

**ČESKÉ VYSOKÉ  
UČENÍ TECHNICKÉ  
V PRAZE**

**FAKULTA  
STROJNÍ**



**DIPLOMOVÁ  
PRÁCE**

**2019**

**JIŘÍ  
VLACH**

## I. OSOBNÍ A STUDIJNÍ ÚDAJE

Příjmení: **Vlach** Jméno: **Jiří** Osobní číslo: **408972**  
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:

**Technologie solných reaktorů a testování korozivzdorných materiálů v prostředí fluoridové soli FLiBe**

Název diplomové práce anglicky:

**Technology of Molten Salt Reactor and testing of corrosion-resistant materials in fluoride salt FLiBe**

Pokyny pro vypracování:

- 1) Proveďte rešerši na téma solné reaktory.
- 2) Seznamte se s historií solných reaktorů v ORNL a následně i s vývojem této technologie v současnosti.
- 3) Popište rozdíly mezi jednotlivými typy solných reaktorů (spektrum neutronů, použité palivo a chladivo, atd.).
- 4) Proveďte korozní testy vybraných materiálů v tavenině FLiBe.
- 5) Diskutujte výsledky testů a vyberte materiály vhodné pro možné použití v solných reaktorech 4. generace.

Seznam doporučené literatury:

T. J. Dolan: Molten Salt Reactors and Thorium Energy. 2017.  
G. Zheng: Corrosion Behavior of Alloys in Molten Fluoride Salts

Jméno a pracoviště vedoucí(ho) diplomové práce:

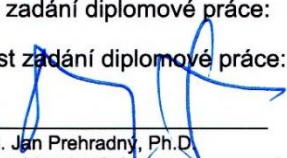
**Ing. Jan Prehradný, Ph.D., ústav energetiky FS**


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

Datum zadání diplomové práce: **08.04.2019**

Termín odevzdání diplomové práce: **05.06.2019**

Platnost zadání diplomové práce: **31.12.2020**

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

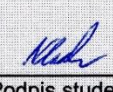
  
podpis vedoucí(ho) ústavu/katedry

  
prof. Ing. Michael Valášek, DrSc.  
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.

24.4.2019  
Datum převzetí zadání

  
Podpis studenta

### **Čestné prohlášení**

Prohlašuji, že jsem diplomovou práci vypracoval samostatně, že jsem řádně citoval všechny použité prameny a literaturu, a že práce nebyla využita v rámci jiného vysokoškolského studia či k získání jiného nebo stejného titulu.

V Praze dne 5. 6. 2019

.....

Bc. Jiří Vlach

## **Poděkování**

Tímto bych rád poděkoval svému vedoucímu práce Ing. Janu Prehradnému, Ph.D. za vedení práce a cenné rady, které pomohly při její tvorbě. Oběma konzultantům, Ing. Martinu Marečkovi za pomoc v laboratořích s přípravou fluoridové soli a korozních testů zkoumaných materiálů a Ing. Janu Uhlířovi, CSc. za odborné rady a hodnotné připomínky z oblasti solných reaktorů, které zvýšily kvalitu práce. Dále pracovníkům metalografické laboratoře CVŘ za pomoc s rozřezem a úpravou povrchu vzorků pro korozní testy i pro analýzy na elektronovém mikroskopu. V neposlední řadě bych chtěl poděkovat Mgr. Tereze Štajnerové, mé dlouholeté partnerce, za maximální podporu a pomoc s jazykovou korekcí.

Vzhledem k využívání velmi drahých a časově vytížených analytických přístrojů bych chtěl poděkovat i za finanční podporu, která byla poskytnuta z projektů *TACR Epsilon TH02020113* (Výzkum a vývoj technologie jaderných reaktorů chlazených fluoridovými solemi) a projektu *Research for SUSEN, JPC (R4S)* financovaného MŠMT, bez kterých by realizace této práce po finanční stránce nebyla možná.

Bc. Jiří Vlach

*Autor:* Bc. Jiří Vlach

*Název práce:* **Technologie solných reaktorů a testování korozivzdorných materiálů v prostředí fluoridové soli FLiBe**

*Ústav / Obor:* Ústav energetiky / Jaderná energetická zařízení

*Druh práce:* Diplomová práce

*Vedoucí práce:* Ing. Jan Prehradný, Ph.D.  
Ústav energetiky, Fakulta strojní, ČVUT v Praze

*Konzultanti:* Ing. Martin Mareček, Ing. Jan Uhlíř, CSc.  
oddělení Jaderného palivového cyklu, Centrum výzkumu Řež s.r.o.

*Bibliografické údaje:* Počet stran: 74  
Počet obrázků: 60  
Počet tabulek: 13  
Počet příloh: 0

*Abstrakt:* Technologie solných reaktorů je známá již od druhé poloviny čtyřicátých let minulého století. Několik let po ověření konceptu a funkčnosti reaktoru chlazeného roztavenou solí se od této technologie upustilo, ale v současnosti se solnými reaktory zabývá stále více firem z celého světa. Díky svým technickým přednostem a míře bezpečnosti byly solné reaktory zařazeny do šestice vybraných konceptů reaktorů 4. generace. Vzhledem k vysoké korozivitě solí je důležitou součástí výzkumu odolnost konstrukčních materiálů, na což se soustředí tato práce. V rámci práce bylo provedeno korozní testování vybraných materiálů niklových slitin (Incoloy Alloy 800HT, Inconel Alloy 625, MoNiCr) a korozivzdorných ocelí (AISI 304L, AISI 321, Eurofer 97) v tavenině FLiBe po dobu 31 dní (744 hodin) při teplotě 700 °C v inertní dusíkové atmosféře. Z výsledků experimentu byly stanoveny hmotnostní úbytky vlivem koroze, byla provedena analýza mikrostruktury povrchu vzorků na skenovacím elektronovém mikroskopu (SEM) a pro chemickou analýzu vzorků bylo využito energiově disperzní spektroskopie (EDS).

*Klíčová slova:* solné reaktory, roztavené soli, FLiBe, korozní testy, niklové slitiny

*Author:* Bc. Jiří Vlach

*Title:* **Technology of Molten Salt Reactor and testing of corrosion-resistant materials in fluoride salt FLiBe**

*Abstract:* The technology of Molten Salt Reactors (MSR) has been known since the second half of the 1940s. After verifying the concept and functionality of Molten Salt Reactors in 1960s, the development of this technology was interrupted, but nowadays more and more companies from around the world are once again engaged in MSR development. Thanks to technological advantages and safety features MSR was incorporated into the 4<sup>th</sup> generation reactor concepts. Due to high corrosivity of molten salts the resilience of structural materials is an important part of the research. The main focus of this work is the investigation of corrosion of selected nickel alloys (Incoloy Alloy 800HT, Inconel Alloy 625, MoNiCr) and stainless steels (AISI 304L, AISI 321, Eurofer 97) which was performed in FLiBe salt in duration of 31 days (744 hours), at 700 °C and under an inert nitrogen atmosphere. As a result of the experiments, the mass loss caused by corrosion was determined. The microstructure analysis of the sample surface was performed by scanning electron microscope (SEM) and the energy dispersion spectroscopy (EDS) was used for chemical analysis of the samples.

*Key words:* *molten salt reactors, molten salts, FLiBe, corrosion tests, nickel alloys*

# Obsah

<b>Seznam zkratk</b> .....	<b>9</b>
<b>Seznam obrázků</b> .....	<b>12</b>
<b>Seznam tabulek</b> .....	<b>14</b>
<b>Úvod</b> .....	<b>15</b>
<b>1 Technologie solných reaktorů</b> .....	<b>16</b>
1.1 Technické parametry, výhody a nevýhody solných reaktorů .....	16
1.2 Řízení reaktoru, kontrola reaktivity .....	18
1.3 Bezpečnostní charakteristiky .....	19
<b>2 Dělení koncepcí dle spektra neutronů</b> .....	<b>20</b>
2.1 Solné reaktory pracující v tepelném spektru neutronů .....	20
2.2 Solné reaktory pracující v rychlém spektru neutronů .....	20
2.3 Solné reaktory pracující jako množivé systémy .....	21
2.4 Solné reaktory řízené urychlovačem.....	21
<b>3 Typy chladiv pro solné reaktory</b> .....	<b>23</b>
3.1 Fluoridové soli .....	23
3.1.1 FLiBe (LiF – BeF <sub>2</sub> ) .....	24
3.1.2 FLiNaK (LiF – NaF – KF) .....	25
3.2 Chloridové soli.....	25
3.2.1 KCl – MgCl <sub>2</sub> .....	25
<b>4 Palivo solných reaktorů</b> .....	<b>26</b>
4.1 Kapalné palivo .....	26
4.2 Pevné palivo.....	28
<b>5 Historie solných reaktorů</b> .....	<b>30</b>
5.1 Armádní výzkum solného reaktoru ARE a ART (1946-1961).....	30
5.2 Civilní výzkum experimentálního reaktoru MSRE (1960-1969) .....	32
5.3 Solný množivý reaktor MSBR (1970-1976).....	34
<b>6 Solné reaktory 21. století</b> .....	<b>36</b>
6.1 LFTR (FLiBe Energy, USA) .....	36
6.2 IMSR-400 (Terrestrial Energy, Kanada) .....	37
6.3 Mk1 PB-FHR (University of California, Berkeley, USA) .....	38
6.4 SmAHRT (ORNL, USA).....	38
6.5 MSFR (CNRS, Francie).....	38
6.6 MSR-FUJI (ITMSF, Japonsko) .....	39

6.7	MSTW (Seaborg Technologies, Dánsko).....	39
6.8	SSR-U (Moltex Energy, Velká Británie).....	40
6.9	ThorCon (Martingale, mezinárodní konsorcium).....	40
6.10	TMSR-SF1/LF1 (Chinese Academy of Sciences – SINAP, Čína).....	40
6.11	Energy Well (CVŘ, Česká republika) .....	41
<b>7</b>	<b>Aparatury na testování korozních účinků soli.....</b>	<b>42</b>
7.1	Statické testy materiálů .....	42
7.2	Dynamické testy materiálů – solné smyčky .....	42
7.2.1	Solná smyčka s taveninou FLiBe (UWM, USA) .....	43
7.2.2	Solná smyčka s taveninou FLiBe (CVŘ, ČR).....	44
<b>8</b>	<b>Zahraníční korozní testy materiálů vhodných pro MSR.....</b>	<b>45</b>
8.1	Konstrukční materiály využívané pro MSR .....	45
8.2	Světový výzkum materiálů v tavenině FLiBe.....	46
<b>9</b>	<b>Korozní mechanismy v prostředí fluoridových solí.....</b>	<b>47</b>
9.1	Termodynamická korozní reakce.....	47
9.2	Koroze řízená obsahem nečistot .....	47
9.3	Koroze řízená teplotním gradientem.....	48
9.4	Koroze způsobená redoxním potenciálem .....	48
<b>10</b>	<b>Korozní testy vybraných materiálů v CVŘ.....</b>	<b>49</b>
10.1	Příprava a analýza vzorků na SEM.....	49
10.1.1	Skenovací (rastrovací) elektronový mikroskop (SEM).....	49
10.2	Příprava vzorků na korozní test .....	50
10.3	Příprava taveniny FLiBe, zalití vzorků a průběh testu .....	51
10.4	Úprava vzorků po korozních testech pro dodatečné analýzy.....	53
10.5	Analýzy na skenovacím elektronovém mikroskopu .....	53
10.6	Výsledky měření a analýz po korozním testu .....	54
10.6.1	INCOLOY Alloy 800HT.....	56
10.6.2	INCONEL Alloy 625 .....	58
10.6.3	MoNiCr.....	60
10.6.4	AISI 304L.....	62
10.6.5	AISI 321 .....	64
10.6.6	EUROFER 97 .....	66
<b>11</b>	<b>Závěr.....</b>	<b>68</b>
<b>12</b>	<b>Použitá literatura.....</b>	<b>70</b>



## Seznam zkratek

ADTS	urychlovačem řízený transmutační systém, <i>accelerator driven transmutation system</i>
AHTR	pokročilý vysokoteplotní reaktor, <i>advanced high temperature reactor</i>
ARIS	informační systém pokročilých reaktorů, <i>advanced reactors information system</i>
ARE	letadlový experimentální reaktor, <i>aircraft reactor experiment</i>
ART	letadlový testovací reaktor, <i>aircraft reactor test</i>
ANP	program pro jaderné pohony letadel, <i>aircraft nuclear propulsion program</i>
AZ	aktivní zóna, <i>core</i>
BSE	zpětně odražené elektrony, <i>back scattered electrons</i>
CNRS	Národní centrum pro vědecký vývoj, <i>Centre National for Scientific Research</i>
CVŘ	Centrum výzkumu Řež s.r.o., <i>Research Centre Řež (RCR)</i>
DEMO	demonstrační fúzní elektrárna, <i>demonstration power station</i>
DRACS	pomocný chladicí systém reaktoru, <i>direct reactor auxiliary cooling system</i>
EDX/EDS	energiově disperzní spektroskopie záření X, <i>energy-dispersive X-ray spectroscopy</i>
EFDA	evropská dohoda o vývoji jaderné fúze, <i>European Fusion Development Agreement</i>
FHR	vysokoteplotní reaktor chlazený fluoridovou solí, <i>fluoride salt-cooled high-temperature reactor</i>
FLiBe	eutektická směs fluoridu lithného a berylnatého
FLiNaK	eutektická směs fluoridu lithného, sodného a draselného
GIF	mezinárodní fórum pro reaktory IV. generace, <i>Generation IV International Forum</i>
HTGR	vysokoteplotní plynem chlazený reaktor, <i>high-temperature gas-cooled reactor</i>
IAEA	mezinárodní agentura pro atomovou energii, <i>International Atomic Energy Agency</i>
IEA	mezinárodní energetická agentura, <i>International Energy Agency</i>
IMSR	integrální reaktor chlazený roztavenou solí, <i>integral molten salt reactor</i>

INL	národní laboratoř Idaho, <i>Idaho National Laboratory</i>
ITER	mezinárodní termonukleární experimentální fúzní reaktor, <i>International thermonuclear experimental reactor</i>
ITMSF	mezinárodní fórum pro roztavené soli obsahující thorium, <i>International Thorium Molten-salt Forum</i>
JPC	jaderný palivový cyklus, <i>nuclear fuel cycle</i>
LFTR	reaktor využívající jako palivo fluorid thoričitý, <i>liquid fluoride thorium reactor</i>
LOCA	havárie spojená se ztrátou chladiva, <i>loss of coolant accident</i>
LR-0	experimentální lehkovodní reaktor nulového výkonu v CVŘ, <i>experimental light-water reactor in RCR</i>
MA	minoritní aktinoidy, <i>minor actinides</i>
MSBR	množivý solný reaktor, <i>molten salt breeder reactor</i>
MSFR	rychlý solný reaktor, <i>molten salt fast reactor</i>
MSL	solná smyčka, <i>molten salt loop</i>
MSR	reaktor chlazený roztavenou solí, <i>molten salt reactor</i>
MSRE	experimentální solný reaktor, <i>molten salt reactor experiment</i>
MSTW	reaktor chlazený roztavenou solí určený pro „spalování odpadu“, <i>molten salt thermal waste-burner</i>
MŠMT	Ministerstvo školství, mládeže a tělovýchovy, <i>Ministry of Education, Youth and Sports</i>
NEA	agentura pro jadernou energii, <i>Nuclear Energy Agency</i>
OECD	organizace pro hospodářskou spolupráci a rozvoj, <i>Organisation for Economic Co-operation and Development</i>
ORNL	Národní laboratoř Oak Ridge, <i>Oak Ridge National Laboratory</i>
PB	kulové lože, <i>pebble bed</i>
PyC	pyrolytický uhlík, <i>pyrolytic carbon</i>
R4S	výzkum pro SUSEN, <i>research for SUSEN</i>
RRDB	databáze výzkumných reaktorů, <i>research reactor database</i>
SE	sekundární elektrony, <i>secondary electrons</i>
SEM	skenovací elektronový mikroskop, <i>scanning electron microscope</i>
SiC	karbid křemíku, <i>silicon carbide</i>

SINAP	šanghajský institut pro aplikovanou fyziku, <i>Shanghai Institute of Applied Physics</i>
SmAHTR	malý modulární pokročilý vysokoteplotní reaktor, <i>small modular advanced high temperature reactor</i>
SMR	malý modulární reaktor, <i>small modular reactor</i>
SSR-U	solný reaktor vyvíjený firmou Moltex Energy, <i>stable salt reactor – uranium</i>
SUSEN	projekt udržitelná energetika, <i>sustainable energy</i>
TAČR	Technologická agentura České republiky, <i>Technological Agency of Czech republic</i>
TMSR-SF	reaktor chlazený roztavenou solí využívající thoriové palivo v pevném stavu, <i>thorium molten salt reactor – solid fuel</i>
TMSR-LF	reaktor chlazený roztavenou solí využívající thoriové palivo v kapalném stavu, <i>thorium molten salt reactor – liquid fuel</i>
TRISO	trojitě strukturované izotropní palivo, <i>tristructural isotropic fuel</i>
UWM	univerzita Wisconsin-Madison, <i>University of Wisconsin-Madison</i>
WNA	světová jaderná asociace, <i>World Nuclear Association</i>

## Seznam obrázků

Obrázek 1: Závislost mikroskopického účinného průřezu na kinetické energii neutronů ..	22
Obrázek 2: Závislost regeneračního faktoru na kinetické energii neutronů.....	22
Obrázek 3: Porovnání průběhu reakce produkce tritia na ${}^6\text{Li}$ , ${}^7\text{Li}$ a ${}^9\text{Be}$ .....	24
Obrázek 4: Čisté FLiBe .....	25
Obrázek 5: Schéma single-fluid konceptu solného reaktoru .....	26
Obrázek 6: Schéma two-fluid konceptu solného reaktoru.....	26
Obrázek 7: Palivová sůl FLiBe s rozpuštěným ${}^{233}\text{UF}_4$ .....	27
Obrázek 8: TRISO palivo .....	28
Obrázek 9: Plátové palivo SmARTH .....	29
Obrázek 10: Náčrt prvního solného reaktoru projektu ARE.....	31
Obrázek 11: Řez reaktorem Fireball.....	31
Obrázek 12: Reaktorová nádoba MSRE.....	32
Obrázek 13: Kompaktní uspořádání primárního okruhu MSRE .....	33
Obrázek 14: Řez reaktorovou nádobou MSBR .....	34
Obrázek 15: Zjednodušený diagram elektrárny MSBR .....	35
Obrázek 16: Schéma solného reaktoru MSR, GIF .....	36
Obrázek 17: Schéma principu a využitelnosti reaktoru IMSR-400.....	37
Obrázek 18: Schéma reaktoru Mk1 PB-FHR .....	38
Obrázek 19: Schéma primárního okruhu reaktoru MSFR.....	39
Obrázek 20: Koncept dánského solného reaktoru MSTW .....	40
Obrázek 21: Schéma reaktoru TMSR-SF1 a TMSR-LF1 .....	41
Obrázek 22: Vizualizace elektrárny s reaktorem Energy Well .....	41
Obrázek 23: Grafitová a niklová ampule na korozní testy .....	42
Obrázek 24: Schéma a konstrukce solné smyčky na univerzitě Wisconsin-Madison.....	43
Obrázek 25: Schéma a konstrukce solné smyčky v Centru výzkumu Řež.....	44
Obrázek 26: Gibbsova volná energie tvorby vybraných fluoridů při teplotě 700 °C.....	47
Obrázek 27: Pila Accutom 100, lis CitoPress 30 a leštička Tegamin 25 .....	49
Obrázek 28: Schéma SEM a SEM LYRA3 TESCAN .....	50
Obrázek 29: Fázový diagram binární směsi LiF – BeF <sub>2</sub> .....	51
Obrázek 30: Grafitová ampule s víčkem a ochranný grafitový kelímek.....	52
Obrázek 31: Schéma a fotografie rukavicového boxu, ve kterém probíhal experiment .....	52
Obrázek 32: Ultrazvuková čistička, optický mikroskop a analytické váhy .....	53
Obrázek 33: Vysvětlivka legendy snímků z elektronového mikroskopu.....	53
Obrázek 34: Snímky testovaných vzorků z optického mikroskopu .....	54
Obrázek 35: Graf hmotnostních úbytků testovaných materiálů .....	55
Obrázek 36: Procentuální zastoupení majoritních prvků v testovaných materiálech.....	55
Obrázek 37: Snímek okraje vzorku Alloy 800HT z SEM před a po korozním testu .....	56
Obrázek 38: Snímek okraje vzorku Alloy 800HT z SEM před a po korozním testu (lept.)	56
Obrázek 39: Chemické mapování kraje vzorku Alloy 800HT po korozním testu .....	57
Obrázek 40: Chemická analýza (line scan) vzorku Alloy 800HT.....	57
Obrázek 41: Snímek okraje vzorku Inconel 625 z SEM před a po korozním testu .....	58
Obrázek 42: Snímek okraje vzorku Inconel 625 z SEM před a po korozním testu (lept.)..	58

Obrázek 43: Chemické mapování kraje vzorku Inconel 625 po korozním testu.....	59
Obrázek 44: Chemická analýza (line scan) vzorku Inconel 625 .....	59
Obrázek 45: Snímek povrchu vzorku MoNiCr z SEM před a po korozním testu.....	60
Obrázek 46: Snímek průřezu vzorku MoNiCr z SEM před a po korozním testu (lept.).....	60
Obrázek 47: Chemické mapování kraje vzorku MoNiCr po korozním testu .....	61
Obrázek 48: Chemická analýza (line scan) vzorku MoNiCr.....	61
Obrázek 49: Snímek povrchu vzorku AISI 304L z SEM před a po korozním testu .....	62
Obrázek 50: Snímek průřezu vzorku AISI 304L z SEM před a po korozním testu (lept.) .	62
Obrázek 51: Chemické mapování kraje vzorku AISI 304L po korozním testu .....	63
Obrázek 52: Chemická analýza (line scan) vzorku AISI 304L .....	63
Obrázek 53: Snímek povrchu vzorku AISI 321 z SEM před a po korozním testu.....	64
Obrázek 54: Snímek průřezu vzorku AISI 321 z SEM před a po korozním testu (lept.)....	64
Obrázek 55: Chemické mapování kraje vzorku AISI 321 po korozním testu.....	65
Obrázek 56: Chemická analýza (line scan) vzorku AISI 321 .....	65
Obrázek 57: Snímek povrchu vzorku Eurofer 97 z SEM před a po korozním testu .....	66
Obrázek 58: Snímek průřezu vzorku Eurofer 97 z SEM před a po korozním testu (lept.) .	66
Obrázek 59: Chemické mapování kraje vzorku Eurofer 97 po korozním testu .....	67
Obrázek 60: Chemická analýza (line scan) vzorku Eurofer 97 .....	67

## Seznam tabulek

Tabulka 1: Porovnání vlastností solí a jiných chladiv jaderných reaktorů.....	23
Tabulka 2: Chemické složení niklové slitiny Hastelloy N v hm. % .....	45
Tabulka 3: Chemické složení slitiny INCONEL Alloy 600 a 718 v hm. % .....	45
Tabulka 4: Chemické složení korozivzdorné oceli AISI 316L v hm. % .....	46
Tabulka 5: Chemické složení slitin vyvíjených pro aplikace MSR/FHR v hm. % .....	46
Tabulka 6: Naměřené rozměry a hmotnost vzorků před korozním testem.....	50
Tabulka 7: Množství soli FLiBe použité na zalití vzorků .....	52
Tabulka 8: Chemické složení niklové slitiny INCOLOY Alloy 800HT v hm. % .....	56
Tabulka 9: Chemické složení niklové slitiny INCONEL Alloy 625 v hm. % .....	58
Tabulka 10: Chemické složení niklové slitiny MoNiCr v hm. % .....	60
Tabulka 11: Chemické složení korozivzdorné oceli AISI 304L v hm. % .....	62
Tabulka 12: Chemické složení korozivzdorné oceli AISI 321 v hm. % .....	64
Tabulka 13: Chemické složení korozivzdorné oceli EUROFER 97 v hm. % .....	66

# Úvod

Světová spotřeba elektrické energie byla v roce 2016 dle IEA (*International Energy Agency*) přibližně 25 082 TWh a dle dosavadních průzkumů stále roste [35]. Vlivem stárnutí elektráren dojde k jejich postupnému uzavírání a chybějící výkon tak bude nutné nahradit moderními zdroji. Různé státy využívají různé strategie a koncepty. V současnosti mnoho států vidí svou budoucnost v jaderné energetice, ale mnoho států jde směrem opačným, tedy odklonem od jaderných technologií.

Jaderné elektrárny v roce 2016 produkovaly 2 490 TWh elektrické energie [35], tedy přibližně 10 % z celkové světové výroby elektřiny. Jedná se o zdroje bezpečné, nízkoemisní a s minimálními náklady na výrobu el. energie. Jaderný průmysl má svou dlouholetou historii, a ne vždy byl využit k mírovým účelům, avšak nyní je dle dosavadních technologií velmi vhodný pro vyrovnání základního zatížení elektrické sítě. Ve 40. letech 20. století přišli Eugene Wigner (1902-1995) a Harold Urey (1893-1981) s myšlenkou kapalného paliva a homogenního jaderného reaktoru. „Byli přesvědčeni, že jaderný reaktor je třeba chápat jako fyzikálně-chemický systém, ve kterém vedle jaderného štěpení a rozpadu jader probíhají i chemické reakce, vznikají a uvolňují se nové prvky a chemické látky, a proto by se s ním také mělo nakládat jako s chemickým reaktorem“ [60]. Počátek solných reaktorů lze tedy datovat na přelom 40. a 50. let minulého století do národní laboratoře Oak Ridge (ORNL) v USA. Po úspěšném testování a několikaletém výzkumu technologie solných reaktorů byl ovšem projekt ze strany vlády ukončen.

V posledních letech se však atraktivita reaktoru chlazeného roztavenou solí zvedla a byl zahrnut mezi reaktory budoucnosti, tedy reaktory IV. generace. Významnými přednostmi solných reaktorů před konvenčně používanými jadernými reaktory jsou nízký tlak v primárním okruhu a vysoké teploty dané vysokým bodem tání a varu roztavených solí. Vysoká bezpečnost a ekonomika provozu jsou požadavky na všechny budoucí jaderné reaktory. Solné reaktory mohou být konstruovány pro práci jak v tepelném, tak v rychlém spektru neutronů. Díky palivu rozpuštěnému v chladiivu je možné zavézt on-line přepracování vyhořelého paliva.

V současnosti se několik světových firem zabývá i modulární koncepcí solných reaktorů, tzv. SMR (*Small Modular Reactor*). Patří mezi ně například kanadská firma Terrestrial Energy, americké organizace FLiBe Energy, University of California (Berkeley) a francouzská organizace CNRS. Nejdále je v tomto pohledu pravděpodobně Čínská lidová republika, která v roce 2018 započala výstavbu nového solného testovacího reaktoru TMSR-LF1 o tepelném výkonu 2 MWt s předpokládaným uvedením do provozu koncem roku 2020 [26, 32, 65].

Tato práce se zabývá možností využití různých materiálů jako konstrukčních částí solných reaktorů. Fluoridová sůl, používaná jako chladiivo primárního okruhu, je velmi korozivní, a proto je nutné hledat takové materiály, které bezpečně vydrží po celou dobu provozu elektrárny. Nejčastěji se uvažují slitiny na bázi niklu.

# 1 Technologie solných reaktorů

Jak již bylo krátce zmíněno, solné reaktory jsou jaderné reaktory chlazené roztavenou fluoridovou nebo chloridovou solí. Palivo je většinou rozpuštěné v tavenině, ale může být i v pevné formě. Podle spektra neutronů, a tedy i přítomnosti moderátoru, rozlišujeme rychlé a tepelné reaktory. Solné reaktory se vyznačují přednostmi, jako jsou například provoz za tlaku blízkého atmosférickému (do 5 bar [25]), záporný teplotní koeficient reaktivity, možnost „spalování“ transuranů a mnoho dalších. Díky vyšším provozním teplotám lze dosáhnout nejen vyšší účinnosti termodynamického cyklu, ale i možnosti využití tepla pro jiné průmyslové technologie.

Přes velmi krátké provozní zkušenosti jsou klady solných reaktorů natolik lákavé, že vývoj po několika dekádách zastaveného programu v USA pokračuje dále. V následujících podkapitolách budou detailně rozebrány jednotlivé vlastnosti a shrnuty obecné informace týkající se solných reaktorů.

## 1.1 Technické parametry, výhody a nevýhody solných reaktorů

Díky nesporným výhodám solných reaktorů se mnoha soukromým firmám i státním institucím vyplatí investovat nemalé finanční prostředky do výzkumu a vývoje nových poznatků z oblasti solných systémů. Solné reaktory vynikají především ve vlastnostech chladiwa, tedy roztavené soli. Možnost využití různých solí poskytuje větší variabilitu při volbě materiálů, provozních teplot a také možnost rozpouštět palivo přímo v primární chladicí soli [63].

Při využití možnosti rozpouštět palivo v primární soli odpadá celý nákladný proces fabrikace paliva. Palivo (Th, U, Pu, MA) může být rozpuštěno ve fluoridové či chloridové formě a s chladicí solí tak tvoří homogenní směs. Vyhřívání je tedy rovnoměrné v celém objemu a díky kapalnému stavu lze zajistit přepracování a doplňování paliva za provozu, tzv. online přepracování. Zároveň je to také opatření proti tavení paliva při havárii. Solné reaktory jsou často uvažovány jako transmutory, spalovače odpadu (WB, z angličtiny „*waste burner*“), jelikož palivem by mohlo být i použité palivo z klasických, tlakovodních reaktorů. Došlo by ke snížení potřeby nového paliva, k redukci odpadu vznikajícího v tlakovodních reaktorech, a především ke snížení jeho dlouhodobé radiotoxicity. Palivový cyklus solných reaktorů je možné díky přepracování uzavřít a snížit tak na minimum odpad tvořený z velké části štěpnými produkty.

Přepracování paliva za provozu umožňuje použití thoria, jakožto množivého materiálu, jehož zásoby na Zemi jsou mnohonásobně větší než uranu. Záchytem neutronu na  $^{232}\text{Th}$  vzniká nový štěpný materiál  $^{233}\text{U}$ , viz kapitolu 1.2. V solných reaktorech pracujících v thorium-uranovém cyklu, na rozdíl od jiných typů, prakticky nevzniká plutonium, které by bylo možné použít do jaderných zbraní. Na proliferaci je brán velký důraz především u reaktorů IV. generace.

Roztavená sůl je univerzální chladiwo pro reaktory pracující jak v tepelném, tak i v rychlém spektru. Samozřejmě k tomu musí být reaktor uzpůsoben a oba koncepty se od



sebe liší například typem paliva, přítomností moderátoru atd. Více informací o použitém spektru neutronů viz kapitolu 2.

V úvodu kapitoly bylo zmíněno, že reaktor je provozován za téměř atmosférického tlaku, což je způsobeno vysokou teplotou varu chladiva. Tato skutečnost s sebou nese velké množství výhod, jako například možnost konstruovat tenčí stěny reaktorové nádoby a cirkulačního potrubí. Kontejnment u solných reaktorů není nutný, nachází se zde ovšem ochranná obálka, nikoliv z potřeby potlačení tlaku při haváriích, ale z důvodu možného působení vnějších vlivů.

V neposlední řadě je nespornou výhodou vysoká výstupní teplota chladiva. Při výrobě elektrické energie je dosahována mnohem vyšší účinnost než u tlakovodních/varných reaktorů a využití solných reaktorů je z toho důvodu mnohem širší. V průmyslových oblastech mohou být reaktory používány jako zdroje tepla. Například využití vysoce potenciálního tepla pro odsolování mořské vody, výrobu methanu, amoniaku či vodíku.

Solné reaktory mají ovšem i své nevýhody, se kterými se musí počítat. Od posledního provozu solného reaktoru uběhlo několik desetiletí a pro jeho obnovení je zapotřebí stále mnoho výzkumů. Ten by se měl nejvíce týkat chemické separace, odstraňování tritia, produkce  ${}^7\text{Li}$  v měřítku větším než laboratorním a samozřejmě koroze materiálů.

V případě použití thoriového palivového cyklu je zde malý problém s počátkem kampaně. Thorium ve svém složení neobsahuje žádný štěpný izotop a na to, aby se začal množit  ${}^{233}\text{U}$  je ho nějaké základní množství zapotřebí. Řešení je v přidání  ${}^{233}\text{U}$  z jiného běžícího reaktoru, nebo doplnění prvotního paliva o vysoce obohacený  ${}^{235}\text{U}$  nebo  ${}^{239}\text{Pu}$ .

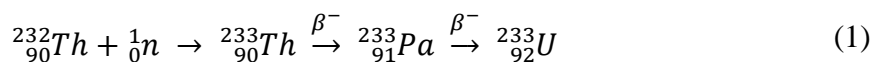
Soli, speciálně ty, které obsahují  $\text{BeF}_2$  mají v okolí teploty tání velmi vysokou viskozitu. Teplota tání se u chladicích solí pohybuje okolo  $400\text{ }^\circ\text{C}$  a je zapotřebí udělat taková opatření, aby sůl „nezamrzla“. Celý systém je proto elektricky vyhříván na požadovanou teplotu. V primárním okruhu navíc ohřívání pomáhá zbytkové teplo generované rozpadem štěpných produktů. Když by došlo ke ztrátě napájení a mrazová zátka by také selhala, sůl zatuhne v primárním potrubí. Při tuhnutí se ovšem chová opačně než voda, tedy svůj objem zmenšuje. Konstrukční materiály se tak neponičí tlakem rozpínající se taveniny.

Grafit, jakožto moderátor tepelných solných reaktorů, má jen omezenou životnost. Vlivem rychlých neutronů se grafit smršťuje a následně rozpíná, což jeho životnost značně zkracuje. Navíc kapalná sůl s rozpuštěným palivem má tendence vnikat do povrchové vrstvy grafitu, tudíž pro výměnu grafitových bloků je potřeba odstranit alespoň povrchovou vrstvu. Tyto problémy s grafitem zapříčinily nutnost výměny grafitových bloků v reaktoru každých 4–7 let.

## 1.2 Řízení reaktoru, kontrola reaktivity

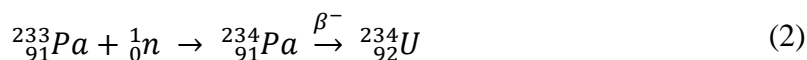
Ve světově nejrozšířenějších tlakovodních reaktorech se k řízení reaktoru využívá změny koncentrace kyseliny borité ( $\text{H}_3\text{BO}_3$ ) v primárním okruhu a dále také regulace výkonu pomocí řídicích tyčí. V solných reaktorech se využívají řídicí tyče a dalším významným ovládacím prvkem je samořídící schopnost reaktoru. Vlivem změny teploty dochází ke změně objemu roztavené soli, což vede ke snížení nebo zvýšení reaktivity. Tento efekt se nazývá záporný teplotní koeficient chladiva/paliva, díky němuž se při vzrůstající teplotě štěpná řetězová reakce utlumuje a naopak.

