

ZÁPADOČESKÁ UNIVERZITA V PLZNI
FAKULTA STROJNÍ

DIPLOMOVÁ PRÁCE

ZÁPADOČESKÁ UNIVERZITA V PLZNI
FAKULTA STROJNÍ

Studijní program: N 2301 Strojní inženýrství
Studijní zaměření: 2302T041 Stavba jaderně energetických zařízení

DIPLOMOVÁ PRÁCE

Limity použitelnosti konstrukčních materiálů pro aplikace MSR
(Molten Salt Reactor – GEN IV.)

Autor: **Bc. Miroslav KREJČÍ**
Vedoucí práce: **Ing. Pavel Hosnedl**

Akademický rok **2016/2017**

ZÁPADOČESKÁ UNIVERZITA V PLZNI
Fakulta strojní
Akademický rok: 2016/2017

ZADÁNÍ DIPLOMOVÉ PRÁCE

(PROJEKTU, UMĚLECKÉHO DÍLA, UMĚLECKÉHO VÝKONU)

Jméno a příjmení: **Bc. Miroslav KREJČÍ**
Osobní číslo: **S15N0086P**
Studijní program: **N2301 Strojní inženýrství**
Studijní obor: **Stavba jaderně energetických zařízení**
Název tématu: **Limity použitelnosti konstrukčních materiálů pro aplikace MSR (Molten Salt Reactor - GEN IV.)**
Zadávací katedra: **Katedra energetických strojů a zařízení**

Z á s a d y p r o v y p r a c o v á n í :

1. Úvod
2. Literární studie
 - Seznámení s problematikou reaktorů IV. generace spec. pro MSR aplikace
 - Klíčová témata pro řešení navrhovaných typů reaktorů
 - Materiálová problematika - limity použitelnosti různých typů konstrukčních materiálů z hlediska provozní a havarijní bezpečnosti
3. Experimentální práce
 - Korozní problematika konstrukčních materiálů pro MSR
 - Typy exp. zařízení pro korozní testy v prostředí roztavených fluoridových solí
 - Metody měření a monitorování koroze, REDOX - potenciál atd.
 - Výsledky experimentů
4. Diskuze a závěr

Rozsah grafických prací: -
Rozsah kvalifikační práce: 50 - 70 stran
Forma zpracování diplomové práce: tištěná/elektronická
Seznam odborné literatury:


- A Technology Roadmap for Generation IV. Nuclear Energy Systémes, GIF-002-00, Dec. 2002, p. 91
- Forsberg Ch., Curtis D., Štemplem J., MacDonald R., Peterson P.: Fluoride-Salt-Cooled High-Temperature Reaktor (FHR) Commercial Basis and Commercialization Strategy, p. 147, MIT-ANP-TR-153, Dec. 2014
- Afonichin V., Bovet A., Shiskin V.: Salts purification and redox potential measurement for The molten LiF-ThF₄-UF₆ mixture, p. 8, Proceeding of the First ACSEPT International Workshop, Lisboa, Portugal, 31 March-2 April 2010
- Konečná A., Hosnedl P., Valenta V.: Analysis of Brittle Fracture Condition in WWER type Reaktor Pressure Vesel, p. 16, WGRD WWER Meeting, Řež near Pratur, April 18-22, 1994
- Hosnedl P., Hron M., Matal O.: Some metallic materiale and fluoride salts for high temperature applications, p. 7, Proccedings of ICAAP '09, Tokyo, Japan, May 10-14, 2009
- Národní projekt SPHINX AUTOCLAV a projekty EC MOST a ALISIA (k dispozici u Ing. Pavla Hosnedla)

Vedoucí diplomové práce: **Ing. Pavel Hosnedl**
Centrum energetického výzkumu
Konzultant diplomové práce: **Ing. Václav Valenta, CSc.**
Katedra energetických strojů a zařízení

Datum zadání diplomové práce: **17. října 2016**
Termín odevzdání diplomové práce: **2. června 2017**


Doc. Ing. Milan Edl, Ph.D.
děkan




Dr. Ing. Jaroslav Synáč
vedoucí katedry

V Plzni dne 3. října 2016

Prohlášení o autorství

Předkládám tímto k posouzení a obhajobě diplomovou práci, zpracovanou na závěr studia na Fakultě strojní Západočeské univerzity v Plzni.

Prohlašuji, že jsem tuto diplomovou práci vypracoval samostatně, s použitím odborné literatury a pramenů, uvedených v seznamu, který je součástí této diplomové práce.

V Plzni dne:

.....
podpis autora

Autorská práva

Podle zákona o právu autorském. č.35/1965 Sb. (175/1996 Sb. ČR) § 17 a Zákona o vysokých školách č. 111/1998 Sb. je využití a společenské uplatnění výsledků diplomové práce, včetně uváděných vědeckých a výrobně-technických poznatků nebo jakéhokoliv nakládání s nimi možné pouze na základě autorské smlouvy za souhlasu autora a Fakulty strojní Západočeské univerzity v Plzni.

Poděkování

Tato práce by nemohla vzniknout bez odborného vedení. Proto bych rád poděkoval vedoucímu práce panu Ing. Pavlu Hosnedlovi. Dále bych chtěl poděkovat panu konzultantovi Ing. Václavovi Valentovi, CSc, za uvedení do problematiky, poskytnuté podklady a podmětné konzultace.

