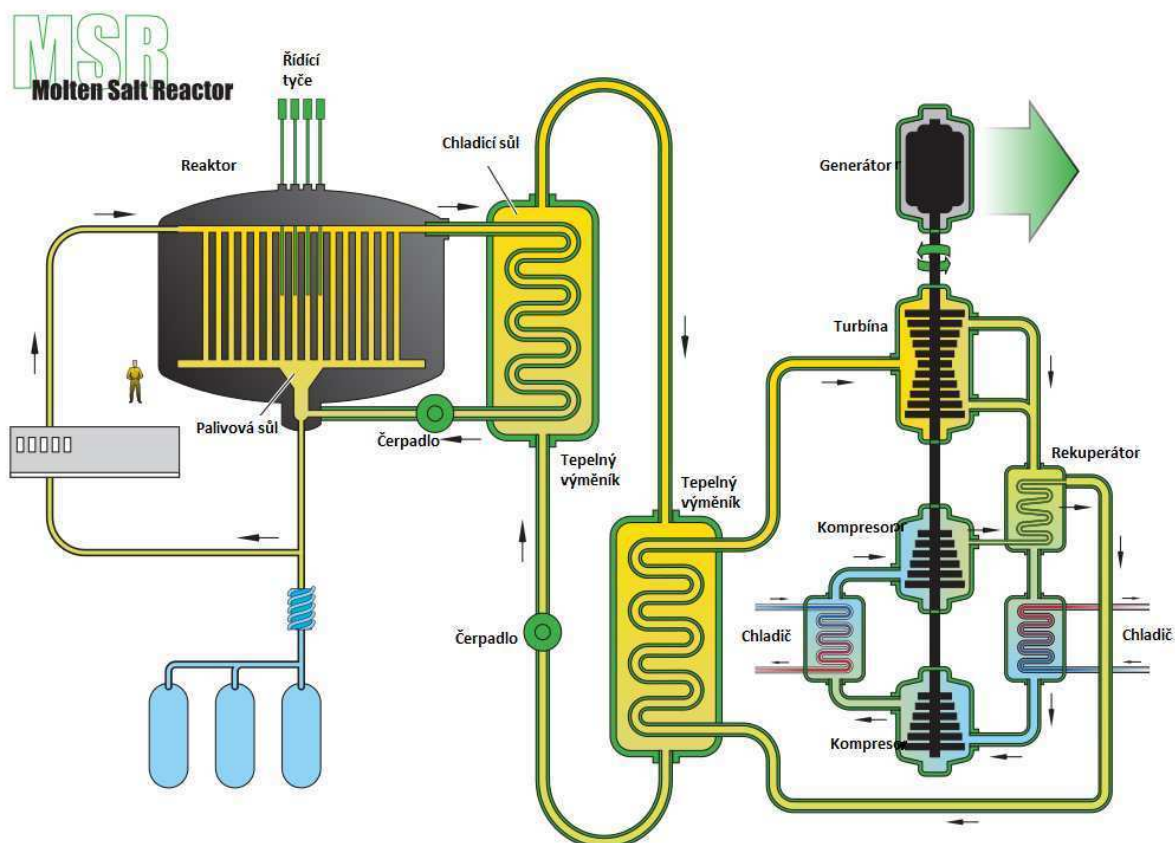
#### 4.2.1 Teplosměnné médium

Roztavené soli se používají v mnoha průmyslových odvětvích jako vysokoteplotní médium pro přenos tepla. Příkladem průmyslové aplikace taveniny soli, jakožto teplosměnného média mohou být komínové solární elektrárny. Jedná se o elektrárny, které pomocí heliostatů neboli pohyblivých plochých zrcadel, koncentrují sluneční energii do bodů na vrcholcích solárních věží. Elektrárny tak ohřívají teplosměnné médium na pracovní teplotu (565 °C [63]) [64]. Díky svým vlastnostem (vysoký bod varu, nízká viskozita a vysoká objemová tepelná kapacita) mohou soli sloužit pro skladování tepelné energie [65].

#### 4.2.2 Solné jaderné reaktory

Princip reaktorů založených na roztavených solích MSR (Molten Salt Reactor) je znám už přes půl století [65]. Do veřejného zájmu a povědomí se tento typ reaktoru opět dostal jeho zařazením do kategorie reaktorů IV. generace [66].

Reaktory MSR jsou postaveny na koncepci paliva rozpuštěného v tavenině soli. Tavenina soli tak slouží zároveň jako palivo i chladivo. Tyto soli jsou obvykle na bázi halogenidů lithia a jsou navrženy tak, aby dosahovaly kýžených provozních teplot (700 °C) a aby byly vhodné pro rozpuštění štěpného materiálu. Jako moderátor může být použit grafit. Tato konstrukce poskytuje jisté výhody oproti tradičním reaktorům používajícím palivo v pevné formě. Na obrázku níže (Obrázek 19) je znázorněno schéma solného reaktoru. Palivová sůl vstupuje do aktivní zóny reaktoru, kde je zahřívána štěpnou reakcí. Následně putuje do tepelného výměníku, kde předává tepelnou energii chladicí soli. Ta poté přechází do dalšího tepelného výměníku, kde předává tepelnou energii potřebnou pro výrobu páry, která je využívána k pohonu turbíny pro výrobu elektrické energie [67] [62].



Obrázek 19: Schéma konceptu solného reaktoru [62]

Koncept solného reaktoru poskytuje oproti konvenčním lehkovodním a těžkovodním tlakovým reaktorům jisté výhody. Tlak primárního okruhu je velmi nízký a snižuje se tak riziko úniku páry. Roztavené soli jsou také efektivnějším chladivem reaktoru, protože mají vyšší tepelnou kapacitu než tlaková voda [67]. Úskalím technologie je oproti tomu vysoce korozivní prostředí vysokoteplotních roztavených solí, ve kterých konvenční materiály podléhají rychlé degradaci [68]. V této oblasti jsou proto neustále vyvíjeny odolnější slitiny. Vhodnými kandidáty pro tyto aplikace jsou například slitiny na bázi chromu, niklu a molybdenu (Ni-Mo-Cr slitiny), které vykazují za daných podmínek minimální korozi [69].

#### 4.2.3 Palivové články

Palivový článek je elektrochemické zařízení, které nepřetržitě přeměňuje chemickou energii paliva a oxidantů na elektrickou energii procesem zahrnujícím systém elektroda-elektrolyt. Palivový

článek se obvykle skládá ze dvou elektrod, anody a katody oddělených elektrolytickou membránou. Mezi elektrodami se nachází elektrolyt.

Palivové články na bázi roztaveného uhličitanu MCFC (Molten Carbonate Fuel Cell) patří mezi vysokoteplotní palivové články, jejichž pracovní teplota se pohybuje v rozmezí 600 °C a výše [70]. Vysoké provozní teploty palivového článku jsou nutné k vytvoření dostatečné iontové vodivosti elektrolytu. Vysoké teploty elektrolytu mají mimo jiné za následek také jeho relativně nízký ohmický odpor [62]. Elektrolyt se obvykle skládá z uhličitanu sodného a draselného. Kapalina elektrolytu je mezi elektrodami držena pomocí keramické matrice [71]. Hlavní nevýhodou současné technologie palivových článků MCFC je jejich životnost. Vysoké teploty, při kterých tyto články pracují v kombinaci s korozivními vlastnostmi tekutých solí urychlují degradaci součástí, což vede k rychlejšímu opotřebení článku [61].

#### 4.2.1 Pyroprocessing

Pyroprocessing je soubor separačních technologií využívajících vysokých teplot a redoxní reakce za účasti anorganických roztavených solí, plynů či jiných látek. Do této definice tak například spadá výroba hliníku Hall-Héroultovým procesem nebo a přepracování použitého jaderného paliva z jaderných elektráren [73].

##### 4.2.1.1 Výroba hliníku

Roztavené soli mohou být použity k výrobě většiny neželezných kovů (kovů nepodobných železu; např. hliníku, titanu atd). Nejvýznamnějším a nejstarším použitím roztavených solí k těmto účelům je výroba hliníku elektrolytickým rozkladem oxidu hlinitého [62]. Primární výroba hliníku zahrnuje dva na sobě nezávislé energeticky náročné procesy přeměny rudy (bauxitu) na kov. Jedná se o Bayerův proces (1888), při němž se z bauxitu vyrábí oxid hlinitý a Hallův-Héroultův proces (1886), při němž se hliník vyrábí elektrolytickou redukcí oxidu hlinitého rozpuštěného v elektrolytu z roztavené soli, který se skládá převážně z kryolitu [72].

##### 4.2.1.2 Recyklace použitého jaderného paliva

Použité jaderné palivo je vystaveno pyroprocessingu za účelem znovuzískání energeticky využitelných prvků. Jedná se o vysokoteplotní chemický proces zaměřený na oddělení těchto transuranových prvků zůstávajících v jaderném palivu po jeho využití v jaderném reaktoru [73]. Primárně byl vyvíjen pro zpracování kovového jaderného paliva z rychlých reaktorů, jeho potenciál však spatřujeme i ve zpracování keramického jaderného paliva používaného pro lehkovodní reaktory či ve zpracování recyklovaného paliva MOX (Mixed Oxides Fuel) [74]. Výstupním produktem takového procesu je pak vstupní produkt pro výrobu kovového jaderného paliva (v případě zpracování paliva MOX pak stejný typ paliva) [75].

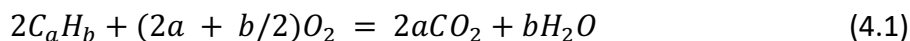
V jihokorejském korejském výzkumném ústavu KAERI (Korea Atomic Energy Research Institute) je vyvíjena linka na recyklaci jaderného odpadu. V různých fázích tohoto procesu jsou zde použity chlorid lithný (LiCl) a eutektická směs solí chlorid lithný-chlorid draselný (LiCl-KCl). Použitý jaderný palivový soubor prochází před samotným pyroprocessingem nejdříve řadou úprav spojených s vyjmutím paliva ze souboru a jeho úpravou na produkt ve formě prášku, který je vstupní surovinou pro pyroprocessing [73] [76].

Současně průmyslově používané procesy přepracování jaderného paliva jsou založeny na bázi vodných roztoků např. PUREX (Plutonium Uranium Reduction Extraction), kyseliny dusičné a organických extrakčních činidel jako je TBP (tri-butylfosfát). Přestože se toto přepracování vyhořelého jaderného paliva rozvinulo v průmyslovém měřítku jeho použití je omezeno závazkem pro nešíření jaderných

zbraní. Kromě toho jsou organické extrakční látky náchylné k rozkladu způsobenému radiolýzou. Tento jev zvyšuje náklady i množství produkovaného sekundárního odpadu [77].

### 4.3 Technologie MSO

Oxidace v tavenině soli je inovativní způsob zpracování nebezpečných, radioaktivních a energetických odpadů [78]. Jedná se o bezplamenný tepelný proces, při kterém se organická složka přemění úplnou oxidací na vodní páru a oxid uhličitý (4.1). V tavenině soli zůstanou zachyceny netěkavé anorganické látky, včetně aktinidů či například těžkých kovů nebo kyselinotvorných plynů [61].



Roztavená sůl zde zastává několik funkcí, primárně však slouží jako dispergační médium pro zpracováváný odpad a oxidační médium. Přítomnost solí urychluje oxidační reakce, takže také zastává roli katalyzátoru. Dále tavenina podporuje úplnou chemickou reakci vlivem přímého kontaktu reaktantů a stabilního přenašeče tepla, který odolává teplotním rázům a je tak schopen snášet rychlé teplotní výkyvy chemických procesů [79]. Tavenina zachycuje kyselé plyny vznikající například z chloru, síry či fosforu, tím že vytváří jejich stabilní anorganické soli [80]. Tavenina soli také zachytává popel, radionuklidy a jiné nespálitelné složky odpadu [79].

Technologie MSO byla aktivně zkoumána již v 50. letech minulého století jako možná metoda zpracování jaderného paliva Komisí pro atomovou energii v USA. V té době bylo provedeno mnoho experimentů týkajících se vlastností a chemie roztavených solí, chování roztavených solí za vysokého tlaku a jejich interakce s kovy. Jedním z prvních fází vývoje bylo použití roztavených uhličitánů k likvidaci oxidů síry ze spalín či jako katalyzátoru pro zplyňování uhlí. Brzy byly objeveny a testovány další aplikace MSO včetně destrukce nebezpečných odpadů, pohonných hmot, energetických materiálů, pro získávání kovů nebo možnosti zpětného získání radioaktivních složek z transuranového odpadu [81] [82]. Vysoká účinnost technologie byla také zaznamenána při likvidaci nebezpečných organických látek, jakými jsou PCB (polychlorované bifenyly), jedovaté bojové plyny či pesticidy [78]. Ačkoli se v mnoha těchto ohledech technologie jevila jakožto výhodná, nikdy nepřekročila měřítko pilotního zařízení a byla upozaděna v té době zavedenými konvenčními metodami [81].

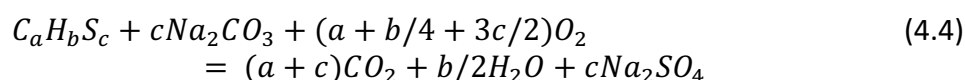
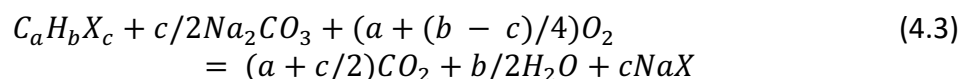
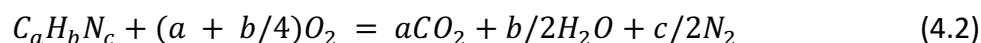
Technologie MSO je v zájmu výzkumu pro své vlastnosti, které jsou oproti běžným metodám spalování odpadu výhodné. Systém MSO pracuje při nižších teplotách, než jsou teploty plamenného spalování a vyhýbá se tak emisním produktům vznikajícím při těchto vysokých teplotách zejména furanům a dioxinům [83] [78]. Hlavní potenciál metody je přičítán oddělení organické složky odpadu od anorganické složky odpadu za vzniku přijatelných odpadních plynů [78].