Reaktivitu je možné také regulovat kontinuální výměnou paliva či odebíráním plynných štěpných produktů. Vzhledem k možnosti odpouštění soli za provozu je možné sůl vyčistit od absorbátorů neutronů a zpět do systému vpouštět pouze čistou sůl s palivem. Při použití thoriového paliva na bázi roztavených fluoridových solí (fluorid thoričitý,  $\text{ThF}_4$ ) je okamžité přepracování palivové soli klíčové k produkci štěpitelného  $^{233}\text{U}$ . Reakce, kterou množení paliva probíhá, je znázorněna rovnicí (1):



kde [14]:  $T_{1/2}({}_{90}^{233}\text{Th}) = 22,3 \text{ minut}$ ,  
 $T_{1/2}({}_{91}^{233}\text{Pa}) = 26,97 \text{ dne}$ .

Při nekontinuálním odebírání palivové soli by docházelo vlivem dlouhého poločasu rozpadu  $^{233}\text{Pa}$  k radiacnímu zachytu neutronů, a následné tvorbě  $^{234}\text{U}$  podle rovnice (2), který je tepelnými neutrony neštěpitelný.



kde [14]:  $T_{1/2}({}_{91}^{234}\text{Pa}) = 6,7 \text{ hodin}$ .

Další metodou na odstraňování neutronových absorbátorů je odebírání plynných štěpných produktů. Tato metoda byla experimentálně ověřena v reaktoru MSRE [28, 15]. Jednalo se především o odstraňování xenonu a kryptonu. Plyny byly společně s heliem, které bylo zavedeno do primárního potrubí, jímány ve speciální dutině cirkulačního čerpadla a odstraňovány ze soli. Díky neustálému odstraňování těchto neutronových jedů nebylo nutné z pohledu udržení štěpné řetězové reakce doplňovat velké množství čerstvého paliva.

V tlakovodních reaktorech je řízení reaktoru jednodušší díky zpožděným neutronům. Jedná se o neutrony vzniklé z rozpadu dceřiných produktů, které vznikly ze štěpení jader thoria/uranu/plutonia. Tyto zpožděné neutrony vznikají s poločasem rozpadu až do jedné minuty od štěpení. V případě paliva rozpuštěného v primární soli dochází k velké ztrátě těchto neutronů, protože nevznikají v AZ, ale v celém cirkulačním potrubí primárního okruhu. Proto je také žádoucí stavět tyto reaktory kompaktní, aby sůl nemusela cirkulovat v příliš dlouhém potrubí.

### 1.3 Bezpečnostní charakteristiky

Jednou z největších výhod solných reaktorů je teplota tání, resp. varu chladiva, která se pohybuje okolo 400 °C, resp. 1400 °C. Provozní teploty se pohybují okolo 650 °C, což poskytuje vysokou rezervu a tím i vysokou míru bezpečnosti. Důležité je ovšem zmínit, že provozní tlak je mírně vyšší než atmosférický, tudíž při případné havárii LOCA, by nedošlo k vytryskávání soli pod tlakem, nýbrž k pozvolnému vytékání a následnému zatuhnutí. Jak palivová, tak i chladivová sůl jsou inertní a nereagují se vzduchem ani s vodou, tudíž nemůže dojít k explozi. Pokud se palivová sůl nenachází v aktivní zóně s grafitem, nemůže dosáhnout kritičnosti bez jejího velkého nahromadění.

Další nespornou výhodou reaktoru chlazeného tekutou solí je záporný teplotní koeficient reaktivity. Při přehřátí systému dojde ke snížení hustoty palivové soli, tedy ke snížení koncentrace paliva na jednotku objemu a následně k utlumení štěpné řetězové reakce. Tato samořídící schopnost je využívána i u klasických tlakovodních reaktorů, ovšem tam je využíváno snížení hustoty chladiva (vody), které slouží zároveň jako moderátor. S nižší mírou moderace se opět štěpná řetězová reakce utlumuje. Teplotní koeficient moderátoru (grafitu) je u MSR kladný, avšak díky velké tepelné kapacitě grafitu ne tak markantní [25].

Kontinuálním odstraňováním plynných štěpných produktů (Kr, Xe) za provozu je minimalizován jejich únik při chemickém zpracování soli nebo při havárii [22]. Kontinuální odebrání xenonu má také za následek, že se reaktor nemůže dostat do xenonové otravy, jak se tomu může stát například u tlakovodních/varných reaktorů [44].

Cirkulace chladiva je v reaktorech MSR zajištěna čerpadly. Při výpadku všech čerpadel je reaktor stále dostatečně chlazen přirozenou cirkulací soli, která nastává díky malé tlakové ztrátě přes AZ [25, 27]. Odvod tepla je poté realizován přes pomocný chladicí systém reaktoru, tzv. DRACS (*direct reactor auxiliary cooling system*). Tento systém je využíván u některých konceptů solných reaktorů k odvodu tepla přímo zevnitř reaktorové nádoby. Je tvořen dvěma tepelnými výměníky, primárním (sůl – sůl) a sekundárním (sůl – vzduch). Roztavená sůl mezi výměníky cirkuluje pouze přirozenou konvekcí a předává teplo proudícímu vzduchu, které je odváděno komínem do okolí [43].

Při zvýšení teploty nad kritickou mez je reaktor vybaven tzv. mrazovou zátkou. Jedná se o část vypouštěcího potrubí ochlazovaného proudícím vzduchem. Za provozu je sůl uvnitř zátky zatuhlá. Při zvýšení teploty je cirkulace vzduchu zastavena a zátky roztavena. Palivová sůl je následně vypuštěna do několika sběrných nádrží s podkritickou geometrií. Tato bezpečnostní pojistka funguje ovšem pouze v případě, pokud je palivová sůl v kapalném stavu a je ji možné z AZ vypustit [22].

## 2 Dělení koncepcí dle spektra neutronů

Jaderné reaktory můžeme rozdělit do dvou základních skupin podle spektra neutronů, ve kterém probíhá štěpení. Pokud štěpení jader paliva probíhá průměrně při energii 0,0253 eV, jedná se o tzv. tepelné reaktory pracující v tepelném spektru (<1 eV). Dochází-li ke štěpení v tzv. rychlém spektru neutronů (>0,1 MeV), nazývají se tyto reaktory rychlými. V rychlých reaktorech není zapotřebí zpomalovat neutrony vzniklé ze štěpení, a tudíž se v nich nenachází moderátor. Dále je možné solné reaktory rozčlenit ještě na množivé systémy a systémy řízené urychlovačem, tzv. ADS.

### 2.1 Solné reaktory pracující v tepelném spektru neutronů

Jedná se o skupinu solných reaktorů pracujících v tepelném spektru neutronů, které jsou chlazené roztavenou solí. Ke zpomalení (termalizaci) neutronů slouží moderátor, v tomto případě grafit. Grafit musí být vysoké čistoty (tzn. zbavený neutronových absorbátorů, aby nedocházelo k parazitní absorpci neutronů) a bez pórů, kterými by se do struktury mohla dostávat roztavená sůl. Dále se kladou vysoké nároky na kompaktnost a hustotu kvůli lepší moderační schopnosti. Grafit ovšem vlivem soli degraduje, s čímž je nutné při návrhu reaktoru počítat.

Palivo může být v kapalném i pevném stavu, viz kapitolu 4. Pro reaktory s palivem rozpuštěným v roztavené soli se používá název MSR (z angličtiny: *Molten Salt Reactor*). Pro reaktory využívající palivo pevné je používáno označení FHR (z angličtiny: *Fluoride salt-cooled High-temperature Reactor*). Jak už z názvu vyplývá, toto označení se týká pouze reaktorů chlazených fluoridovými solemi. Palivem v tepelných reaktorech mohou být izotopy  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  nebo  $^{239}\text{Pu}$ .

### 2.2 Solné reaktory pracující v rychlém spektru neutronů

Jak již bylo zmíněno v úvodu kapitoly, rychlé reaktory využívají ke štěpení jader paliva rychlé (štěpitelné) neutrony vzniklé přímo ze štěpení. Není potřeba je nijak zpomalovat, tudíž v rychlých reaktorech se nenachází žádný moderátor. Pro tyto reaktory se používá označení MSFR (z angličtiny: *Molten Salt Fast Reactor*). Díky absenci moderátoru je AZ reaktoru menší, kompaktnější než u reaktorů pracujících v tepelném spektru neutronů. Palivem mohou být izotopy uranu a thoria, konkrétně  $^{238}\text{U}$  nebo  $^{232}\text{Th}$ .

Palivo je rozpuštěné v primární soli a tvoří tak homogenní směs. Aktivní zóna je tvořena dutinou s takovou geometrií, aby se zde mohlo nahromadit přesné množství soli s kritickým obsahem paliva. Ke štěpné řetězové reakci tedy dochází pouze v AZ. Takovýto rychlý reaktor má silný záporný teplotní koeficient a dochází v něm k samoregulování výkonu reaktoru.

Z mikroskopického účinného průřezu pro štěpení ve vysokých energiích je patrné (viz Obrázek 1), že pro rychlé reaktory je výhodnějším palivem  $^{238}\text{U}$ . Pro záchyt neutronu a konverzi jádra na štěpný izotop je výhodnější tepelné spektrum neutronů.

### 2.3 Solné reaktory pracující jako množivé systémy

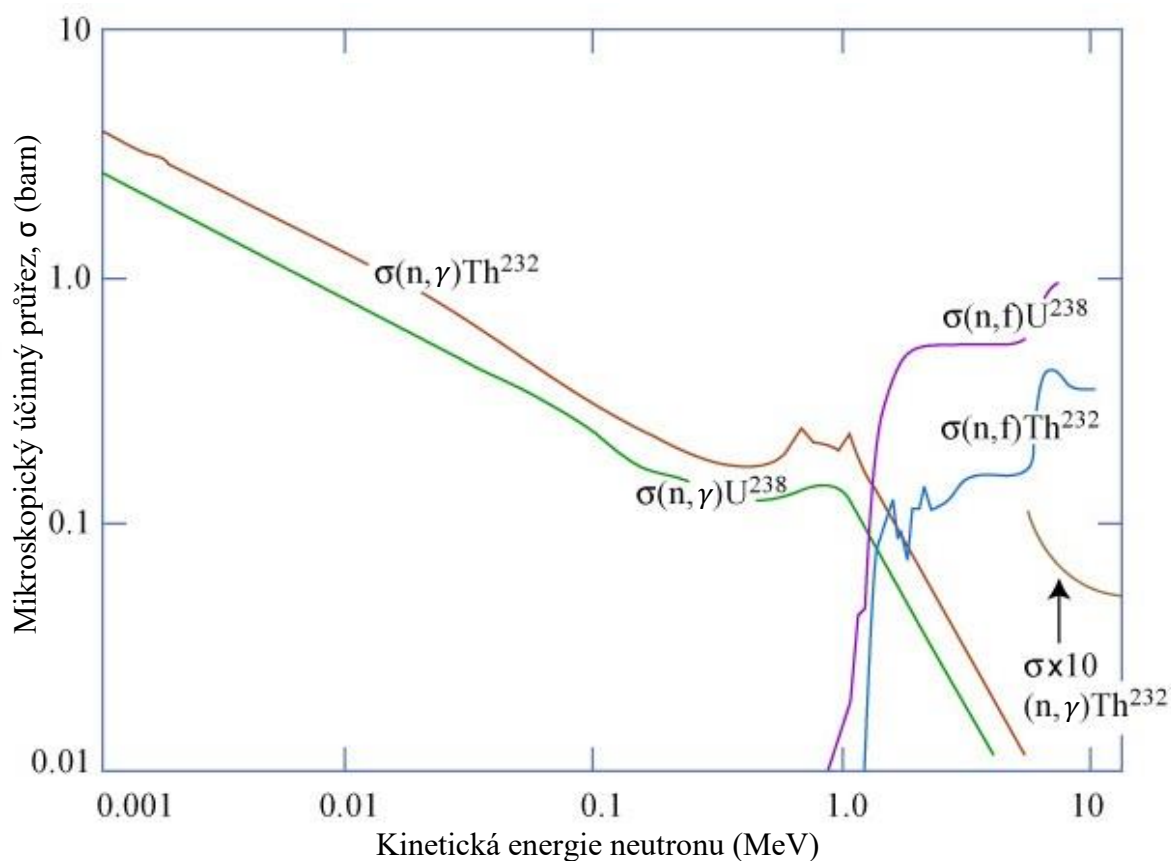
Množivý systém funguje na principu záchytu neutronu jádrem atomu, které se přemění na jiné jádro, jež lze rozštěpit jiným neutronem. Bilanci potřebného množství neutronů k množení udává regenerační faktor  $\eta$ . Ten je dán počtem neutronů vzniklých ze štěpení na jeden neutron absorbovaný v palivu. Dobrý množivý materiál se vyznačuje  $\eta \geq 2,2$ , avšak limitní hodnota je pro  $\eta \geq 2,0$ , viz Obrázek 2. Množivé materiály v jaderných reaktorech jsou dva základní, a to  $^{232}\text{Th}$  a  $^{238}\text{U}$ .

Přestože thoriový palivový cyklus má své přednosti, v současnosti není až tak hojně využíván.  $^{232}\text{Th}$  je přitom v zemské kůře přítomno čtyřikrát více než  $^{238}\text{U}$ . V tepelném spektru neutronů lze téměř veškeré  $^{232}\text{Th}$  konvertovat na  $^{233}\text{U}$ , čehož ovšem není možné dosáhnout při konverzi  $^{238}\text{U}$  na  $^{239}\text{Pu}$ . Množení thoriového paliva je možné tepelnými i rychlými neutrony. Obrázek 2 naznačuje, že regenerační faktor pro  $^{233}\text{U}$  je roven 2,24 (v tepelném spektru) a 2,30 (v rychlém spektru neutronů). Naproti tomu pro  $^{239}\text{Pu}$  jsou tyto hodnoty 2,01 (pro tepelné spektrum, kde ovšem pro energie nad 0,1 keV klesá  $\eta$  silně pod hodnotu 2) a 2,45 (pro rychlé spektrum neutronů). V případě použití  $^{239}\text{Pu}$  je vyžadováno rychlé spektrum neutronů [21].

### 2.4 Solné reaktory řízené urychlovačem

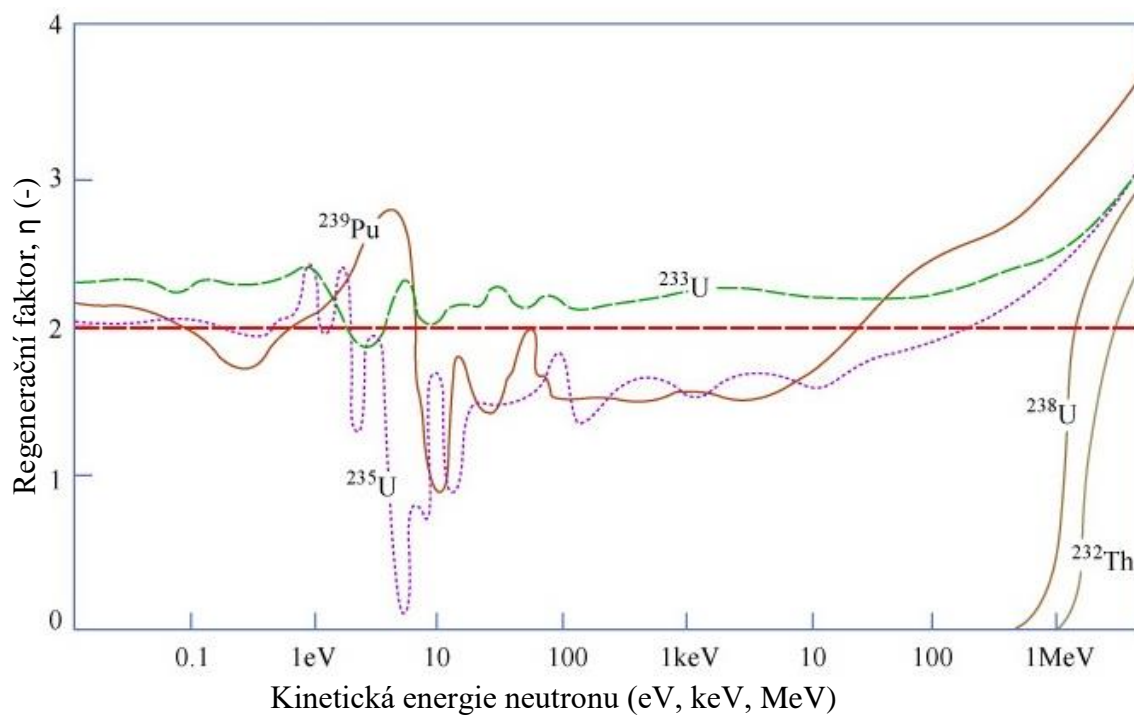
Zkratka ADS, nebo také ADTS (z angličtiny: *Accelerator Driven (Transmutation) System*) je reaktor (systém) řízený urychlovačem částic. Toto zařízení není klasifikováno jako štěpný reaktor, ale spíše jako podkritický soubor, kde bez urychlovače nelze dosáhnout štěpné řetězové reakce. ADS se skládá z urychlovače, který urychluje protony na energii okolo 1 GeV a směřuje je do spalačního terče tvořeného obvykle z těžkého kovu (Pb, W, U, Th). Při nárazu vysokoenergetického protonu do jádra těžkého kovu je z jádra vyraženo několik desítek neutronů do blanketu obklopujícího spalační terč. Neutrony mohou být použity na tvorbu nového paliva ze štěpitelných nuklidů nebo na spalování minoritních aktinoidů (MA), např. Np, Pu, Am, Cm, Bk a Cf. Při těchto reakcích vzniká v blanketu velké množství tepla, které může být použito na výrobu elektrické energie. Blanket v takovémto systému může být tvořen roztavenou fluoridovou solí s rozpuštěným thoriem. Poté je možné spalačními neutrony transmutovat  $^{232}\text{Th}$  na  $^{233}\text{U}$ , který se může štěpit a zároveň po separaci ze systému sloužit jako palivo do jiných reaktorů [21].

Výhodou takového systému je především bezpečnost. Vzhledem ke skutečnosti, že v systému není dostatek paliva, aby samo dosáhlo kritičnosti, je zařízení čistě závislé na externím zdroji, tedy urychlovači. Kdykoliv je urychlovač zastaven, štěpná řetězová reakce zaniká.



Obrázek 1: Závislost mikroskopického účinného průřezu na kinetické energii neutronů [38]

kde: reakce (n,  $\gamma$ ) představuje radiační záchyt; reakce (n, f) představuje štěpení.



Obrázek 2: Závislost regeneračního faktoru na kinetické energii neutronů [48, 38]

### 3 Typy chladiv pro solné reaktory

Pro transport tepla se nevyužívá pouze voda, jak je tomu v klasických tlakovodních či varných reaktorech, ale také plyny, tekuté kovy a roztavené soli. Jedná se o soli fluoridové, chloridové nebo také dusičnanové. Chloridové a dusičnanové soli nacházejí uplatnění především v solárních koncentračních elektrárnách věžového typu [20]. Následující podkapitoly 3.1 a 3.2 jsou věnovány pouze solím fluoridovým a chloridovým, které se zkoumají pro využití v solných reaktorech. Výhody použití roztavených solí jsou vysoké teploty tání a varu, dobrá tepelná a elektrická vodivost, schopnost v sobě rozpouštět palivo, možnost separace štěpných produktů a transuranů z palivové soli za provozu a mnoho dalších. Vlastnosti jednotlivých chladiv jsou zpracovány v Tabulka 1.

Chladivo	Zastoupení složek (mol. %)	Teplota tání (°C)	Teplota varu (°C)	Hustota (kg/m <sup>3</sup> )	Tepelná kapacita (J/kg·K)	Dynamická viskozita (Pa·s)	Součinitel tepelné vodivosti (W/m·K)
LiF-BeF <sub>2</sub>	67-33	459	1430	1940,0	2414,2	0,00560	1,00
LiF-NaF-KF	46,5-11,5-42	454	1610	2020,0	1882,8	0,00290	0,92
LiF-NaF-BeF <sub>2</sub>	31-31-38	315	1400	2000,0	2046,0	0,00500	0,97
NaBF <sub>4</sub> -NaF	92-8	385	700	1750,0	1510,0	0,00087	0,50
NaF-BeF <sub>2</sub>	57-43	340	-	2010,0	2176,7	0,00700	0,87
NaF-ZrF <sub>4</sub>	59,5-40,5	500	1290	3140,0	1170,0	0,00816	0,49
KCl-MgCl <sub>2</sub>	68-32	435	>1426	1664,0	1159,0	0,00140	0,40
NaNO <sub>3</sub> -KNO <sub>3</sub>	66,3-33,7	221	-	1772,0	1530,0	-	0,53
H <sub>2</sub> O (p = 7,5 MPa)	100	0	290	732,0	5500,0	0,00010	0,56
He (p = 7,5 MPa)	100	-	-	3,8	5200,0	0,00004	0,29
Pb	100	328	1750	10540,0	160,0	0,00137	16,00
Na (t = 550 °C)	100	98	883	820,0	1270,0	0,00010	62,00

Tabulka 1: Porovnání vlastností solí a jiných chladiv jaderných reaktorů [2, 24, 55]  
Termodynamické vlastnosti fluoridových solí, KCl - MgCl<sub>2</sub> a olova platí pro teplotu 700 °C a tlak 101 325 Pa. Hodnoty NaNO<sub>3</sub> - KNO<sub>3</sub> jsou uvedeny pro teplotu 500 °C.

#### 3.1 Fluoridové soli

Tato kapitola je zaměřena na fluoridové soli, se kterými se v budoucnu uvažuje jako s chladivem primárního, ale i sekundárního okruhu solných reaktorů. Pro primární okruh byly tyto sloučeniny vybrány pro jejich nejpříznivější neutronické vlastnosti v AZ, vedení tepla i jiné fyzikálně chemické vlastnosti. Jsou to ovšem sloučeniny vysoce korozivní, proto je zapotřebí vhodně vybírat konstrukční materiály. Jedná se o směsi fluoridů, jako je např. fluorid lithný (LiF), fluorid draselný (KF), fluorid berylnatý (BeF<sub>2</sub>) nebo fluorid sodný (NaF). Mezi hlavní zástupce patří soli FLiBe a FLiNaK. Existuje mnoho jiných směsí fluoridových sloučenin, avšak nejvhodnější pro jaderné reaktory jsou tyto dvě. Zkoumány jsou i jiné sloučeniny fluoridů, především kvůli vysoké toxicitě beryllia, které po vdechnutí

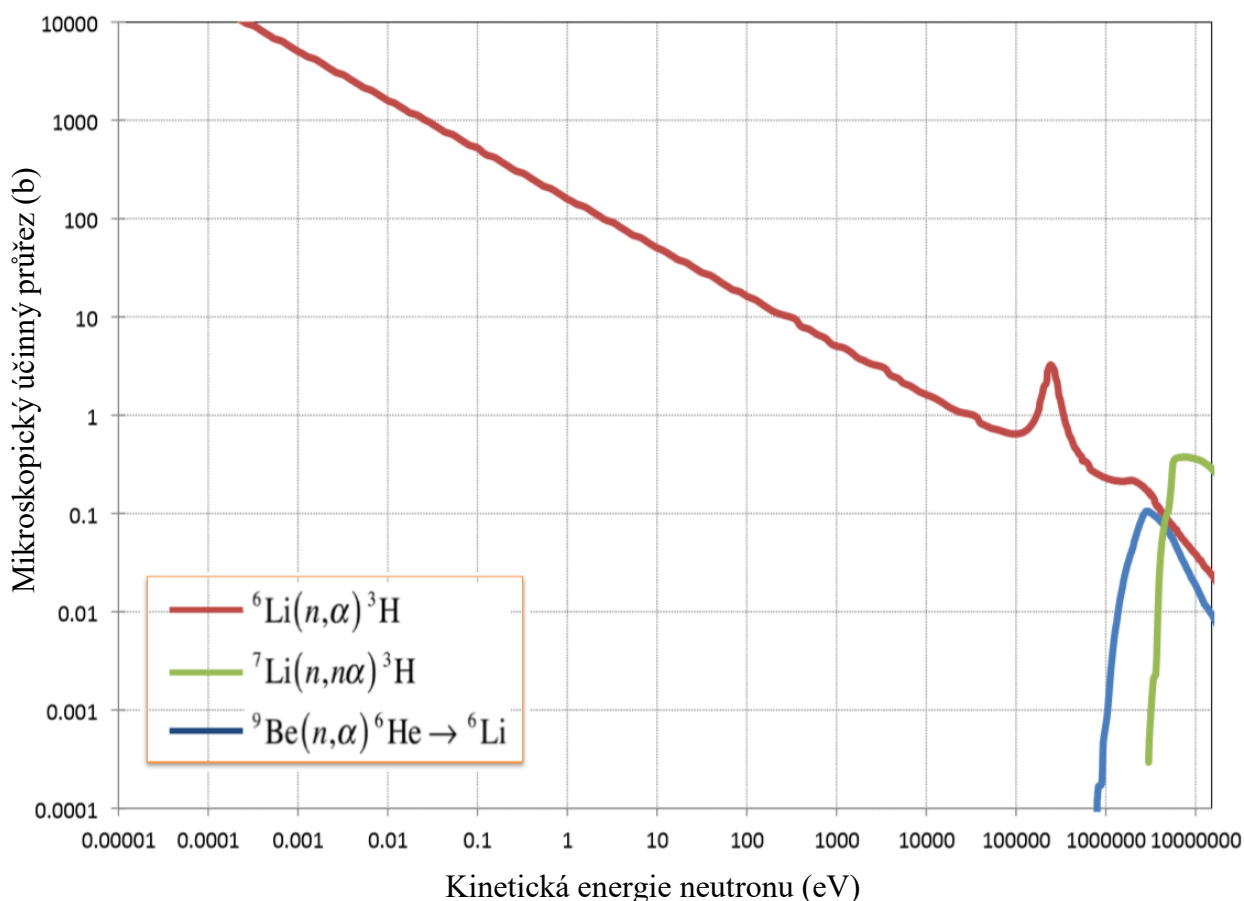
beryllových částic způsobují onemocnění plic podobně jako azbest. Dalším důvodem je snaha o omezení použití lithia a beryllia kvůli produkci tritia [21].

### 3.1.1 FLiBe (LiF – BeF<sub>2</sub>)

Akronym FLiBe pochází z názvů směsi chemických sloučenin fluoridu lithného a fluoridu berylnatého. Některá literatura uvádí chemický zápis Li<sub>2</sub>BeF<sub>4</sub>. Za pokojových podmínek se jedná o velice stabilní pevnou bílou krystalickou látku. Směs LiF a BeF<sub>2</sub> je ve stechiometrii 2:1. Správný zápis je tedy podle rovnice následující:



V přírodě se lithium vyskytuje ve dvou základních stabilních izotopech, <sup>6</sup>Li (7,59 %) a <sup>7</sup>Li (92,41 %). <sup>6</sup>Li má vysoký mikroskopický účinný průřez pro reakci (n, t), přibližně 100 barnů<sup>1</sup>. Naproti tomu <sup>7</sup>Li přibližně 0,003 barnů, tedy 30 000krát více, než <sup>6</sup>Li [37]. Proto lithium používané v palivové soli musí být obohaceno o izotop 7 z důvodu snížení produkce tritia<sup>2</sup> [55]. Rychlost produkce tritia je podobná jako u těžkovodních reaktorů.



Obrázek 3: Porovnání průběhu reakce produkce tritia na <sup>6</sup>Li, <sup>7</sup>Li a <sup>9</sup>Be [21, 31]

Lithium i beryllium jsou lehké prvky, tudíž napomáhají k moderaci neutronů. Beryllium a jeho sloučeniny jsou navíc toxické [11], což značně omezuje možnost manipulace a zvyšuje nároky na bezpečnost.

<sup>1</sup> Mikroskopický účinný průřez reakce byl zprůměrován pro spektrum energií od  $1 \cdot 10^{-5}$  eV do 20 MeV.

<sup>2</sup> Stupeň obohacení je vyžadován minimálně na 99,995 % <sup>7</sup>Li [55]





Obrázek 4: Čisté FLiBe (při pokojové teplotě) [68]

### 3.1.2 FLiNaK (LiF – NaF – KF)

Akronym FLiNaK pochází opět z názvů směsí chemických sloučenin fluoridu lithného, fluoridu sodného a fluoridu draselného v poměru 46,5 – 11,5 – 42 mol. % [57]. Z počátku byla tato sůl vyvíjena jako palivová (sůl primárního okruhu), avšak kvůli zhoršeným neutronickým vlastnostem byla později uvažována pouze jako chladivo vloženého chladicího mezi-okruhu. Podobně jako FLiBe, má FLiNaK relativně vysokou teplotu tání a teplotu varu, viz Tabulka 1.

## 3.2 Chloridové soli

Jako chladivo solných reaktorů je možné využít i soli chloridové, tedy směsi chloridu lithného (LiCl), chloridu sodného (NaCl), chloridu draselného (KCl) nebo chloridu hořečnatého (MgCl<sub>2</sub>). Mezi zástupce v technologii MSR se řadí například směs NaCl - MgCl<sub>2</sub> a KCl - MgCl<sub>2</sub>. Chloridové soli jsou významné jako palivová sůl pro rychlé reaktory, popřípadě jako chladivo sekundárního okruhu.

### 3.2.1 KCl – MgCl<sub>2</sub>

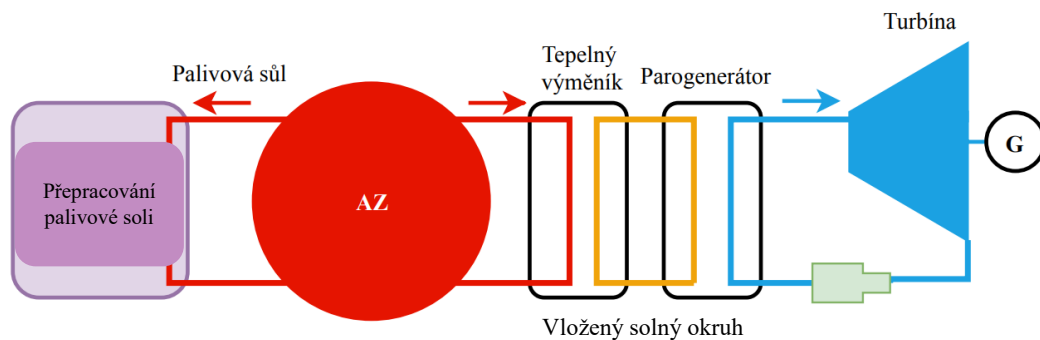
Za pokojových podmínek se jedná o bílou, krystalickou látku. Má vysokou teplotu tání i teplotu varu, avšak v primárním okruhu solných reaktorů se s touto solí neuvažuje, protože působí jako absorbátor neutronů. V národní laboratoři Idaho (INL) byla tato sůl uvažována jako chladivo sekundárního okruhu solného reaktoru. Další výzkum prokázal, že by mohla sloužit k odvodu tepla pro fúzní technologie [1].

## 4 Palivo solných reaktorů

V solných reaktorech bylo zatím vyzkoušeno pouze kapalné palivo, avšak zkoumá se i palivo v pevném stavu v grafitové matici. Použití štěpného či štěpitelného materiálu je závislé na požadovaném spektru neutronů, vlastní konstrukci reaktoru, ale i na potřebě extrahovat štěpné produkty v průběhu provozu reaktoru. Koncepty uvažovaly jak základní štěpné palivo, tak i možnost přidání štěpitelných izotopů například do vnějších vrstev aktivní zóny (blanketu) a vytvoření tak množivého reaktoru. Oba tyto přístupy mohou využívat palivo v kapalném i pevném skupenství.

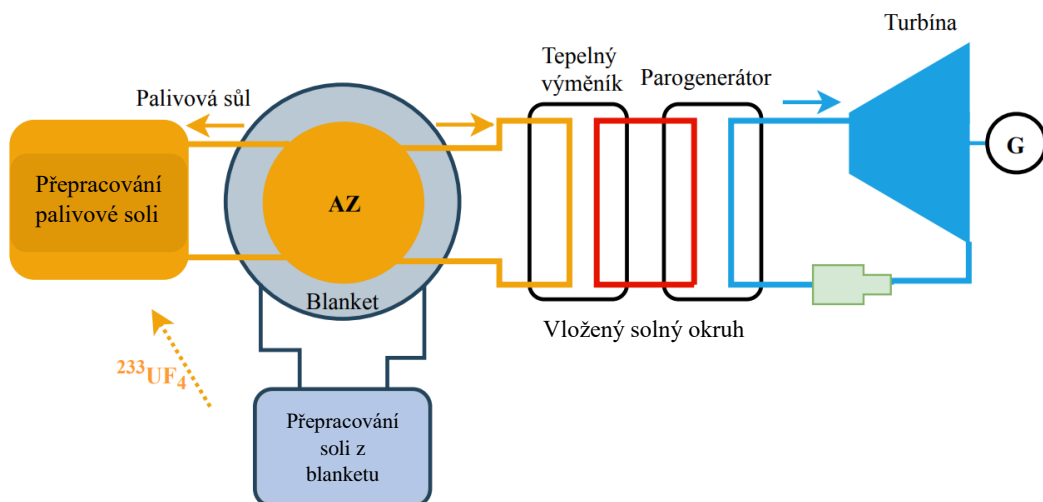
### 4.1 Kapalné palivo

Experimenty s kapalným palivem rozpuštěným v roztavené soli probíhaly od počátku výzkumu solných reaktorů v ORNL. V reaktorech se společným palivovým a plodivým okruhem, tzv. *single-fluid (SL)*, jsou jako palivo využívány izotopy  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  nebo  $^{239}\text{Pu}$ , jak již bylo zmíněno v úvodu kapitoly 4.