#### 4.3.1 Chemické procesy bezplamenné oxidace

Zpracováváný odpad je spolu s oxidačním médiem (např. vzduch) dávkován do lázně roztavené soli, kde dochází ke zreagování organické složky. Výstupními produkty jsou pouze vodní pára, oxid uhličitý, popřípadě dusík a kyslík [78]. Při oxidaci roztavenou solí je běžně užívána sůl o teplotě přibližně 400 až 1200 °C. Nejčastěji užívanou solí je uhličitán sodný, který má teplotu tání 851 °C. Na základě požadovaných parametrů reakce je však možné použít jiné soli či jejich směsi. Pro snížení teploty tání teplosměnného média možné použít binární nebo ternární eutektické směsi alkalických uhličitánů. Například teplota tání eutektické směsi NaKLi je 373 °C.

Halogeny a heteroatomy, jako je dusík či síra se při oxidaci přeměňují na kyselé plyny, které jsou zachyceny v tavenině soli alkalických uhličitánů, a to ve formě chloridů a síranů. Při použití uhličitano

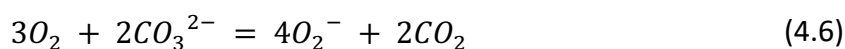
sodného jako taveniny lze oxidační proces pro jiné látky než uhlovodíky popsat rovnicemi (4.2)(4.3)(4.4).



Kde  $X$  představuje halogen a indexy  $a, b, c$  značí číslo prvku ve sloučenině [81]. Vznikající plyny, zejména oxid uhličitý, vodní pára, dusík a nezreagovaný kyslík se musí ochladit a filtrovat, aby se odstranily pevné částice. Nejčastěji se používá tkaninový filtr a následně vysoce účinný filtr pevných částic. Ostatní neoxidovatelné anorganické látky, těžké kovy či radionuklidy zůstávají v tavenině ve formě kovových iontů nebo oxidů a po ukončení procesu je možné je oddělit pro další zpracování či likvidaci. V tavenině takto dochází ke hromadění rozpuštěných a nerozpuštěných nečistot a produktů neutralizace kyselých plynů. Roztavená sůl se obvykle recykluje, když nečistoty dosáhnou přibližně 20 % hmotnosti směsi nebo když jsou například ve výstupním plynu zjištěny stopy kyselých plynů. Výměna soli může probíhat jednorázově či kontinuálně. Konečná likvidace či recyklace vyhořelé soli závisí především na složení jejích kontaminantů. Recyklace spočívá v rozpuštění soli ve vodě následné filtraci k odstranění nerozpuštěných látek a frakční krystalizaci [81] [82].

#### 4.3.1.1 Mechanismus oxidace

MSO používá roztavenou lázeň alkalických uhličitánů o teplotě až 1200 °C, kterým neustále proudí oxidační médium, které je pod hladinu taveniny zaváděno spolu s odpadem. Uhličitán zde figuruje jako katalyzátor reakce, zároveň chemicky rozpouští kyslík probublávající taveninou a vytváří tak jeho peroxidové a superoxidové formy [84]. Kyslík tímto způsobem není rozpouštěn ve fyzikálním slova smyslu, ale reaguje s uhličitánem a chemicky se rozpouští v tavenině. Existují tři možné reakce:

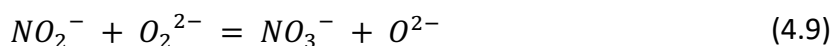
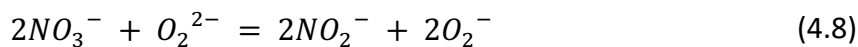


Kde rovnice (4.5) popisuje tvorbu peroxidu, rovnice (4.6) tvorbu superoxidu a rovnice (4.7) peruhličitánu. Tvorba peruhličitánu byla postulována pouze jako výsledek elektrochemických studií a nebyla identifikována jinými technikami a může proto být zanedbána [81].

#### 4.3.1.2 Zlepšení procesu oxidace roztavenou solí

Nejúčinnější chemické metody oxidace materiálů vyžadují vysoké teploty a peroxidové a superoxidové ionty. Ty v tavenině uhličitánů reagujícím s organickou hmotou přirozeně vznikají. Jejich koncentraci lze zvýšit samotným probubláváním vzduchu taveninou či přidáním peroxidu sodného nebo superoxidu draselného. Dalšími možnostmi, jakými lze dosáhnout zvýšení koncentrace peroxidů

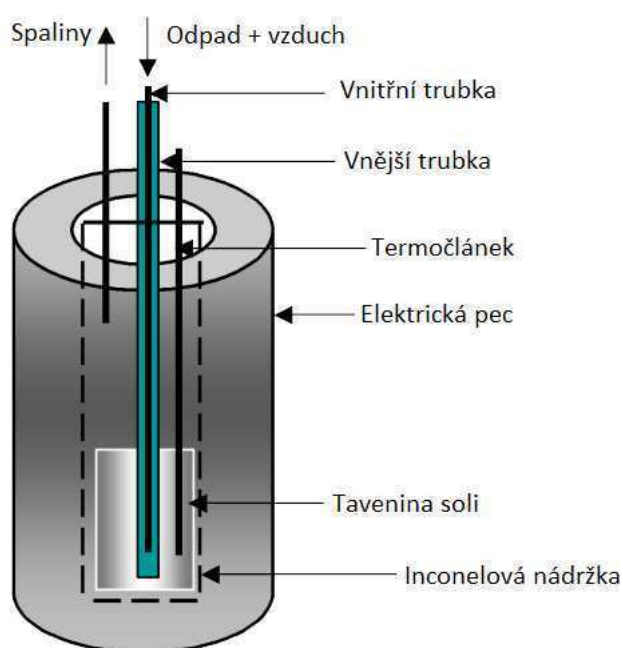
a superoxidu v tavenině je přidáním dusitanů a dusičnanů [81]. Tím se generují superoxidové ionty katalytickým cyklem, kdy se současně průběžně generují peroxidové ionty, které pokračují v další oxidaci [78]. Tento cyklus je patrný z rovnic (4.8)(4.9)(4.10). Kde ke tvorbě peroxidu dochází dle rovnice(4.5).



Nepřetržité probublávání vzduchu do uhličitanové taveniny obsahující dusičnanové a dusitanové ionty tedy stabilně udržuje vzniklé peroxidové ionty. Peroxid vytvořený v tavenině uhličitanu se v přítomnosti dusičnanů přemění na aktivnější superoxid a takto vzniklý dusitan se oxiduje zpět na dusičnan čerstvým peroxidem, který se zde průběžně vytváří. Takovýto cyklus se v tavenině opakuje a dochází tak ke zvýšení rychlosti oxidace [84].

#### 4.3.2 Technické provedení

Sestava zařízení MSO může být realizována v různých technických provedeních v závislosti na požadovaných parametrech provozu. Na obrázku níže (Obrázek 20) je patrné typické laboratorní uspořádání reaktoru technologie MSO.

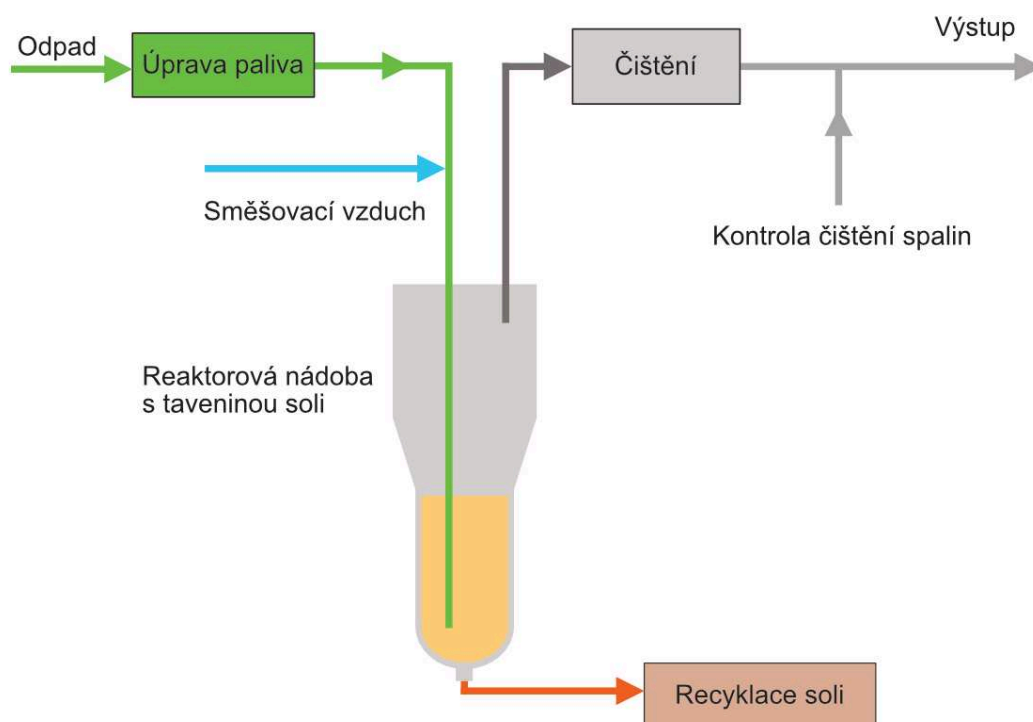


Obrázek 20: Schematické zobrazení reaktoru technologie MSO [78]

Základní jednostupňové zařízení MSO nejčastěji sestává z několika hlavních komponentů. V nádobě reaktoru je umístěna reakční kovová nádoba, ve které dochází ke směšování organických odpadů s taveninou soli. Zpracovávané odpady mohou mít jak pevnou, tak kapalnou formu a spolu se směšovacím vzduchem jsou dávkovačem paliva zaváděny do reakční nádoby pod hladinu taveniny soli

až na dno reaktoru. Zavedením odpadu na dno reaktoru je dosaženo delší reakční doby. Směšovací vzduch zde působí také jako nosič zpracovávaných odpadů [78].

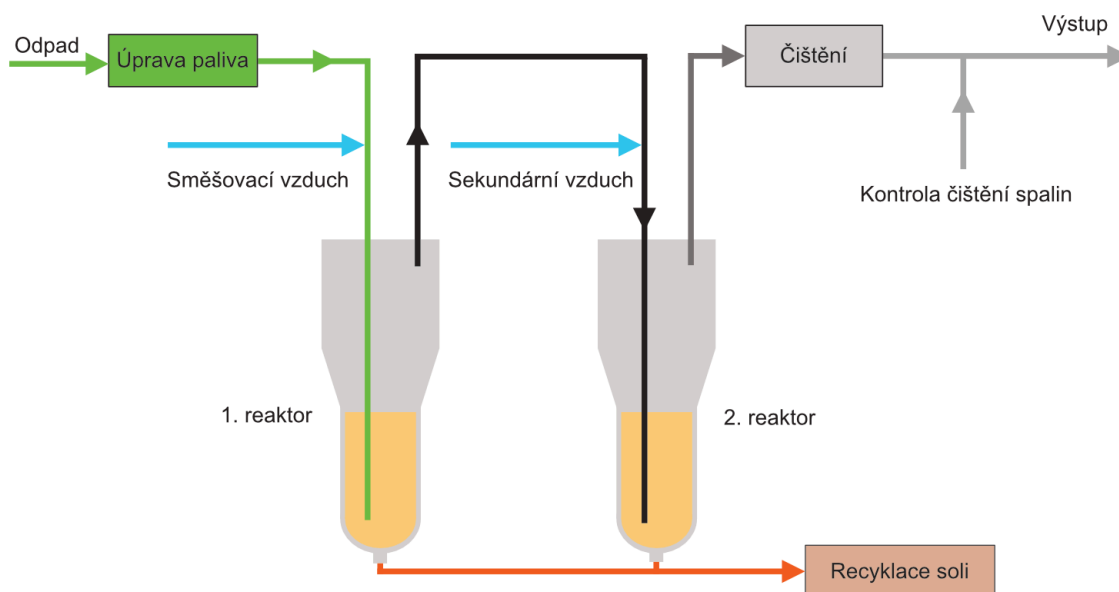
Po bezplamenné oxidaci odpadů jsou vzniklé spaliny vedeny ven z reaktoru na čištění. Po ukončení procesu je použitá sůl vypuštěna a likvidována, či vhodným způsobem recyklována k dalšímu použití. Schéma jednostupňového zařízení MSO je patrné na obrázku níže (Obrázek 21).