Obrázek 5: Schéma single-fluid konceptu solného reaktoru, upraveno [21]

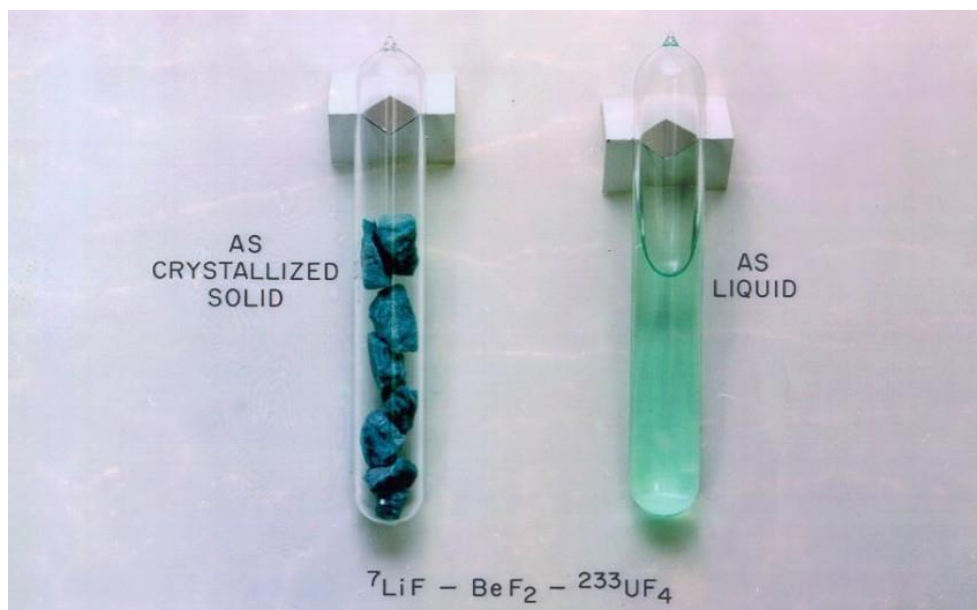
Při využití tzv. *two-fluid (TF)* konceptu je pro udržení štěpné řetězové reakce využito štěpných izotopů. Blanket reaktoru, do kterého unikají neutrony z centra aktivní zóny, je tvořen štěpitelným (množivým) materiálem sestávajícím z  $^{232}\text{Th}$  nebo  $^{238}\text{U}$  [21].



Obrázek 6: Schéma two-fluid konceptu solného reaktoru, upraveno [21]

Každý okruh z obou variant konceptů je napojen na vlastní přepracovací stanici, kde je palivová sůl přepracována. U *SF* konceptu je palivová sůl čištěna od štěpných produktů, případně od nečistot produktů koroze a je zde také doplňováno nové palivo. U *TF* konceptu je z blanketu separováno především nově vzniklé palivo tvořené ze štěpných izotopů  $^{233}\text{U}$  nebo  $^{239}\text{Pu}$ , které je následně přidáváno do palivové soli.

Štěpný/štěpitelný materiál má formu podle soli, ve které je rozpuštěn. Ve fluoridových solích je tedy palivem  $\text{UF}_4$ ,  $\text{ThF}_4$  nebo  $\text{PuF}_3$ . Okruh aktivní zóny by tedy mohl být tvořen  ${}^7\text{LiF} - \text{BeF}_2 - {}^{233}\text{UF}_4$  a blanket by tvořila sůl  ${}^7\text{LiF} - \text{BeF}_2 - {}^{232}\text{ThF}_4$ . V chloridových solích může být palivem  $\text{UCl}_3$ ,  $\text{PuCl}_3$  nebo  $\text{UCl}_4$ ,  $\text{PuCl}_4$  a  $\text{ThCl}_4$ .



Obrázek 7: Palivová sůl FLiBe s rozpuštěným  $^{233}\text{UF}_4$  (vlevo: sůl v krystalické podobě, vpravo: kapalina) [58]

Kapalné palivo má velké množství výhod, mezi které nesporně patří kontinuální výměna paliva a nízký provozní tlak reaktoru, tedy nižší nároky na tloušťku stěn reaktorové nádoby a cirkulačního potrubí. Vzhledem k on-line přepracování jsou štěpné produkty neustále odstraňovány z primárního okruhu, čímž se snižuje množství absorpce neutronů v aktivní zóně, a tudíž není nutné, aby se v palivové soli nacházelo velké množství paliva. Při případné havárii a netěsnostech v primárním okruhu nedochází k závažnému úniku radioaktivních látek ze systému, protože je jejich množství snižováno po celou dobu provozu kontinuálním přepracováním. Odpadá nákladný proces fabrikace, jelikož například uranové palivo se v obohacovacím závodu pouze zkonvertuje z plynného  $\text{UF}_6$  na pevné  $\text{UF}_4$  a následně smíchá s nosnou solí.

Na reaktorech chlazených tekutými solemi nemůže dojít k výbuchům páry či vodíkovým explozím, protože se v primárním okruhu nevyskytuje žádná voda a rovněž žádné zirkoniové palivové pokrytí, které mělo již několikrát v historii za následek produkci vodíku v aktivní zóně. Proti přehřátí je reaktor vybaven tzv. mrazovou zátkou, která se při překročení limitní teploty roztaví a vypustí tak palivovou sůl do několika nádrží s podkritickou geometrií, aby nemohlo dojít k samovolnému rozběhu štěpné řetězové reakce. V neposlední řadě je velký benefit chemická a radiační stálost solí, které odolávají

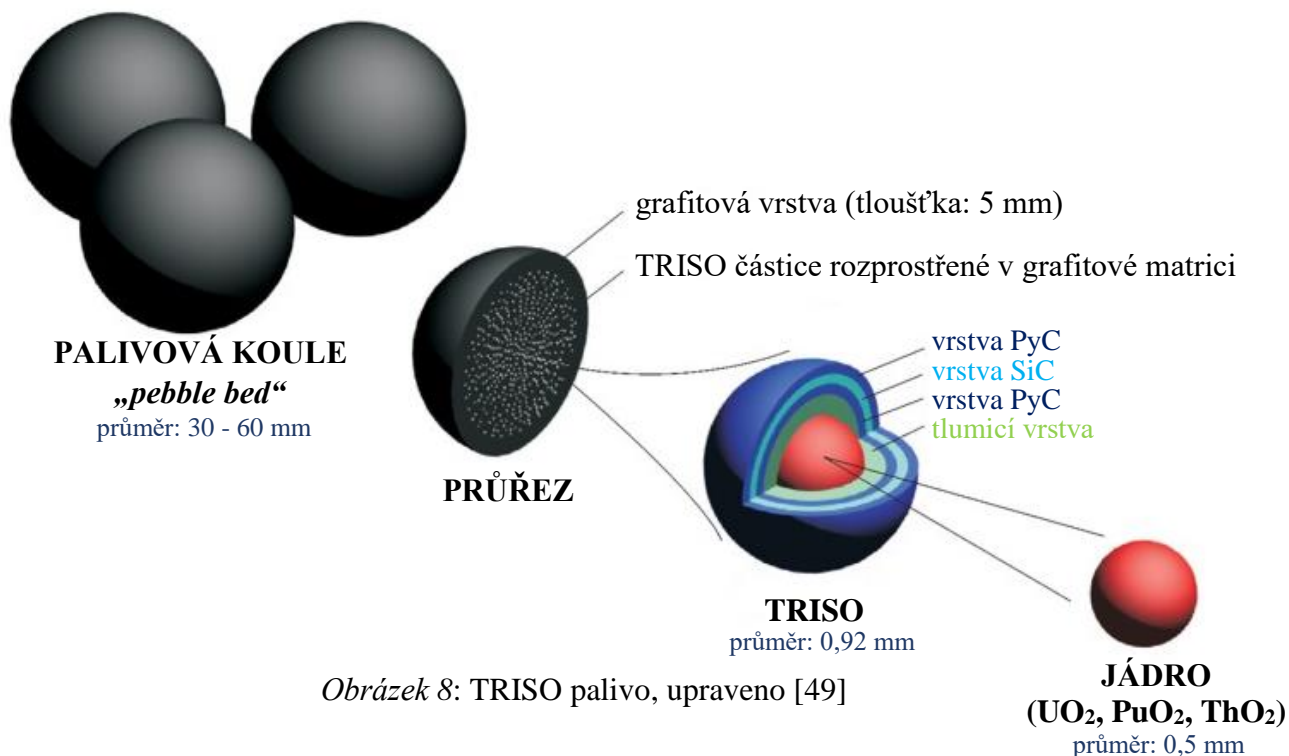
vysokým teplotám i vysoké hustotě toku neutronů. Při výpadku elektrické energie a selhání mrazové zátky může dojít k zatuhnutí soli v AZ. Nedojde však k žádné destrukci vnitřních částí AZ, jelikož objem ztuhlé palivové soli při 20 °C je přibližně o 15 % menší než kapalná sůl při teplotě 600 °C [21].

Tento typ paliva má samozřejmě i své nevýhody, například již zmiňované vysoké korozní napadání konstrukčních materiálů. V případě obsahu beryllia v palivové soli je sůl vysoce toxická a je potřeba s ní i podle toho nakládat. Dále vzhledem k cirkulaci soli celým primárním potrubím dochází k transportu paliva a produkci zpožděných neutronů nejen v aktivní zóně, ale v celém primárním okruhu, čímž se aktivují konstrukční materiály i mimo AZ.

## 4.2 Pevné palivo

V solných reaktorech může být palivo i v pevném stavu. Tato technologie byla vyvinuta kombinací klasických lehkovodních reaktorů, reaktorů chlazených plynem a reaktorů chlazených roztavenými kovy. Kvůli vyhořívání a napuchání paliva, hromadění štěpných produktů a korozi pokrytí paliva je nutné palivo měnit periodicky a přijít tak o nesporné výhody paliva kapalného. Materiál pokrytí musí být samozřejmě kompatibilní s primární chladicí solí [21]. Jedna z možností použití pevného paliva pro tepelné reaktory je TRISO palivo. Další možností je použití pevného paliva pro rychlé reaktory, čímž je např. palivo ve formě plátů.

TRISO palivo (z angl. „*Tristructural isotropic fuel*“, tedy trojitě strukturované izotropní palivo<sup>3</sup>) je kulové palivo skládající se z několika vrstev (PyC = pyrolytický uhlík, SiC = karbid křemíku).

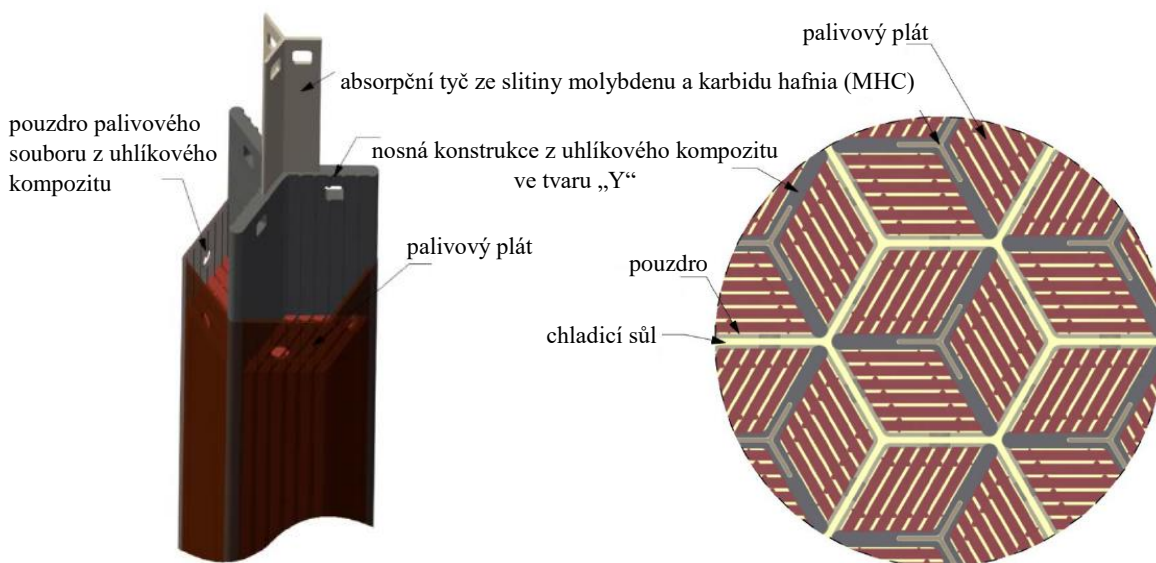


Obrázek 8: TRISO palivo, upraveno [49]

<sup>3</sup> Izotropní = nezávislost fyzikálních vlastností na orientaci v prostoru.

Tyto kuličky (obalované částice) mohou v aktivní zóně reaktoru tvořit větší koule, které jsou uspořádány volně (tzv. kulové lože, *pebble bed*) [18], viz Obrázek 8. Toto kulové lože se pohybuje aktivní zónou ve směru gravitace a vyhořelé palivo je kontinuálně odebíráno a nahrazováno palivem čerstvým.

TRISO částice ale mohou být i součástí větších grafitových bloků (tzv. prismatické palivo<sup>4</sup>) [34], do nichž jsou vyvrtané válcové otvory naplněné TRISO částicemi rozprostřenými v grafitové matici [13]. Dále se může jednat o TRISO částice v inertní plátové matici, která je z každé strany obklopena ochranným materiálem [36]. Tento typ paliva byl v minulosti využíván v HTGR reaktorech a nyní se předpokládá, že se stane palivem v pokročilých reaktorech chlazených roztavenou solí (viz kapitolu 6).



Obrázek 9: Plátové palivo SmARTH (vlevo: pohled z boku, vpravo: pohled shora) [36]

<sup>4</sup> Prismatické = hranolové

## 5 Historie solných reaktorů

Základním kamenem solných reaktorů byly projekty provozované Národní laboratoří v Oak Ridge (ORNL, *Oak Ridge National Laboratory*). Jednalo se o armádní projekt na vývoj jaderného pohonu pro americké bombardéry ANP (*Aircraft Nuclear Propulsion Program*) a civilní projekt experimentálního solného reaktoru MSRE (*Molten Salt Reactor Experiment*). Na základě zkušeností s provozem experimentálního reaktoru MSRE byl následně navržen množivý reaktor MSBR (*Molten Salt Breeder Reactor*).

### 5.1 Armádní výzkum solného reaktoru ARE a ART (1946-1961)

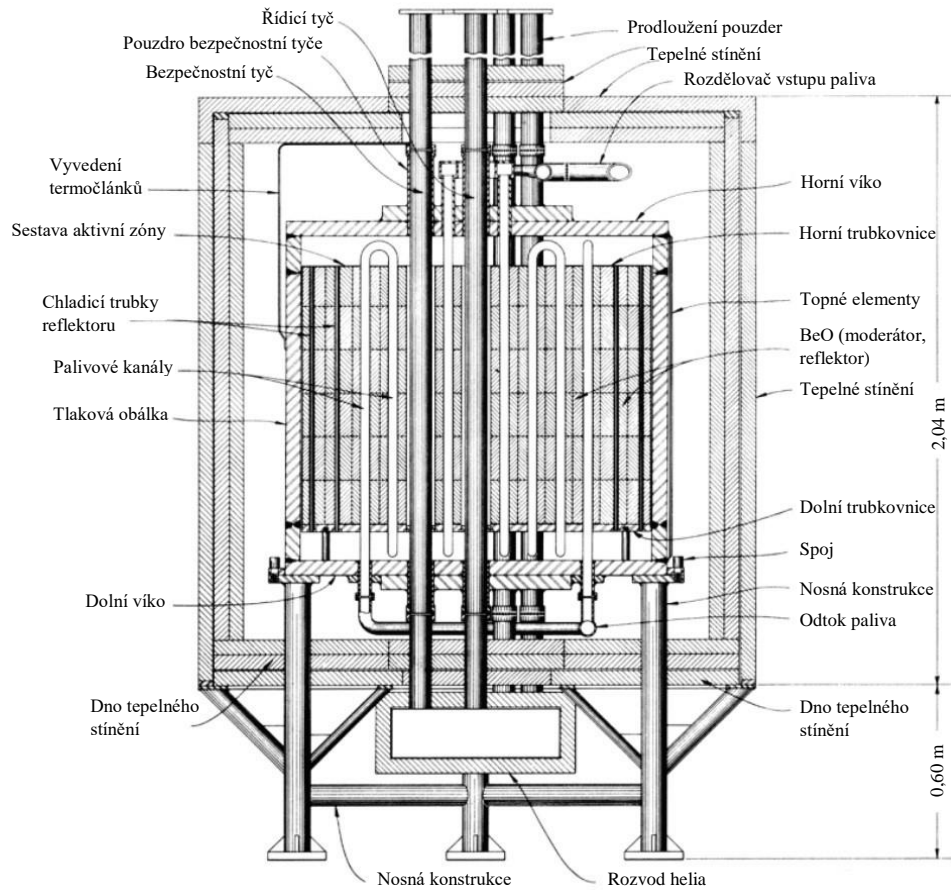
V druhé polovině 40. let se Ed Bettis a Ray Briant [62, 66], v rámci vývoje jaderného pohonu letadel (konkrétně amerických strategických bombardérů dlouhého doletu), zúčastnili programu nazvaného ANP, který probíhal v USA v letech 1946 až 1961. Součástí tohoto programu byly dva dílčí projekty: ARE (*Aircraft Reactor Experiment*) v letech 1953-1954 a ART (*Aircraft Reactor Test*) v letech 1954-1957.

V rámci projektu ARE byl v roce 1953 postaven fungující model (tzv. mock-up) reaktoru (viz Obrázek 10) s cirkulujícím palivem (taveninou) složeným z fluoridových solí. První demonstrační reaktor typu MSR s výkonem 2,5 MWt v rámci tohoto projektu dosáhl poprvé kritičnosti v roce 1954 [3]. Primární palivový okruh reaktoru byl chlazen heliem a jeho cirkulujícím palivem byla směs  $\text{NaF} - \text{ZrF}_4 - \text{UF}_4$  o složení 53 – 41 – 6 mol. %. Přídavek fluoridu zirkoničitého, jakožto fluoračního činidla v tavenině, měl za úlohu zamezit nežádoucí oxidaci uranu na  $\text{UO}_2$ . Palivem byl štěpný materiál  $^{235}\text{U}$ . Doba provozování reaktoru přesáhla 100 h a maximální teplota cirkulující taveniny dosahovala 880 °C [58, 61].

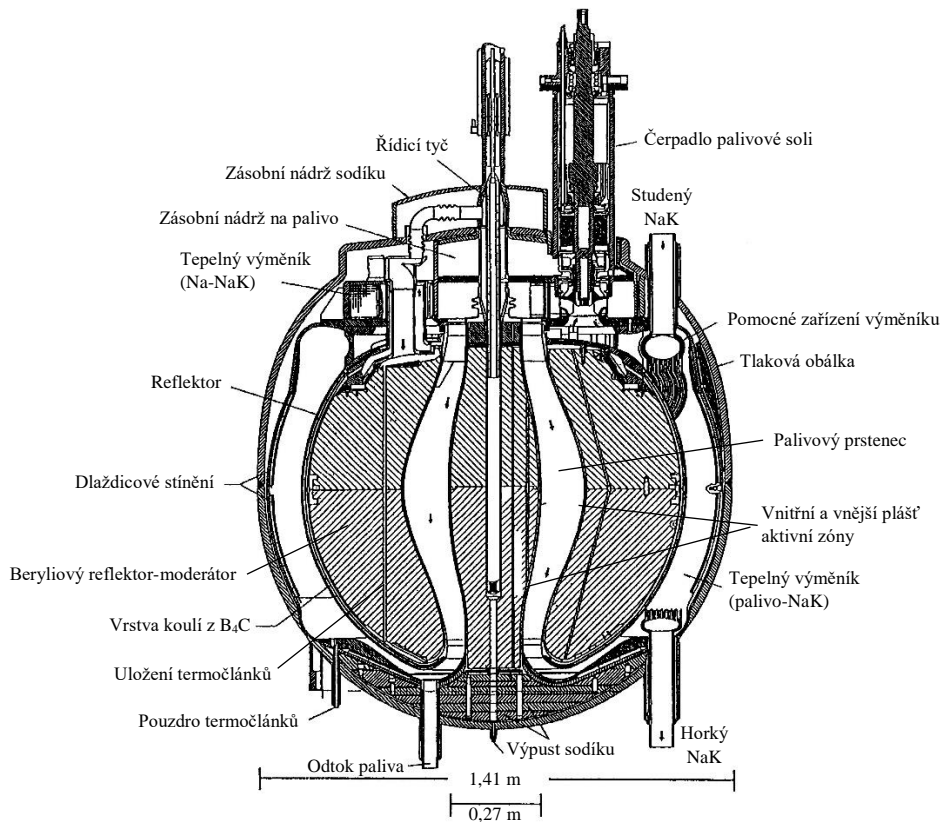
Projekt ART se zabýval návrhem jiného typu MSR s uvažovaným výkonem 60 MWt a s velmi vysokou hustotou objemového výkonu (1,3 MW/l). Jako palivo byla opět navržena směs  $\text{NaF} - \text{ZrF}_4 - \text{UF}_4$  o složení 50 – 46 – 4 mol. %. Vzhledem k tvaru reaktorové nádoby se tento reaktor nazýval „Fireball“ (viz Obrázek 11).

Reaktorová nádoba i ostatní konstrukční prvky primárního okruhu byly z materiálu Inconel. Jako moderátor a zároveň reflektor sloužilo beryllium ( $\text{BeO}$ ). Primární chladiivo tvořila palivová sůl, v sekundárním okruhu pak eutektikum NaK. Celkové množství štěpného materiálu v primárním okruhu, tedy uranu s obohacením 93,4 %  $^{235}\text{U}$ , dosahovalo 64 kg a maximální teplota na výstupu z reaktoru byla uvažována 871 °C [58].

V roce 1961 došlo k ukončení programu ANP v důsledku přelomového vývoje raketové techniky, kdy bombardéry pomalu ztrácely význam.



Obrázek 10: Nákres prvního solného reaktoru projektu ARE, upraveno [58]

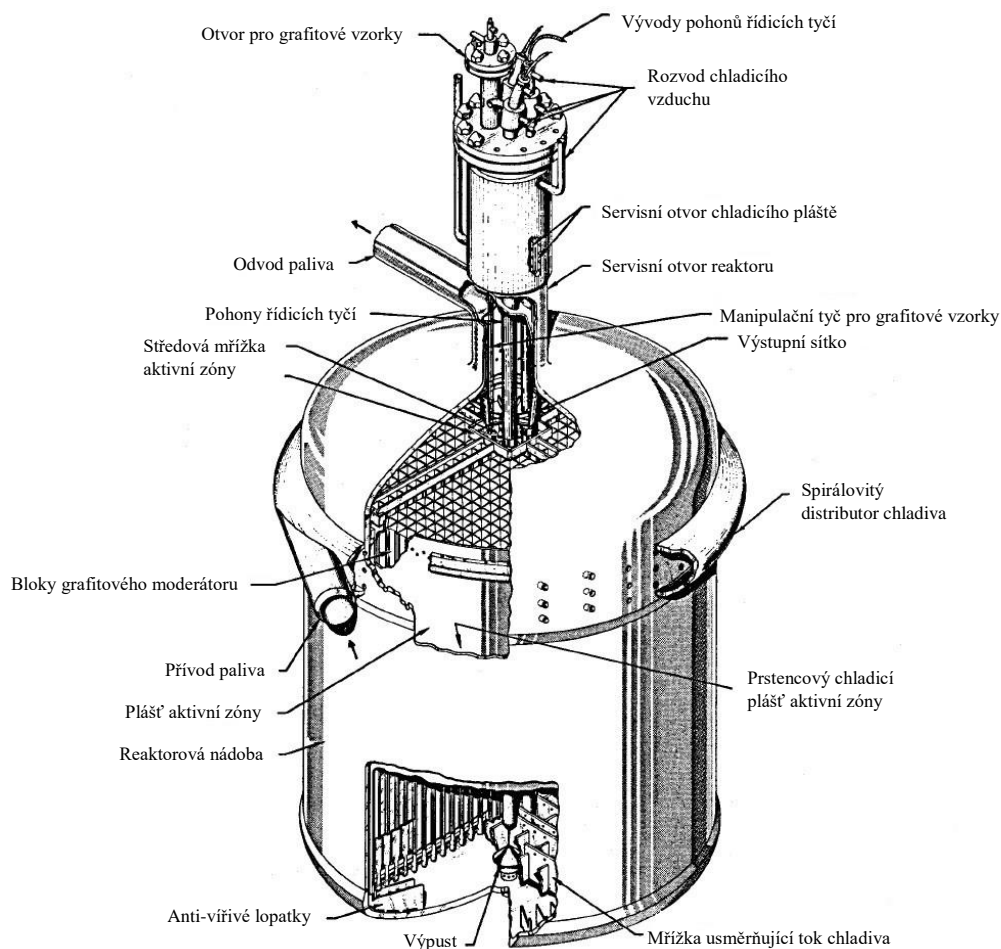


Obrázek 11: Řez reaktorem Fireball, upraveno [58]

## 5.2 Civilní výzkum experimentálního reaktoru MSRE (1960-1969)

Projekt experimentálního jaderného reaktoru chlazeného roztavenou fluoridovou solí fungoval od roku 1960. Cílem projektu bylo ověření funkčnosti reaktoru s cirkulujícím kapalným palivem, testování paliv a materiálů vhodných pro provoz reaktoru v prostředí fluoridových solí a zácvik personálu.

Výstavba MSRE byla zahájena v roce 1962 a reaktor dosáhl kritičnosti 1. 6. 1965. Jeho maximální tepelný výkon dosahoval 7,3 MWt. Jako palivo sloužil  $^{235}\text{U}$ , obohacený na 33 % ve formě  $\text{UF}_4$ , rozpuštěný v tavenině  ${}^7\text{LiF} - \text{BeF}_2 - \text{ZrF}_4$ . Fluorid lithný obsahoval prakticky čistý izotop  ${}^7\text{Li}$ , neboť  ${}^6\text{Li}$  má vysoký účinný průřez pro záchyt neutronů, a navíc je z něho produkováno tritium. V první fázi experimentů se použila palivová směs s následující koncentrací složek: 0,9 mol. %  $\text{UF}_4$ ; 65 mol. %  $\text{LiF}$ ; 29,1 mol. %  $\text{BeF}_2$  a 5 mol. %  $\text{ZrF}_4$ . Aktivní zóna reaktoru se skládala z 618 grafitových tyčí, které tvořily mříž o 1150 kanálech  $10 \times 30$  mm. Grafit, s hustotou  $1880 \text{ kg/m}^3$ , sloužil jako moderátor. V primárním okruhu cirkulovalo  $45 \text{ kg } ^{235}\text{U}$ , přičemž kritické množství  $^{235}\text{U}$  v AZ bylo 13 kg. Průtok paliva zónou byl  $52 \text{ l/s}$  a tlak v primárním okruhu činil  $172,4 \text{ kPa}$ . Reaktorová nádoba (viz Obrázek 12) měla válcovitý tvar o průměru  $1,42 \text{ m}$  a výšce  $1,73 \text{ m}$  [28, 58].

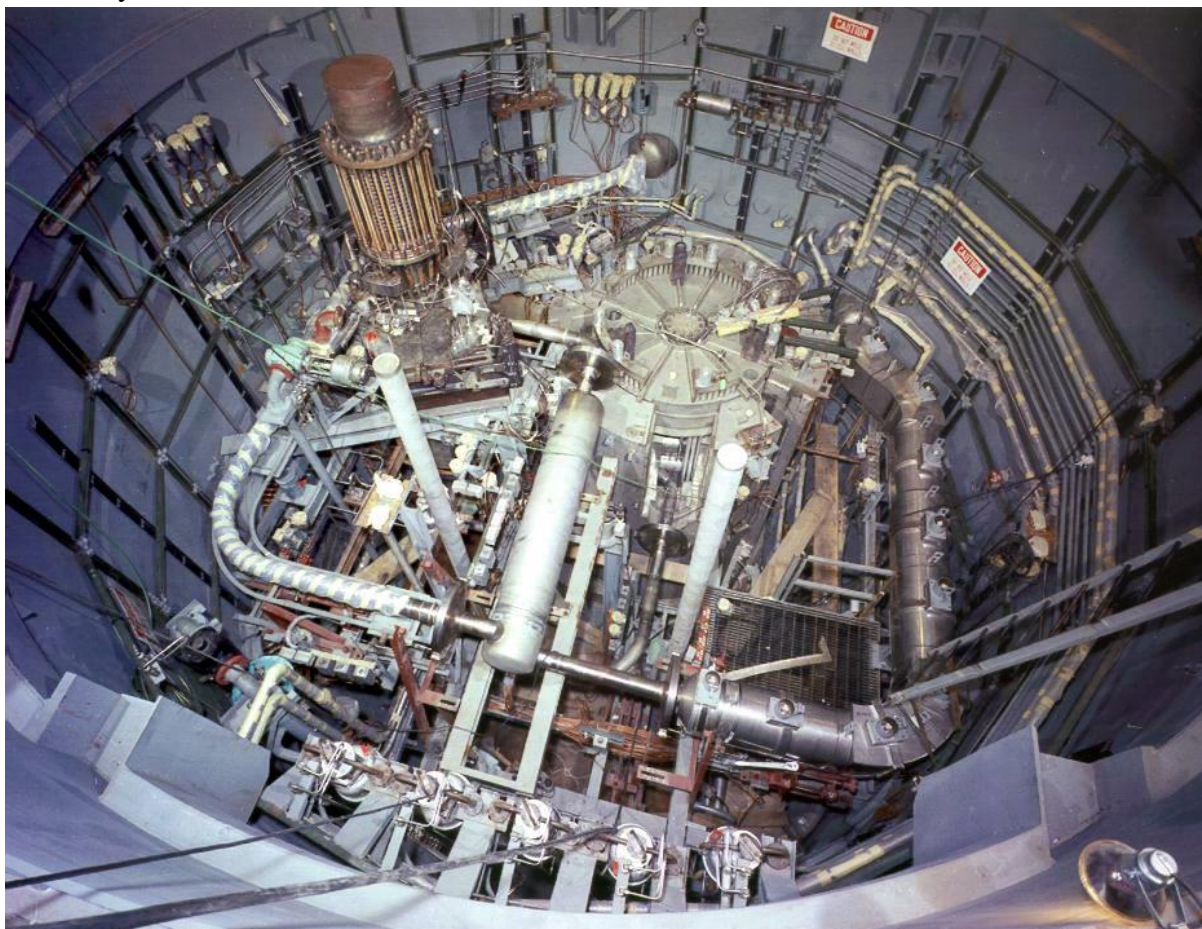


Obrázek 12: Reaktorová nádoba MSRE, upraveno [58]

Regulace reaktoru probíhala pomocí regulačních, kompenzačních a bezpečnostních tyčí z  $\text{Gd}_2\text{O}_3 - \text{Al}_2\text{O}_3$ , které se zasouvaly do centra aktivní zóny. Teplota cirkulující taveniny



dosahovala 650 °C. Teplo vniklé štěpením v AZ primárního okruhu bylo v tepelném výměníku předáno do sekundárního okruhu, tvořeného čistou taveninou FLiBe (LiF – BeF<sub>2</sub>). Sekundární okruh obsahoval chladič, přes který se teplo odvádělo do atmosféry.



Obrázek 13: Kompaktní uspořádání primárního okruhu MSRE [58]

Během experimentu nebyly z taveniny odstraňovány žádné štěpné produkty, s výjimkou xenonu a kryptonu, které se separovaly za pomoci plynného helia zavedeného do systému skrz speciálně navržené čerpadlo. Tyto plyny byly jímány a následně čištěny přes aktivní uhlí. Provoz MSRE potvrdil mnoho předpokladů, jako například schopnost kontinuálního a bezpečného provozu, výbornou chemickou stabilitu taveniny a minimální korozi hlavního konstrukčního materiálu, který tvořila slitina Hastelloy–N, dříve známá jako INOR–8. Grafit, který byl stejně jako konstrukční prvky v přímém kontaktu s taveninou, nevykazoval žádné významné známky opotřebení. Reaktor prošel více než 6 000 hodinami provozu.

V druhé fázi, která započala v polovině roku 1968, byla testována extrakce uranu z primárního okruhu. Jednalo se o fluoraci uranu plynným fluorem podle následující rovnice:



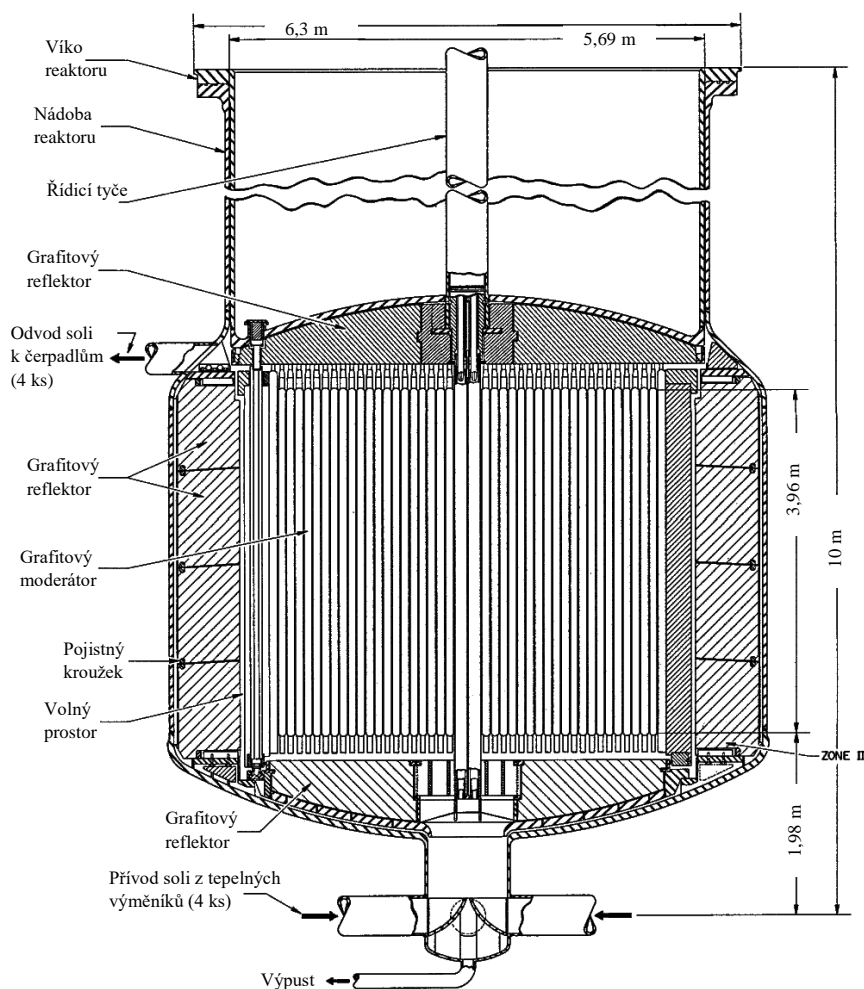
Plynný fluor probublával skrz taveninu a následně jímán jako plynný  $\text{UF}_6$ . Došlo ke změně paliva z  $^{235}\text{U}$  na  $^{233}\text{U}$  a v neposlední řadě se do taveniny přidalo plutonium, ve formě  $\text{PuF}_3$  z důvodu získání nových informací o chování plutonia v reaktoru.