Obrázek 21: Zjednodušené schéma jednostupňového zařízení MSO

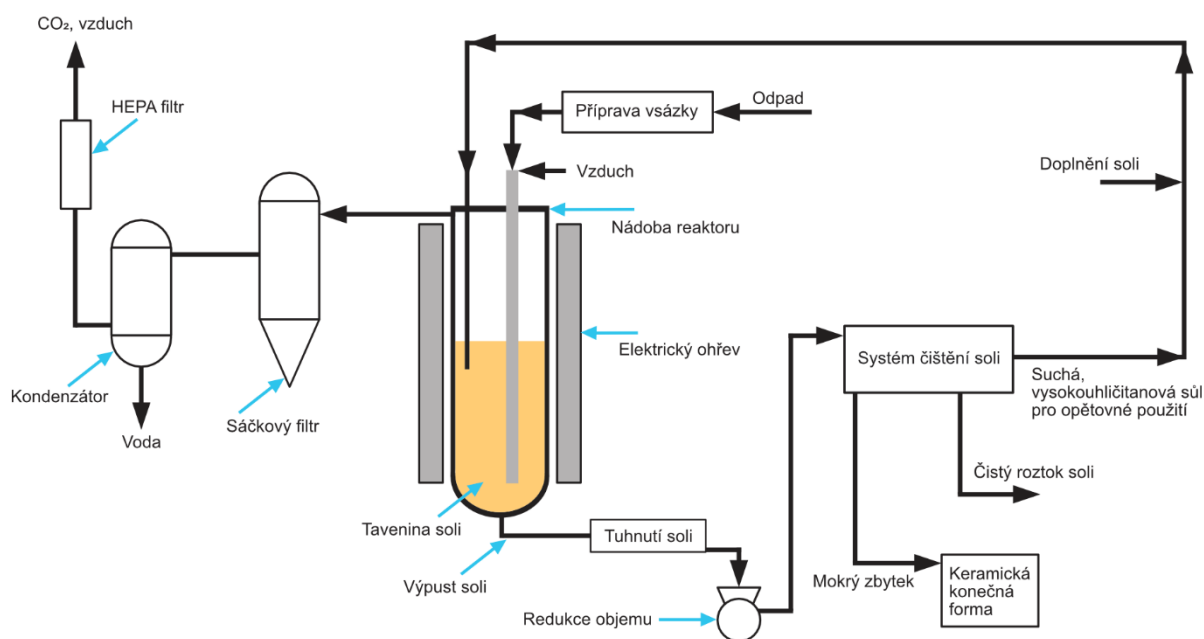
Ke zvýšení účinnosti procesu likvidace odpadu je možné využít dvoustupňové zařízení MSO, které pracuje se dvěma za sebou postavenými reaktory. Spaliny z prvního reaktoru jsou zaváděny na dno reaktoru druhého, kde dochází dodatečné oxidaci plyných produktů. Použitím dvou reaktorů je možné pro každý nastavit jiné pracovní podmínky, kterými jsou teplota taveniny soli a její chemické složení. První reaktor obvykle pracuje za nižších provozních teplot, a je proto možné docílit vyššího zachytu těkavých sloučenin. Pracovní teplota se odvíjí od chemického složení použité směsi solí [79]. Schéma dvoustupňového zařízení MSO je patrné na obrázku níže (Obrázek 22).





Obrázek 22: Zjednodušené schéma dvoustupňového zařízení MSO

Na obrázku níže je patrné schéma integrovaného zařízení MSO (Obrázek 23).



Obrázek 23: Integrovaný systém MSO. Převzato s úpravou z [85]

Sestava technologie se skládá z několika dílčích systémů. Zahrnuje reakční nádobu, systém čištění odpadních plynů, systém recyklace soli, systém pro přípravu vstupních materiálů a systém imobilizace odpadu. Odpad je přiváděn do reakční nádoby spolu s oxidačním médiem. Odpadní plyn vystupující z nádoby se poté upravuje v systému čištění, aby se odstranily zachycené částice soli, vodní pára a stopy plynů, jako jsou, CO a NO<sub>x</sub>. Během provozu se v reakční nádobě hromadí anorganické složky

spalovaného materiálu. Při nahromadění přílišného množství nebezpečných či radioaktivních anorganických látek v tavenině může použítá sůl vytvářet sekundární odpad. Proto je zapotřebí systém recyklace soli, který tyto materiály separuje. Odstraněné anorganické látky se pak immobilizují do keramické matrice určené pro bezpečné uložení [85].

### 4.3.3 Zpracování odpadu

U technologie MSO byla mnoha experimenty testována a úspěšně prokázána schopnost likvidace široké škály nebezpečných, radioaktivních, energetických a smíšených odpadů včetně bojových chemických látek, hořlavých pevných látek, halogenových rozpouštědel, polychlorovaných bifenylů či pevných látek kontaminovaných plutoniem a uranem [80]. Technologie se v celé řadě případů prokázala jako velice bezpečná z hlediska likvidace výbušnin a pohonných hmot. Při experimentu likvidace nervového plynu sarin nebyly při použití velmi citlivých měřicích technik v žádném z testů nalezeny stopy těchto toxických látek v odpadních plynech [86]. Účinnost MSO při ničení nebezpečných organických složek v odpadech přesahuje hodnotu 99,9999 % a testy s radioaktivními anorganickými látkami včetně aktinidů snadno prokázaly schopnost taveniny tyto látky zadržet [81]. Některé ze skupin odpadů, pro které se technologie MSO prokázala jako velmi účinná jsou patrné v tabulce níže (Tabulka 3).

Tabulka 3: Druhy odpadů spalitelné metodou MSO s vysokou účinností [79] [81].

Druh odpadu	Účinnost spalování
Bojové chemické látky	> 99,9999
Trichlorbenzen	> 99,9999
PCB	> 99,9999
Hexachlorobenzen	> 99,9999
Chlordany	> 99,9999
Průmyslové odpady	> 99,9999
lonexy	> 99,9999
Kyanidy	> 99,9999

Při správném nastavení parametrů bezplamenného spalování a poskytnutí dostatečného času k úplnému zreagování organických složek odpadu s taveninou je možné dosáhnout takto vysokých účinností.

V tabulce níže (Tabulka 4) jsou zaznamenány výsledky experimentů zachycení anorganických složek odpadu v tavenině při bezplamenné oxidaci.

Tabulka 4 Účinnost technologie MSO při zachycení anorganických složek odpadu [81].

<b>Druh odpadu</b>	<b>Výsledek spalování</b>
Odpad kontaminovaný Pu	>99,9 % Pu v tavenině
Simulované štěpné produkty	>99,9 % sim. štěpných produktů v tavenině

Potenciál technologie MSO a její výhodné využití při zpracování nebezpečných odpadů je však stále předmětem výzkumu. Technologie nabízí mnoho výhod oproti běžnému spalování, nicméně technologie má i některá omezení a nedostatky. U některých odpadů je nutné před spalováním zařadit další procesy, aby bylo možné technologii MSO uplatnit. Jedná se zejména o odpady s vysokým podílem vody, u kterých je nutné předem obsah vody snížit. Po procesu bezplamenné oxidace je pro další spalování nutné použít novou sůl, recyklace či regenerace solí zvyšují náklady procesu. Předmětem experimentů je doposud i účinnost spalování různých nebezpečných odpadů, optimalizace jejich dávkovaného množství a systémy recyklace a regenerace použité soli [81].

V současné době je likvidace nebezpečných a radioaktivních odpadů uskutečňována běžnými metodami. Jedná se především o procesy s redukcí objemu odpadu a jeho následné zapracování do pevné matrice skel, cementů, keramiky či polymerních materiálů [79].

## 5 Praktická část

V teoretické rovině je zvažováno zpětné získání tritia jakožto paliva do fúzních reaktorů z kontaminovaného wolframového materiálu. Jedním z možných konceptů je zpracování kontaminovaného odpadu pomocí technologie MSO. Průběh a podmínky experimentu byly nastaveny na základě dostupných zdrojů, ale zároveň tak aby co nejlépe refletovaly potenciálně reálnou situaci nakládání s wolframovým materiálem kontaminovaným tritiem. Experimenty probíhaly na laboratorním zařízení MSO v Centru výzkumu Řež. Z hlediska zachování provozních nastavení a zajištění podobných fyzikálně-chemických podmínek během experimentu byl experiment rozdělen do čtyř dílčích experimentů.

### 5.1 Metodika experimentu

Na základě dostupných zdrojů a technologických možností daných vybaveností laboratoře Zpracování a ukládání nebezpečných odpadů v Centru výzkumu Řež byl zvolen následující návrh experimentu. Vzorky ve formě lisovaných wolframových pelet byly kontaminovány tritiovou vodou o dané aktivitě a objemu a následně zpracovány v technologii MSO. V reaktoru docházelo k reakci vzorků s taveninou soli za vzniku plyných produktů (odplynů) a zachycení wolframu v tavenině. Odplyny opouštějící reaktor byly zaváděny do dvoustupňového kondenzačního systému (KS). Po ukončení jednotlivých dílčích experimentů byly odebrány vzorky vody z kondenzačního systému a byla analyzována jejich aktivita.

#### 5.1.1 Volba provozních parametrů

Parametry experimentu byly voleny na základě technologických možností a zkušeností získaných z podobných typů experimentů. Z hlediska nízké aktivity tritia, které je při nízkých koncentracích obtížně detekováno měřicími přístroji, nebyla zdrojová tritiová voda nijak ředěna. Objem zdrojové aktivní vody na jednu peletu byl volen u všech vzorků stejně nehledě na jejich odlišné parametry (hmotnost, objem, hrubost zrna). Tento paušální objem tritiové vody byl stanoven na základě předem provedených pokusů s demineralizovanou vodou, kdy byl experimentálně určen objem vody, který je průměrná peleta schopna pojmout a zadržet na dostatečně dlouho dobu, než dojde k jejímu nadávkování do reaktoru technologie MSO.

Jako tavenina soli byl zvolen uhličitan sodný, který zastával funkci účinného teplosměnného a dispergačního média. Provozní teplota taveniny soli se odvíjela od teploty tání uhličitanu sodného, která je 851 °C [87] a z hlediska zvýšení přestupu tepla byla nastavena na 1020°C. Jako směšovací plyn byl použit vzduch. Průtok vzduchu byl stanoven na základě předchozích zkušeností s experimentální technologií MSO v Centru výzkumu Řež na hodnotu 5 l/min. Odplyny z reaktoru byly vedeny do vícestupňového kondenzačního systému s demineralizovanou vodou v podobě série promývaček. Parametry dílčích experimentů jsou uvedeny v tabulce níže (Tabulka 5).

Tabulka 5: Parametry experimentu

Parametry experimentu		
Počet vzorků	12	[-]
Teplota taveniny soli	1020	[°C]
Průtok směšovacího plynu	5	[l/min]
Počet promývaček v sérii	2	[-]
Objem kondenzační vody v jedné promývačce	100 (1. exp. 200)	[ml]
Objem tritiové vody na vzorek	40	[μl]
Objem tritiové vody ve vzorcích dohromady	480	[μl]
Aktivita zdrojové tritiové vody	703,593	[kBq]
Aktivita v jednom vzorku	0,281	[kBq]
Aktivita ve vzorcích dohromady	3,377	[kBq]

Hodnota výchozí aktivity  $A$  zdrojové tritiové vody byla stanovena výpočtem dle rovnice níže (5.1).

$$A = A_0 e^{-\lambda t} \quad (5.1)$$

Kde  $t$  je čas (doba od deklarace počáteční hodnoty aktivity),  $A_0$  je počáteční aktivita a  $\lambda$  rozpadová konstanta stanovená dle rovnice níže (5.2).

$$\lambda = \frac{\ln 2}{T_{1/2}} \quad (5.2)$$

Kde  $T_{1/2} = 12,4$  let [50] je poločas rozpadu tritia. Vypočtená hodnota aktivity zdrojové vody byla ověřena LSC analýzou a spolu s dalšími hodnotami výpočtu je uvedena v tabulce níže (Tabulka 6).

Tabulka 6: Hodnoty výpočtu aktivity zdrojové tritiové vody

Počáteční aktivita $A_0$ [kBq]	Pol. rozpadu tritia $T_{1/2}$ [rok]	Doba od nákupu $t$ [rok]	Rozpadová konst. tritia $\lambda$ [rok <sup>-1</sup> ]	Vypočtená aktivita $A_v$ [kBq]	Naměřená aktivita $A_n$ [kBq]
851	12,400	3,384	0,056	703,593	708,333
25.09.2020	-	-	-	12.04.2024	-

Informace o počáteční aktivitě zdrojové tritiové vody pochází od dodavatele. Informace o přesném časovém intervalu od koupi zdrojové tritiové vody do termínu experimentu byla získána za pomoci internetové kalkulačky [88]. Jako výchozí aktivita zdrojové tritiové vody použité pro experiment byla vybrána vypočtená hodnota  $A_v=703,593$  kBq.

### 5.1.2 Výroba wolframových pelet

Vstupním materiálem pro výrobu vzorků pro experimenty byl wolframový prášek ve dvou rozdílných hrubostech zrna: 20  $\mu\text{m}$  a rozsah hrubosti zrna od 0,4 do 0,8 mm. Vzorky byly vyráběny lisováním do tvaru malých pelet na hydraulickém laboratorním lisu BSML – 21 - Automat. Provozní tlak lisu byl nastaven na hodnotu 8 tun a komprese probíhala po dobu 1 minuty. Pro každou hrubost zrna bylo vyrobeno třicet kusů vzorků. Jednotlivé vzorky nebyly standardizovány a lišily se hmotností. Velikost a hmotnost vzorků nebyla pro experiment směrodatná. Oba typy vzorků jsou patrné na obrázku níže (Obrázek 24).