V prosinci 1969 byl projekt MSRE úspěšně ukončen a reaktor odstaven. Jeho provoz přinesl mnoho nových poznatků pro následný výzkum solných reaktorů.

### 5.3 Solný množivý reaktor MSBR (1970-1976)

Další fází v ORNL byl po předchozích zkušenostech a úspěšných experimentech návrh nového solného reaktoru. Tentokrát se jednalo o elektrárnu s množivým reaktorem MSBR (*Molten Salt Breeder Reactor*) pracujícím v tepelném spektru neutronů s předpokládaným výkonem 2 250 MWt (1 000 MWe) [52].

Reaktor využíval  $\text{Th} - ^{233}\text{U}$  palivový cyklus. Thorium sloužilo jako množivý materiál a uran jako štěpný. Palivo bylo jako u předchozích reaktorů ve fluoridové formě rozpuštěné v roztavené soli. Vstupní teplota dosahovala přibližně  $500\text{ }^\circ\text{C}$  a výstupní teplota  $705\text{ }^\circ\text{C}$ . Tato sůl měla složení  $\text{LiF} - \text{BeF}_2 - \text{ThF}_4 - \text{UF}_4$  v poměru 71,7 – 16 – 12 – 0,3 mol. %. Konstrukčním materiálem se po zkušenostech z projektu MSRE stala slitina Hastelloy-N.



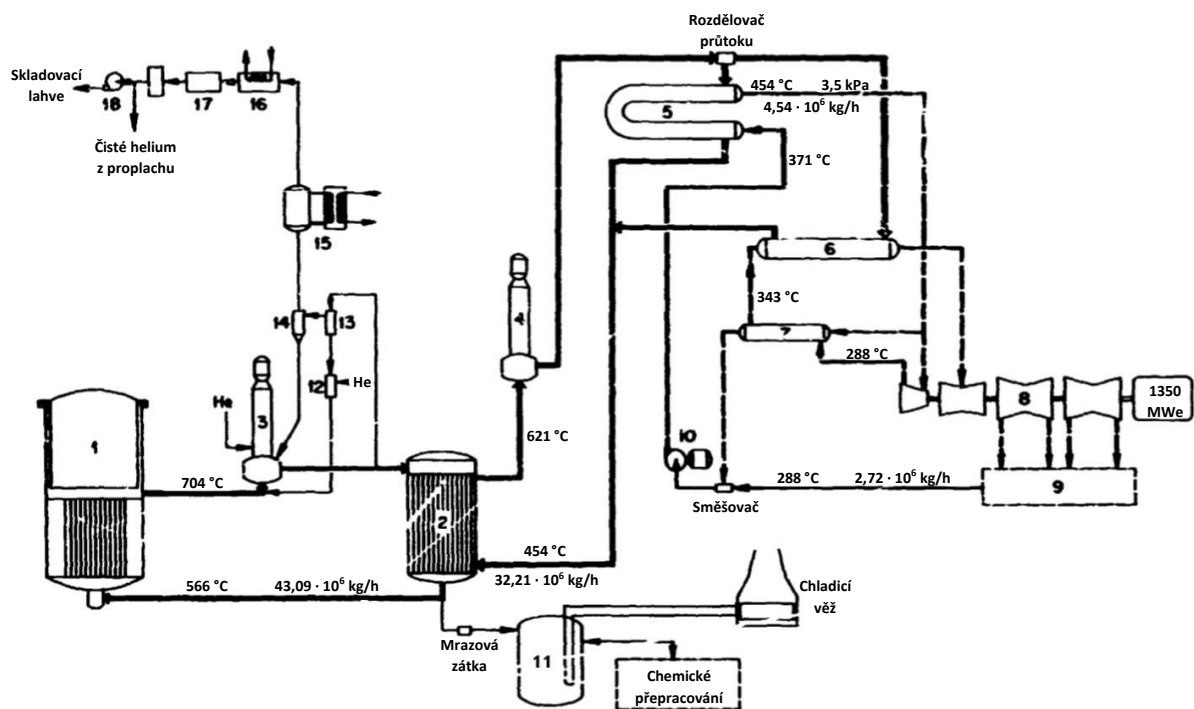
Obrázek 14: Řez reaktorovou nádobou MSBR, upraveno [52]

<sup>5</sup> MSRE byl první reaktor na světě, ve kterém se použilo palivo  $^{233}\text{U}$ . Koncentrace  $^{233}\text{U}$  v tavenině byla 0,13 mol. %.

Za provozu byla část palivové soli (přibližně 0,06 l/s) kontinuálně odčerpávána a zpracovávána, aby docházelo k odstraňování  $^{233}\text{Pa}$  a zároveň vrácení  $^{233}\text{U}$  zpět do oběhu. AZ byla tvořena grafitovými kanály, které sloužily jako moderátor neutronů. Vlivem vyšší hustoty toku neutronů ( $\varphi_{AV} = 2,6 \cdot 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ ) byla plánovaná životnost grafitu 4 roky. Jednalo se o čtyř-smyčkovou koncepci s odstředivým čerpadlem na každé smyčce. Pod úrovní reaktorové nádoby se nacházely zásobní nádrže sloužící pro vypouštění soli z důvodů údržby [52, 61].

Sekundárním okruhem cirkulovala směs  $\text{NaBF}_4 - \text{NaF}$  (92 – 8 mol. %). Teplo generované v AZ bylo předáváno v trubkových výměnících a ze sekundárního okruhu bylo odváděno do terciálního okruhu, kde se v parogenerátorech měla vyrábět přehřátá pára na pohánění turbíny.

Program MSBR nakonec nebyl dokončen a zůstal pouze v teoretické rovině. Ačkoliv se elektrárna nikdy nevybudovala, zůstal po ní teoretický koncept a návrh řešení, výpočty a experimentální práce. Dále například technologie on-line přepracování paliva, kdy z palivové směsi byly separovány štěpné produkty, ale dále i protaktinium, za účelem zisku  $^{233}\text{U}$ .

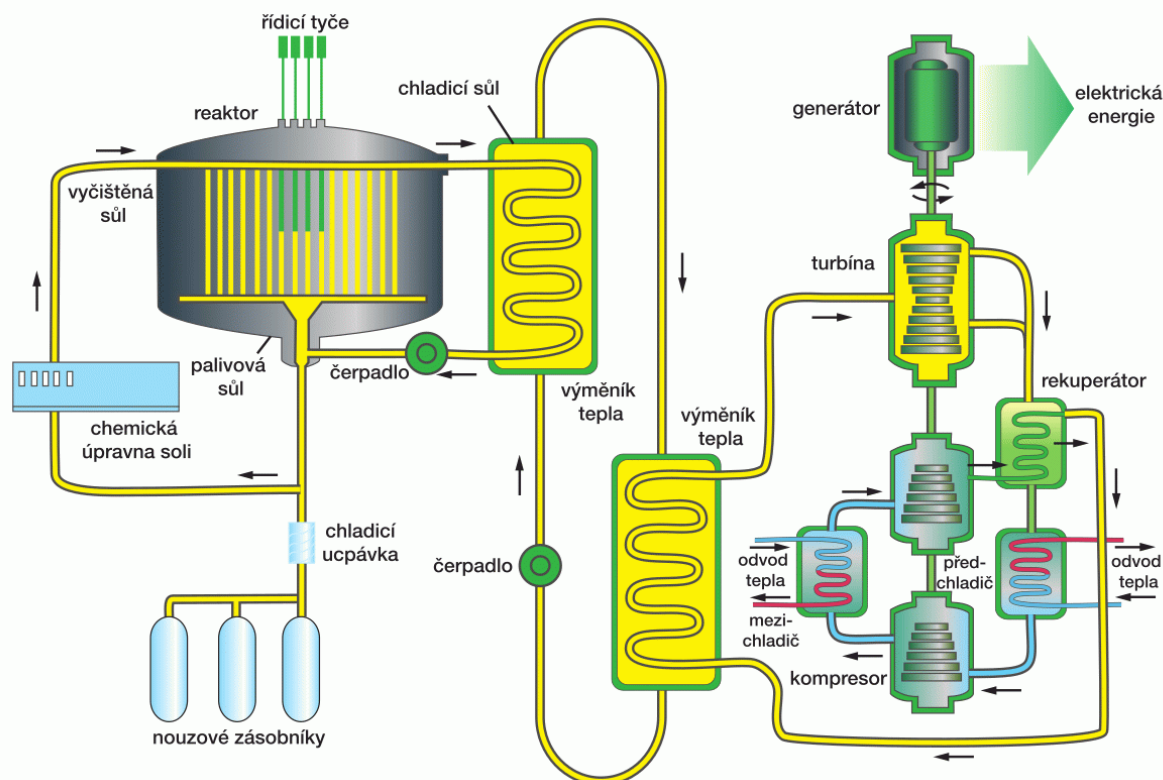


Obrázek 15: Zjednodušený diagram elektrárny MSBR, upraveno [52]

Legenda: 1 – reaktor, 2 – tepelný výměník sůl-sůl, 3 – čerpadlo palivové soli, 4 – čerpadlo chladicí soli, 5 – parogenerátor, 6 – přehřívák, 7 – regenerátor, 8 – turbína, 9 – kondenzátor, 10 – napájecí čerpadlo, 11 – zásobník s palivovou solí, 12 – generátor bublin, 13 – separátor plynů, 14 – odlučovač, 15 – zadržovací nádrž, 16 – dřevouhelné lože zadržující xenon po dobu 47 hodin, 17 – lože s dřev. uhlím, 18 – čištění plynů a kompresorová stanice.

## 6 Solné reaktory 21. století

O zrodu solných reaktorů bylo preferováno v kapitole 5, ale tím však éra této technologie neskončila. Po několika desítkách let od výzkumu v ORNL se se solnými reaktory začalo uvažovat i do budoucna a staly se tak podle GIF (*Generation IV International Forum*) jedním ze šesti typů reaktorů 4. generace.



Obrázek 16: Schéma solného reaktoru MSR, GIF [60]

V této kapitole budou představeny jednotlivé koncepty solných reaktorů, které jsou momentálně vyvíjeny v USA, Kanadě, Dánsku, Velké Británii, Francii a v Japonsku. Následující přehled devíti konceptů byl vytvořen na základě informačního systému pokročilých reaktorů (ARIS) IAEA [33]. Dále byl do přehledu zařazen solný reaktor vyvíjený v Číně a v České republice.

### 6.1 LFTR (FLiBe Energy, USA)

Jedná se o americký návrh solného reaktoru o tepelném výkonu 600 MWt od firmy FLiBe Energy. Akronym LFTR pochází z angličtiny: *liquid fluoride thorium reactor*. Tato firma je jedna z prvních na světě, která zakládá svůj koncept solného reaktoru na technologii z ORNL. Reaktor je chlazený roztavenou fluoridovou solí FLiBe, ve které je rozpuštěné thoriové palivo. Jde o tepelný reaktor a jako moderátor je využíván grafit. Jedná se o množivý systém, který využívá záchytu neutronu na jádře  $^{232}\text{Th}$  v okrajových částech (blanketu) reaktoru a jako štěpný materiál zde vzniká  $^{233}\text{U}$ . Součástí reaktoru tedy musí být separační linka na  $^{233}\text{Pa}$ . Sekundární okruh je naplněn neaktivní solí pouze pro přenos tepla z primárního okruhu a terciální okruh obsahuje nadkritický  $\text{CO}_2$  s plynovou turbínou.

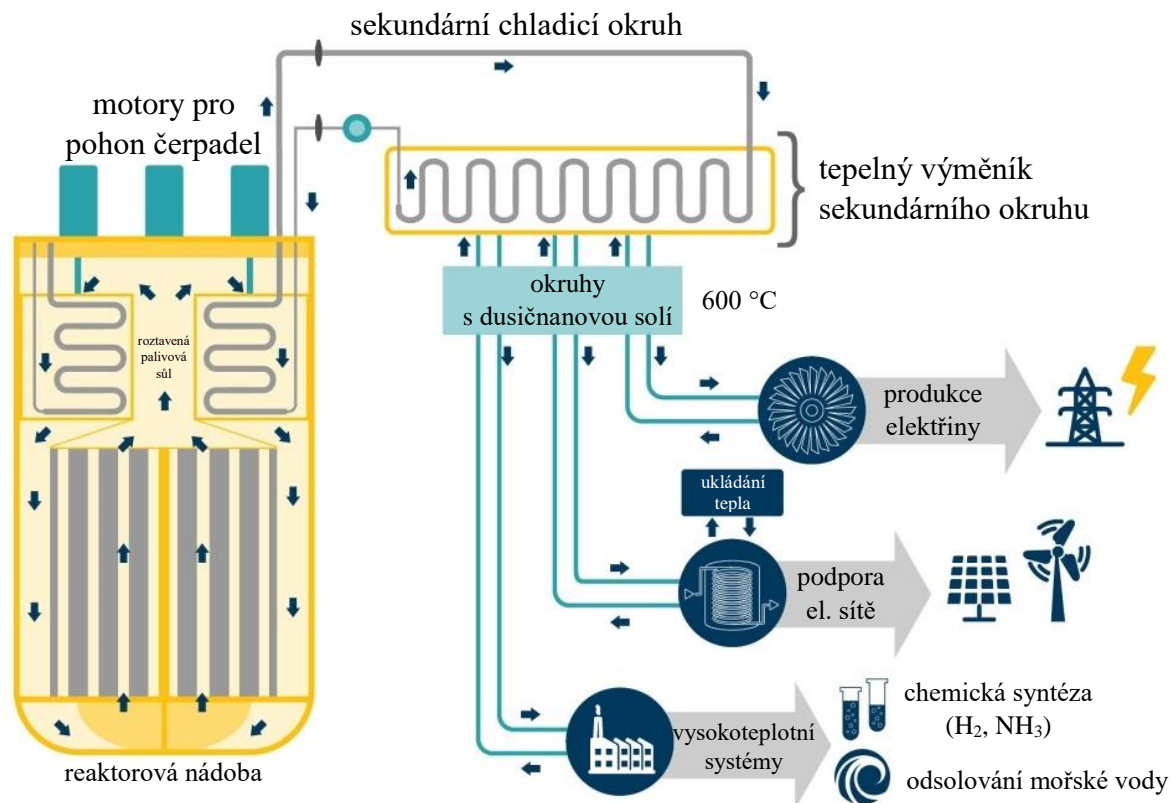
Koncept množivého reaktoru s thoriovým palivem je velká výzva a bude nejprve nutné získat nové zkušenosti pro plynulý a bezpečný provoz takového zařízení.

## 6.2 IMSR-400 (Terrestrial Energy, Kanada)

Jedná se o kanadský návrh integrálního solného reaktoru (*integral molten salt reactor*) o tepelném výkonu 400 MWt od firmy Terrestrial Energy. Integrálnost (kompaktnost) řešení spočívá v umístění všech komponent primárního okruhu (integrálních čerpadel, výměníků tepla a regulačních tyčí) v reaktorové nádobě. Tato nádoba je po konci provozu (cca 7 let) vyjmuta ze šachty reaktoru a vyměněna za novou.

Reaktor je chlazený roztavenou fluoridovou solí, ve které je rozpuštěné i palivo a jako moderátor využívá grafit. Teplo vygenerované v primárním okruhu je předáváno pomocí integrálních výměníků fluoridové soli (zde bez paliva) do sekundárního okruhu. Odtud je teplo vedeno do terciálního okruhu naplněného dusičnanovou solí. V terciálním okruhu se nachází parogenerátor na tvorbu páry pro následný pohon turbíny a výrobu elektrické energie. IMSR-400 má i jiné využití, než je výroba el. energie, např.: vytápění, výroba vodíku, výroba amoniaku, rafinace, odsolování a mnoho dalších vysokoteplotních aplikací.

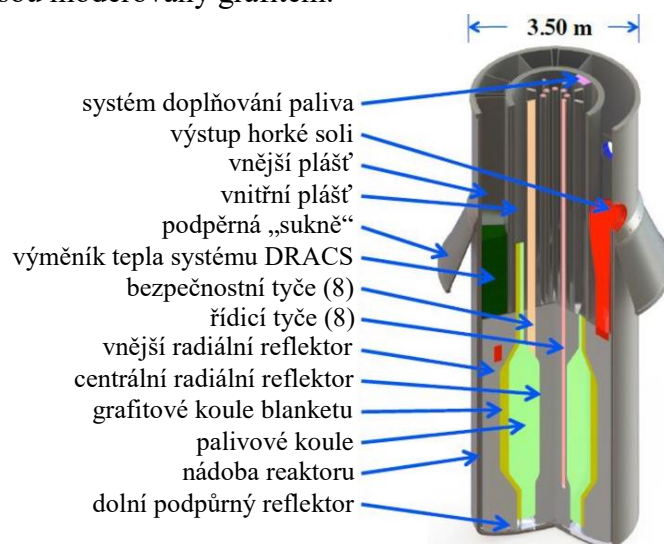
Základním konstrukčním materiálem by měla být korozivzdorná ocel AISI 316L nebo niklová slitina Hastelloy N. Pro trubky parogenerátoru byl zvolen materiál Incolloy 800H.



Obrázek 17: Schéma principu a využitelnosti reaktoru IMSR-400, upraveno [33]

### 6.3 Mk1 PB-FHR (University of California, Berkeley, USA)

Akronym Mk1 PB-FHT pochází z angličtiny: *Mark 1 Pebble Bed Fluoride Salt Cooled High Temperature Reactor*. Jedná se o návrh Kalifornské university v Berkeley. Mk1 PB-FHT je solný reaktor o jednotkovém tepelném výkonu 236 MWt. Jak je již z názvu patrné, palivo tohoto reaktoru není kapalné, ale pevné, ve tvaru koulí. Jedná se o TRISO palivo formované do kulové grafitové matrice, viz kapitolu 4.2. Průměr palivových koulí je 3 cm a palivem je  $^{235}\text{U}$  obohacený průměrně na 19,8 %. Reaktor pracuje v tepelném spektru neutronů, které jsou moderovány grafitem.



Obrázek 18: Schéma reaktoru Mk1 PB-FHR [12]

Díky možnosti modulového uspořádání je možné umístit do jedné elektrárny až 12 reaktorů a dosáhnout tak elektrického výkonu 1,2 GWe. Sekundární okruh je chlazen vzduchem, což umožňuje použití Braytonova cyklu s plynovou turbínou. Jako hlavní konstrukční materiál je uvažována korozivzdorná ocel AISI 316.

### 6.4 SmAHRT (ORNL, USA)

Tento malý modulární vysokoteplotní reaktor pokročilého typu SmAHRT (*small modular advanced high temperature reactor*) navržený v národní laboratoři v Oak Ridge má jednotkový tepelný výkon 125 MWt. Palivem reaktoru jsou TRISO částice zapracované do grafitových plátů vyskládaných do šestiúhelníků (prismatické palivo), které jsou v AZ obklopeny dalším grafitem (viz Obrázek 9). Chladivem je roztavená fluoridová sůl FLiBe.

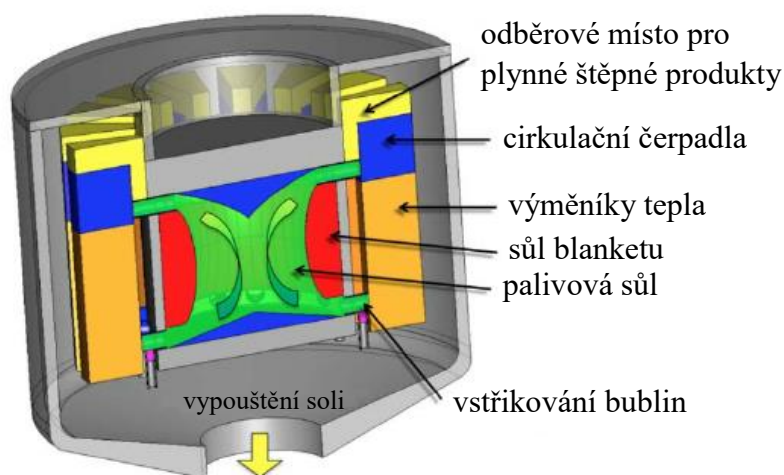
Jedná se především o demonstrační jednotku, která svým způsobem kopíruje americký koncept z 60. let minulého století. Hlavním konstrukčním materiálem je Alloy 800H s vnitřní vestavbou reaktoru ze slitiny Hastelloy N.

### 6.5 MSFR (CNRS, Francie)

MSFR (*molten salt fast reactor*) je prozatím jediná koncepce solného jaderného reaktoru, která má pracovat v rychlém spektru neutronů. Jedná se o reaktor s výkonem 3 000 MWt o maximální provozní teplotě 750 °C. Vzhledem k tomu, že jde o rychlý reaktor, se v něm nenachází žádný moderátor, tedy žádný grafit, který by potenciálně omezoval

životnost reaktoru. Palivo je v AZ rozpuštěno v primární soli (směs LiF a ThF<sub>4</sub>) a štěpná řetězová reakce probíhá pouze v prostoru AZ reaktoru, kde se nachází dostatečně velký prostor k nahromadění kritického množství paliva. AZ je obklopena tzv. blanketem, který obsahuje množivý materiál (<sup>232</sup>Th) opět rozpuštěný ve fluoridové soli.

Odlišností od jiných reaktorových konceptů je absence regulačních tyčí. Výkon reaktoru je tak regulován převážně teplotní zápornou zpětnou vazbou palivové soli. Veškeré komponenty primárního okruhu jsou integrovány do reaktorové nádoby podobně jako u IMSR-400 (viz Obrázek 19).



Obrázek 19: Schéma primárního okruhu reaktoru MSFR, upraveno [33]

## 6.6 MSR-FUJI (ITMSF, Japonsko)

Japonský koncept solného modulárního reaktoru o jednotkovém tepelném výkonu 450 MWt. Jedná se o tepelný reaktor moderovaný grafitem a chlazený roztavenou fluoridovou solí, který je založený na zkušenostech a modelu reaktoru MSRE v ORNL. Palivo je v kapalném stavu, rozpuštěné v soli FLiBe. Složení paliva je následující: LiF - BeF<sub>2</sub> - ThF<sub>4</sub> - <sup>233</sup>UF<sub>4</sub> v poměru 71,76 – 16 – 12 – 0,24 mol. %. Výstupní teplota palivové soli z primárního okruhu by měla být 704 °C a skrze vložený solný okruh (NaBF<sub>4</sub> - NaF) by měla přehřívat páru terciálního okruhu na 538 °C. Jako konstrukční materiál celého reaktoru včetně výměníků tepla je uvažována slitina Hastelloy N.

## 6.7 MSTW (Seaborg Technologies, Dánsko)

Dánský solný reaktor MSTW (*molten salt thermal waste-burner*) vyvíjený společností Seaborg Technologies je malý modulární reaktor pracující v tepelném spektru neutronů, v němž se jako moderátor využívá grafit. Jednotkový tepelný výkon je 270 MWt. Dle názvu je zřejmé, že reaktor je zaměřený na „spalování odpadu“, respektive minoritních aktinoidů vzniklých ze štěpení např. v lehkovodních reaktorech. Kromě nich využívá jako palivo thorium.

Jako chladivo reaktoru jsou uvažovány fluoridové soli na bázi sodíku, rubidia nebo zirkonia. Výstupní teplota chladiva by měla dosahovat 700 °C, za zvláštních okolností (např. pro výrobu vodíku) i 900 °C. Primární tepelný výměník je integrován po celém obvodu aktivní zóny (viz Obrázek 20).



Obrázek 20: Koncept dánského solného reaktoru MSTW [33]

## 6.8 SSR-U (Moltex Energy, Velká Británie)

SSR (*stable salt reactor – uranium*) je modulární tepelný reaktor moderovaný grafitem a chlazený fluoridovou solí. Jednotkový tepelný výkon je 750 MWt. Chladivo opouštějící reaktor dosahuje teplot 650 – 700 °C. Pára produkovaná v parogenerátorech je přehřívána až na 600 °C, avšak díky vysokým teplotám může být tento reaktor využíván i pro produkci tepla a jiné účely, než jen výrobu el. energie. Pro potřeby rozvodné sítě je možné napojení meziokruhu na ohřev dusičnanové soli, která pak slouží jako zásobník tepla.

Palivem reaktoru je uran rozpuštěný v primární soli NaF – RbF – UF<sub>4</sub> ve složení 33 – 30 – 37 mol. %. Palivová sůl se nachází v trubkách uspořádaných do šestiúhelníků, které jsou obklopené grafitem. Vně trubek se nachází chladivová sůl ZrF<sub>4</sub> – ZrF<sub>2</sub> – NaF ve složení 39 – 1 – 60 mol. %. Konstruktivním materiálem je obdobná korozivzdorná ocel, jako se využívá u pokročilých, plynem chlazených reaktorů. Reaktor SSR-U je určen výhradně k výrobě elektrické energie.

## 6.9 ThorCon (Martingale, mezinárodní konsorcium)

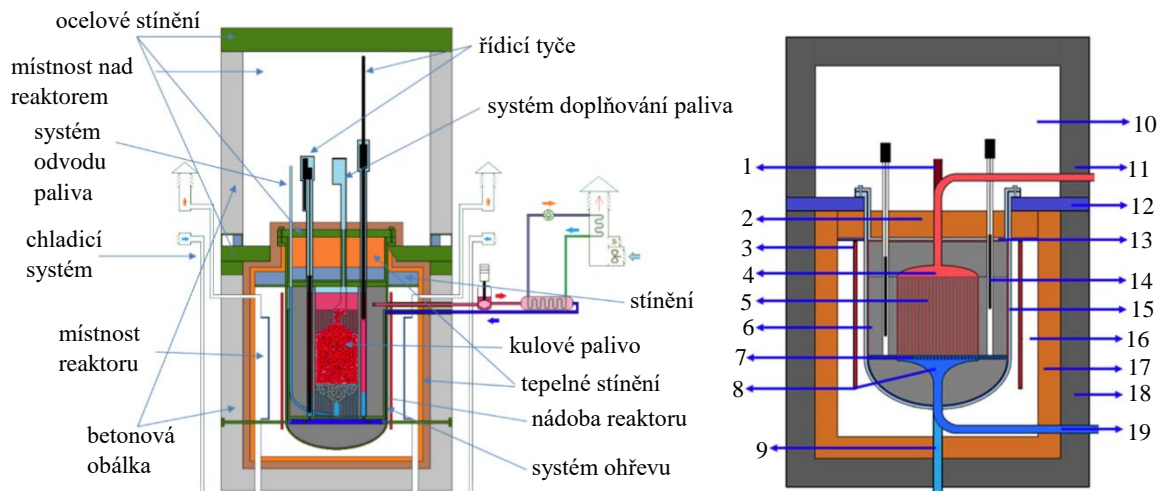
ThorCon je modulární reaktor o jednotkovém tepelném výkonu 557 MWt. Reaktor pracuje v tepelném spektru, moderátorem je grafit a chladivem roztavená fluoridová sůl (eutektikum NaF a BeF<sub>2</sub>). Palivo (80 % <sup>232</sup>Th, 16 % <sup>238</sup>U, 4 % <sup>235</sup>U) je rozpuštěné v primární soli. Elektrárna je rozdělena na tzv. sila, ve kterých se nacházejí reaktorové jednotky (podobně jako u IMSR-400). Součástí sila je i čerpadlo a tepelný výměník. Výstupní teplota primární soli je 704 °C. Hlavním účelem reaktoru ThorCon je primárně výroba elektrické energie, ovšem zaměřuje se i na pohon ropných tankerů.

## 6.10 TMSR-SF1/LF1 (Chinese Academy of Sciences – SINAP, Čína)

Čínská akademie věd započala vývoj dvou základních tepelných solných reaktorů na pevné a kapalném thoriovém palivu. Jedná se o testovací reaktor TMSR-SF1 o tepelném výkonu 10 MWt, který má za úkol prověřit vhodnost konstrukčních materiálů a osvojení si práce s novým typem chladiva. Jako palivo bude využívat TRISO koule o průměru 6 cm a jako chladivo sůl FLiBe (v sekundární okruhu bude cirkulovat sůl FLiNaK). Konstruktivním materiálem jsou niklové slitiny a moderátorem grafit.



Druhým konceptem testovacího reaktoru je TMSR-LF1 o tepelném výkonu 2 MWt. Úkolem tohoto reaktoru je získat zkušenosti s nakládáním, výrobou a přepracováním kapalného paliva [65]. Výstavba tohoto typu reaktoru započala v roce 2018 [32, 65].

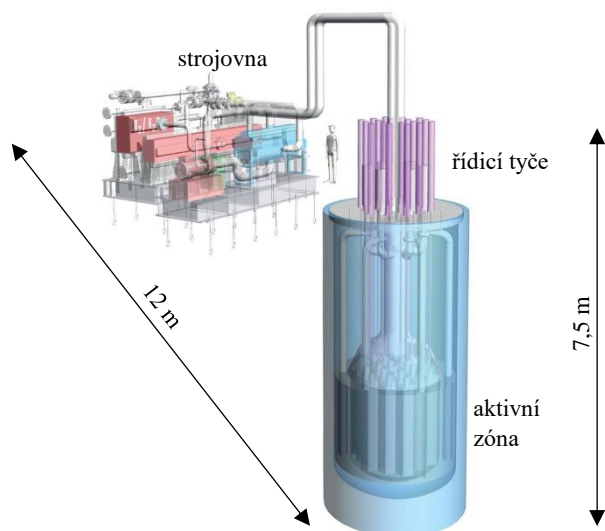


kde: 1) kanál na vkládání vzorků, 2) horní izolace, 3) ohřev, 4) horní komora, 5) kanály palivové soli, 6) grafitový reflektor, 7) rozdělovač průtoku soli, 8) dolní komora, 9) vypouštěcí potrubí, 10) místnost nad reaktorem, 11) odtok horké soli, 12) podpůrný nosník, 13) víko reaktoru, 14) řídicí tyč, 15) nádoba reaktoru, 16) místnost reaktoru, 17) izolace, 18) beton, 19) vstup studené soli.

Obrázek 21: Schéma reaktoru TMSR-SF1 (vlevo) a TMSR-LF1 (vpravo), upraveno [65]

## 6.11 Energy Well (CVŘ, Česká republika)

Energy Well je malý modulární reaktor oficiálně představený v roce 2018 na konferenci SMR v Praze. Jedná se o návrh tepelného grafitového reaktoru chlazeného roztavenou fluoridovou solí FLiBe a využívající pevné prismatické TRISO palivo. Výstupní teplota soli z primárního okruhu by měla dosahovat 700 °C. Tepelný výkon reaktoru je 20 MWt. Sekundární vložený okruh je tvořen fluoridovou solí NaBF<sub>4</sub> a v terciálním okruhu cirkuluje nadkritický CO<sub>2</sub>. K výrobě elektrické energie bude využívána plynová turbína. Z hlediska dopravitelnosti je velký benefit, že primární, sekundární i terciální okruh lze přepravovat jako samostatné jednotky [17].



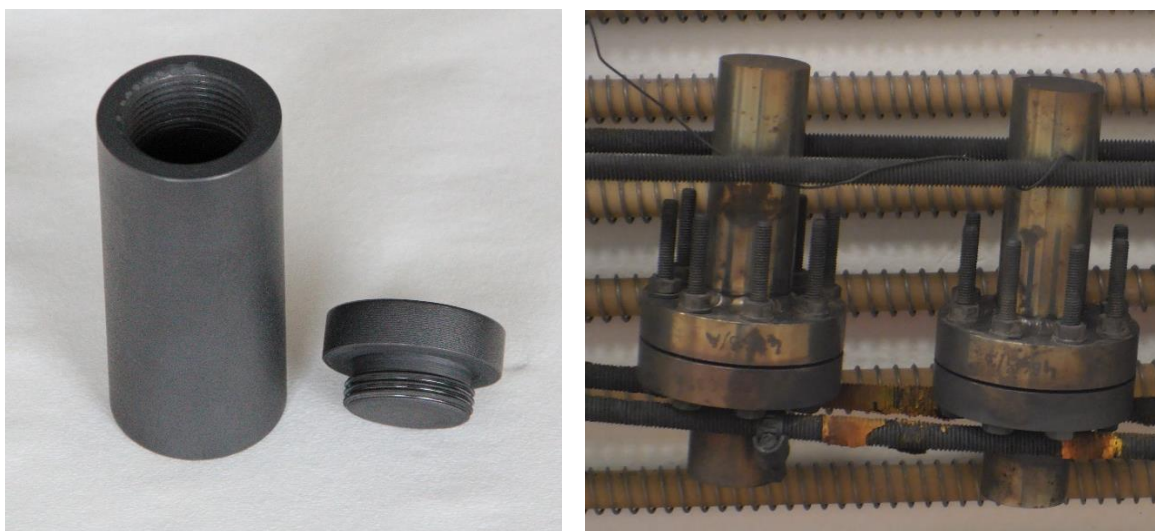
Obrázek 22: Vizualizace elektrárny s reaktorem Energy Well [17]

## 7 Aparatury na testování korozních účinků soli

Vzhledem k velmi malým provozním zkušenostem se solnými reaktory je ve světě pouze několik málo experimentálních laboratoří zabývajících se testováním nových materiálů, které by mohly být použity jako nové konstrukční materiály pro komponenty solných reaktorů. Kvůli vysoké korozní agresivitě chladicí soli je zapotřebí rozsáhlého výzkumu materiálů. V aktivní zóně je navíc nutné počítat nejen s korozí, ale i s působením neutronů. Testování materiálů je možné rozdělit podle cirkulace chladiva na statické a dynamické testy.

### 7.1 Statické testy materiálů

Pro statické testy se využívají grafitové ampule, popřípadě ampule z niklu či niklových slitin. Pro testování více vzorků najednou je možné využít větší nádobu, kde jsou všechny vzorky pohromadě. Zkoumané vzorky jsou ponořeny do roztavené soli o teplotě v rozmezí 500-800 °C podle budoucích provozních parametrů, kterým bude vystavena komponenta z testovaného materiálu. Obvykle experimenty probíhají v ochranné atmosféře, aby nedocházelo k ovlivňování výsledků především vzdušnou vlhkostí a kyslíkem.