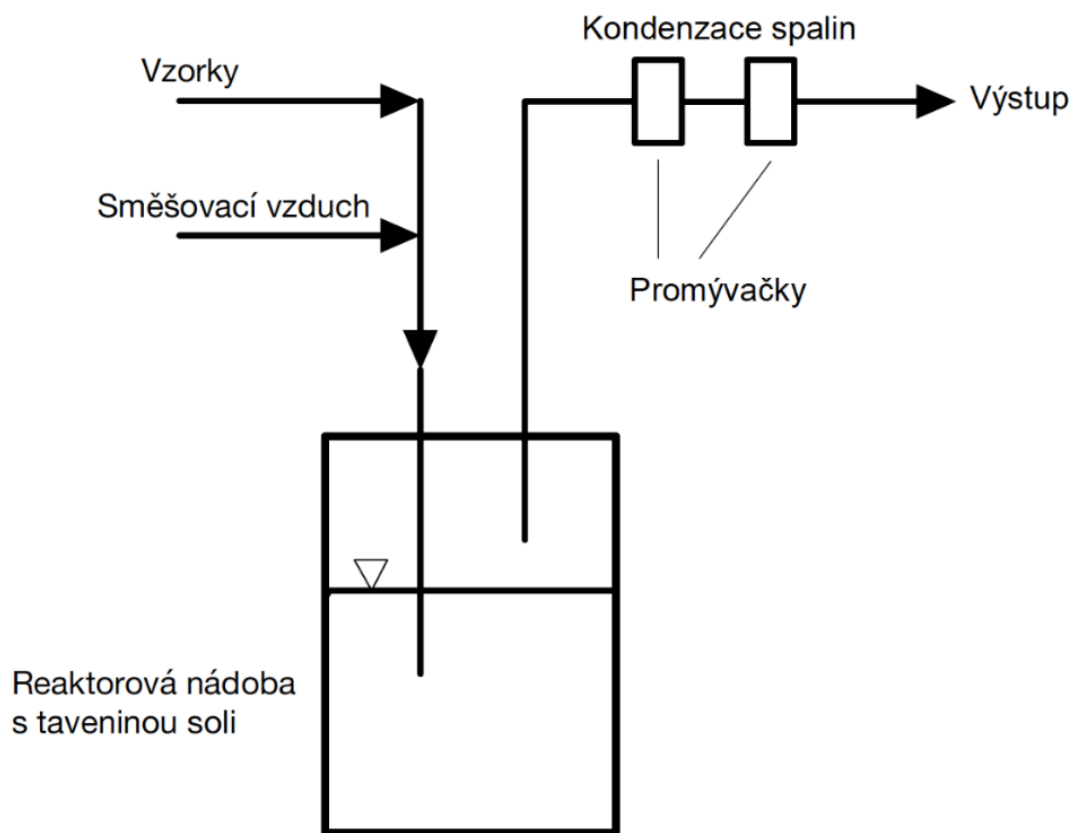


Obrázek 24: Wolframové pelety. Vlevo: hrubost zrna 20  $\mu\text{m}$ . Vpravo: hrubost zrna 0,4 - 0,8 mm

Oba typy vzorku prokazovaly obdobnou schopnost pojmout a zadržet stanovený objem zdrojové vody. U vzorků z jemnějšího wolframového prachu docházelo k většímu povrchovému odrolování než u druhého typu vzorků.

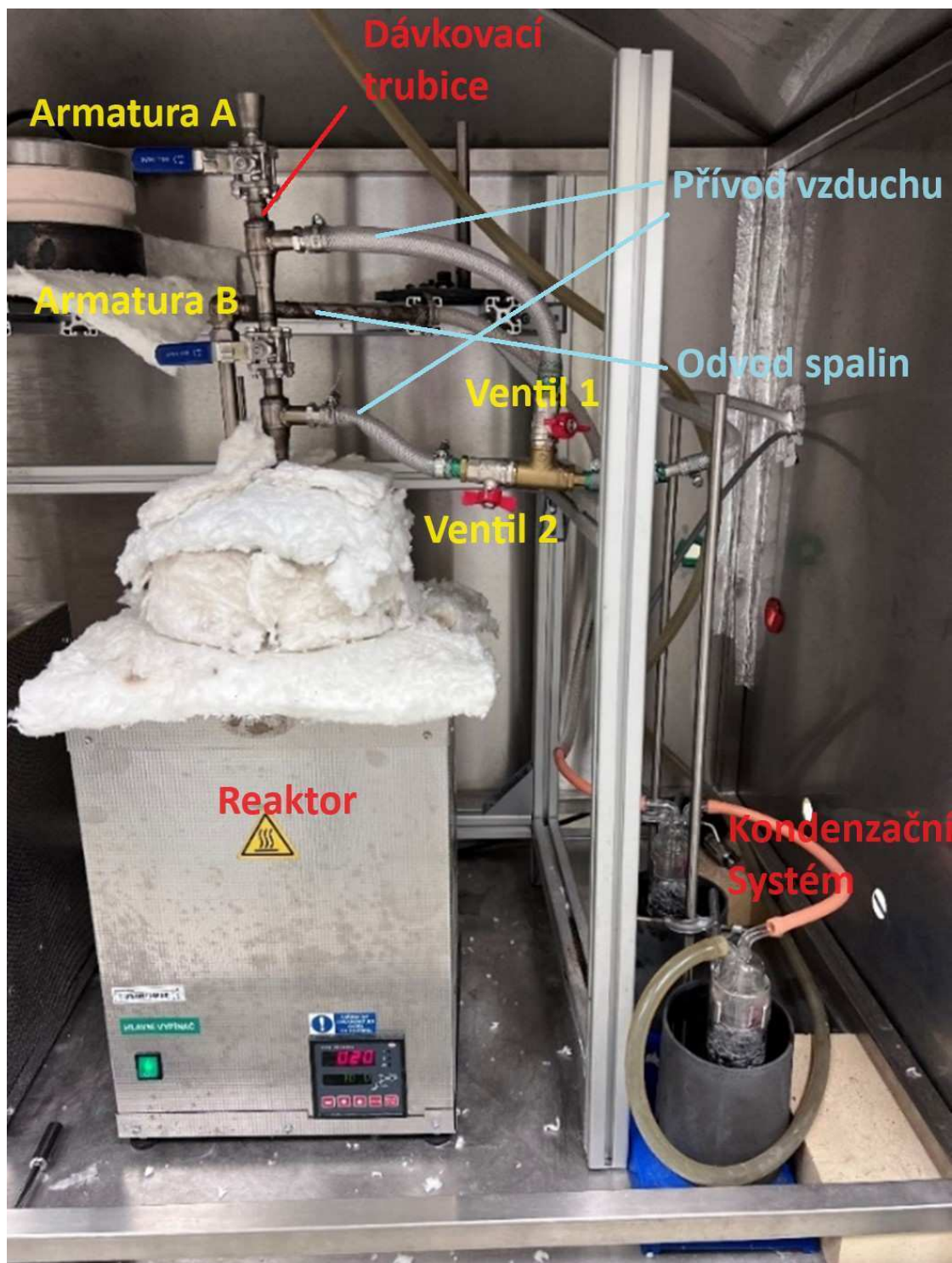
### 5.1.3 Experimentální aparatura technologie MSO

Uspořádání experimentální aparatury technologie je znázorněno na schématu níže (Obrázek 25).



Obrázek 25: Schéma experimentální aparatury technologie MSO

Obrázek níže (Obrázek 26) zobrazuje reálnou experimentální aparaturu, která byla použita pro experimenty.



Obrázek 26: Experimentální aparatura technologie MSO

Pomocí dávkovací trubice byly kontaminované wolframové pelety spolu se směšovací vzduchem zaváděny do reaktorové nádoby pod hladinu taveniny soli. Dávkovací trubice byla opatřena dvěma uzavíracími armaturami (označenými písmeny A a B), které v trubici vyhradovaly uzavřenou oblast. Do této komory bylo během experimentu možné uzavřít přístup směšovacího vzduchu pomocí ventilů 1 a 2.



Odplyny unikající z reaktorové nádoby byly zaváděny do promývaček (Obrázek 27) zařazených do série. Promývačky obsahovaly demineralizovanou vodu. Pro zvýšení účinnosti zachycení kondenzujících plynů byly promývačky umístěny do lázně s ledovou vodou. Odplyny opouštějí tento kondenzační systém byly odváděny do vzduchotechniky.

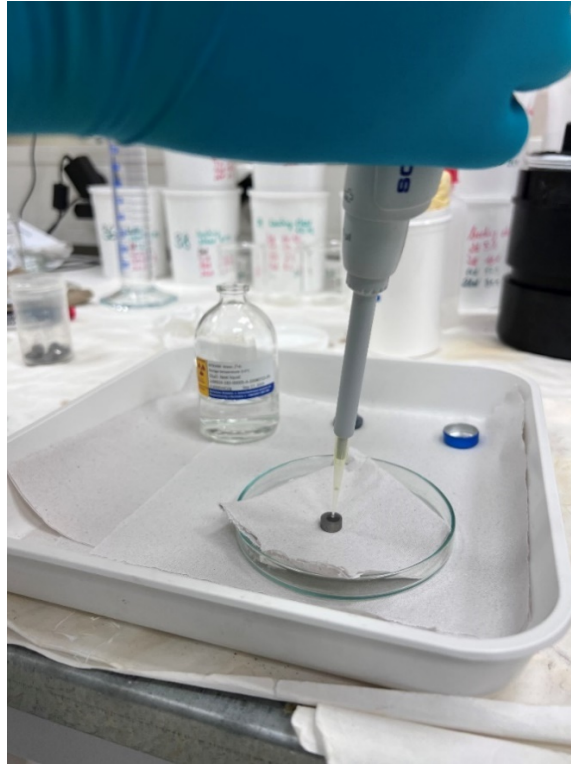


Obrázek 27: Promývačky kondenzačního systému s vnějším chlazením ledovou vodou

## 5.2 Postup

Před zahájením experimentu byla připravena laboratorní sestava technologie MSO. Po uvedení sestavy do výchozí pozice (připojení směšovacího vzduchu, připojení kondenzačního systému, armatury A a B uzavřeny, ventil 1 uzavřen a ventil 2 otevřen) byla sestava ponechána po dobu několika minut bez vnějších interakcí za účelem ustálení tlakových a teplotních poměrů.

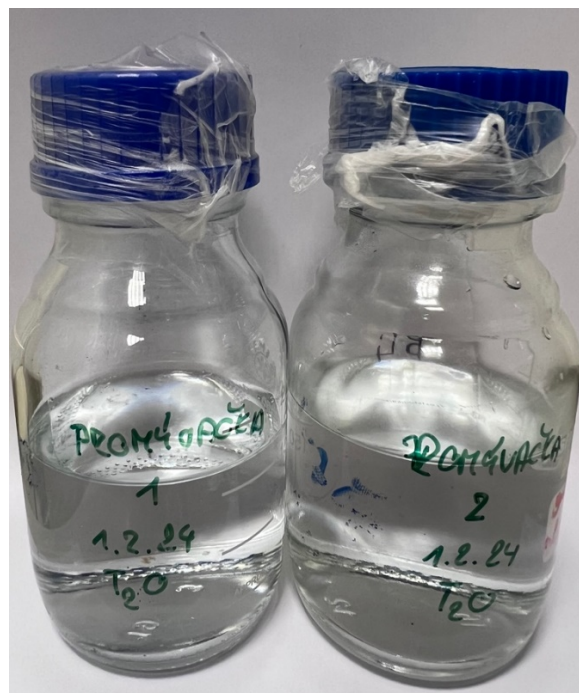
Před každým dílčím experimentem bylo vždy připraveno dvanáct wolframových pelet o stejné hrubosti zrna. Ty byly pomocí pipety kontaminovány (Obrázek 28) přesným množstvím tritiové vody o objemu a po kontaminaci neprodleně zavedeny do reaktorové nádoby.



Obrázek 28: Kontaminace vzorku tritiovou vodou

Dávkovací trubice byla rozdělena dvěma uzavíracími armaturami s vlastním přívodem směšovacího vzduchu. Před vložením pelety do dávkovací trubice byla otevřena armatura A, následně byla peleta vložena do trubice a armatura A byla opět uzavřena. V další fázi byl ventilem 2 uzavřen přívod směšovacího vzduchu ústící do reaktorové nádoby a otevřením ventilu 1 byl přesměrován do komory s peletou. Následně byla otevřena armatura B a peleta propadla do reaktorové nádoby. Po nadávkování pelety byla aparatura uvedena do výchozí polohy. Před opakováním celého procesu byl vymezen krátký časový interval, který trval 5 minut, aby byla sestava uvedena do výchozí fyzikálně-chemické rovnováhy. Stejný postup byl aplikován na všechny vzorky.

Po zpracování všech vzorků byla sestava ponechána 10 minut ve výchozí pozici, aby byla případná zbytková aktivita z aparatury odvedena směšovacím vzduchem do kondenzačního systému. Následně byly vyjmuty promývačky kondenzačního systému a kontaminovaná voda byla přelita do uzavíratelných skleněných nádob zajištěných parafilmem (Obrázek 29).



Obrázek 29: Uskladnění kondenzační vody z promývaček po dokončení experimentu.

Po ukončení všech čtyř dílčích experimentů byly vzorky kondenzační vody z promývaček postupně podrobeny LSC analýze. Analýza těchto vzorků probíhala na dvou nezávislých pracovištích během měsíce po ukončení experimentu.

Na obrázcích níže je patrný postup vylévání použité taveniny soli po ukončení experimentu a její stav po vychladnutí (Obrázek 30).



Obrázek 30: Vlevo: Vylévání použité taveniny soli. Vpravo: Zchladlá sůl po vyjmutí z reaktoru technologie MSO

### 5.2.1 Analýza vodných vzorků

Vyhodnocení výsledků bylo prováděno metodou LSC (Liquid scintillation counting) na zařízení Hidex 300 SL (Obrázek 31) na dvou nezávislých pracovištích: ÚOPZHN – Ústav ochrany proti zbraním hromadného ničení Univerzity obrany a ÚJV Řež, a. s.