Obrázek 23: A) Grafitová ampule na korozní testy (vlevo), B) niklová ampule na testování přírubových spojů (vpravo)

### 7.2 Dynamické testy materiálů – solné smyčky

Dynamické korozní testování materiálů se provádí podobně jako u statických testů, tedy v prostředí roztavených solí, za vysoké teploty a pod inertní atmosférou. Rozdílem je, že sůl cirkuluje v uzavřené smyčce, čímž je testovaný materiál více namáhán a test se více přibližuje reálnému procesu v reaktoru. Sůl může ve smyčce cirkulovat pomocí přirozené i nucené konvekce. Tzv. solné smyčky (MSL, z angličtiny: *molten salt loop*) jsou zařízení na testování různých technologických komponent, které mají být vystaveny účinkům roztavené soli. Testuje se samotný konstrukční materiál smyčky, chování cirkulující taveniny, funkčnost čerpadla (pokud je součástí), těsnost přírubových spojů,

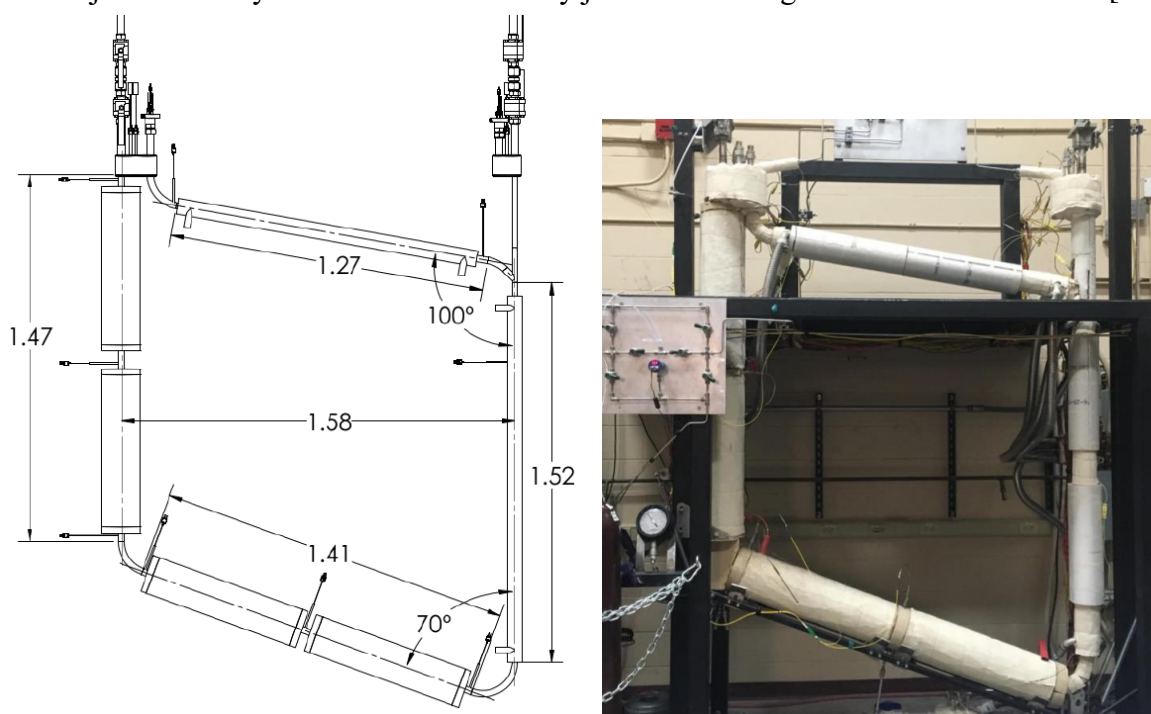
korozivzdornost jednotlivých vzorků materiálů, ale také schopnost vyhřívání a izolace celé konstrukce a či funkčnost tzv. mrazové zátky.

Ve světě bylo v historii vybudováno mnoho solných smyček pracujících s různými solemi ( $\text{MgCl}_2\text{-KCl}$ ,  $\text{NaNO}_3\text{-KNO}_3$ , FLiNaK, FLiBe, ...). V současnosti je jich dle dostupných informací v provozu pouze několik, např. MSL na univerzitě ve Wisconsin-Madisonu pracující se solí FLiBe, smyčka pracující s taveninou FLiNaK v ORNL, solná smyčka ve francouzské laboratoři subatomární fyziky a kosmologie v Grenoblu a v neposlední řadě smyčka pracující s taveninou FLiBe v CVŘ.

Vzhledem k zaměření této práce na korozní testy v soli FLiBe, budou v následujících podkapitolách detailně představeny pouze smyčky pracující s tímto typem taveniny.

### 7.2.1 Solná smyčka s taveninou FLiBe (UWM, USA)

Univerzita ve Wisconsin-Madisonu je jedna z mála organizací na světě provozující solnou smyčku s taveninou FLiBe. Jedná se o zařízení, na kterém probíhá studium přirozené konvekce roztavené soli pro ověření funkčnosti systému pasivního odvodu tepla (tzv. DRACS) a také korozní testy vzorků zavěšených ve vertikální komoře. Celé zařízení je zkonstruováno z korozivzdorné oceli AISI 316/316L. Maximální provozní teplota je  $740\text{ }^\circ\text{C}$  a teplotní rozdíl mezi horní a spodní částí smyčky tvoří  $75\text{ }^\circ\text{C}$ . Smyčka je schopna pojmout 8 kg taveniny. Trubky mají vnitřní průměr 1,9 cm a tavenina v nich proudí rychlostí přibližně 5 cm/s. Pouze jeden rozebíratelný spoj je v přímém styku s taveninou, všechny ostatní jsou zavařeny. Nad hladinou taveniny je udržována argonová inertní atmosféra [10].



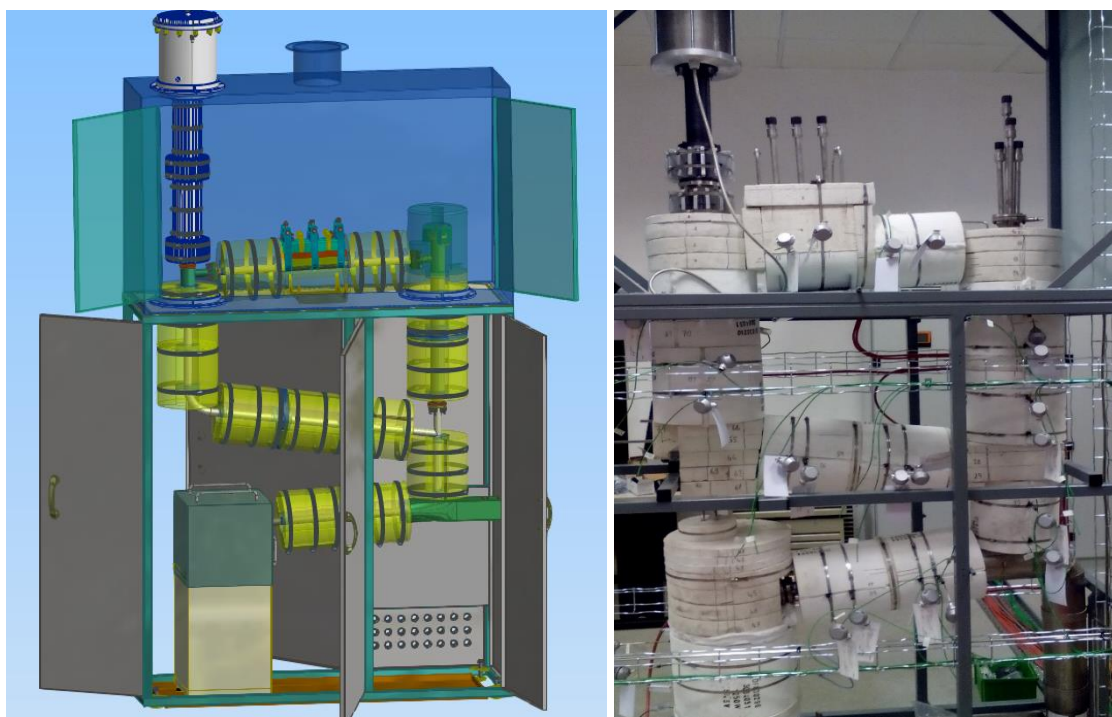
Obrázek 24: Schéma a konstrukce solné smyčky na univerzitě Wisconsin-Madison [10,9], všechny rozměry uvedené na levém obrázku jsou v metrech.

### 7.2.2 Solná smyčka s taveninou FLiBe (CVŘ, ČR)

Centrum výzkumu Řež má dlouholeté zkušenosti s taveninou FLiBe. Provádí experimentální práce založené na testování konstrukčních materiálů a materiálů přírubových spojů. Solná smyčka nacházející se v CVŘ je zařízení simulující reálné chemické pochody v reaktorech MSR/FHR. Hlavním účelem tohoto zařízení je dlouhodobé korozní testování vzorků, převážně niklových slitin, které mohou být zavedeny do horizontálního kanálu na pravé straně smyčky nebo do testovacího prostoru umístěného uprostřed horní spojnice. Dále je zde prověřována těsnost přírubových spojů, schopnost čerpadla pracovat za velmi vysokých teplot a funkčnost tzv. mrazové zátky, která je při případném přehřátí AZ budoucího solného reaktoru roztavena a tavenina je vypuštěna do zásobních tanků.

Hlavním konstrukčním materiálem smyčky je INCONEL 718. Tavenina o maximálním objemu 6 litrů cirkuluje smyčkou za pomoci čerpadla a při maximální provozní teplotě 760 °C. Nad hladinou taveniny je stejně jako v předešlém případě udržována argonová inertní atmosféra. Smyčka je plněna taveninou sifonovým efektem ze zásobního tanku, umístěného v dolní části.

V současnosti (v průběhu psaní této práce) je solná smyčka v rekonstrukci a probíhají na ní úpravy pro montáž nového čerpadla a komory pro dlouhodobé testování vzorků. Proto nebylo možné korozní testy provádět na tomto zařízení.



Obrázek 25: Schéma a konstrukce solné smyčky v Centru výzkumu Řež

## 8 Zahraniční korozní testy materiálů vhodných pro MSR

Vzhledem ke stáří technologie solných reaktorů se v materiálovém výzkumu udělalo mnoho práce. Pro provoz MSR bylo testováno mnoho typů nejrůznějších materiálů. Následující kapitoly shrnují vybrané odborné publikace zaměřené na materiály testované v prostředí soli FLiBe.

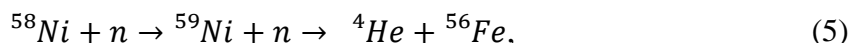
### 8.1 Konstrukční materiály využívané pro MSR

Historicky byly ve všech pilotních projektech solných technologií v ORNL využívány niklové slitiny, a to především z důvodu maximální korozivzdornosti. Jako hlavní konstrukční materiál projektů ARE, ART i MSRE byla zvolena slitina INOR-8 (dnes známý pod označením Hastelloy N nebo UNS N10003), jejíž chemické složení je podle HAYNES International následující:

Ni	Cr	Mo	Fe	Si	Mn	V	C	Co	Cu	W	Al + Ti
zbytek	7	16	≤ 4	≤ 1	≤ 0,8	≤ 0,5	0,06	≤ 0,2	≤ 0,35	≤ 0,5	≤ 0,5

Tabulka 2: Chemické složení niklové slitiny Hastelloy N v hm. % [29]

Při ozařování slitiny Hastelloy N bylo v ORNL zjištěno, že v materiálu vzniká helium, které se shlukuje a vytváří bublinky [45]. Příčinou je transmutace niklu, která probíhá ve dvou krocích, viz rovnici (5).



To je také jeden z důvodů, kvůli kterým pokračoval materiálový výzkum pro solné reaktory. Hledaly se jiné, vhodnější materiály pro výrobu komponent MSR, které by odolávaly jak radiacnímu poškození, tak vlivům koroze, avšak dosud se ukazuje, že nejvhodnějšími materiály zůstávají niklové slitiny.

Dalšími slitinami používanými pro kontakt se solí FLiBe jsou různé typy niklových slitin, například INCONEL Alloy 600 nebo INCONEL Alloy 718.

#### INCONEL 600

Ni	Cr	Fe	Mn	Cu	Si	C
> 72	14 - 17	6 - 10	< 1,00	< 0,50	< 0,50	< 0,15

#### INCONEL 718

Ni	Cr	Fe	Nb	Mo	Ti	Al	Mn	Si	Cu	C
50 - 55	17 - 21	zbytek	4,75 - 5,50	2,80 - 3,30	0,65 - 1,15	0,20 - 0,80	< 0,35	< 0,30	< 0,08	

Tabulka 3: Chemické složení slitiny INCONEL Alloy 600 a 718 v hm. % [6]

Uvažována je ale například i nerezová ocel AISI 316L, ze které je vyrobena solná smyčka v UWM (viz kapitolu 7.2.1). Tato ocel je také do budoucna zamýšlena jako jeden z konstrukčních materiálů malého modulárního reaktoru Energy Well (viz kapitolu 6.11). Narozdíl od oceli AISI 304L, testované v této práci, obsahuje ocel 316L větší procento niklu i chromu, a navíc ještě molybden (viz Tabulka 4).

Ni	Cr	Mo	C
10 - 13	16,5 - 18,5	> 2,0	< 0,03

Tabulka 4: Chemické složení korozivzdorné oceli AISI 316L v hm. % [47]

## 8.2 Světový výzkum materiálů v tavenině FLiBe

Díky možnému návratu ke konceptu solného reaktoru je ve světě několik laboratoří, které se zabývají výzkumem solných technologií. Výzkumné laboratoře jsou často spojeny s průmyslem a dohromady vyvíjejí nové, vhodnější slitiny pro konstrukční materiály solných reaktorů.

Prvek	Hastelloy N	Hastelloy NM	HN80M-VI	HN80MTY	HN80MTW	MONICR	GH3535	EM-721
	USA	USA	Rusko	Rusko	Rusko	ČR	Čína	Francie
Ni	zbytek	zbytek	zbytek	zbytek	zbytek	zbytek	zbytek	zbytek
Cr	7,52	7,3	7,61	6,81	7	6,85	6,88	5,7
Mo	16,28	13,6	12,2	13,2	10	15,8	15,9	0,07
Ti	0,26	0,5-2,0	0,001	0,93	1,7	0,026	-	0,13
Fe	3,97	< 0,1	0,28	0,15	-	2,27	4,1	0,05
Mn	0,52	0,14	0,22	0,013	-	0,037	0,49	0,086
Nb	-	-	1,48	0,01	-	< 0,01	0,01	-
Si	0,5	< 0,01	0,04	0,04	-	0,13	1,01	0,065
Al	0,26	-	0,038	1,12	-	0,02	0,88	0,08
W	0,06	-	0,21	0,072	6	0,16	-	25,2

Tabulka 5: Chemické složení slitin vyvíjených pro aplikace MSR/FHR v hm. % [64]

Jak bylo zmíněno výše, pro solné reaktory je jedna z otázek vhodnost materiálů kompatibilních s fluoridovou solí. Materiály jsou podrobovány korozním testům v soli FLiBe [68, 56, 67, 59, 39, 69, 8, 41, 40], podobných experimentu uvedenému v této práci.

### Z korozních testů materiálů v tavenině FLiBe bylo zjištěno následující:

Studie porovnávající hmotnostní úbytky dané vlivem koroze, vykazují vyšší odolnost niklových slitin oproti korozivzdorným ocelím [19, 40, 41].

V průběhu koroze do taveniny přechází především chrom. U niklových slitin se po vyčerpání chromu vytvoří na povrchu vrstva s vyšším obsahem niklu, který odolává korozi podstatně lépe [40, 41, 68]. Rychlost koroze v čase tedy není lineární. Z povrchu vzorků je do taveniny často uvolňováno i železo a molybden. Pravděpodobně je tento jev způsoben fluorací povrchu a v tavenině se projevuje nejčastěji ve sloučeninách  $\text{FeF}_2$ ,  $\text{MoF}_2$  a  $\text{CrF}_2$  [41, 56, 69].

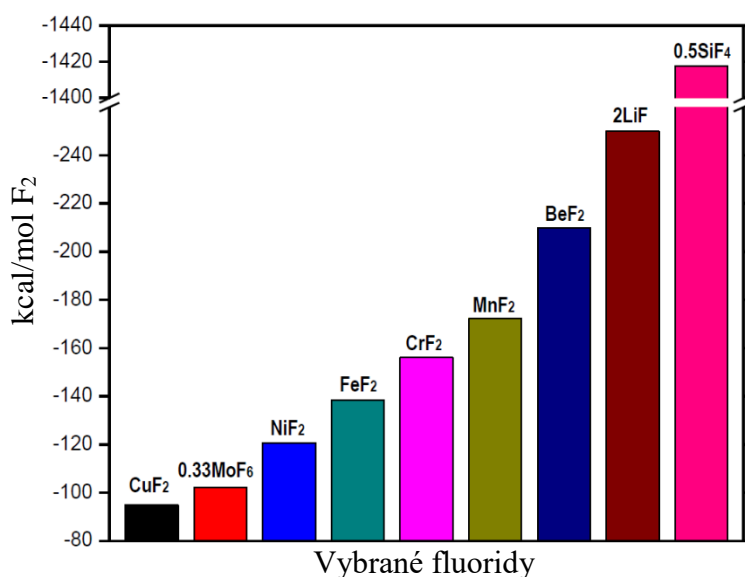
Na povrchu testovaných vzorků se může tvořit karbidická vrstva či jen zrna z konstrukčních materiálů (např.  $\text{Cr}_3\text{C}_2$ ,  $\text{Cr}_7\text{C}_3$ ,  $\text{Mo}_2\text{C}$  nebo  $(\text{Cr}, \text{Mn})_{23}\text{C}_6$ ). Uhlík se do taveniny a následně na povrch vzorků dostává z testovacích grafitových kapslí. V tepelném jaderném reaktoru je tvorba karbidů zapříčiněna přítomností grafit. moderátoru [41, 69].

## 9 Korozní mechanismy v prostředí fluoridových solí

V prostředí fluoridových solí může být koroze způsobována několika faktory. Hlavními korozními mechanismy jsou termodynamicky řízená koroze způsobená přeformováním fluoridových sloučenin Gibbsovou volnou energií a koroze způsobená přítomností nečistot jako jsou vlhkost, kyslík nebo kovy. Dále je to koroze řízená teplotním gradientem závislá na rozpustnosti kovů v soli a koroze způsobená redoxním potenciálem soli [19, 59, 67].

### 9.1 Termodynamická korozní reakce

Tento typ koroze závisí na množství a typu legujících prvků v materiálu a na jejich rozdílné Gibbsově volné energii, tedy rozdílu ve volné energii složek fluoridů soli a fluoridů legujících prvků. Kovy, které mají vysokou zápornou volnou energii tvorby fluoridů, tvoří s vyšší pravděpodobností fluoridové sloučeniny a snadněji se rozpouští v soli, tudíž jsou náchylnější ke korozi. Gibbsovy volné energie vybraných fluoridových sloučenin znázorňuje následující graf:



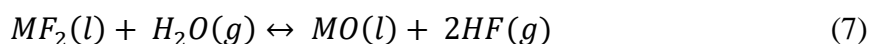
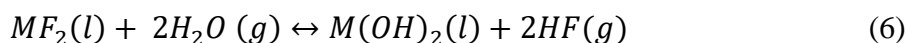
Obrázek 26: Gibbsova volná energie tvorby vybraných fluoridů při teplotě 700 °C [67]

### 9.2 Koroze řízená obsahem nečistot

Jedním z nejvýznamnějších problémů v systémech s roztavenou solí je koroze zapříčiněná nečistotami obsaženými v soli. Tento typ koroze se projevuje převážně v počáteční fázi korozního děje. Nečistoty, jako je například vlhkost, přítomnost kyslíku nebo rozpuštěných kovů v soli, mohou být do soli vpraveny během výroby nebo skladování, proto je zapotřebí se soli nakládat tak, aby bylo riziko znečištění minimální.

Koroze řízená obsahem nečistot může při vysoké teplotě vznikat u většiny kovů, dokonce i u niklu, který je vůči napadání fluoridovou solí relativně odolný. Nejškodlivějším

kontaminantem v roztavených solích je pravděpodobně vlhkost, která reaguje s fluoridy solí za vzniku vysoce korozní kyseliny fluorovodíkové (HF) dle reakcí (6) a (7) [59, 67]:



kde  $M$  je libovolný kov (např. z konstrukčního materiálu).

### 9.3 Koroze řízená teplotním gradientem

Rozpustnost produktů koroze v roztavených solích je silně závislá na teplotě. S ohledem na nerovnoměrné teplotní pole na cirkulačním potrubí a na AZ reaktoru jsou produkty koroze (především fluoridy chromu) transportovány z teplejších oblastí do chladnějších míst. Hnací silou tohoto transportu hmoty je právě teplotní gradient mezi dvěma místy. Tento korozní mechanismus byl testován na MSRE a nyní probíhá výzkum na solné smyčce ve Wisconsinu (viz kapitolu 7.2.1).

Při dlouhodobém testování slitiny Hastelloy-N v rámci projektu MSRE bylo prokázáno, že při teplotním rozdílu na solné smyčce dosahujícím 140 °C dochází v horkých oblastech smyčky k úbytkům materiálu a ve studených oblastech naopak k jeho hromadění v důsledku ukládání korozních produktů [39].

### 9.4 Koroze způsobená redoxním potenciálem

Korozivita roztavených solí může být důsledkem různých faktorů, jež byly zmíněny výše. Zejména přítomnost nečistot může vyžadovat snížení oxidačního potenciálu soli, a to přidáním prvků nebo sloučenin ke zmírnění koroze. Redoxní potenciál je přímo spojen s oxidačními stavy kovových iontů ve směsi roztavené soli. Složky solí zkoumané v experimentech ORNL (např. LiF, NaF, KF, BeF<sub>2</sub> a ThF<sub>4</sub>) mají pouze jeden valenční stav, nicméně uran, který byl do soli přidán, jich má více (konkrétně UF<sub>3</sub>, UF<sub>4</sub>, UF<sub>5</sub> a UF<sub>6</sub>). Vyšší valenční stavy jsou více korozivní, protože mohou potenciálně podstoupit několikanásobné snížení. Koroze materiálů působením roztavené soli může být snížena regulováním redoxního potenciálu soli např. přidáním malého množství prvků ze skupiny alkalických zemin (Sm a Y), Cs, Be, BeC nebo Zr [59]. Tyto skutečnosti potvrdil ve své disertační práci G. Zheng [67], v jehož experimentech UF<sub>4</sub> reagoval s chromem z konstrukčního materiálu a podporoval jeho rozpouštění do soli. Koroze nerezové oceli AISI 316 byla v rané fázi rychlá kvůli přítomným nečistotám, avšak přidání beryllia do soli FLiBe radikálně zpomalilo rychlost koroze snížením oxidačního potenciálu soli [67].

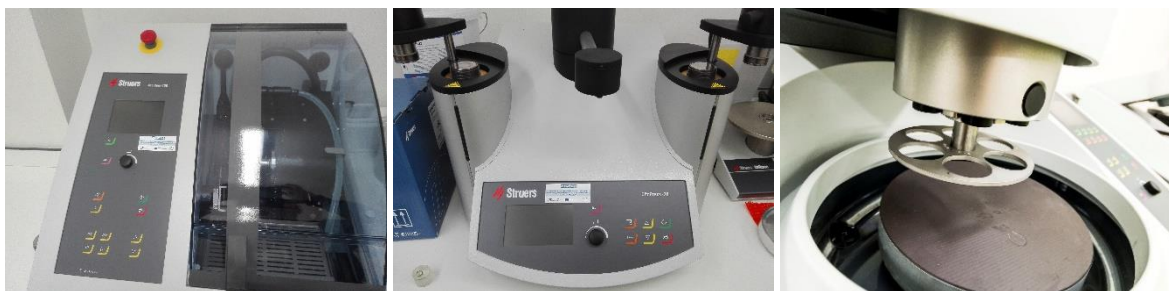


## 10 Korozní testy vybraných materiálů v CVŘ

Přestože hlavním materiálem používaným pro výrobu komponent MSR byla slitina Hastelloy N, tato práce má prokázat životaschopnost jiných vybraných materiálů a porovnat schopnost těchto materiálů odolávat korozním účinkům soli FLiBe. Pro korozní testování v soli FLiBe v rámci této diplomové práce byly vybrány dvě skupiny materiálů. První skupinou testovaných materiálů jsou niklové slitiny. Konkrétně se jedná o INCOLOY Alloy 800HT, INCONEL Alloy 625 a MoNiCr. Druhou skupinou materiálů jsou korozivzdorné oceli. Vybrány byly AISI 304L, AISI 321 a Eurofer 97. Všechny vybrané materiály se používají v energetice či chemickém průmyslu, tudíž jejich dostupnost na trhu není nikterak omezená.

### 10.1 Příprava a analýza vzorků na SEM

Pro experimentální část práce byly ze zvolených materiálů ručně nařezány vzorky o přibližně stejných rozměrech. Rozřez vzorků probíhal na pomaloběžné diamantové pile *Accutom 100* v metalografické laboratoři CVŘ. Pro zamezení změny krystalické struktury materiálu v okolí řezu byl diamantový kotouč chlazen kapalinou. Nařezané vzorky byly vyleštěny na automatické brusce/leštičky *Tegramin 25* na požadovanou drsnost. Kvůli analýze vzorků na skenovacím elektronovém mikroskopu (SEM) bylo potřebné vzorky za tepla zalisovat do černé bakelitové pryskyřicové matrice *Polyfast* v zařízení *CitoPress 30*. Povrch vzorků byl chemicky vyleptán<sup>6</sup> a následná analýza povrchové struktury a chemického složení probíhala v laboratoři SEM.



Obrázek 27: Pila Accutom 100, lis CitoPress 30 a leštička Tegramin 25

#### 10.1.1 Skenovací (rastrovací) elektronový mikroskop (SEM)

SEM je zařízení na analýzu mikrostruktury povrchů látek za pomoci urychlených elektronů. Elektrony jsou emitovány z autoemisní wolframové katody, průchodem skrz anodu jsou urychlovány a dále fokusovány průchodem v magnetických čočkách. Při dopadu elektronů na materiál je z povrchu vzorku vyraženo několik typů záření (elektrony, sekundární elektrony, rtg. záření, ...). Díky přídavným detektorům a analyzátorům je možné toto záření detekovat, identifikovat a vyčíst z něj informace například o chemickém složení vzorku atd. K mikroskopu lze připojit např. energiově disperzní analyzátor (EDS) nebo vlnově disperzní analyzátor (WDS). Oba typy analýz jsou prvkové a reagují na charakteristické rentgenové záření. Celá trasa mezi katodou, vzorkem a detektorem musí být udržována ve vakuu (řádově  $1 \cdot 10^{-4}$  Pa), aby se zabránilo vychýlení osy svazku nebo snížení intenzity emitovaných elektronů. Nejčastěji se využívá zobrazování v sekundárních

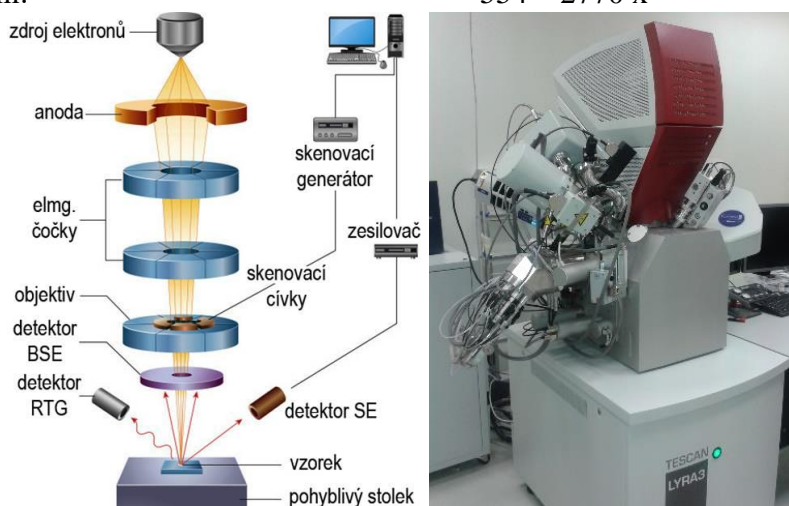
<sup>6</sup> Pro niklové slitiny bylo použito leptadlo *Marble* ( $\text{CuSO}_4 + \text{HCl} + \text{H}_2\text{O}$  v poměru 4 : 20 : 20 ml) a pro korozivzdorné oceli leptadlo *Aqua Regia* ( $\text{HCl} + \text{HNO}_3 + \text{H}_2\text{O}$  v poměru 45 : 15 : 10 ml)

elektronech (SE), které poskytuje informaci o topografii (hloubce) povrchu, a ve zpětně odražených elektronech (BSE), které dává informace o morfologii povrchu, přičemž atomové číslo prvku je dáno intenzitou záření (lehké prvky se jeví jako tmavší, a naopak těžké prvky jako světlejší). Toto záření je možné pomocí detektorů následně převést na viditelný obraz [54].

Pro tuto práci byl použit skenovací elektronový mikroskop *LYRA3* od firmy *TESCAN* s energiově disperzním analyzátozem (EDX/EDS). Skenování vzorků a analýza EDS byla provedena za pomoci Ing. Daniely Marušákové.

#### Zvolené parametry a nastavení SEM:

- urychlovací napětí: 20 kV
- použitá metoda skenování: BSE
- vzdálenost detektoru BSE od vzorku: 9 mm
- velikost zobrazované plochy: 50 – 500  $\mu\text{m}$
- zvětšení: 554 – 2770 x



Obrázek 28: Schéma SEM [51] (vlevo) a SEM LYRA3 TESCAN (vpravo)

## 10.2 Příprava vzorků na korozní test

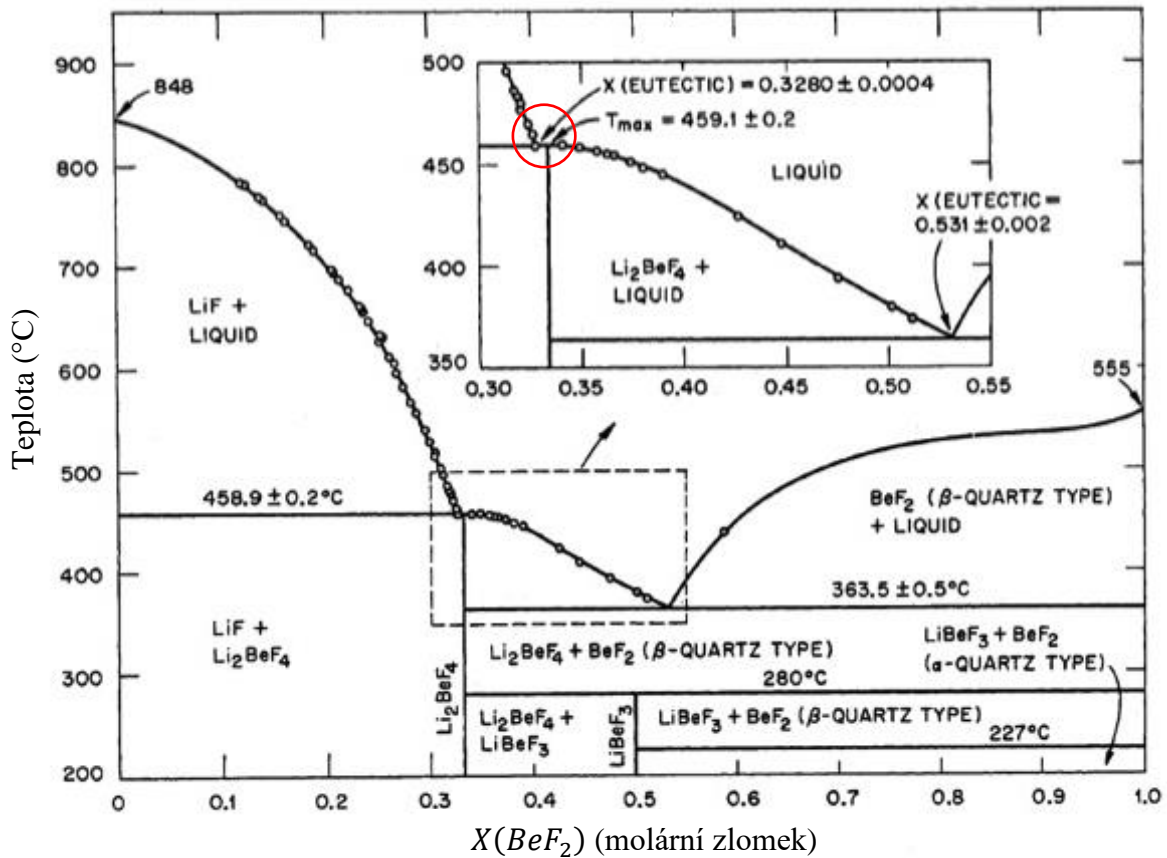
Po analýze vzorků na SEM následovala úprava drsnosti povrchu všech vzorků na brusném kotouči o hrubosti 500. Před samotným korozním testem byly vzorky změřeny posuvným měřítkem *Mitutoyo Digimatic caliper* s přesností  $\pm 0,02$  mm a zváženy na analytických vahách *Precisa 125A* s přesností  $\pm 0,001$  g. Vzhledem k nerovným řezům nebyly vzorky přesnými kvádry, proto bylo nutné provádět měření na každé straně vzorku a hodnoty zprůměrovat. Naměřené rozměry a váhy byly zpracovány (viz Tabulka 6).

Materiál	Výška (mm)	Šířka (mm)	Délka (mm)	Váha před testem (g)	Vypočtená hustota ( $\text{g}/\text{cm}^3$ )
Alloy 800HT	3,13	14,73	29,69	10,9284	7,98
Inconel 625	2,95	15,18	29,87	11,4004	8,52
MoNiCr	1,02	15,63	30,87	4,5180	9,18
AISI 304L	2,88	14,78	30,32	10,3253	8,00
AISI 321	4,92	14,57	30,70	17,2285	7,83
Eurofer 97	3,67	15,07	29,66	12,9557	7,90

Tabulka 6: Naměřené rozměry a hmotnost vzorků před korozním testem

### 10.3 Příprava taveniny FLiBe, zalití vzorků a průběh testu

Jak již bylo zmíněno v kapitole 3, FLiBe je eutektická směs fluoridu lithného a fluoridu berylnatého. Oba fluoridy jsou bílé prášky a byly smíchány v přesném poměru (viz Obrázek 29).