Obrázek 31: Zařízení Hidex 300 SL na ÚOPZHN

K analýze kondenzační vody bylo použito vždy 5 ml vzorku s 10 ml scintilačního koktejlu. V rámci měření na ÚJV Řež, a.s. byl použit scintilační koktejl Rotiszint®HighCapacity (Carl Roth GmbH & Co., DEU) a vzorky byly analyzovány po dobu 1800 vteřin. V rámci měření na Univerzitě obrany ÚOPZHN byl použit scintilační koktejl AquaLight AB (Hidex Chemicals Oy) a vzorky byly analyzovány po dobu 1000 vteřin. Před samotným měřením byly vzorky ponechány 5 hodin ve tmě, aby se zabránilo možným interferencím způsobeným zhášením.

## 6 Výsledky

Výsledky LSC analýzy jsou uvedeny v tabulkách níže (Univerzita obrany ÚOPZHN –Tabulka 7, ÚJV Řež, a.s. –Tabulka 8). Vzorky 1-1, 2-1, 3-1, 4-1 označují vodu z prvních stupňů kondenzačního systému jednotlivých experimentů. Vzorky 1-2, 2-2, 3-2, 4-2 pak označují vodu z druhých stupňů kondenzačního systému jednotlivých experimentů. Vypočtené hodnoty aktivity se vztahují k 5 ml vodného roztoku analyzovaného vzorku.

Celkový počet přítomných atomů radionuklidu, které se samovolně rozpadnou za jednotku času, je absolutní aktivita daného vzorku obvykle vyjádřená jako rozpad za minutu DPM (Disintegration Per Minute). Vzhledem k tomu, že údaj o počtech za minutu CPM (Counts Per Minute) je vždy zlomkem skutečného počtu rozpadů za minutu vyjadřuje se účinnost počítacího systému dle rovnice níže (6.1).

$$\text{Účinnost} = \frac{CPM}{DPM} [\%] \quad (6.1)$$

Aktivita (počet rozpadů jader za sekundu) 5 ml vodného roztoku daného vzorku je pak stanovována z hodnoty DPM dle rovnice níže (6.2).

$$A = \frac{DPM}{60} [s^{-1}] \quad (6.2)$$

V rámci analýzy na ÚOPZHN byly poskytnuty dílčí hodnoty DPM pro každý vzorek. V důsledku toho byla stanovována odchylka od průměru z dílčích měření. V případě měření na ÚJV Řež, a.s. nebyly dílčí hodnoty DPM poskytnuty a ve výsledné tabulce jsou uvedeny pouze hodnoty průměrného DPM. Obě pracoviště ve svých výsledcích měření také uvádějí hodnotu aktivity pozadí v měřeném prostředí, která byla od výsledných průměrných aktivit odečtena.

Tabulka 7: Výsledky LSC analýzy Univerzita obrany ÚOPZHN

Výsledky analýzy Univerzita obrany ÚOPZHN					
Označení vzorku	CPM	DPM	A [Bq]	Průměrná A[Bq]	Odchylka [Bq]
pozadí	62	144	2,40	2,49	0,13
	63	161	2,68		
	60	144	2,40		
1-1	296	676	11,27	11,02	0,33
	293	675	11,25		
	282	633	10,55		
1-2	60	149	2,48	2,58	0,16
	61	168	2,80		
	61	147	2,45		
2-1	634	1422	23,70	23,38	0,22
	628	1393	23,22		
	622	1394	23,23		
2-2	63	153	2,55	2,51	0,03
	63	149	2,48		
	63	150	2,50		
3-1	775	1734	28,90	28,57	0,27
	760	1714	28,57		
	769	1694	28,23		
3-2	60	150	2,50	2,56	0,06
	61	152	2,53		
	64	158	2,63		
4-1	1805	4046	67,43	67,08	0,34
	1823	4031	67,18		
	1803	3997	66,62		
4-2	67	152	2,53	2,58	0,03
	64	157	2,62		
	66	155	2,58		

Tabulka 8: Výsledky LSC analýzy ÚJV Řež, a.s.

<b>Výsledky analýzy ÚJV Řež, a.s.</b>			
Označení vzorku	CPM/5 ml	DPM	A [Bq]
Pozadí	56,33	105,67	1,76
1-1	161,08	479,00	7,98
1-2	45,69	83,33	1,39
2-1	330,06	1160,33	19,34
2-2	45,35	80,00	1,33
3-1	401,48	1465,00	24,42
3-2	47,78	82,00	1,37
4-1	909,31	3646,00	60,77
4-2	51,55	96,00	1,60
Zdrojová tritiová voda	1066,40	4250,00	70,83

V rámci analýzy na ÚJV Řež, a.s. byla měřena aktivita zdrojové tritiové vody. Vzorek zdrojové tritiové vody byl ředěn v poměru 1:100. Hodnota aktivity zdrojové tritiové vody byla měřena za účelem kontroly a porovnání s vypočtenou hodnotou, pro kterou pak byla stanovována výsledná účinnost záchytu tritia v kondenzačním systému.

Výsledné hodnoty aktivity vzorků 1-1, 2-1, 3-1, 4-1 (voda z prvních stupňů kondenzačního systému) z obou obdržených měření jsou obdobné. To naznačuje dobrou reprodukovatelnost získaných výsledků. Významnější rozdíl v naměřených aktivitách je patrný u vzorků z druhého stupně kondenzačního systému (vzorky 1-2, 2-2, 3-2, 4-2). Tento rozdíl v naměřených hodnotách může být vysvětlen použitím rozdílného scintilačního koktejlu, který může mít vliv na měření vzorků s nízkou aktivitou. Dále může být rozdíl způsoben nastavením rozsahu měření, který je také omezen nízkými aktivitami vzorků. V tabulce níže (Tabulka 9) jsou uvedeny vypočtené hodnoty absolutních rozdílů aktivity obou měření pro 1. a 2. stupeň kondenzačního systému.

Tabulka 9: Absolutní rozdíl aktivity vzorků obou měření pro 1. a 2. stupeň kondenzačního systému

Typ vzorku	Pořadí experimentu	Absolutní rozdíl aktivity měření v 1. stupni KS [Bq]	Absolutní rozdíl aktivity měření ve 2. stupni KS [Bq]
20 um	1.	0,54	1,31
	2.	1,55	1,32
0,4 - 0,8 mm	3.	1,66	1,31
	4.	3,82	1,52



## 6.1 Vyhodnocení výsledků

Tabulky níže (Tabulka 10- Univerzita obrany ÚOPZHN a Tabulka 11- ÚJV Řež, a. s.) popisují hodnoty aktivity vztažené na celý objem vody v kondenzačním systému. Zároveň je zde patrný poměr veškerého zachyceného tritia z hlediska aktivity v prvním a druhém stupni kondenzačního systému.

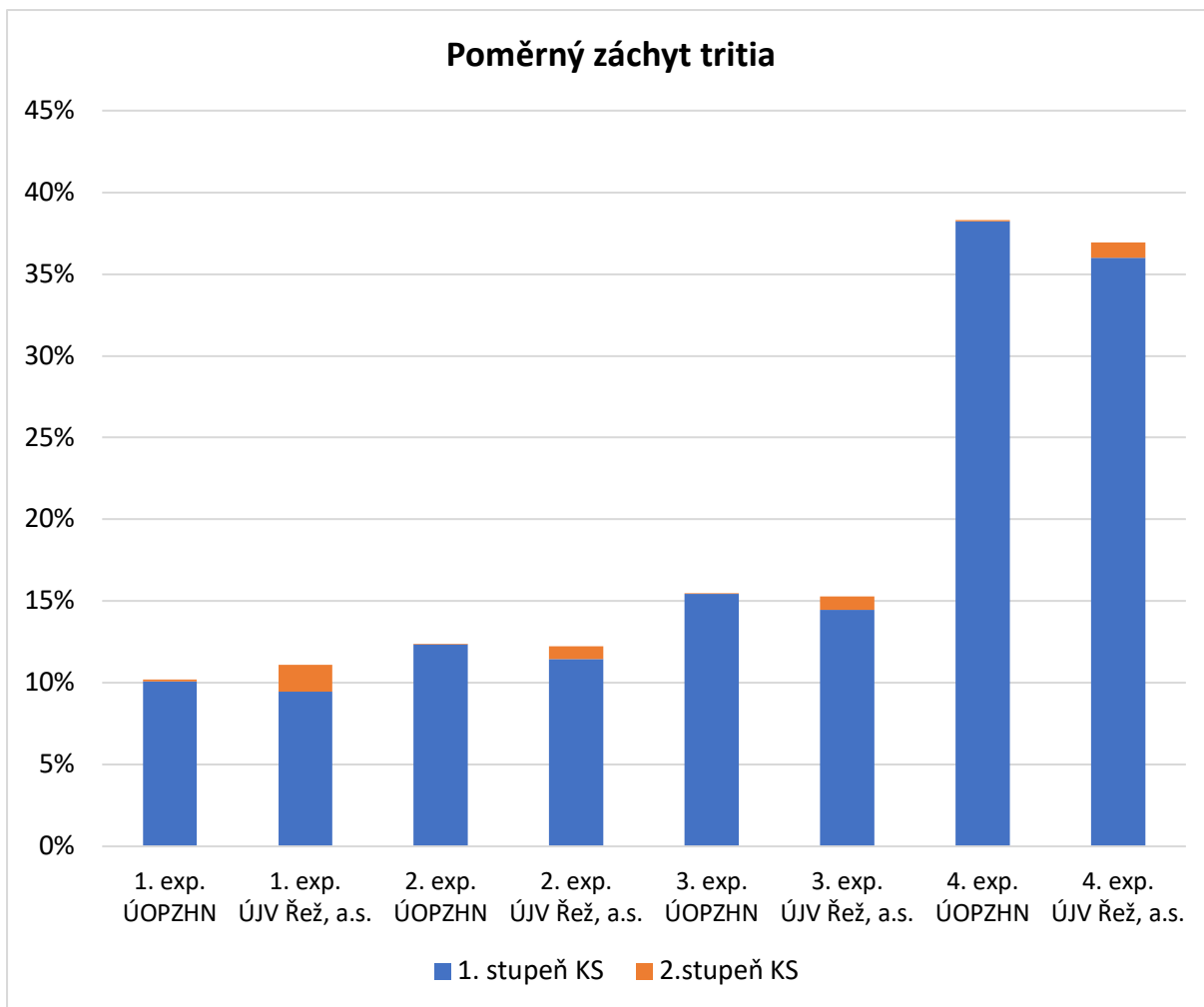
Tabulka 10: Poměrné zachycení aktivity v kondenzačním systému (ÚOPZHN)

<b>Výsledky Univerzita obrany ÚOPZHN</b>					
Pořadí experimentu	Vstupní aktivita [Bq]	Aktivita zachycená v 1. stupni KS [Bq]	Aktivita zachycená ve 2. stupni KS [Bq]	Poměrný záchyt tritia v 1. stupni KS [%]	Poměrný záchyt tritia ve 2. stupni KS [%]
1.	3 377,25	341,11	3,33	10,10 %	0,10 %
2.	3 377,25	417,78	0,33	12,37 %	0,01 %
3.	3 377,25	521,44	1,22	15,44 %	0,04 %
4.	3 377,25	1 291,67	1,67	38,25 %	0,05 %

Tabulka 11: Poměrné zachycení aktivity v kondenzačním systému (ÚJV Řež, a. s.)

<b>Výsledky ÚJV Řež, a.s.</b>					
Pořadí experimentu	Vstupní aktivita [Bq]	Aktivita zachycená v 1. stupni KS [Bq]	Aktivita zachycená ve 2. stupni KS [Bq]	Poměrný záchyt tritia v 1. stupni KS [%]	Poměrný záchyt tritia ve 2. stupni KS [%]
1.	3 377,25	319,33	55,56	9,46 %	1,64 %
2.	3 377,25	386,78	26,67	11,45 %	0,79 %
3.	3 377,25	488,33	27,33	14,46 %	0,81 %
4.	3 377,25	1 215,33	32,00	35,99 %	0,95 %

Grafické zobrazení poměrného zachycení tritia v kondenzačním systému je patrné v grafu níže (Obrázek 32). V grafu jsou porovnávány výsledné hodnoty poměrného záchytu tritia v rámci obou měření.



Obrázek 32: Poměrné zachycení tritia v kondenzačním systému

Z grafu je zřejmé, že majoritní část zachyceného tritia byla zachycena v prvním stupni kondenzačního systému. U prvních třech experimentů se hodnoty pohybovaly v rozmezí přibližně 10 až 15 %. Nejnižší hodnota účinnosti prvního experimentu byla pravděpodobně způsobena částečným únikem kapaliny z prvního stupně kondenzačního systému, kdy došlo k narušení kompaktnosti vlivem přetlakování systému směšovacími vzduchem. Relativně nízká hodnota záchytu může být závislá na několika faktorech, jako je např. záchyt tritia ve stěnách reaktorové nádoby, retence tritia v potrubním systému a také možný odpar tritiové vody během dávkování wolframových pelet. U čtvrtého experimentu je patrný značný nárůst zachyceného tritia. Tento jev mohl být zapříčiněn změnou nastavení aparatury zapojením vývěvy na potrubí za kondenzační systém. Tento nárůst záchytu naznačuje omezení zadržování a úniků tritia z komponent aparatury před kondenzačním systémem a zároveň zefektivnění celkového procesu.

Tabulky níže poskytují přesné hodnoty procentuálního rozložení zachyceného tritia v prvním a druhém stupni kondenzačního systému (Univerzita obrany ÚOPZHN- Tabulka 12, ÚJV Řež, a.s. - Tabulka 13).