Obrázek 29: Fázový diagram binární směsi LiF – BeF<sub>2</sub> [53]

Chladivo solných reaktorů se solí FLiBe je uvažováno jako směs nukleárně čistého LiF a BeF<sub>2</sub> v molárním poměru 2:1. Tento poměr je dán eutektickým bodem, ve kterém je možné dosáhnout nízké viskozity za relativně nízké teploty. Viskozita se v tavenině zvyšuje se vzrůstajícím podílem BeF<sub>2</sub> ve směsi. Při 540 °C byla zjištěna dynamická viskozita pro složení směsi v obou eutektických bodech. Viskozita LiF-BeF<sub>2</sub>, kde  $X(\text{BeF}_2) = 31 \text{ mol. \%}$ , je  $1,02 \cdot 10^{-2} \text{ Pa}\cdot\text{s}$  a pro  $X(\text{BeF}_2) = 50 \text{ mol. \%}$  je viskozita  $3,75 \cdot 10^{-2} \text{ Pa}\cdot\text{s}$  [42].

Aby se podmínky korozního testu co nejvíce podobaly reálným podmínkám v reaktoru, bylo zvoleno stejné složení směsi. Při provozu solných reaktorů je ovšem lithium obohaceno o izotop <sup>7</sup>Li. Pro korozní testy bylo použito pouze přírodní lithium, což nemá žádný vliv na korozní chování soli. Dalším kritériem pro výběr byla také cena, která je u <sup>7</sup>Li několika násobně vyšší než u <sup>6</sup>Li.

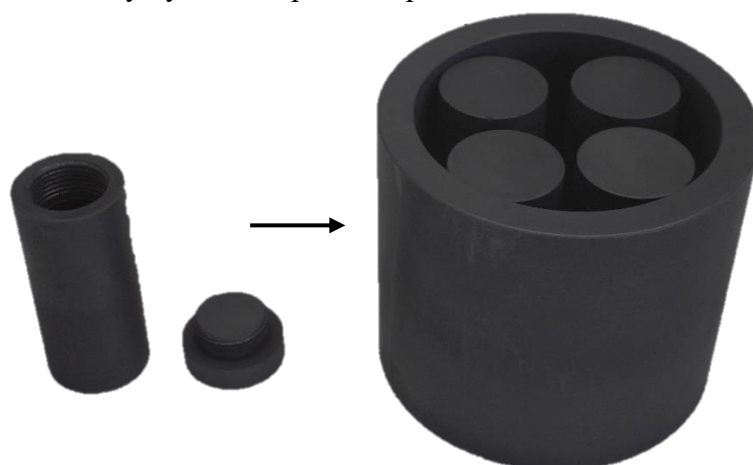
Pro samotné zalití vzorků bylo naváženo cca 250 g směsi, která byla roztavena v elektrické peci s programovatelným regulátorem CLARE 4.0 při teplotě 500 °C. Prášek byl nasypán do odlévacího sklo-grafitového kelímku GAZN 60 a roztaven. Po 4 hodinách byl kelímek vyndán pomocí kleští z pece a sůl byla rozlita do grafitových uzavíratelných ampulí s předem vloženými vzorky. Ampule byly zalitý tak, aby byl vzorek celý ponořený v tavenině. Každý vzorek byl zalit přibližně 30 g roztavené soli. Přesné množství taveniny

použité pro jednotlivé vzorky je uvedeno v Tabulka 7. Celý proces tavby a zalévání vzorků probíhal v rukavicovém boxu při inertní dusíkové atmosféře.

Alloy 800HT	Inconel 625	MoNiCr	AISI 304L	AISI 321	Eurofer 97
32,11 g	27,39 g	27,43 g	30,28 g	23,34 g	31,27 g

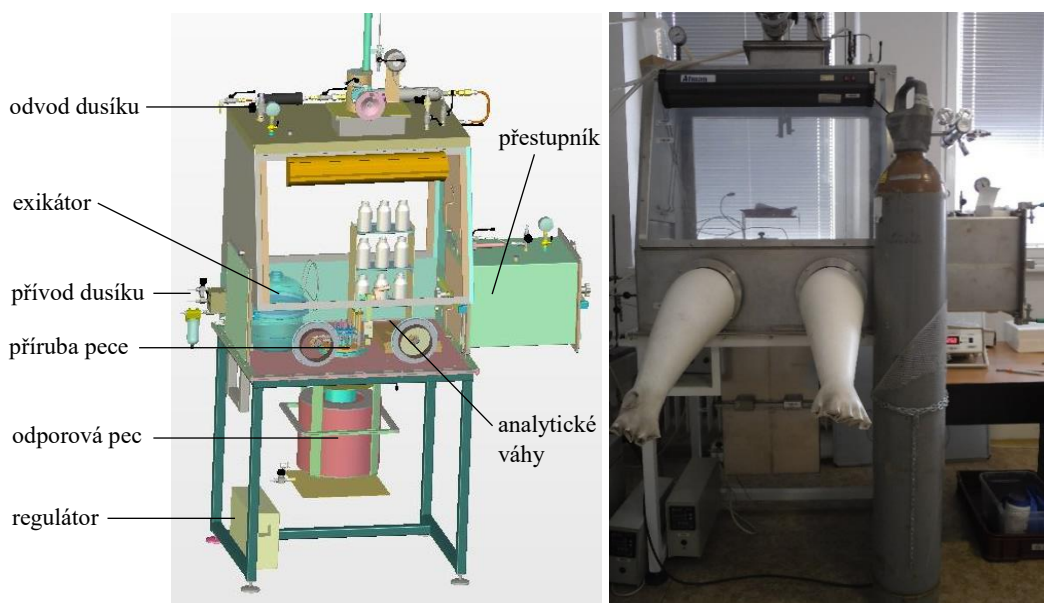
Tabulka 7: Množství soli FLiBe použité na zalití vzorků

Po zalití se vzorky nechaly zchladnout na teplotu 20 °C, byla překontrolována hladina taveniny a celistvost ampulí po tepelném šoku. Poté byly ampule zašroubovány a vloženy do větších grafitových kelímků a v nich umístěny zpět do pece. Větší grafitové kelímky sloužily pouze pro případ, že by v malých ampulích v průběhu testu došlo k netěsnosti a tekutá sůl by vytekla do prostoru pece.



Obrázek 30: Grafitová ampule s víčkem (vlevo) a ochranný grafitový kelímek (vpravo)

Korozní test probíhal v rukavicovém boxu v inertní dusíkové atmosféře za konstantních podmínek po dobu 744 hodin (31 dní) při teplotě 700 °C. Nízký průtok dusíku (1,4 m<sup>3</sup>/h) byl vháněn skrz přírubu přímo do pece a zamezoval tak kontaktu okolního vzduchu a vlhkosti s grafitovými ampulemi.



Obrázek 31: Schéma a fotografie rukavicového boxu, ve kterém probíhal experiment

## 10.4 Úprava vzorků po korozních testech pro dodatečné analýzy

Po skončení testu se vzorky v peci nechaly pomalu zchladnout až na pokojovou teplotu. Grafitové ampule byly vyjmuty z rukavicového boxu a přeneseny do digestoře, kde byly otevřeny. Ztuhlá sůl byla vyjmuta z ampule a vzorek byl mechanicky vyseparován. Na povrchu vzorků byla zbylá sůl odstraněna pomocí ultrazvukové čisticí lázně *HAYER USC 200*, ve které byly vzorky ponechány v plastových vzorkovnicích zalitých destilovanou vodou po dobu 8 hodin. Frekvence ultrazvukové lázně byla 35 kHz.

Vzorky byly po čištění podrobněji zkoumány na optickém mikroskopu *ZEISS Stemi 508* s kamerou *ZEISS Axiocam 105 color*, zda neobsahují nějaké zbylé nečistoty z taveniny, které by mohly ovlivňovat následné měření a analýzy.

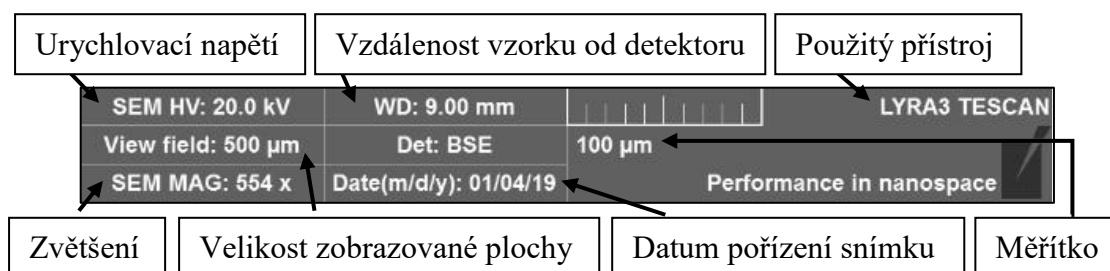
Takto očištěné a nafocené vzorky byly zváženy na analytických vahách *Precisa 125A* kvůli zjištění hmotnostního úbytku způsobeného korozi. Dále byly vzorky rozřezány, zality do pryskyřice a jejich povrch byl vyleštěn a vyleptán, stejně jako tomu bylo při přípravě vzorků na analýzy před korozním testem, viz kapitolu 10.2.



Obrázek 32: Ultrazvuková čistička, optický mikroskop a analytické váhy

## 10.5 Analýzy na skenovacím elektronovém mikroskopu

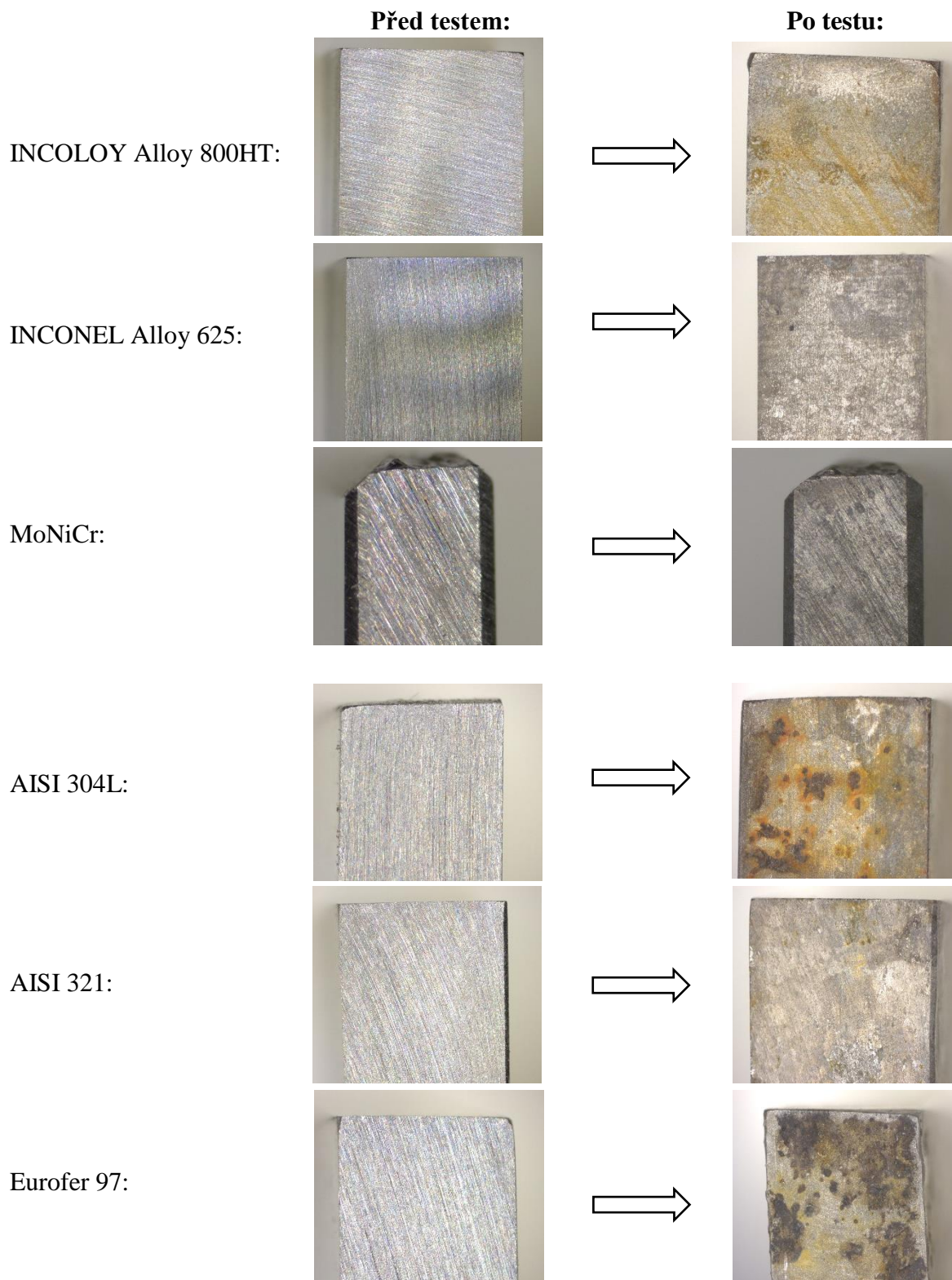
Pro analýzu vzorků na SEM bylo využito zobrazovací metody zpětně odražených elektronů (BSE). Vzorky byly skenovány za stejných podmínek a pořízeny ve stejném zvětšení, jako tomu bylo před korozním testem. Zobrazovanému poli 500  $\mu\text{m}$  odpovídá zvětšení přibližně 554x, poli 200  $\mu\text{m}$  odpovídá zvětšení 1 380x. Pro analýzu chemického složení byl opět použit EDS analyzátor.



Obrázek 33: Vysvětlivka legendy snímků z elektronového mikroskopu

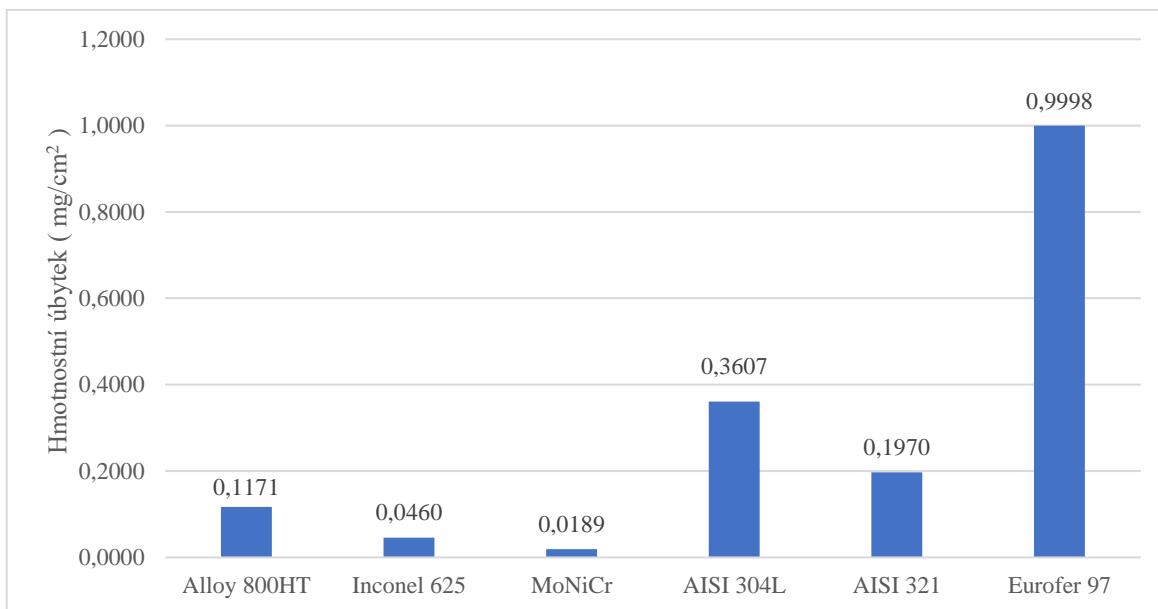
## 10.6 Výsledky měření a analýz po korozním testu

Korozní test probíhající při teplotě 700 °C po dobu jednoho měsíce prokázal vhodnost jednotlivých testovaných materiálů pro aplikaci v MSR. První závěr lze udělat už z pouhé vizuální analýzy zkorodovaného povrchu. Následující snímky byly pořízeny na optickém mikroskopu zmíněném v úvodu kapitoly 10.4.:



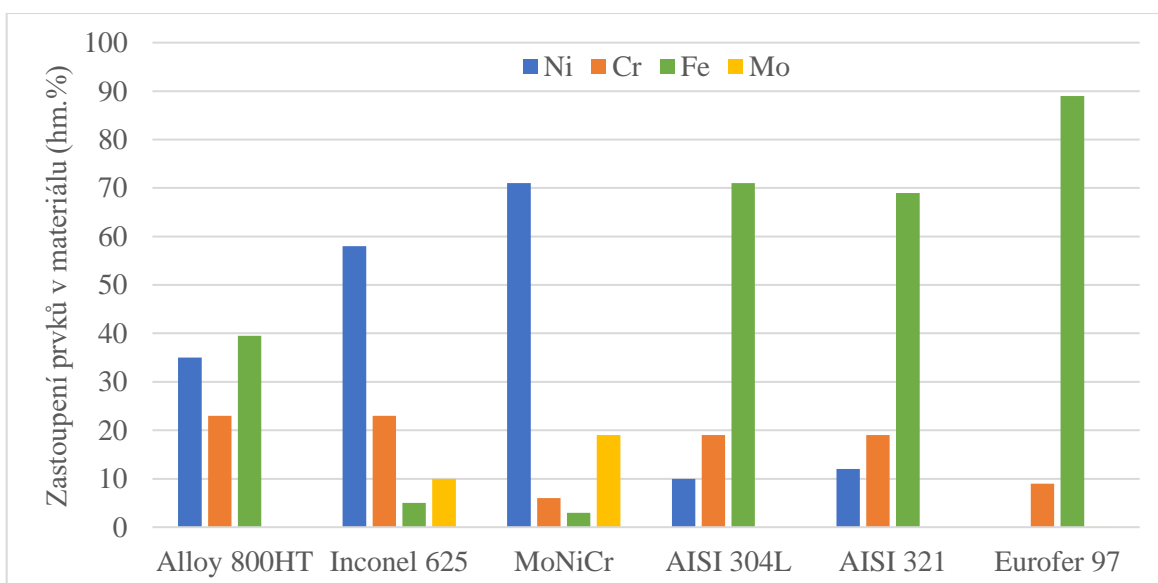
Obrázek 34: Snímky testovaných vzorků z optického mikroskopu (před a po experimentu)

U všech testovaných vzorků došlo k zmatnění povrchu a mírnému zaoblení hran. U materiálů Alloy 800HT, AISI 304L a Eurofer 97 došlo vlivem koroze také ke změně barvy. Při vážení vzorků na analytických vahách byla zjištěna redukce hmotnosti. Vzhledem k různým rozměrům vzorků byl hmotnostní úbytek vydělen plochou vzorků a výsledný úbytek způsobený korozí je tedy vyjádřen v  $\text{mg}/\text{cm}^2$ .



Obrázek 35: Graf hmotnostních úbytků testovaných materiálů

Úbytek hmotnosti vlivem koroze koreluje s obsahem jednotlivých prvků v materiálech. Z tohoto důvodu byl vytvořen následující přehled (viz Obrázek 36), kvůli lepší přehlednosti základního chemického složení testovaných vzorků.



Obrázek 36: Procentuální zastoupení majoritních prvků v testovaných materiálech

V následujících podkapitolách jsou detailně představené jednotlivé testované materiály společně s jejich chemickým složením a analýzou na SEM, včetně snímků pořízených metodou BSE.

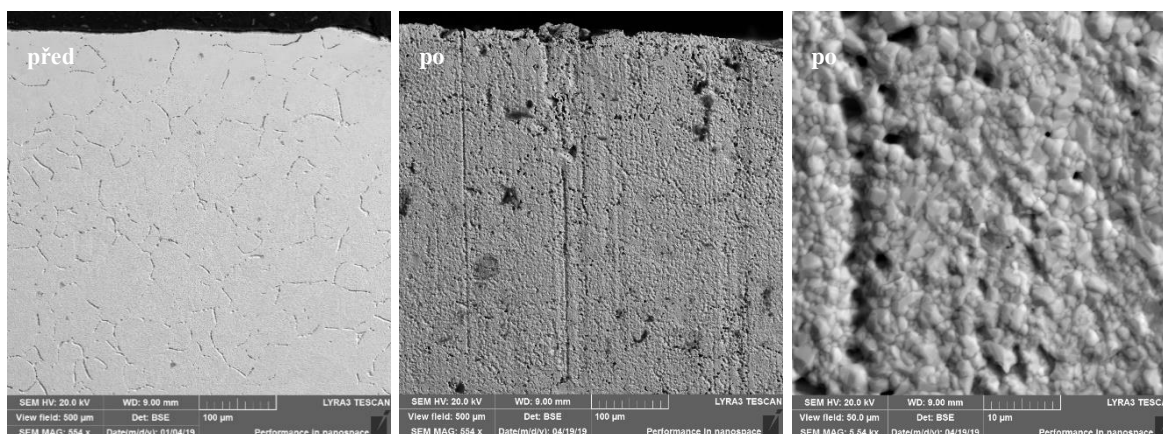
### 10.6.1 INCOLOY Alloy 800HT

Tato niklová slitina typu Fe-Ni-Cr se díky nízkému obsahu uhlíku vyznačuje vysokou pevností. Hlavní použití je v chemickém a petrochemickém průmyslu, průmyslových pecích a dále v elektrárnách, kde tvoří např. trubky přehříváků. Chemické složení slitiny INCOLOY Alloy 800HT je podle BIBUS METALS následující:

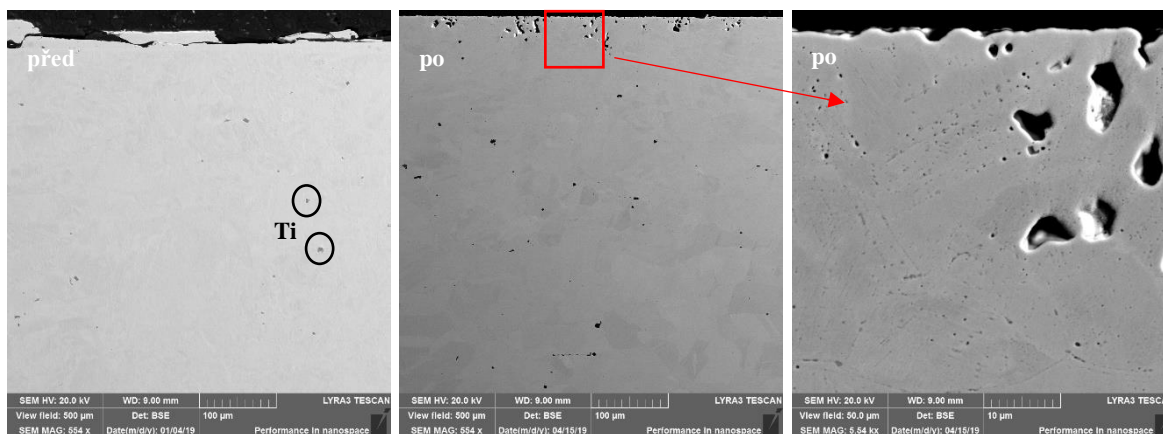
Ni	Fe	Cr	Al	Ti	Al + Ti	C
30 - 35	≥ 39,50	19 - 23	0,15 - 0,60	0,15 - 0,60	0,3 - 1,2	0,05 - 0,10

Tabulka 8: Chemické složení niklové slitiny INCOLOY Alloy 800HT v hm. % [5]

Při porovnání snímků mikrostruktury povrchu vzorku z SEM před a po expozici roztavené soli lze vidět, že povrch vzorku je mírně rozpraskán (viz Obrázek 37), avšak nebyly nalezeny žádné jiné viditelné známky poškození materiálu. Po rozříznutí vzorku, vyleštění a vyleptání povrchu byly pořízeny další snímky (viz Obrázek 38). Při zvětšení 554x lze vidět, že v průběhu testu se při kraji vzorku objevilo několik prohlubní/kavit. Došlo ke zvětšení zrn materiálu a dále bylo pozorováním zjištěno, že titanové krystaly se z materiálu nevytloučily.



Obrázek 37: Snímek okraje vzorku Alloy 800HT z SEM před a po korozním testu (nelept.)



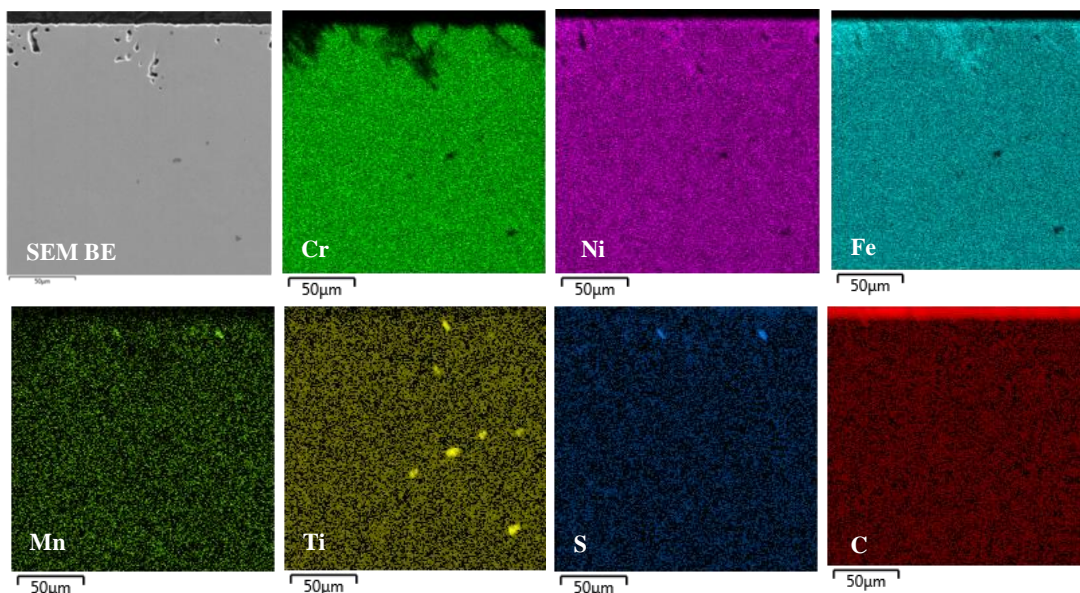
Obrázek 38: Snímek okraje vzorku Alloy 800HT z SEM před a po korozním testu (lept.)

Zvýšení/snížení koncentrace jednotlivých prvků při povrchu vzorků lze vyčíst jednak z plošného chemického mapování vzorků (viz Obrázek 39) nebo z liniové chemické analýzy, tzv. *line scan*, která v zadané linii měří chemické složení (viz Obrázek 40).

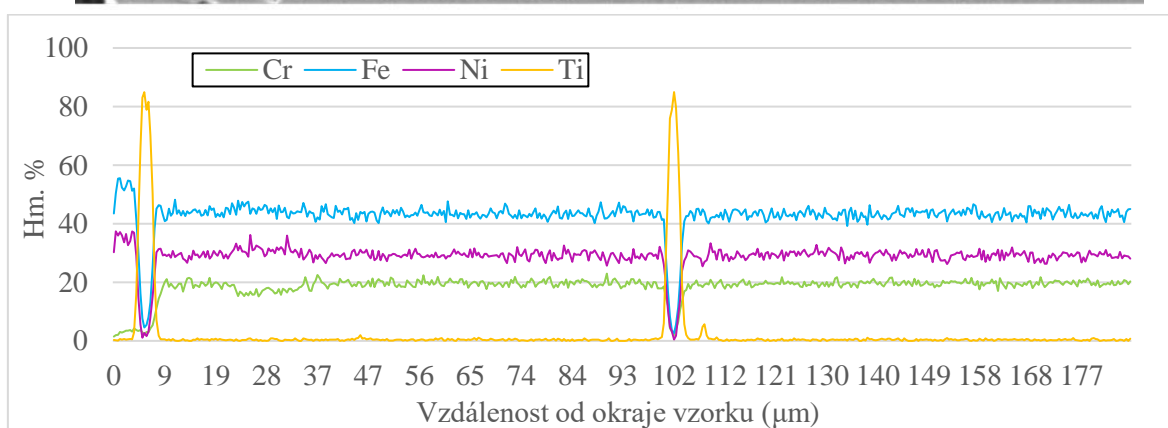
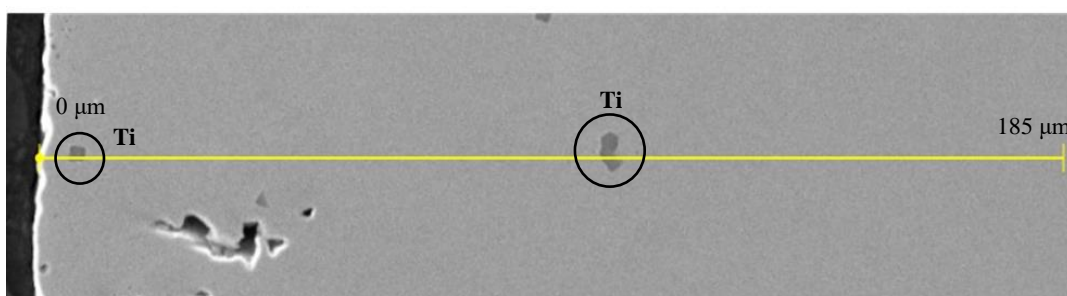
Z chemického mapování okraje vzorku, které na základě intenzity barev znázorňuje míru zastoupení jednotlivých prvků na vybrané ploše, bylo zjištěno, že v oblasti



povrchových prohlubní bylo z materiálu odstraněno velké množství chromu, který byl ve struktuře nahrazen jinými prvky. Dalším prvkem, jehož koncentrace byla při povrchu vzorku nižší, byl mangan. Koncentrace chromu ve vzorku klesla u okraje z 20 hm. % téměř na nulu (viz Obrázek 40). Úbytek materiálu byl kompenzován nárůstem koncentrace niklu a železa. Na povrchu vzorku bylo také detekováno vysoké množství uhlíku, který vznikl vlivem soli na grafitové ampule a následně vytvořil karbidickou vrstvu na povrchu kovového materiálu.



Obrázek 39: Chemické mapování kraje vzorku Alloy 800HT po korozním testu



Obrázek 40: Chemická analýza (line scan) vzorku Alloy 800HT

Prítomnosť titanových častíc v tesnej blízkosti povrchu (cca 5  $\mu\text{m}$ ) naznačuje, že sa titan v tavenine FLiBe nerozpouští.

### 10.6.2 INCONEL Alloy 625

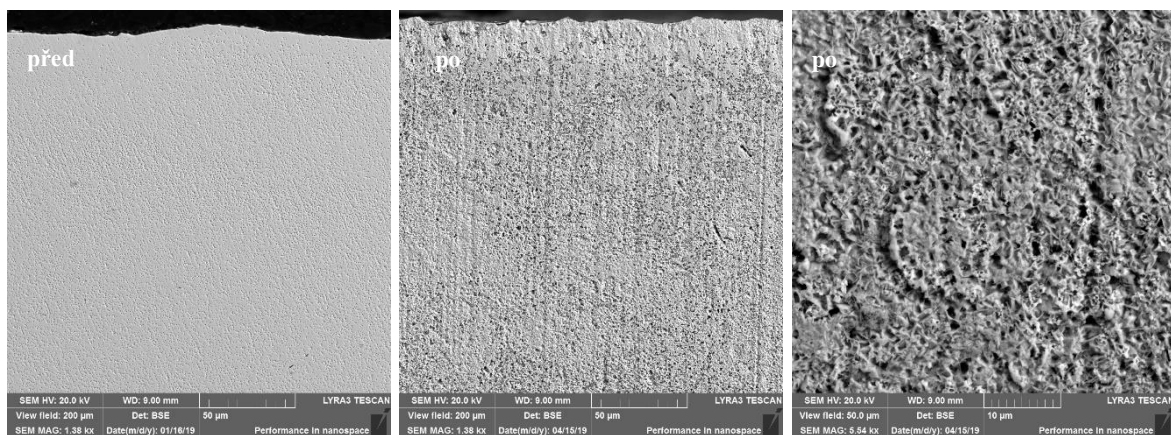
Slitina typu Ni-Cr-Mo se vyznačuje vysokou odolností v agresivním korozním prostředí, zejména proti důlkové korozi (tzv. *pittingu*), štěrbinové korozi a vysokoteplotní oxidaci. Z toho důvodu se běžně používá za provozní teploty sahající až do 980 °C [7]. Využívá se v chemickém i jaderném průmyslu, pro spalovací turbíny i při těžbě ropy a zemního plynu. Chemické složení slitiny INCONEL Alloy 625 je podle BIBUS METALS následující:

Ni	Cr	Mo	Fe	Nb + Ta	C
≥ 58	20 - 23	8 - 10	≤ 5	3,15 - 4,15	≤ 0,1

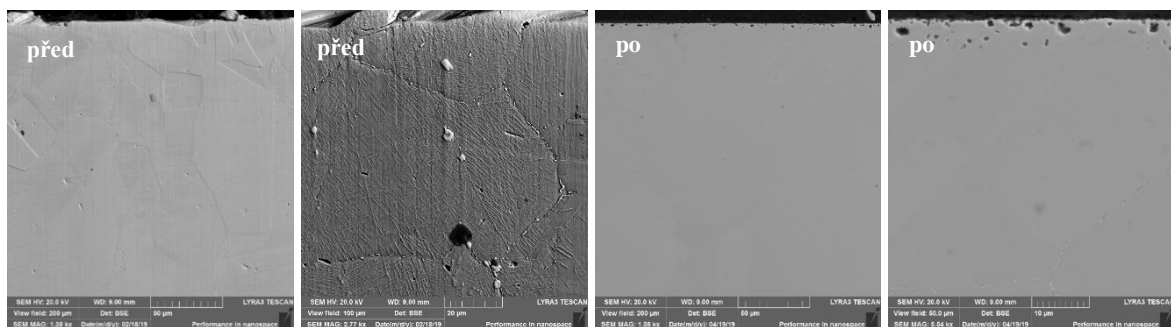
Mn	Si	Al	Ti	S + P	Co
≤ 0,5	≤ 0,5	≤ 0,4	≤ 0,4	≤ 0,03	≤ 0,5

Tabulka 9: Chemické složení niklové slitiny INCONEL Alloy 625 v hm. % [7]

Pro porovnání snímků mikrostruktury povrchu vzorku Inconel 625 bylo použito zvětšení 1 380x a následně ještě 5 540x pro detailnější pohled (viz Obrázek 41). Po rozříznutí vzorku byly při kraji opět nalezeny kavity o velikosti přibližně 1 μm. Po vyleštění a vyleptání povrchu je na snímcích před i po expozici vidět bílá linka mezi krystaly materiálu (viz Obrázek 42). Pravděpodobně se jedná o chrom a niob (viz Obrázek 44).