Tabulka 12: Procentuálního rozložení zachyceného tritia v KS (Univerzita obrany ÚOPZHN)

<b>Výsledky – Univerzita obrany ÚOPZHN</b>			
Vstupní aktivita [Bq]	Celkově zachycená aktivita v KS [Bq]	Poměr z celkově zachyceného tritia v 1. stupni KS [%]	Poměr z celkově zachyceného tritia ve 2. stupni KS [%]
3 377,25	344,44	99,03	0,97
	418,11	99,92	0,08
	522,67	99,77	0,23
	1293,33	99,87	0,13

Tabulka 13: Procentuálního rozložení zachyceného tritia v KS (ÚJV Řež, a.s.)

<b>Výsledky – ÚJV Řež, a.s.</b>			
Vstupní aktivita [Bq]	Celkově zachycená aktivita v KS [Bq]	Poměr z celkově zachyceného tritia v 1. stupni KS [%]	Poměr z celkově zachyceného tritia ve 2. stupni KS [%]
3 377,25	374,89	85,18	14,82
	413,44	93,55	6,45
	515,67	94,70	5,30
	1247,33	97,43	2,57

Z uvedených tabulek je patrné, že z kondenzovaného tritia bylo zachyceno majoritní množství již v prvním stupni kondenzačního systému. Hodnoty poměrného zachycení v prvním stupni KS, stanovené z měření na Univerzitě obrany ÚOPZHN se pohybují v rozmezí od 99 do téměř 100 %. Hodnoty poměrného zachycení v prvním stupni KS, získané od ÚJV Řež, a.s. se pohybují v rozmezí od 85 do 97 %. Z kondenzovaného tritia bylo zachyceno v druhém stupni pouze marginální množství. V rámci analýzy na Univerzitě obrany ÚOPZHN se hodnoty poměrného zachycení ve druhém stupni KS pohybují okolo 1 %. Výsledky získané od ÚJV Řež, a.s. mají hodnoty poměrného zachycení ve druhém stupni kondenzačního systému širší rozsah, který se pohybuje v intervalu od 2 do téměř 15 %. Ze všech získaných dat vyplývá, že dvoustupňový kondenzační systém byl pro experiment dostčující.

Ze znalosti vstupní aktivity, která byla vnesena do systému v podobě kontaminovaných pelet pak byla stanovena celková účinnost záchytu tritia každého experimentu pro výsledky z obou měření. Hodnoty celkové účinnosti záchytu tritia v zavilosti na typu pelet jsou patrné v tabulkách níže. Výsledky z měření z Univerzity obrany ÚOPZHN (Tabulka 14). Výsledky z měření z ÚJV Řež, a.s. (Tabulka 15). První dva experimenty byly provedeny se vzorky s jemnějším zrnem a korespondující celková účinnost záchytu

tritia v kondenzačním systému byla relativně nízká. U prvního experimentu došlo k částečnému úniku kondenzační kapaliny do chladicí lázně. Tím může být hodnota celkové účinnosti ovlivněna. U druhého a třetího experimentu nedošlo k žádným anomáliím, a výsledky celkové účinnosti záchytu se liší přibližně o 3 %. Čtvrtý experiment se lišil v rozdílném nastavení aparatury. Tím jsou výsledky záchytu čtvrtého experimentu ovlivněny. Ze získaných výsledků nelze bezpečně určit, zda měla velikost zrna wolframových pelet významný vliv na celkovou účinnost procesu.

Tabulka 14: Výsledné hodnoty účinnosti záchytu tritia v kondenzačním systému (Univerzita obrany ÚOPZHN)

<b>Výsledky – Univerzita obrany ÚOPZHN</b>		
Typ pelety	Pořadí experimentu	Účinnost záchytu tritia
20 um	1.	10,20 %
	2.	12,38 %
0,4 - 0,8 mm	3.	15,48 %
	4.	38,30 %

Tabulka 15: Výsledné hodnoty účinnosti záchytu tritia v kondenzačním systému (ÚJV Řež, a.s.)

<b>Výsledky – ÚJV Řež, a.s.</b>		
Typ pelety	Pořadí experimentu	Účinnost záchytu tritia
20 um	1.	11,10 %
	2.	12,24 %
0,4 - 0,8 mm	3.	15,27 %
	4.	36,93 %

V tabulce níže (Tabulka 16) jsou vypsány účinnosti zachytu tritia vypočtené z výsledků měření obou pracovišť a hodnota rozdílu těchto účinností.

Tabulka 16: Porovnání účinností zachytu tritia z výsledků obou pracovišť (ÚOPZHN a ÚJV Řež)

		ÚOPZHN	ÚJV Řež	
Typ vzorku	Pořadí experimentu	Účinnost zachytu tritia	Účinnost zachytu tritia	Rozdíl výsledných účinností
20 um	1.	10,20 %	11,10 %	0,90 %
	2.	12,38 %	12,24 %	0,14 %
0,4 - 0,8 mm	3.	15,48 %	15,27 %	0,21 %
	4.	38,30 %	36,93 %	1,36 %

Výsledné hodnoty jsou pro obě měření obdobné. S ohledem na výrazně vyšší účinnost zachytu tritia ve čtvrtém experimentu byla výsledná účinnost stanovena mediánem dílčích hodnot. Hodnota mediánu účinnosti zachytu tritia v celém kondenzačním systému činí 13,82 %. Z tabulky níže (Tabulka 16) je patrné, že výsledné hodnoty měření jsou relevantní a s dobrou reprodukovatelností. Změnou nastavení aparatury při čtvrtém experimentu bylo dosaženo více než dvojnásobné účinnosti zachytu tritia v kondenzačním systému oproti předchozím experimentům. Tato změna aparatury výrazně zefektivnila celkový proces zpětného získání tritia z wolframových pelet. V rámci dalšího výzkumu se zpětným získáváním tritia bude se zapojením vývěvy počítáno jako se základní součástí experimentální aparatury.

## 7 Diskuze

V důsledku materiálové náročnosti experimentu a jeho obtížné opakovatelnosti nebylo možné obdržet dostatečné množství dat k jednoznačnému závěru ohledně přesné účinnosti zpětného získání tritia z wolframu užitím technologie MSO. Výsledné hodnoty však prokazatelně dokazují možnost zpracování wolframových pelet kontaminovaných tritiovou vodou za pomoci technologie MSO se zachytem tritia v kondenzačním systému.

Účinnosti zachytu tritia při prvních třech dílčích experimentech dosahují obdobných hodnot s mírným rostoucím trendem. Nejnižší hodnota účinnosti prvního experimentu byla pravděpodobně způsobena částečným únikem kondenzační kapaliny z prvního stupně kondenzačního systému, kdy došlo k narušení kompaktnosti vlivem přetlakování aparatury směšovací vzduchem. Uniklá kapalina byla zachycena v nádobě s chladicí vodou. Ta byla následně podrobena LSC analýze a byla v ní prokázána nízká aktivita, která naznačuje přítomnost uniklého tritia. Tento problém byl při dalších dvou experimentech vyřešen přelepením vík promývaček kondenzačního systému. Při posledním experimentu bylo navrženo jiné řešení problematiky s možným přetlakováním kondenzačního systému, a to zapojením vývěvy na potrubí za sérii kondenzačních promývaček. Při tomto experimentu bylo dosaženo více než dvojnásobné účinnosti zachytu tritia oproti předchozím experimentům. Dosažení vyšší účinnosti čtvrtého experimentu je přikládáno nižším únikům z aparatury a nižšímu zachytu tritia v komponentách aparatury před kondenzačním systémem.

Celkově nízká účinnost procesu zpětného získání tritia může být způsobena prodlením (přibližně 1 až 2 minuty) mezi kontaminací pelety a jejím nadávkováním do reaktoru technologie. Navzdory minimalizaci tohoto časového intervalu docházelo během tohoto mezidobí k odparu zdrojové vody z wolframové pelety. Tento odpar byl také umocněn vyšší teplotou dávkovací trubice, ve které vzorek před nadávkováním do reaktoru po krátkou dobu (v řádu vteřin) setrval. Přesměrováním směšovacího vzduchu do komory s peletou byl tento efekt snižován. V případě zpracování reálného wolframového prachu dopovaného tritiem by tato ztráta odparem byla zanedbatelná. Dalšími vlivy, které se mohly podílet na snížení účinnosti zpětného zisku tritia mohou být také netěsnosti potrubí, jeho délka a použitý materiál, popřípadě retence tritia v komponentách aparatury. Při zpracování tritia technologií MSO se tritium uvolňuje v plynné formě. Tritium má tendenci ulpívat a pronikat do materiálů, se kterými přichází do kontaktu. V případě zpracování reálného odpadu by bylo vhodné použít takové materiály aparatury, které by zmíněný efekt retence tritia minimalizovaly.

Odplyny opouštějící reaktor jsou zahřáté na vyšší teplotu odpovídající teplotě taveniny soli. To způsobuje ohřev kondenzační vody v promývačkách a účinnost zachytu se tím snižuje. Navzdory tomuto jevu byl zachyt ve druhé promývačce oproti první minimální. Tato skutečnost naznačuje zanedbatelnou ztrátu tritia na výstupu ze sestavy. Dvoustupňový kondenzační systém byl pro účely experimentu dostačující.

Typy wolframových pelet se lišily hrubostí zrna. První dva experimenty byly provedeny se vzorky s jemnějším zrnem následující dva pak s peletami s hrubším zrnem. Dle získaných výsledků nelze bezpečně určit, zda měla velikost zrn vliv na výslednou účinnost procesu.

Oproti konvenčním tepelným detritiačním metodám se užití technologie MSO jeví jako výhodné z hlediska uvolnění veškerého obsahu tritia vlivem chemické reakce wolframových částic s taveninou alkalických uhličitů za vzniku wolframových solí. Parametry metody také naznačují snadnější a kontinuálnější aplikaci pro větší objemy zpracovávaného radioaktivního odpadu.

## 8 Závěr

V rámci diplomové práce byly provedeny experimenty za účelem potvrzení možnosti využití technologie MSO k recyklaci tritia z jaderného odpadu fúzních elektráren ve formě tritiovaného wolframového prachu. Experimenty probíhaly na pracovišti Centra výzkumu Řež a autor práce se na nich aktivně podílel. Metodika byla založena na předchozích znalostech skupiny Zpracování a ukládání nebezpečných odpadů.

Autor diplomové práce představil a aplikoval pozměněnou metodiku experimentu, na základě které bylo možné stanovit výslednou účinnost procesu zpětného získání tritia z wolframu. Vylepšení metodiky spočívalo zejména v kontrole množství aktivity vstupující a vystupující z experimentální aparatury. V tomto ohledu autor práce aplikoval nový přístup k simulaci tritiovaného wolframového prachu v podobě lisovaných pelet, které byly kontaminovány přesným množstvím tritiové vody. Do analýzy výsledných vodných vzorků se autor práce v rámci zkvalitnění a zvýšení věrohodnosti výsledků rozhodl zahrnout dvě nezávislá odborná pracoviště: Ústav ochrany proti zbraním hromadného ničení Univerzity obrany a Ústav jaderného výzkumu Řež, a.s. Obě měření proběhla na zařízení Hidex 300 SL, které patří mezi špičkové technologie v oblasti LSC analýzy. Ze znalosti vstupní a výstupní aktivity bylo možné bezpečně a velmi přesně stanovit účinnost procesu zpětného získání tritia z wolframu užitím technologie MSO za daných podmínek.

Hodnota mediánu dílčích účinností procesu zpětného získání tritia z wolframu činí 13,82 %. Tuto hodnotu zvyšuje účinnost čtvrtého experimentu, která dosáhla průměrné hodnoty 37,62 %. V tomto dílčím experimentu byla autorem práce aplikována změna v sestavě experimentální aparatury zavedením vývěvy na jejím výstupu. Změnou nastavení aparatury experimentu bylo dosaženo více než dvojnásobné účinnosti zpětného získání tritia oproti předchozím experimentům. Aplikace této změny metodiky poukazuje na zefektivnění celého procesu vlivem snížení úniků a retence tritia v komponentech aparatury před kondenzačním systémem.

Z hlediska simulace reálného tritiovaného wolframového prachu autor práce představil dva typy vzorků, které se lišily hrubostí zrna výchozího materiálu. Na výrobě wolframových vzorků se autor práce aktivně podílel. Na základě omezeného rozsahu obdržených výsledků nebylo možné bezpečně posoudit, zda měla velikost zrn wolframových pelet vliv na výslednou účinnost procesu.

Úskalím experimentů tohoto typu je velmi omezený přístup k reálnému tritiovanému prachu. Tritium je také velmi slabý zářič a je obtížné jej detekovat měřicími přístroji. V rámci diplomové práce autor vyvíjel snahu o důvěrné napodobení tritiovaného prachu a o eliminaci pochybení v rámci analýzy vzorků jejím zdvojením. Data získaná v rámci této diplomové práce jsou v tomto ohledu věrohodná a reprodukovatelná. Na základě získaných poznatků lze erudovaně navázat dalším výzkumem v problematice detritiace fúzních materiálů.

V rámci navazující práce by bylo možné provést sérii experimentů na základě metodiky aplikované pro čtvrtý experiment. Zároveň by bylo vhodné prověřit materiály, které by snížily retenci tritia v komponentech experimentální aparatury. Dále by bylo možné provést experiment s reálným tritiovaným wolframovým prachem z experimentálních fúzních reaktorů, popřípadě jiným typem tritiovaného fúzního odpadu.