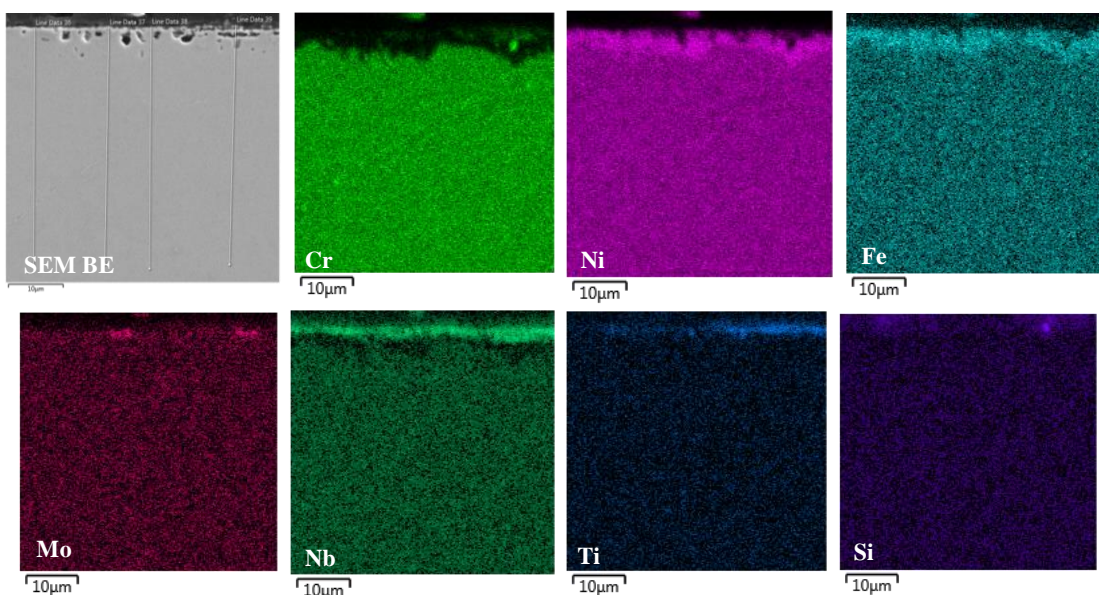


Obrázek 41: Snímek okraje vzorku Inconel 625 z SEM před a po korozním testu (nelept.)



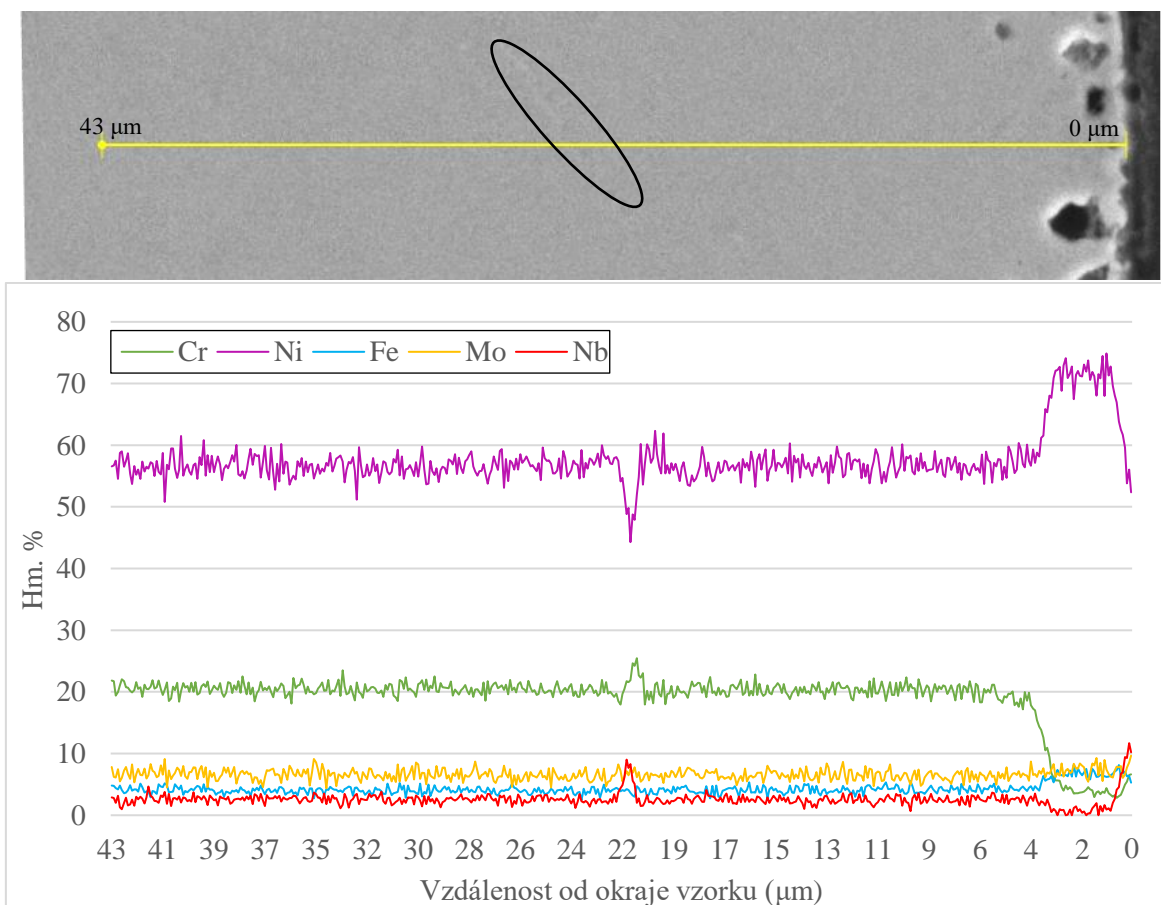
Obrázek 42: Snímek okraje vzorku Inconel 625 z SEM před a po korozním testu (lept.)

Je patrné, že při okraji vzorku je z materiálu odstraňován chrom, a naopak dochází ke zvýšení podílu niklu, železa, molybdenu, niobu, titanu a mírně i křemíku. Na povrchu vzorku je také podobně jako u předchozího vzorku ukládán uhlík.



Obrázek 43: Chemické mapování kraje vzorku Inconel 625 po korozním testu

Liniová chemická analýza vzorku dává dvě základní informace. Linka chemické analýzy protíná mezikrystalickou spáru (označená černou elipsou), ve které se zvyšuje podíl chromu a niobu na úkor niklu. Dále je zde vidět, že úbytek chromu a niobu sahá přibližně 4 μm od okraje do středu vzorku, ale následně se koncentrace zase zvyšuje. Úbytek chromu je nahrazován převážně niklem, ale také železem a molybdenem.



Obrázek 44: Chemická analýza (*line scan*) vzorku Inconel 625

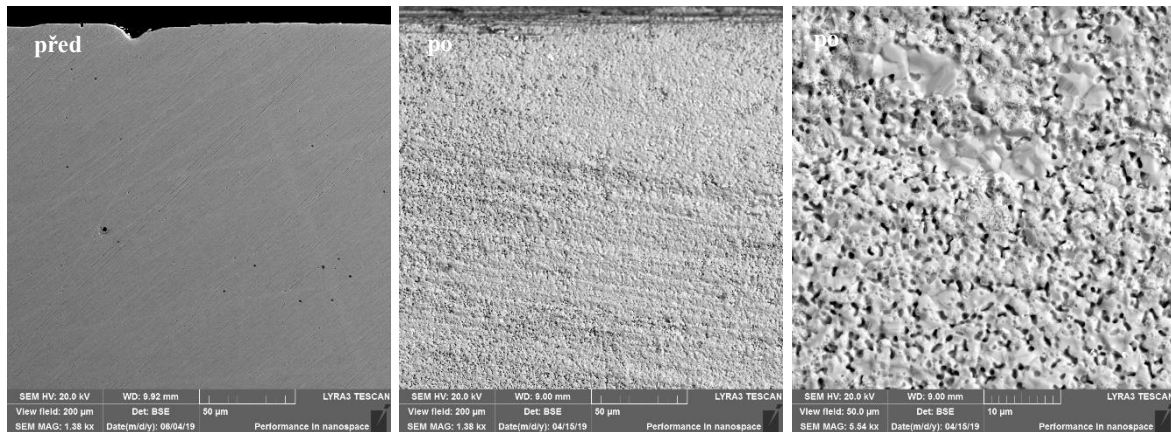
### 10.6.3 MoNiCr

Tato niklová slitina typu Mo-Ni-Cr byla vyvinuta společností COMTES FHT a.s. Svým složením připomíná slitinu Hastelloy N. Vývoj této slitiny byl zapříčiněn malou dostupností materiálů, které jsou schopny odolávat agresivnímu prostředí fluoridových solí. Přibližné chemické složení slitiny MoNiCr znázorňuje Tabulka 10, avšak přesné složení je od počátku vzniku neustále upravováno a s ním i technologie výroby:

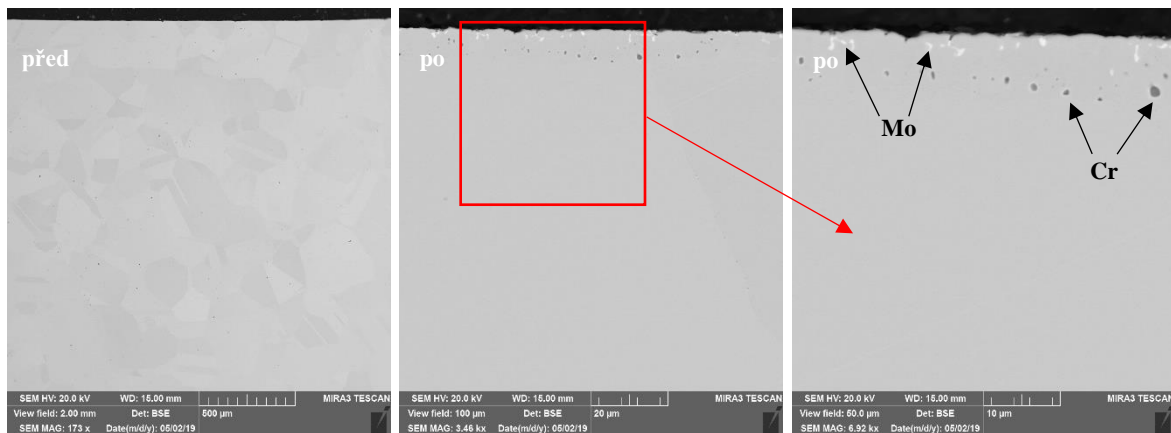
Ni	Mo	Cr	Fe	Mn	Si	C	S	P
zbytek	19	6,01	3	0,09	0,03	0,02	0,03	0,01

Tabulka 10: Chemické složení niklové slitiny MoNiCr v hm. % [8]

Co se týče hmotnostního úbytku dopadl nejlépe ze sledovaných vzorků MoNiCr. Na SEM byla podrobně zkoumána povrchová struktura, která se po expozici ze všech testovaných materiálů změnila nejméně. Leptané vzorky byly z důvodu vytíženosti SEM LYRA3 skenovány na zařízení SEM MIRA3.

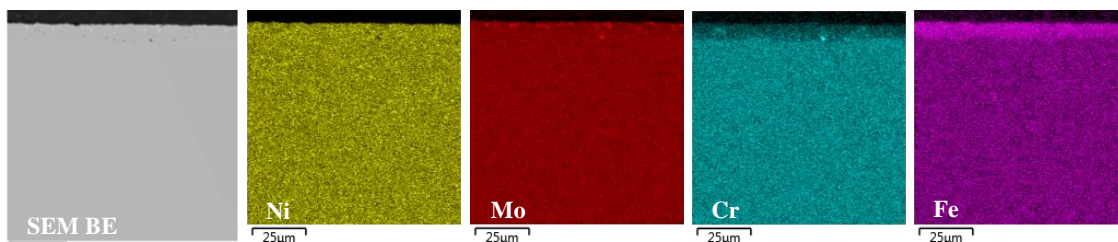


Obrázek 45: Snímek povrchu vzorku MoNiCr z SEM před a po korozním testu (nelept.)



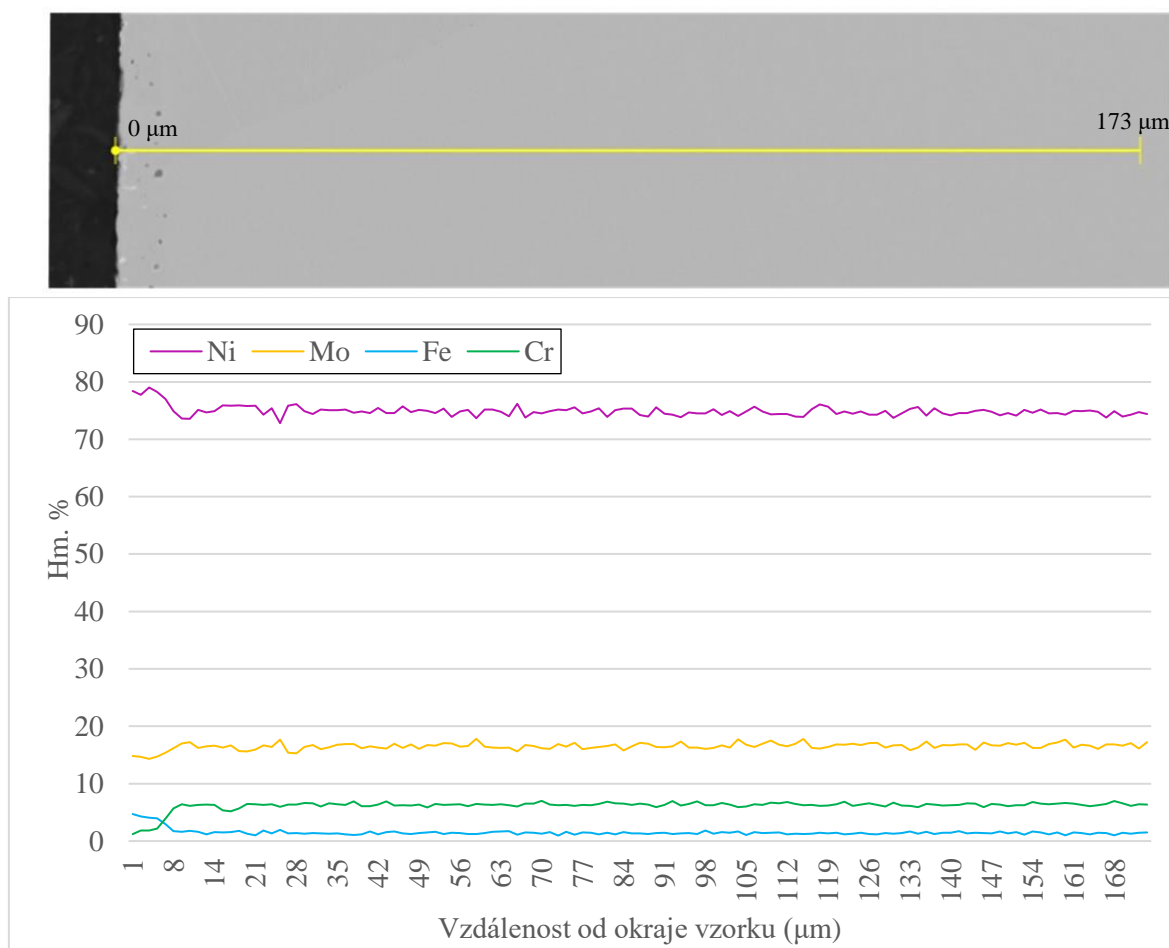
Obrázek 46: Snímek průřezu vzorku MoNiCr z SEM před a po korozním testu (lept.)

Z plošného mapování vzorku je jasně viditelná hranice hloubky, ze které byl chrom odstraňován a následně nahrazován železem. Dále je vidět, že při kraji vzorku dochází ke shlukování molybdenu a chromu, viz Obrázek 47 (SEM BE, světlejší skvrny = molybden, tmavší skvrny = chrom).



Obrázek 47: Chemické mapování kraje vzorku MoNiCr po korozním testu

Liniová chemická analýza stejně jako u předchozích vzorků ukázala pokles obsahu chromu na okraji vzorku, a navíc i pokles molybdenu. Složení materiálu na okraji bylo kompenzováno navýšeným obsahem niklu a železa.



Obrázek 48: Chemická analýza (line scan) vzorku MoNiCr

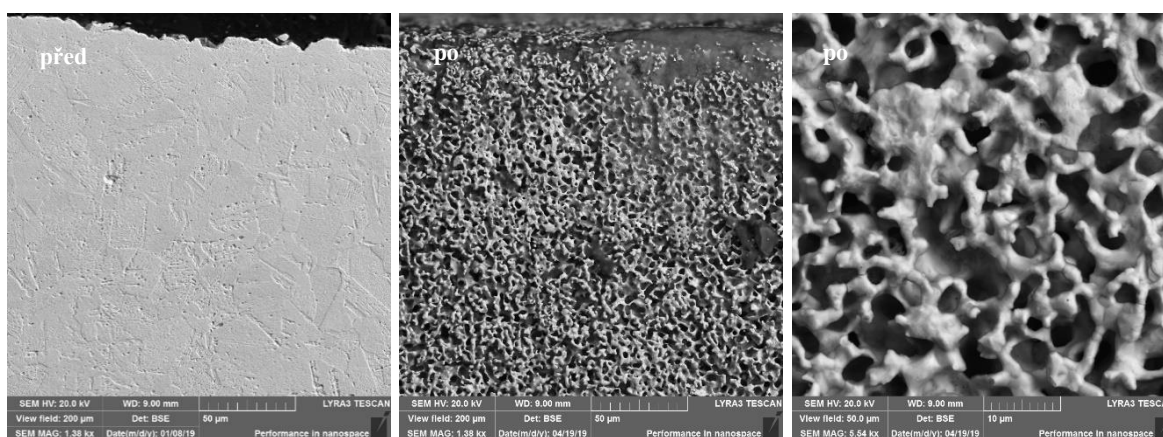
### 10.6.4 AISI 304L

Starší americký název oceli AISI 304L, známé také pod označením jiných mezinárodních norem (např. německým označením DIN (W. Nr.) 1.4306, italským UNI X2CrNi1911, ruským GOST 03Ch18N11 nebo českým ČSN 17249), označuje jednu z nejpoužívanějších austenitických nízkouhlíkových korozivzdorných ocelí. Nachází uplatnění například v chemickém průmyslu pro výrobu tlakových nádob, vyznačuje se lehkou svařitelností a na rozdíl od AISI 304 se dá použít v případech, kdy je materiál vystavován velkému tepelnému zatížení. Typické chemické složení této oceli je následující:

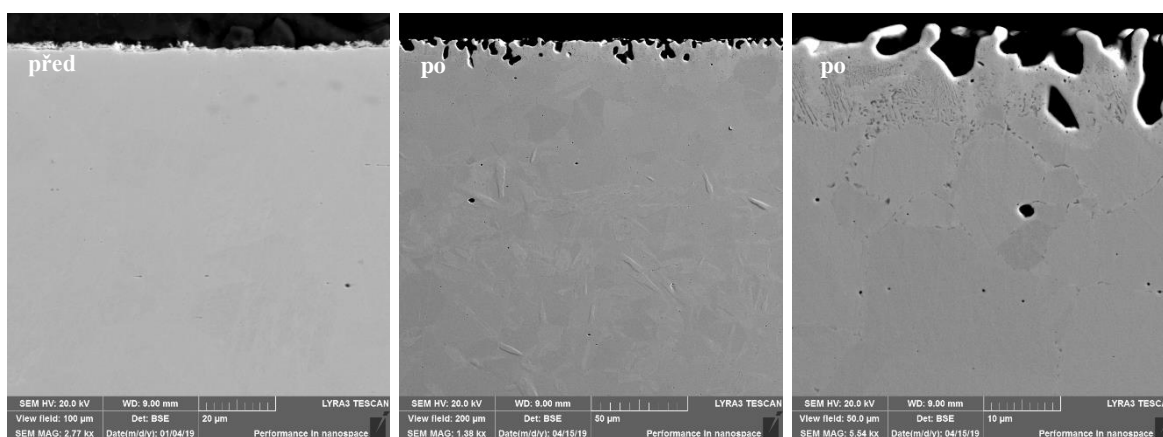
Fe	Cr	Ni	C	Mn	Si	Cu	S	P
zbytek	17,5 – 19,5	8,0 – 10,5	< 0,03	< 2,0	< 1,0	< 0,5	< 0,02	< 0,05

Tabulka 11: Chemické složení korozivzdorné oceli AISI 304L v hm. % [46]

Mikrostruktura povrchu vzorku korozivzdorné oceli AISI 304L (viz Obrázek 49), vykazuje značně poškozený povrch. Výrazná koroze sahající do hloubky až 15  $\mu\text{m}$  způsobila druhý největší hmotnostní úbytek z testovaných materiálů.

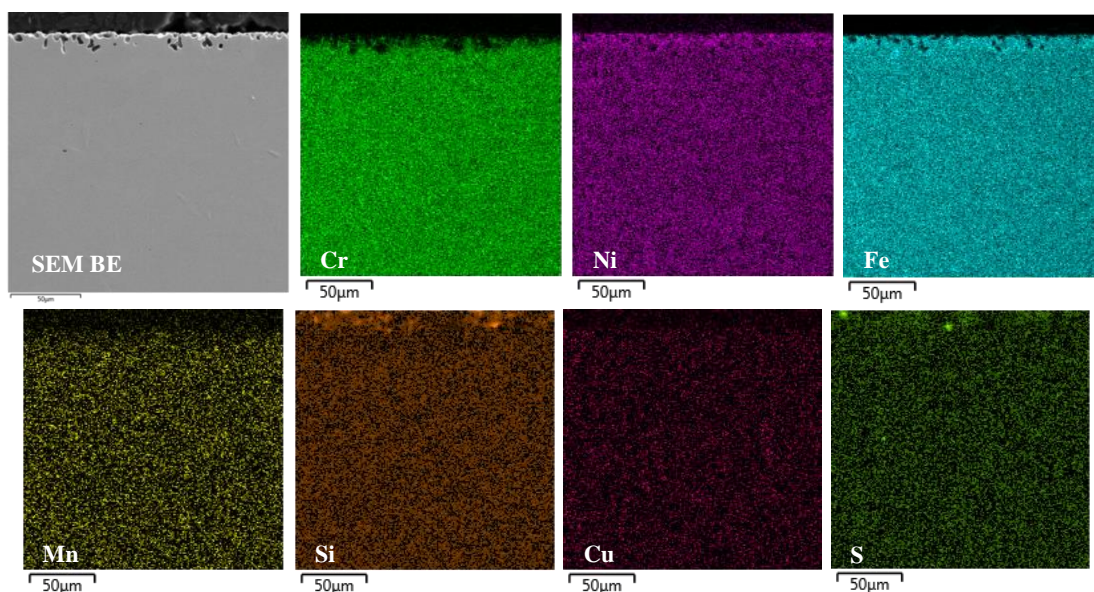


Obrázek 49: Snímek povrchu vzorku AISI 304L z SEM před a po korozním testu (nelept.)



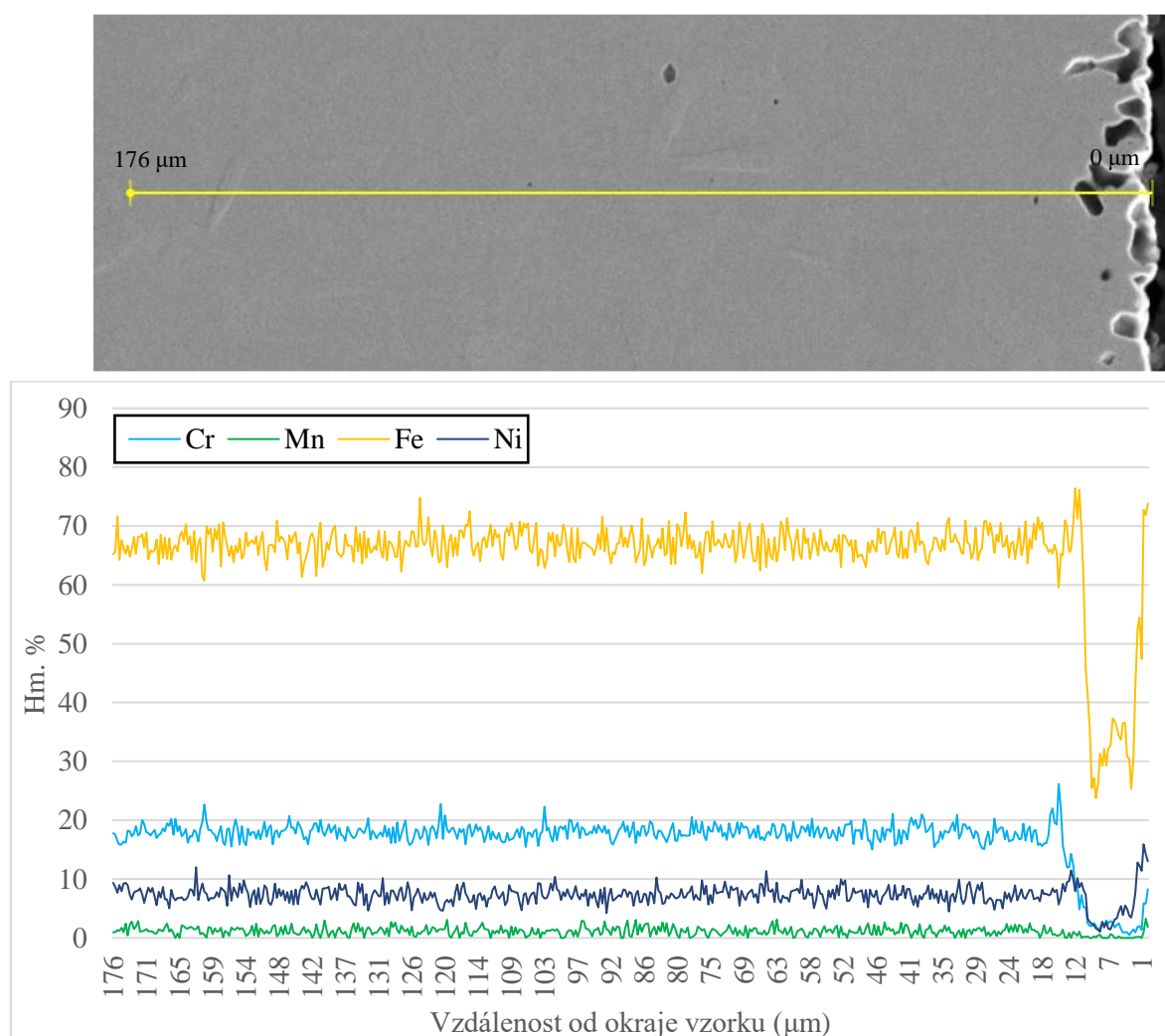
Obrázek 50: Snímek průřezu vzorku AISI 304L z SEM před a po korozním testu (lept.)

Plošné chemické mapování vzorku opět ukazuje úbytek chromu a manganu u okraje vzorku a nahrazení těchto prvků niklem a železem. Na povrchu se navíc vytvořila místa bohatá na křemík a síru (viz Obrázek 51).



Obrázek 51: Chemické mapování kraje vzorku AISI 304L po korozním testu

Z liniové chemické analýzy je tentokrát vidět kavita nacházející se u kraje vzorku. Za ní je patrný pokles koncentrace chromu a manganu, a naopak vyšší koncentrace železa a niklu.



Obrázek 52: Chemická analýza (line scan) vzorku AISI 304L

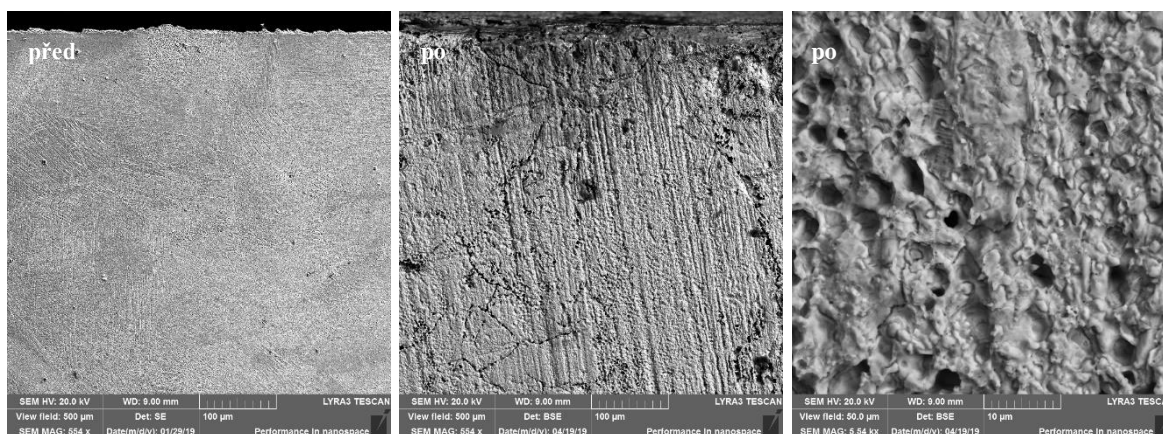
### 10.6.5 AISI 321

Austenitická, chromniklová ocel, která je stabilizovaná titanem a již se dle ruského označení 08Ch18N10T obecně přezdívá „ochnot“. Tuto ocel je možné nalézt i pod jiným označením mezinárodních norem (např. německým označením DIN (W.Nr.) 1.4541, italským UNI X6CrNiTi1811, již zmiňovaným ruským GOST 08Ch18N10T nebo českým ČSN 17 247). Využívána je v chemickém a energetickém průmyslu. V České republice tvoří hlavní konstrukční materiál vnitřních částí tlakovodních reaktorů VVER440 v JE Dukovany a VVER1000 v JE Temelín. Chemické složení této oceli je následující:

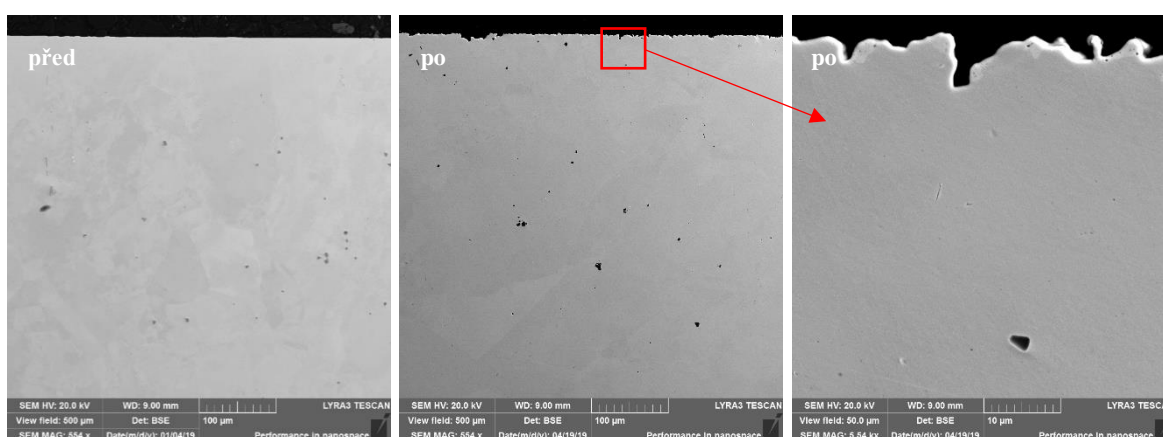
Fe	Cr	Ni	Ti	C	Mn	Si	S	P
zbytek	17,0 – 19,0	9,5 – 12,0	$\geq 5xC^2$	$\leq 0,08$	$\leq 2,0$	$\leq 1,0$	$\leq 0,03$	$\leq 0,045$

Tabulka 12: Chemické složení korozivzdorné oceli AISI 321 v hm. % [16]

Při porovnání snímků mikrostruktury povrchu vzorku z SEM před a po expozici roztavené soli lze vidět, že povrch vzorku je mírně rozpraskán, podobně jako u materiálu Alloy 800HT. Avšak AISI 321 dosahuje téměř 2x většího hmotnostního úbytku. V průběhu korozního testu došlo vlivem vysoké teploty ke zvětšení zrn materiálu. Přítomnost titanu ve vzorcích nebyla nikterak ovlivněna, obdobně jako u vzorku Alloy 800HT.



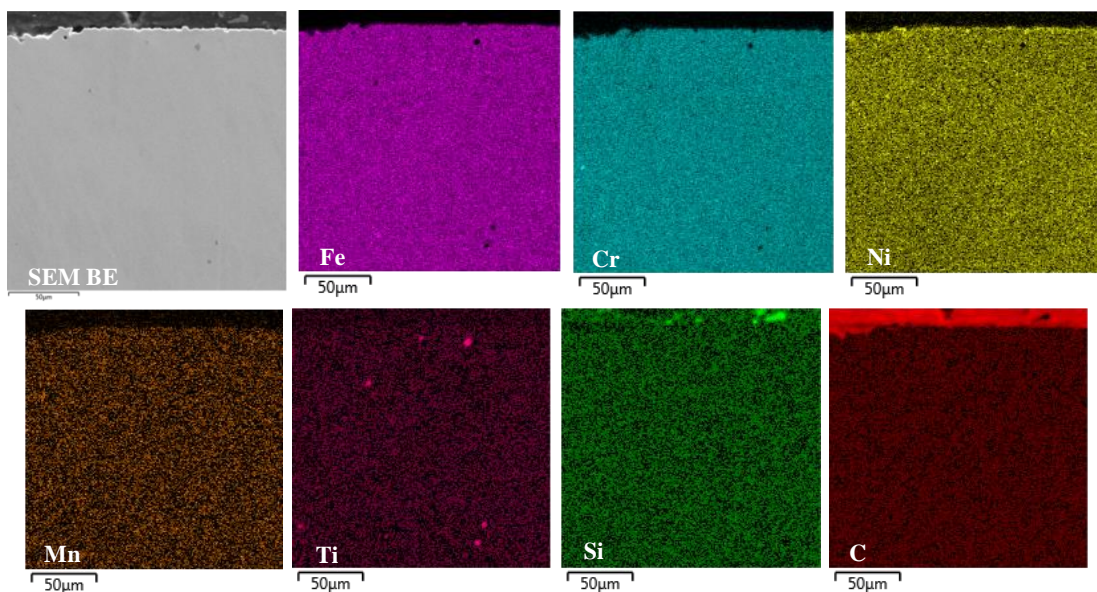
Obrázek 53: Snímek povrchu vzorku AISI 321 z SEM před a po korozním testu (nelept.)



Obrázek 54: Snímek průřezu vzorku AISI 321 z SEM před a po korozním testu (lept.)