## 9 Citovaná literatura

1. **Kulhánek, P.** *Úvod do teorie plazmatu*. Praha : autor neznámý, 2017.
2. **Ongena, J.** Fusion: A true challenge for an enormous reward. *The European Physical Journal Conferences*. 2015.
3. **Smolík, Vojtěch.** *Hypervapotron - High Heat Flux Cooling Technology*. Fakulta strojní, České vysoké učení technické v Praze. Praha : autor neznámý, 2022. Diplomová práce.
4. **Boal, David.** *Coulomb barrier to nuclear reactions*. Simon Fraser University. 2001. Lekce.
5. **Slavomír Entler, Ondřej Ficker, Josef Havlíček, Jan Horáček, Martin Hron, Jan Mlynář, Radomír Pánek, Milan Řípa, Jan Stöckel, Jozef Varju, Vladimír Weinzettl.** *Budoucnost energetiky: jaderná fúze*. 1. místo neznámé : Středisko společných činností AV ČR, 2019.
6. **A. B. Balantekin, N. Takigawa.** Quantum tunneling in nuclear fusion. [editor] The American Physical Society. *Reviews of Modern Physic*. 1. 1 1998, Sv. 70.
7. **Chr. Day, K. Battes, B. Butler, S. Davies, L. Farina, A. Frattolillo, R. George, T. Giegerich, S. Hanke, T. Härtl, Y. Igitkhanov, T. Jackson, N. Jayasekera, Y. Kathage, P.T. Lang, R. Lawless, X. Luo, C. Neugebauer, B. Ploeckl, A. Santucci, etc.** The pre-concept design of the DEMO tritium, matter injection and vacuum systems. *Fusion Engineering and Design*. 6 2022, Sv. 179, 113139.
8. Plasma Science and Fusion Center Massachusetts Institute of Technology. *Waht is plasma?* [Online] 2024. [Citace: 11. 4 2024.] [https://www.psfc.mit.edu/vision/what\\_is\\_plasma](https://www.psfc.mit.edu/vision/what_is_plasma).
9. [www.iter.org](http://www.iter.org). [Online] [Citace: 1. 11 2022.] <https://www.iter.org/>.
10. **Laboratory, Lawrence Livermore National.** Lawrence Livermore National Laboratory. *Inertial Confinement Fusion: How to Make a Star*. [Online] [Citace: 11. 4 2024.] <https://lasers.llnl.gov/science/icf>.
11. **Zohuri, Bahman.** *Inertial Confinement Fusion Driven Thermonuclear Energy*. [editor] Springer International Publishing AG 2017. místo neznámé : Galaxy Advanced Engineering, Inc. Albuquerque, NM, USA, 2017. 978-3-319-50907-5.
12. **Neil Mitchell, Jinxing Zheng, Christian Vorpah, Valentina Corato, Charlie Sanabria, Michael Segal, Brandon Sorbom, Robert Slade, Greg Brittles, Rod Bateman, Yasuyuki Miyoshi1, Nobuya Banno, Kazuyoshi Saito, Anna Kario, Herman Ten Kate, Pierluigi Bruzzone,**. Superconductors for fusion: a roadmap. *Superconductors Scuience and Technology*. 13. 9 2021, Sv. 34, 10, str. 4.
13. **Vyšínka, Marek.** Mezinárodní termojaderný experimentální reaktor. *Národní portál pro evropský výzkum*. [Online] 11. 5 2018. [Citace: 15. 4 2024.] <https://www.evropskyvyzkum.cz/cs/nastroje-spoluprace/mezinardni-organizace/iter>.
14. **Valerij A. Belyakov, Anatolij B. Mineev, Victor A. Bykov.** Facilities With Magnetic Plasma Confinement. *Fundamentals of Magnetic Thermonuclear Reactor Design*. 2018, stránky 7-37.
15. **Sizyuk, A. Hassanein & V.** Potential design problems for ITER fusion device. *Scientific Reports*. 11, 22. 1 2021, 2069, stránky 1-6.



16. Ing. Slavomír Entler, doc. RNDr. Jan Mlynář, Ph.D., doc. Ing. Václav Dostál, Ph.D. Základy fúzní energetiky III. – Reaktorové technologie. *tzbinfo*. [Online] [Citace: 8. 4 2024.] <https://energetika.tzbinfo.cz/elektroenergetika/14587-zaklady-fuzni-energetiky-iii-reaktorove-technologie>.
17. Mitteau, Raphaël & Calcagno, B. & Chappuis, P. & Eaton, Russell & Gicquel, S. & Chen, J. & Labusov, A. & Martin, A. & Merola, M. & Raffray, R. & Ulrickson, M. & Zacchia, F.. The design of the ITER first wall panels. *Fusion Engineering and Design*. 10. 6 2013, stránky 568-570.
18. Maemunah, I & Su'ud, Zaki & Waris, Abdul & Irwanto, Dwi. Study on fusion blanket with ceramic solid as tritium breeding material. *Journal of Physics*. 2021.
19. Shimada, M., Pitts, R. A., Ciattaglia, S., Carpentier, S., Choi, C. H., Dell Orco, G., ... Veshchev, E. In-vessel dust and tritium control strategy in ITER. *Journal of Nuclear Materials*. 2013, 438, stránky S996–S1000.
20. Organization, ITER. *ITER Research Plan within the Staged Approach (Level III - Provisional Version)*. místo neznámé : ITER TECHNICAL REPORT, 2018.
21. Tikkanen, Amy. Carbon. *Britannica, The Editors of Encyclopaedia*. [Online] 22. 2 2024. [Citace: 22. 5 2024.] <https://www.britannica.com/science/carbon-chemical-element>.
22. SCIENCEmag. *Interakce plazmatu se stěnou fúzního reaktoru*. [Online] 23. 7 2021. [Citace: 18. 2 2024.] [https://sciencemag.cz/interakce-plazmatu-se-stenou-reaktoru/?fbclid=IwAR1WuEAWlvGL18iv9PapU\\_6djaPPX5Re9imSQebO8hAfeySn9meG56FptWg](https://sciencemag.cz/interakce-plazmatu-se-stenou-reaktoru/?fbclid=IwAR1WuEAWlvGL18iv9PapU_6djaPPX5Re9imSQebO8hAfeySn9meG56FptWg).
23. J.W. Coenen, M. Berger, M.J. Demkowicz, D. Matveev, A. Manhard, R. Neu, J. Riesch, B. Unterberg, M. Wirtz, Ch. Linsmeier. Plasma-wall interaction of advanced materials. *Nuclear Materials and Energy*. 2017, Sv. 12, stránky 307-312.
24. T. Hirai, S. Panayotis, V. Barabasha, C. Amzallag, F. Escourbiac, A. Durocher, M. Merolaa, J. Linkec, Th. Loewenhoff, G. Pintsukc, M. Wirtzc, I. Uytendhouwend. Use of tungsten material for the ITER divertor. *Nuclear Materials and Energy*. 2016, Volume 9.
25. J.H. You, G. Mazzone, E. Visca, H. Greuner, M. Fursdon, Y. Addab. Divertor of the European DEMO: Engineering and technologies for power exhaust. *Fusion Engineering and Design*. 13. 1 2022, Sv. 175, 113010.
26. Jaroslav Stoklasa, Lucie Karásková Nenadállová. Possibility of processing tungsten dust waste from the nuclear fusion process by a combination of several technologies. *Fusion Engineering and Design*. 15. 2 2023, Sv. 191, 113505, stránky 2-3.
27. Vacek, Martin. *Simulace hloubkové distribuce implantované příměsi*. Fakulta strojní, České vysoké učení technické v raze. Praha : ČVUT v Praze, 2021. stránky 11-13, Bakalářská práce.
28. Skinner, C. H., Haasz, A. A., Alimov, V. Kh., Bekris, N., Causey, R. A., Clark, R. E. H., ... Tanabe, T. Recent Advances on Hydrogen Retention in ITER's Plasma-Facing Materials: Beryllium, Carbon, and Tungsten. *usion Science and Technology*. 54, 2008, 4.
29. Mlynář, Jan. *Focus On: JET*. místo neznámé : The European Centre of Fusion Research, 2007.
30. G. Federici, C. Bachmann, L. Barucca, C. Baylard, W. Biel, L.V. Boccaccini, C. Bustreo, S. Ciattaglia. Overview of the DEMO staged design approach in Europe. *Nuclear fusion*. 30. 4 2019, Sv. 59, 6.
31. The state of the art for DEMO. *EUROfusion news*. 4. 6 2022.

32. **Tony Donné, William Morris.** European Research Roadmap to the Realisation of Fusion Energy. *EUROfusion*. [Online] 9 2018. [Citace: 17. 4 2024.] <https://euro-fusion.org/>.
33. **C. Gliss, C. Bachmann, S. Ciattaglia, B. Drumm, M. Gracia Camacho, I. Moscato, T. Mull, I. Palermo.** Integrated design of tokamak building concepts including ex-vessel maintenance. *Fusion Engineering and Design*. 18. 2 2022, Sv. 177, 113068.
34. **S. Ciattaglia, G. Federici, L. Barucca, R. Stieglitz, N. Taylor.** EU DEMO safety and balance of plant design and operating requirements. Issues and possible solutions. *Fusion Engineering and Design*. 2019, Sv. 146, stránky 2184-2188.
35. **M Coleman Y. Horstensmeyer, F. Cismondi.** DEMO tritium fuel cycle model and plant high level requirements. *Fusion Engineering and Design*. 18. 8 2018.
36. **O'Hanlon, John F.** *A User's Guide to Vacuum Technology*. [editor] John Wiley and Sons. 3. 2005. str. 247. 0471467154.
37. **Fumito Okino, Kazuyuki Noborio, Yasushi Yamamoto, Satoshi Konishi.** Vacuum sieve tray for tritium extraction from liquid Pb–17Li. *Fusion Engineering and Design*. 2012, Sv. 87, stránky 1014-1018.
38. **Belit Garcinuño, David Rapisarda, Iván Fernández-Berceruelo, David Jiménez-Rey, Javier Sanz, Carlos Moreno, Iole Palermo, Ángel Ibarra.** Design and fabrication of a Permeator Against Vacuum prototype for small scale testing at Lead-Lithium facility. *Fusion Engineering and Design*. 2017, Sv. 124, stránky 871-875.
39. **Thomas Giegerich, Christian Day,.** The KALPUREX-process – A new vacuum pumping process for exhaust gases in fusion power plants. *Fusion Engineering and Design*. 89, 2014, stránky 1476-1481.
40. **Yannick Nicolas Hörstensmeyer, Barry Butler, Christian Day, Fabrizio Franza.** Analysis of the EU-DEMO fuel cycle elements: Intrinsic impact of technology choices. *Fusion Engineering and Design*. 2018, Sv. 136, stránky 314-318.
41. **Peter Thomas Lang, Fabio Cismondi, Christian Day, Emiliano Fable, Antonio Frattolillo, Curt Gliss, Filip Janky, Bernard Pégourié, Bernhard Ploeckl.** Optimizing the EU-DEMO pellet fuelling scheme. *Fusion Engineering and Design*. 2020, Sv. 156, 111591.
42. **H P L de Esch, T T C Jones, D Stork,.** REIONISED POWER DEPOSITION IN THE JET NEUTRAL BEAM DUCT AND PLASMA FACING COMPONENTS. *Fusion Technology 1990*. 1991, stránky 493-497.
43. **C. Day et al.** Tritium fuel cycle and self-sufficiency - R&D for DEMO and required extrapolations beyond ITER. *Fourth IAEA DEMO programme workshop*. 2016.
44. **Someya, Y., Tobita, K., Hiwatari, R., & Sakamoto, Y.** Fusion DEMO reactor design based on nuclear analysis. *Fusion Engineering and Design*. 30. 4 2018.
45. **Hernández, Francisco A., Pietro Arena, Lorenzo V. Boccaccini, Ion Cristescu, Alessandro Del Nevo, Pierre Sardain, Gandolfo A. Spagnuolo, Marco Utili, Alessandro Venturini, and Guangming Zhou.** Advancements in Designing the DEMO Driver Blanket System at the EU DEMO Pre-Conceptual Design Phase: Overview, Challenges and Opportunities. *Journal of Nuclear Engineering*. 2023, Sv. 4, 3, stránky 565-601.
46. **Clause, Alejandro, Mascitti, J. A., Madariaga, M.** Method for the Calculation of DPA in the Reactor Pressure Vessel of Atucha II. *Science and Technology of Nuclear Installations*. 11. 1 2011, stránky 1687-6075.

47. **Slavomir Entler, Jan Horacek, Tomas Dlouhy, Vaclav Dostal.** Approximation of the economy of fusion energy. *Energy*. 152, 1. 6 2018, stránky 489-497.
48. **Pearson, Richard & Nuttall, William & Antoniazzi, Armando.** Tritium supply and use: a key issue for the development of nuclear fusion energy. *Fusion Engineering and Design*. Sv. 136, stránky 1140-1148.
49. **News, Contributors of World Nuclear.** Contract for Cernavoda tritium removal facility. *World Nuclear News*. 27. 7 2023.
50. **M Kelly, M Thorne.** *Radionuclides handbook*. Bristol: Environment Agency, 2003. str. 80. 1844321762.
51. **Sehila M. Gonzalez de Vicente, Nicholas A. Smith, Laila El-Guebaly, Sergio Ciattaglia, Luigi Di Pace, Mark Gilbert, Robert Mandoki, Sandrine Rosanvallon, Youji Someya, Kenji Tobita.** Overview on the management of radioactive waste from fusion facilities: ITER, demonstration machines and power plants. *Nuclear Fusion*. 30. 5 2022, Sv. 62, 8.
52. **Jaroslav Stoklasa, Lucie Karásková Nenádlová.** Solid waste products of EU DEMO – Focus on tungsten dust reprocessing. *Fusion Engineering and Design*. 24. 2 2024, Sv. 200, 114224.
53. **eid, Jack & Bailey, Greg & Cracknell, Edmund & Gilbert, Mark & Packer, Lee.** COMPARISON OF WASTE DUE TO IRRADIATED STEELS IN THE ESRF AND DEMO. *The European Physical Journal Conferences*. 1 2021, 247.
54. **I-Guebaly, L & Huhn, T & Rowcliffe, Arthur & Malang, S.** Design Challenges and Activation Concerns for ARIES Vacuum Vessel Materials the ARIES-ACT Team. *Fusion Science and Technology*. 9 2013, Sv. 64.
55. **El-Guebaly, L., Mynsberge, L., Davis, A., D'Angelo, C., Rowcliffe, A., & Pint, B.** Design and Evaluation of Nuclear System for ARIES-ACT2 Power Plant with DCLL Blanket. *Fusion Science and Technology*. 72(1), 11. 5 2017, stránky 17–40.
56. **Guido Mazzini, Tadas Kaliatka, Maria Teresa Porfiri.** Tritium and dust source term inventory evaluation issues in the European DEMO reactor concepts. *Fusion Engineering and Design*. 2019, Sv. 146, stránky 510-513.
57. **Poletiko, C. & Trabuc, P. & Durand, J. & Tormos, B. & Pignoly, L.** Dedicated Procedures for the Detritiation of Steel and Graphite. *Fusion Science and Technology*. 7. 4 2017, stránky 194-199.
58. *Detritiation Processes Needed for JET Operation and their Wider Applicability.* **A C Bell, J Williams, J D Neilson and A Perevezentsev.** Tsukuba: EUROPEAN FUSION DEVELOPMENT AGREEMENT, 2001. International Conference on Tritium Science and Technology.
59. **Stokes, T., Damjanovic, M., Berriman, J., & Reynolds, S.** Detritiation of JET Beryllium and Tungsten. *Fusion Science and Technology*. 23. 6 2023, Sv. 80, stránky 479–485.
60. **Plechkova, N. V., & Seddon, K. R.** Applications of ionic liquids in the chemical industry. *Chemical Society Reviews*. 2008, Sv. 37(1), stránky 123–150.
61. **Lovering, David G.** *Molten salt technology*. místo neznámé: Plenum Press, New York 1982, 1982. 10.1007/978-1-4757-1724-2.
62. *Molten Salt Energy Technologies Web Site.* [Online] [Citace: 23. 9 2022.] <https://moltensalt.org/>.

63. *Solar Two Demonstrates Clean Power for the Future*. místo neznámé : U.S. Department of Energy, 2000.
64. Energy.gov. *Power Tower System Concentrating Solar-Thermal Power Basics*. [Online] [Citace: 24. 9 2022.] <https://www.energy.gov/eere/solar/power-tower-system-concentrating-solar-thermal-power-basics>.
65. Prof. Robert B. Laughlin Department of Physics Stanford University, Stanford, CA 94305. *Molten Salt Storage*. [Online] 2015. [Citace: 1. 10 2022.] <http://large.stanford.edu/courses/2015/ph240/dodaro2/>.
66. **Wagner, Vladimír**. <http://hp.ujf.cas.cz/>. *Reaktory IV generace aneb jak by mohla jaderná energetika vypadat zhruba za dvacet až čtyřicet let*. [Online] 2008. [Citace: 1. 10 2022.] <http://hp.ujf.cas.cz/~wagner/popclan/transmutace/generaceIV.html>.
67. Prof. Robert B. Laughlin Department of Physics Stanford University, Stanford, CA 94305. *Molten Salt Reactors*. [Online] 2020. [Citace: 1. 10 2022.] <http://large.stanford.edu/courses/2019/ph241/cooper2/>.
68. Prof. Robert B. Laughlin Department of Physics Stanford University, Stanford, CA 94305. *Material Corrosion in Molten Salt Reactors*. [Online] 2017. [Citace: 1. 10 2022.] <http://large.stanford.edu/courses/2017/ph241/sunde1/>.
69. **O. Muránsky, C. Yang, H. Zhu, I. Karatchevtseva, P. Sláma, Z. Nový, L. Edwards**. Molten salt corrosion of Ni-Mo-Cr candidate structural materials for Molten Salt Reactor (MSR) systems. *Corrosion Science*. 2019, Sv. 159, 108087.
70. **Leo, Anthony**. [www.fuelcellenergy.com](http://www.fuelcellenergy.com). *FuelCell Energy, Inc.* [Online] [Citace: 22. 8 2023.] [https://web.archive.org/web/20130203180025/http://www.fuelcellenergy.com/files/FCE%20WhitePaper%20040308\\_2.pdf](https://web.archive.org/web/20130203180025/http://www.fuelcellenergy.com/files/FCE%20WhitePaper%20040308_2.pdf).
71. National Fuel Cell Research Center. <https://www.nfcrc.uci.edu/>. [Online] [Citace: 7. 10 2022.] <https://www.nfcrc.uci.edu/>.
72. **Lumley, Roger**. *Fundamentals of aluminium metallurgy Production, processing and applications*. 2011. 978-1-84569-654-2, 978-0-85709-025-6.
73. **Hansoo Lee, Geun-IL Park, Jae-Won Lee, Kweon-Ho Kang, Jin-Mok Hur, Jeong-Guk Kim, Seungwoo Paek, In-Tae Kim, IL-Je Cho**. Current Status of Pyroprocessing Development at KAERI. *Science and Technology of Nuclear Installations*. Volume 2013, 2013.
74. **Tadashi Inoue, L. Koch**. DEVELOPMENT OF PYROPROCESSING AND ITS FUTURE DIRECTION. *Nuclear Engineering and Technology*. vol. 40, 2008, issue 3.
75. **Guy Fredrickson, Ph.D.** *Overview of Pyroprocessing*. Tokyo : Pyrochemistry and Molten Salt System Department, 2018.
76. **Williamson, Mark**. *Pyroprocessing Technologies RECYCLING USED NUCLEAR FUEL FOR A SUSTAINABLE ENERGY FUTURE*. místo neznámé : U.S. DEPARTMENT OF ENERGY.
77. **members, IAEA**. *Status and Trends in Pyroprocessing of Spent Nuclear Fuels*. Vídeň : INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2021. 978-92-0-122821-5, 978-92-0-122921-2.
78. **Griffiths, Trevor R.** *MOLTEN CARBONATE TREATMENT OF ION-EXCHANGE RESINS AND OTHER WASTES*. místo neznámé : Redston Trevor Consulting Ltd., Leeds, UK, 2008.

79. **Vojtěch Galek, Jan Hadrava.** *Bezplamenné spalování radioaktivních a nebezpečných odpadů v tavenině soli MSO.* 2016.
80. **J. D. Navratil, A. E. Stewart.** Waste treatment using molten salt oxidation. *Nukleonika.* 1996, Sv. vol. 41, 4.
81. **Trevor R. Griffiths, Vladimir A. Volkovich, Elena M. Anghel.** *Molten Salt Oxidation: A Reassessment of its Supposed Catalytic Mechanism and Hence its Development for the Disposal of Waste Automotive Tires.* místo neznámé : © 2002 ECS - The Electrochemical Society, 2002. 10.1149/200219.0306PV.
82. **Remerowski, M. L.** *Pu recovery and salt disposition from the molten salt oxidation process.* místo neznámé : AIP Conference Proceedings., 2000. doi:10.1063/1.1292280 .
83. ODPAD JE ENERGIE. [Online] [Citace: 14. 9 2022.] <http://www.odpadjeenergie.cz/ochrana-zp/spalovny-a-ovzdusi/dioxiny-a-furany>.
84. **Griffiths, T. R., Volkovich, V. A., & Carper, W. R.** *Recent Developments in the Reprocessing of Spent Fuel by Catalyst Enhanced Molten Salt Oxidation (CEMSO).* 2012. doi:10.1002/9780470947777.ch12 .
85. **Peter C. Hsu, Kenneth G. Foster, Timothy D. Ford, P. Henrik Wallman, Bruce E. Watkins, César O. Pruneda, Martyn G. Adamson.** Treatment of solid wastes with molten salt oxidation. *Waste Management.* 9 2000, Sv. 20, stránky 363-368.
86. **Stewart, A., & Schnittgrund G.** Molten salt oxidation of chemical munitions. *Journal of Energetic Materials.* 1995.
87. **Pradyot, Patnaik.** *Handbook of Inorganic Chemicals.* 2003. 978-0-07-049439-8.
88. Kalendářní kalkulačka. [Online] [Citace: 18. 10 2023.] <https://kalendar.beda.cz/kalendarni-kalkulacka>.

## Seznam obrázků

Obrázek 1: Křivka vazebné energie atomů [2] .....	14
Obrázek 2: Závislost potenciální energie na vzdálenosti jader [2].....	15
Obrázek 3: Přímé stlačení palivové pelety [11].....	17
Obrázek 4: Nepřímé stlačení palivové pelety [11] .....	18
Obrázek 5: Znázornění cívkových systémů k magnetickému udržení plazmatu. Vlevo nahoře: zařízení tokamak typu JET, EAST, KSTAR a JT60. Vpravo nahoře: zařízení stelarátor typu W7-X. Dole: stelarátoru typu LHD [12]. .....	19
Obrázek 6: Základní sestava zařízení tokamak [3] .....	20
Obrázek 7: Komponenty jaderné zóny fúzního reaktoru [5] .....	21
Obrázek 8: Schéma řezu stěnou energetického fúzního reaktoru [16] .....	22
Obrázek 9: Panely blanketu a první stěny reaktoru ITER [17] .....	23
Obrázek 10: Odklánění povrchové vrstvy plazmatu na divertorové terče [16] .....	24
Obrázek 11: Divertor reaktoru ITER [9] .....	25
Obrázek 12: Interakce urychlených iontů s pevnou látkou [27] .....	28
Obrázek 13: Návrh komplexu elektrárny EU-DEMO [33].....	31
Obrázek 14: Blokové schéma palivového cyklu elektrárny DEMO [7] .....	32
Obrázek 15: Zjednodušené schéma palivového cyklu elektrárny DEMO [5] .....	35
Obrázek 16: Předpokládaný vývoj globálních zásob tritia (předpokládané průměrné neutronové zatížení první stěny ITER bude 0,3 MW*rok/m <sup>2</sup> po dobu přibližně 12 let při třísměnném provozu [20]. .....	37
Obrázek 17: Vznik izotopů <sup>203</sup> Hg (vlevo) a <sup>209</sup> Bi a <sup>210</sup> Po (vpravo) v eutektiku PbLi na tokamaku ARIES-AT v závislosti na čase [51].....	39
Obrázek 18: Schéma experimentu s detritiací wolframu a beryllia [59].....	40
Obrázek 19: Schéma konceptu solného reaktoru [62] .....	43
Obrázek 20: Schematické zobrazení reaktoru technologie MSO [78] .....	47
Obrázek 21: Zjednodušené schéma jednostupňového zařízení MSO.....	48
Obrázek 22: Zjednodušené schéma dvoustupňového zařízení MSO.....	49
Obrázek 23: Integrovaný systém MSO. Převzato s úpravou z [85] .....	49
Obrázek 24: Wolframové pelety. Vlevo: hrubost zrna 20 μm. Vpravo: hrubost zrna 0,4 - 0,8 mm.....	54
Obrázek 25: Schéma experimentální aparatury technologie MSO.....	55
Obrázek 26: Experimentální aparatura technologie MSO .....	56
Obrázek 27: Promývačky kondenzačního systému s vnějším chlazením ledovou vodou.....	57
Obrázek 28: Kontaminace vzorku tritiovou vodou .....	58
Obrázek 29: Uskladnění kondenzační vody z promývaček po dokončení experimentu. ....	59
Obrázek 30: Vlevo: Vylévání použité taveniny soli. Vpravo: Zchladlá sůl po vyjmutí z reaktoru technologie MSO .....	59
Obrázek 31: Zařízení Hidex 300 SL na ÚOPZHN .....	60
Obrázek 32: Poměrné zachycení tritia v kondenzačním systému.....	66

## Seznam tabulek

Tabulka 1: CLIP a další vlastnosti vybraných chemických prvků [5] [21].	26
Tabulka 2: Rozložení hmotnosti tritia v prachu vakuové nádoby reaktoru ITER [56]	39
Tabulka 3: Druhy odpadů spalitelné metodou MSO s vysokou účinností [79] [81].	50
Tabulka 4 Účinnost technologie MSO při zachycení anorganických složek odpadu [81].	51
Tabulka 5: Parametry experimentu	53
Tabulka 6: Hodnoty výpočtu aktivity zdrojové tritiové vody	53
Tabulka 7: Výsledky LSC analýzy Univerzita obrany ÚOPZHN.	62
Tabulka 8: Výsledky LSC analýzy ÚJV Řež, a.s.	63
Tabulka 9: Absolutní rozdíl aktivity vzorků obou měření pro 1. a 2. stupeň kondenzačního systému.	64
Tabulka 10: Poměrné zachycení aktivity v kondenzačním systému (ÚOPZHN)	65
Tabulka 11: Poměrné zachycení aktivity v kondenzačním systému (ÚJV Řež, a. s.)	65
Tabulka 12: Procentuálního rozložení zachyceného tritia v KS (Univerzita obrany ÚOPZHN)	67
Tabulka 13: Procentuálního rozložení zachyceného tritia v KS (ÚJV Řež, a.s.)	67
Tabulka 14: Výsledné hodnoty účinnosti zachytu tritia v kondenzačním systému (Univerzita obrany ÚOPZHN)	68
Tabulka 15: Výsledné hodnoty účinnosti zachytu tritia v kondenzačním systému (ÚJV Řež, a.s.)	68
Tabulka 16: Porovnání účinností zachytu tritia z výsledků obou pracovišť (ÚOPZHN a ÚJV Řež)	69