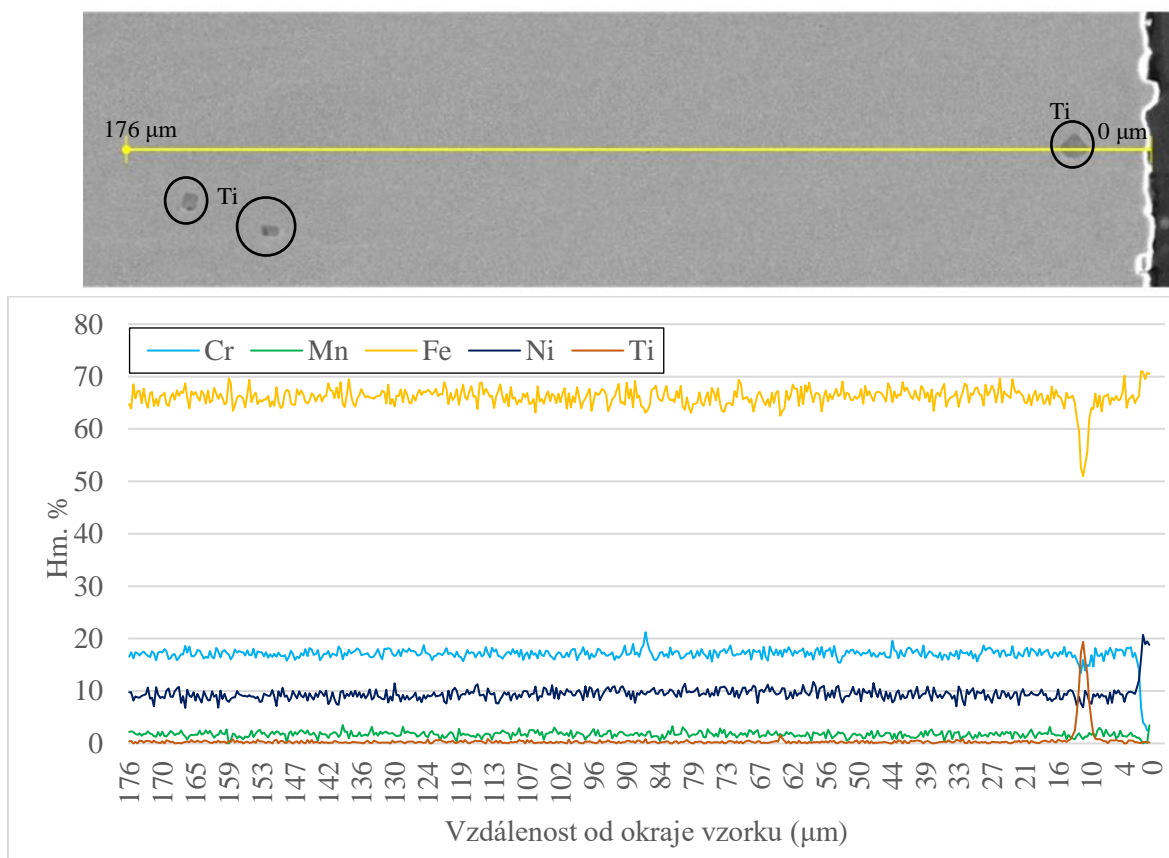
Z plošného mapování vzorku je opět dobře viditelný titan obsažený v materiálu. Dále je na povrchu vzorku poznat zvýšená koncentrace niklu, malý úbytek manganu a vysoký obsah uhlíku.





Obrázek 55: Chemické mapování kraje vzorku AISI 321 po korozním testu

Liniová chemická analýza prochází ve vzdálenosti cca 10  $\mu\text{m}$  od okraje zrnem titanu, podobně jako Alloy 800HT. Na povrchu je opět vidět pokles koncentrace chromu a manganu, které jsou nahrazeny železem a niklem.



Obrázek 56: Chemická analýza (line scan) vzorku AISI 321

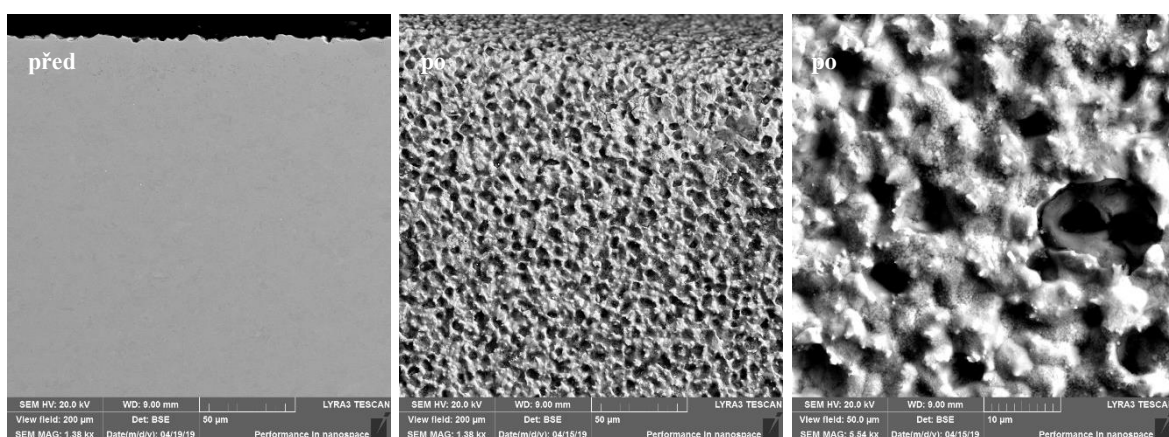
### 10.6.6 EUROFER 97

Jak již sám název napovídá, EUROFER 97 je korozivzdorná ocel vyvinutá v Evropě v rámci evropské dohody o vývoji jaderné fúze (EFDA) jako materiál použitý na první stěnu fúzní elektrárny DEMO (resp. jejího předchůdce tokamaku ITER). Chemické složení se podobá oceli 9Cr-1WVTa a je následující:

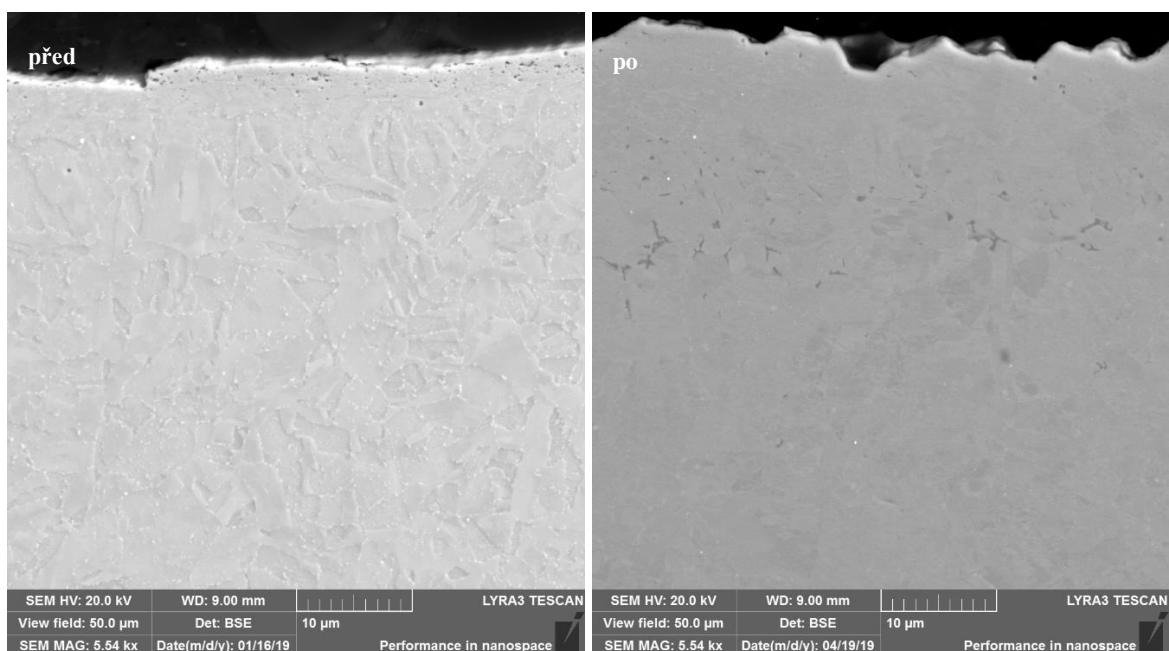
Fe	Cr	W	Mn	Ni	Ta	C	Mo	Si	V	S	P
zbytek	9	1,1	0,6	0,02	0,12	0,11	0,05	0,05	0,2	0,005	0,005

Tabulka 13: Chemické složení korozivzdorné oceli EUROFER 97 v hm. % [23]

Při porovnání snímků mikrostruktury povrchu vzorku z SEM před a po expozici roztavené soli lze vidět, že povrch vzorku je velmi zkorodován (viz Obrázek 57). V průběhu testu se při kraji vzorku objevily nerovnosti, avšak žádné kavity. Velikost zrn v materiálu se nikterak nezměnila.



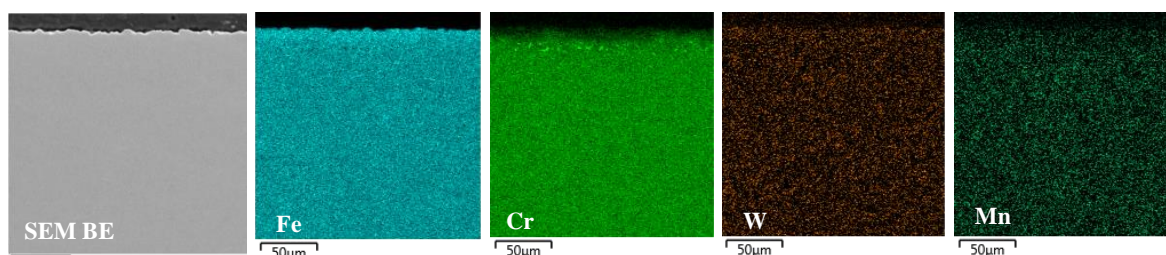
Obrázek 57: Snímek povrchu vzorku Eurofer 97 z SEM před a po korozním testu (nelept.)



Obrázek 58: Snímek průřezu vzorku Eurofer 97 z SEM před a po korozním testu (lept.)

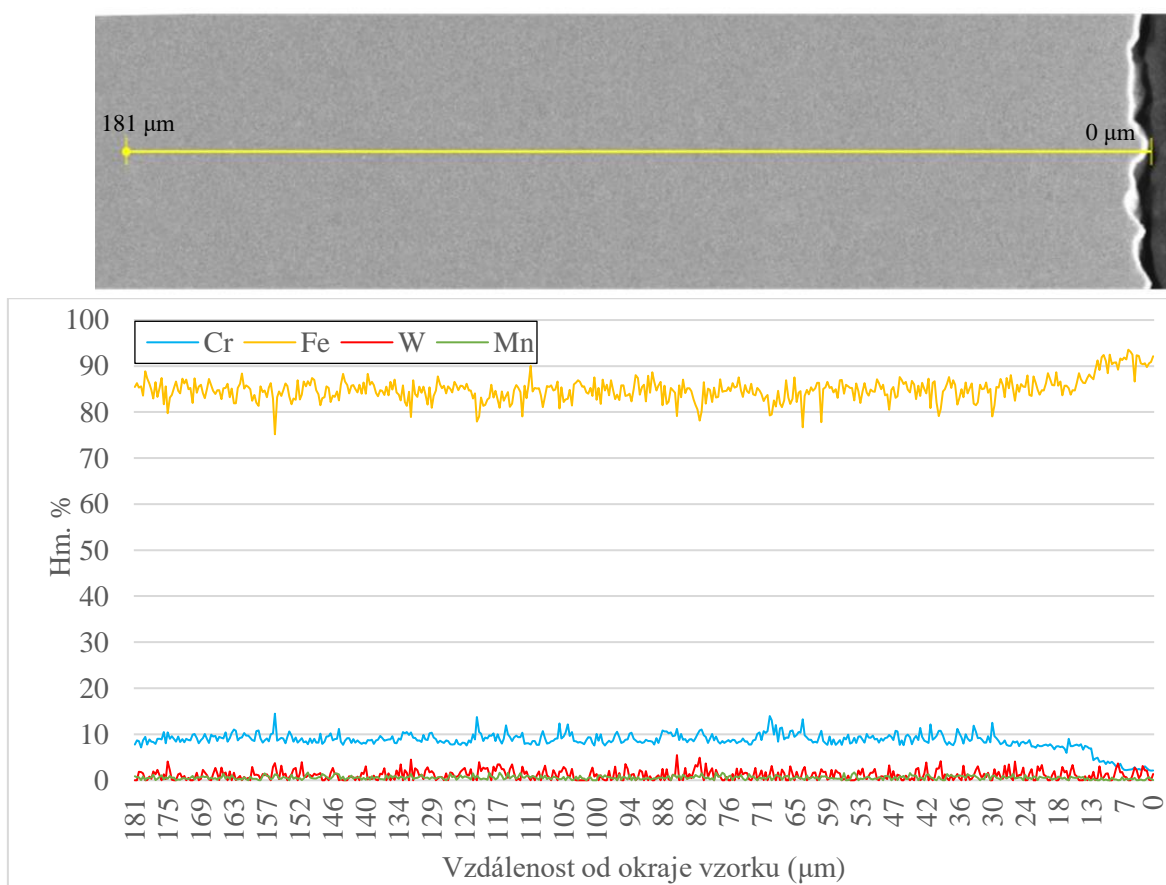
Z chemického mapování (viz Obrázek 59) vyplývá, že okraj vzorku je opět ochuzen o chrom a mangan, a naopak obohacen o železo. Wolfram nevykazuje po průřezu žádné

změny v chemické koncentraci. Z mapování chromu (Obrázek 59, uprostřed) jsou u okraje znatelná místa (zrna) s vyšší koncentrací.



Obrázek 59: Chemické mapování kraje vzorku Eurofer 97 po korozním testu

Liniová analýza potvrzuje plošné mapování vzorku a dokazuje, že úbytek chromu na okraji vzorku je kompenzován navýšením koncentrace železa.



Obrázek 60: Chemická analýza (line scan) vzorku Eurofer 97

## 11 Závěr

Tato diplomová práce je rozdělena na teoretickou a experimentální část. V teoretické části je popsána technologie solných reaktorů, výhody a nevýhody tohoto reaktorového systému a bezpečnostní charakteristiky. V následujících kapitolách jsou rozvedeny solné reaktory pracující při různém spektru neutronů, možnost použití fluoridových či chloridových chladicích solí a také možnost využití pevného nebo kapalného paliva.

Dále jsou představeny počáteční výzkumy solných reaktorů v Národní laboratoři Oak Ridge a také prvotní projekty experimentálních reaktorů chlazených roztavenou solí FLiBe. Jednotlivé připravované projekty současných solných reaktorů se nacházejí v kapitole 6. Vzhledem k zaměření práce jsou v následujících kapitolách popsány aparatury na testování korozních účinků soli FLiBe a mechanismy koroze v prostředí fluoridových solí. Pro porovnání se světovým výzkumem byl do této práce zařazen i seznam nově vyvíjených materiálů schopných odolávat korozním účinkům solí a také vysokým teplotám primárního okruhu solných reaktorů.

Experimentální část této práce je zaměřena na korozi vybraných materiálů v prostředí fluoridové soli FLiBe. Korozní testy jsou důležitou součástí testování materiálů před použitím celých komponent. Díky této práci jsem ověřil použitelnost materiálů pro vybrané aplikace a experimenty probíhající s taveninou FLiBe v laboratořích CVŘ, ale nejen zde.

Korozní testy vybraných materiálů probíhaly v inertní dusíkové atmosféře v grafitových ampulích při teplotě 700 °C po dobu jednoho měsíce (744 h). Po testu se na vzorcích projevil vlivem koroze úbytek hmotnosti materiálu. Nejnižší ztrátu hmotnosti vykazoval vzorek materiálu MoNiCr, nejvyšší potom vzorek Eurofer 97. Obecně je možné konstatovat, že čím více obsahuje materiál niklu a čím méně železa, tím je v tavenině FLiBe korozně odolnější.

Pomocí analyzátoru EDS, který je součástí použitého skenovacího elektronového mikroskopu, jsem za pomoci obsluhy laboratoře provedl chemické analýzy testovaných vzorků (Alloy 800HT, Inconel 625, MoNiCr, AISI 304L, AISI 321 a Eurofer 97). Zastoupení prvků v materiálech před začátkem korozních testů bylo homogenní v celém objemu vzorků. Po provedení experimentů se chemické složení v průřezu vzorků změnilo. Na okrajích všech testovaných vzorků byl pozorován úbytek chromu a zároveň navýšení obsahu niklu a železa. Ve vzorcích Alloy 800HT, AISI 304L, AISI 321 a Eurofer 97 byl na okraji zaznamenán i výrazný úbytek manganu. V materiálu MoNiCr byly v blízkosti povrchu nalezeny shluky molybdenu a chromu.

Ze šestice testovaných materiálů byl z pohledu odolávání koroznímu působení soli nejvhodnější MoNiCr. Hmotnostní úbytek vlivem koroze dosahoval nejnižších hodnot, tedy méně než 0,02 mg/cm<sup>2</sup> za dobu expozice 744 hodin. Jeho povrch po korozním testu nevykazoval výrazné známky poškození, proto je z hlediska korozivzdornosti označen jako nejvhodnější kandidát pro konstrukční materiály solných reaktorů.

Obecné výsledky analýz obsažených v této práci (hmotnostní úbytky vlivem koroze, ztráta chromu na okraji materiálů, ...) se shodují s experimenty prováděnými se soli FLiBe i v ostatních výzkumných laboratořích, viz [8, 39, 40, 41, 59, 67, 68, 69], což ukazuje na správný postup při experimentech a schopnost provádění korozních testů v laboratořích CVŘ. Z naměřených hmotnostních úbytků, vizuálního vzhledu a mikrostruktury povrchu testovaných vzorků je zjevné, že niklové slitiny odolávají korozi v prostředí taveniny FLiBe lépe než korozivzdorné oceli.

Mimo uvedené výsledky analýz a závěry z nich plynoucích jsem také splnil následující vědecké úkoly v Centru výzkumu Řež:

#### **Vedlejší přínos práce:**

- Ověřil jsem korozní odolnosti niklové slitiny Inconel Alloy 625 pro výrobu vložné zóny FLiBe do výzkumného reaktoru LR-0 v CVŘ (studium vlivu roztavené soli FLiBe na kritičnost reaktoru).
- Splnil jsem cíl projektu TAČR Epsilon TH02020113 (*Výzkum a vývoj technologie jaderných reaktorů chlazených fluoridovými solemi*), tedy provedení korozního testu vybraného materiálu (MoNiCr) v tavenině FLiBe.
- Práce bude sloužit jako experimentální podpora pro výběr hlavního konstrukčního materiálu malého modulárního reaktoru Energy Well vyvíjeného CVŘ. Zároveň se jedná o přípravnou fázi experimentů projektu TAČR Théta TK02030125 (*Energy Well – projektové řešení demonstrační jednotky malého modulárního reaktoru chlazeného fluoridovými solemi*).

Koroze konstrukčních materiálů je nevyhnutelná, ale může být zmírněna výběrem odolného materiálu či používáním vysoké čistoty soli (čištění soli za provozu). Pro ochranu proti korozi je také možné využít pasivace, tzn. vytvoření tenké ochranné vrstvy na povrchu materiálu, která by korozi zabránila. Před prvním spuštěním libovolného solného reaktoru by bylo možné celý okruh napustit plynným fluorem, který zaručí vytvoření chemicky inertní fluoridové vrstvy na povrchu materiálu.

Pro výběr vhodného konstrukčního materiálu není jediným faktorem přijatelnosti již zmíněná koroze, ale je třeba vzít v úvahu i další vlastnosti materiálů, jako jsou mechanické vlastnosti při vysoké teplotě, odolnost proti radiaci, možnost tváření a obrábění při výrobě a také cena. Pro každou komponentu technologie reaktoru, která bude vystavena působení soli, je také nutné nalézt vhodný materiál z pohledu jeho termo-fyzikálních vlastností (např. pro tepelné výměníky zvolit materiál s vysokou tepelnou vodivostí apod.).

## 12 Použitá literatura

- 1 ACTON, A. Q. *Issues in Nuclear and Plasma Science and Technology*: 2013 Edition, ISBN: 978-1-490-10780-6.
- 2 ANDERSON, N. A.; SABHARWALL, P. *Molten salt mixture properties (KF-ZrF<sub>4</sub> and KCl-MgCl<sub>2</sub>) for use in RELAP5-3D for high-temperature reactor application*. Nuclear technology, 2012, 178.3: 335-340.
- 3 BETTIS, E. S.; et al. *The aircraft reactor experiment – Design and construction*. Nuclear Science and Engineering, 1957, 2.6: 841-853.
- 4 BEZAK, E.; TAKAM, R.; MARCU, L. G. *Peripheral photon and neutron doses from prostate cancer external beam irradiation*. Radiation protection dosimetry, 2015, 167.4: 591-601.
- 5 BIBUS METALS. *Datasheet INCOLOY Alloy 800HT* [online], 2019. [cit. 2019-02-18]. Dostupné z: <https://www.bibusmetals.cz/materialy/nikl-niklove-slitiny/incoloyr-alloys/incoloyr-alloy-800-h-ht/>
- 6 BIBUS METALS. *Datasheet INCONEL Alloy 600 and 718* [online], 2019. [cit. 2019-05-02]. Dostupné z: <https://www.bibusmetals.cz/materialy/nikl-niklove-slitiny/inconelr-alloys/>
- 7 BIBUS METALS. *Datasheet INCONEL Alloy 625* [online], 2019. [cit. 2019-02-18]. Dostupné z: <https://www.bibusmetals.cz/materialy/nikl-niklove-slitiny/inconelr-alloys/inconelr-alloy-625/>
- 8 BRENNER, O.; et al. *Korozní odolnost niklových slitin v prostředí roztavených fluoridových solí*. In: Proc. Int. Conf. METAL. 2008. p. 21.
- 9 BRITSCH, K. DONIGER, W. ANDERSON, M. SRIDHARAN, K. *UW Natural Circulation FLiBe Loop* [online], 2019. [cit. 2019-02-25]. Dostupné z: <http://www.crmf.gatech.edu/wp-content/uploads/2019/01/25-Britsch-UW-Madison.pdf>
- 10 BRITSCH, K. SRIDHARAN, K. ANDERSON, M. *Thermal-Hydraulics of a FLiBe Natural Circulation Flow Loop*. Transactions of the American Nuclear Society, Vol. 118, Philadelphia, Pennsylvania, June 17–21, 2018.
- 11 BRUCE, R. M.; et al. *Beryllium and beryllium compounds*. World Health Organization, 2001.
- 12 BUSTER, G.; et al. *Control Blade Insertion Dynamics in Pebble-Bed Fluoride-Salt-Cooled High-Temperature Reactors*. Department of Nuclear Engineering, University of California, Berkeley, 2015.
- 13 CHENG, W.; et al. *Computational Fluid Dynamics Analysis for Asymmetric Power Generation in a Prismatic Fuel Block of Fluoride-Salt-Cooled High-Temperature Test Reactor*. Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, 2015, 1.1: 011003.

- 14 CHU, S. Y. F.; EKSTRÖM, L. P.; FIRESTONE, R. B. *The Lund/LBNL Nuclear Data Search 2.0* [online], 1999. [cit. 2018-09-14]. Dostupné z: <http://nucleardata.nuclear.lu.se/toi/>
- 15 COMPERE, E. L.; et al. *Fission Product Behavior in the Molten Salt Reactor Experiment*. Oak Ridge National Lab., 1975.
- 16 ČSN 41 7247. *Ocel 17 247 Cr-Ni-Ti*. Praha: Český normalizační institut, 2008. Schváleno 8.2.1974. Trídící znak 417247.
- 17 CVŘ. *Energy Well* [online], 2018. [cit. 2019-03-04]. Dostupné z: <http://cvrez.cz/prvni-milnik-koncepcni-navrh-maleho-modularniho-reaktoru-byl-predstaven-verejnosti/>
- 18 DAI, Z. *Thorium molten salt reactor nuclear energy system (TMSR)*. In: *Molten Salt Reactors and Thorium Energy*. 2017. p. 531-540.
- 19 DELPECH, S.; et al. *Molten fluorides for nuclear applications*. *Materials Today*, 2010, 13.12: 34-41.
- 20 DING, W.; BONK, A.; BAUER, T. *Corrosion behaviour of metallic alloys in molten chloride salts for thermal energy storage in concentrated solar power plants: A review*. *Frontiers of Chemical Science and Engineering*, 1-13.
- 21 DOLAN, T. J. (ed.). *Molten Salt Reactors and Thorium Energy*. Woodhead Publishing, 2017.
- 22 ELSHEIKH, B. M. *Safety assessment of molten salt reactors in comparison with light water reactors*. *Journal of radiation research and applied sciences*, 2013, 6.2: 63-70.
- 23 FERNÁNDEZ, P.; et al. *Reduced Activation Ferritic/Martensitic Steel Eurofer 97 as Possible Structural Material for Fusion Devices. Metallurgical Characterization on As-Received Condition and after Simulated Services Conditions*. Centro de Investigaciones Energeticas, 2004.
- 24 FORSBERG, Ch. W.; et al. *Liquid salt applications and molten salt reactors*. *Proceedings of ICAPP'07*, 2007, 13-18.
- 25 FURUKAWA, K.; et al. *Thorium cycle implementation through plutonium incineration by thorium molten-salt nuclear energy synergetic*. *Thorium fuel utilization: Options and trends*, 2002, 123.
- 26 GIF. *Annual report 2017* [online], 2017. [cit. 2019-02-26]. Dostupné z: [https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2018-09/gif\\_annual\\_report\\_2017\\_210918.pdf](https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2018-09/gif_annual_report_2017_210918.pdf)
- 27 HARTO, A. W. *Passive compact molten salt reactor (PCMSR), modular thermal breeder reactor with totally passive safety system*. In: *AIP Conference Proceedings*. AIP, 2012. p. 82-95.
- 28 HAUBENREICH, P. N.; ENGEL, J. R. *Experience with the molten-salt reactor experiment*. *Nuclear Applications and technology*, 1970, 8.2: 118-136.

- 29 HAYNES International. *Nominal composition HASTELLOY N alloy* [online], 2017. [cit. 2019-02-01]. Dostupné z: <https://www.haynesintl.com/alloys/alloy-portfolio/Corrosion-resistant-Alloys/hastelloy-n-alloy/nominal-composition>
- 30 HOLCOMB, D. E.; et al. *Fast spectrum molten salt reactor options*. ORNL/TM-2011/105, 2011.
- 31 HOLCOMB, D. *Overview of Fuel and Coolant Salt Chemistry and Thermal Hydraulics*. Presentation of Molten Salt Reactor Technology for US NRC [online], 2017. [cit. 2019-01-31]. Dostupné z: <https://www.nrc.gov/docs/ML1733/ML17331B115.pdf>
- 32 HUANG, H. *Thorium Molten Salt Reactor Energy System (TMSR) Program Update*. Presentation for Generation IV International Forum 27<sup>th</sup> MSR SSC Meeting, 2019.
- 33 IAEA. *Advanced Reactor Information System - Molten Salt Reactor* [online], 2019. [cit. 2019-02-28]. Dostupné z: <https://aris.iaea.org/sites/MSR.html>
- 34 IAEA. *SmAHRT, Small fluoride salt-cooled High Temperature Reactor*. Advances in Small Modular Reactor Technology Developments. 2016.
- 35 IEA. *Electricity Information 2018*. International Energy Agency, 2018.
- 36 ILAS, D.; HOLCOMB, D. E.; VARMA, V. K. *Advanced High-Temperature Reactor Neutronic Core Design*. Advances in Reactor Physics—Linking Research, Industry, and Education, 2012.
- 37 Java-based Nuclear Data Information System. *JANIS 4.0 – OECD Nuclear Energy Agency* [online], [cit. 2018-08-20]. Dostupné z: <https://www.oecdnea.org/janis/>
- 38 KAZIMI, M. *Systems Analysis of the Nuclear Fuel Cycle*, MIT Open Course Ware, 22.251 [online], Fall 2005. [cit. 2018-12-14]. Dostupné z: <https://www.flickr.com/photos/mitopencourseware/>
- 39 KOGER, J. W. *Evaluation of Hastelloy N alloys after nine years exposure to both a molten fluoride salt and air at temperatures from 700 to 560° sup 0\$ C*. Oak Ridge National Lab., Tenn. (USA), 1972.
- 40 KONDO, M.; et al. *High performance corrosion resistance of nickel-based alloys in molten salt FLiBe*. Fusion Science and Technology, 2009, 56.1: 190-194.
- 41 KONDO, M.; et al. *Metallurgical study on corrosion of austenitic steels in molten salt LiF–BeF<sub>2</sub> (FLiBe)*. Journal of Nuclear Materials, 2009, 386: 685-688.
- 42 LANE, J. A.; MACPHERSON, H. G.; MASLAN, F. *Fluid fuel reactors*. Addison-Wesley Publishing Company Inc., 1958.
- 43 LE BRUN, N.; HEWITT, G. F.; MARKIDES, C. N. *Transient freezing of molten salts in pipe-flow systems: Application to the direct reactor auxiliary cooling system (DRACS)*. Applied Energy, 2017, 186: 56-67.



- 44 LEBLANC, D. *Molten salt reactors: A new beginning for an old idea*. Nuclear Engineering and design, 2010, 240.6: 1644-1656.
- 45 MCCOY JR, H. E. *Status of materials development for molten salt reactors*. Oak Ridge National Laboratory, TN (USA), 1978.
- 46 NATIONWIDE STAINLESS. *304/304L Stainless Steel (1.4301/1.4307)* [online], 2019. [cit. 2019-02-22]. Dostupné z: [https://www.nationwidestainless.co.uk/materials/304\\_304l\\_stainless\\_steel/](https://www.nationwidestainless.co.uk/materials/304_304l_stainless_steel/)
- 47 NATIONWIDE STAINLESS. *316/316L Stainless Steel (1.4401/1.4404)* [online], 2019. [cit. 2019-05-02]. Dostupné z: [https://www.nationwidestainless.co.uk/materials/316\\_316l\\_stainless\\_steel/](https://www.nationwidestainless.co.uk/materials/316_316l_stainless_steel/)
- 48 NEA working group; et al. *Plutonium Fuel: An Assessment*. NEA-OECD Report, 1989.
- 49 ORTENSI, J.; OUGOUAG, A. M. *Status Report on the Modeling of TRISO Energy Deposition, Time-Dependent Temperature Field and Doppler Feedback*. Idaho National Laboratory (INL), 2009.
- 50 PETTI, D.; CRAWFORD, D.; CHAUVIN, N. *Fuels for advanced nuclear energy systems*. MRS bulletin, 2009, 34.1: 40-45.
- 51 REICHL, J. *Schéma skenovacího elektronového mikroskopu* [online], 2019. [cit. 2019-05-13]. Dostupné z: <http://fyzika.jreichl.com/main.article/view/1675-skenovaci-elektronovy-mikroskop>
- 52 ROBERTSON, R. C. *Conceptual design study of a single-fluid molten-salt breeder reactor*. Oak Ridge National Lab., 1971.
- 53 ROMBERGER, K. A.; BRAUSTEIN, J.; THOMA, R. E. *New electrochemical measurements of the liquidus in the lithium fluoride-beryllium fluoride system. Congruency of lithium beryllium fluoride ( $\text{Li}_2\text{BeF}_4$ )*. The Journal of Physical Chemistry, 1972, 76.8: 1154-1159.
- 54 ŠAFÁŘOVÁ, K. *Skenovací (rastrovací) elektronová mikroskopie*. [online], 2009. [cit. 2019-04-09]. Dostupné z: [http://nanosystemy.upol.cz/download/2009/12-ws/safarova\\_sem.pdf](http://nanosystemy.upol.cz/download/2009/12-ws/safarova_sem.pdf)
- 55 SERRANO-LÓPEZ, R.; FRADERA, J.; CUESTA-LÓPEZ, S. *Molten salts database for energy applications*. Chemical Engineering and Processing: Process Intensification, 2013, 73: 87-102.
- 56 SLÁMA, P.; MAREČEK, M. *Corrosion testing of nickel alloy for molten salt reactors*. J. Achiev. Mater. Manuf. Eng, 2015, 70: 78-85.
- 57 SOHAL, M. S.; et al. *Engineering database of liquid salt thermophysical and thermochemical properties*. Idaho National Laboratory, Idaho Falls, 2013.

- 58 SORENSEN, K. *A brief history of the liquid-fluoride reactor* [online], [cit. 2018-08-08]. Dostupné z: <https://energyfromthorium.com/2006/04/22/a-brief-history-of-the-liquid-fluoride-reactor/>
- 59 SRIDHARAN, K.; ALLEN, T. R. *Corrosion in molten salts*. In: *Molten Salts Chemistry*. Elsevier, 2013. p. 241-267.
- 60 UHLÍŘ, J. *Solné reaktory a kapalné palivo*. Časopis Vesmír. 96, 494. 2017.
- 61 UHLÍŘ, J. *Zhodnocení vývoje reaktorů MSR a odpovídajících technologií přepracování vyhořelého jaderného paliva (Literární řešerše podkladových materiálů a technologií MSR)* - zpráva pro SÚRAO, ÚJV Řež a.s. listopad 2002.
- 62 UHLÍŘ, J. *Chemistry and technology of Molten Salt Reactors – history and perspectives*. Journal of nuclear materials, 2007, 360.1: 6-11.
- 63 WNA. *Molten Salt Reactors* [online], 2018. [cit. 2019-03-25]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/molten-salt-reactors.aspx>
- 64 WRIGHT, R.; SHAM, T. L. *Status of Metallic Structural Materials for Molten Salt Reactors*. Idaho National Lab. (INL), Idaho Falls, ID (United States), 2018.
- 65 XU, H. *Status and Perspective of TMSR in China* [online], 2017. [cit. 2019-03-05]. Dostupné z: [https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2017-05/03\\_hongjie\\_xu\\_china.pdf](https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2017-05/03_hongjie_xu_china.pdf)
- 66 YAN, X. L.; HINO, R. (ed.). *Nuclear hydrogen production handbook*. CRC Press, 2016.
- 67 ZHENG, G. *Corrosion behavior of alloys in molten fluoride salts*. Dissertations & Theses-Gradworks, University of Wisconsin-Madison. 2015.
- 68 ZHENG, G. et al. *High-temperature corrosion of UNS N10003 in molten Li<sub>2</sub>BeF<sub>4</sub> (FLiBe) salt*. Corrosion, 2015, 71.10: 1257-1266.
- 69 ZHENG, G.; SRIDHARAN, K. *Corrosion of Structural Alloys in High-Temperature Molten Fluoride Salts for Applications in Molten Salt Reactors*. JOM, 2018, 70.8: 1535-1541.