V neposlední řadě musím poděkovat i své rodině a přátelům především za morální podporu při studiu.

ANOTAČNÍ LIST DIPLOMOVÉ PRÁCE

AUTOR	Příjmení Krejčí	Jméno Miroslav	
STUDIJNÍ OBOR	2302T041 „Stavba jaderně energetických zařízení“		
VEDOUCÍ PRÁCE	Příjmení (včetně titulů) Ing. Hosnedl	Jméno Pavel	
PRACOVISŤE	ZČU - FST - KKE		
DRUH PRÁCE	DIPLOMOVÁ	BAKALÁŘSKÁ	Nehodící se škrtněte
NÁZEV PRÁCE	Limits použitelnosti konstrukčních materiálů pro aplikace MSR (Molten Salt Reactor – GEN IV.)		

FAKULTA	Strojní	KATEDRA	KKE	ROK ODEVZD.	2017
----------------	---------	----------------	-----	------------------------	------

POČET STRAN (A4 a ekvivalentů A4)

CELKEM	82	TEXTOVÁ ČÁST	64	GRAFICKÁ ČÁST	3
---------------	----	---------------------	----	--------------------------	---

STRUČNÝ POPIS (MAX 10 ŘÁDEK) ZAMĚŘENÍ, TÉMA, CÍL POZNATKY A PŘÍNOSY	<p>Diplomová práce obsahuje úvod do problematiky reaktorů IV. generace. Jejich základní popis, korozní problémy a navrhované konstrukční materiály. V další části se práce zabývá hodnocením konstrukčních materiálů.</p>
KLÍČOVÁ SLOVA ZPRAVIDLA JEDNOSLOVNÉ POJMY, KTERÉ VYSTIHUJÍ PODSTATU PRÁCE	<p>GIF IV., reaktory IV. generace, Hastelloy N, Inconel, austenitická nerezavějící ocel, korozní materiály, mechanické vlastnosti</p>

SUMMARY OF DIPLOMA SHEET

AUTHOR	Surname Krejčí	Name Miroslav	
FIELD OF STUDY	2302T041 „ Nuclear Power Equipment Design “		
SUPERVISOR	Surname (Inclusive of Degrees) Ing. Hosnedl	Name Pavel	
INSTITUTION	ZČU - FST - KKE		
TYPE OF WORK	DIPLOMA	BACHELOR	Delete when not applicable
TITLE OF THE WORK	Limitations of application of structural materials for applications MSR (Molten Salt Reactor - GEN IV.)		

FACULTY	Mechanical Engineering	DEPARTMENT	KKE	SUBMITTED IN	2017
----------------	------------------------	-------------------	-----	---------------------	------

NUMBER OF PAGES (A4 and eq. A4)

TOTALLY	82	TEXT PART	64	GRAPHICAL PART	3
----------------	----	------------------	----	-----------------------	---

BRIEF DESCRIPTION TOPIC, GOAL, RESULTS AND CONTRIBUTIONS	This thesis contains an introduction to the problems of reactors IV. generation. Their basic description, corrosion problems and proposed structural materials. In the next part the thesis deals with evaluation of structural materials.
KEY WORDS	GIF IV., reactors IV. generation, Hastelloy N, Inconel, austenitic stainless steel, corrosion of construction materials, mechanical properties of materials

Obsah

Seznam použitých symbolů.....	11
1 Úvod do problematiky.....	13
1.1 Konverze a množení	13
2 Historie reaktorů chlazených solemi	14
2.1 Reaktor ARE.....	14
2.2 Reaktor MSRE (Molten Salt Reactor Experiment)	15
2.3 Projekt MSBR (Molten Salt Breeder Reactor)	16
2.4 Projekt DMSR (Denaturated Molten Salt Reactor).....	17
2.5 Projekt FUJI – 2.....	17
2.6 Reaktor USR (Ultimate Safe Reactor).....	17
2.7 Projekt ŽSR – K	17
2.8 Vysokoteplotní reaktory s roztavenými palivovými solemi.....	18
2.9 Další využití fluoridových solí	19
3 GIF	20
3.1 Historie	20
3.2 Vysokoteplotní reaktor	21
3.3 Sodíkem chlazený rychlý reaktor	22
3.4 Nadkritický vodou chlazený reaktor.....	23
3.5 Plynem chlazený rychlý reaktor	24
3.6 Olovem chlazený rychlý reaktor.....	25
3.7 Reaktor chlazený fluoridovými solemi.....	26
4 VLIV CHEMIE ROZTAVENÝCH FLUORIDOVÝCH SOLÍ NA PROVOZ ZAŘÍZENÍ 28	
4.1 Složení nečistot	28
4.2 Rozpustnost.....	28
4.3 Řízení redox potenciálu	30
4.4 Chemická aktivita	32
5 KOROZE A JEJÍ HODNOCENÍ	34
5.1 Typy koroze	36
5.1.1 Hlavní faktory, které přispívají k jamkové korozi:	37
5.2 Typy korozního poškození	37
5.3 Mechanické zkoušky	38
5.3.1 Vrubová houževnatost.....	39

5.4	Kritéria lomové houževnatosti.....	42
5.5	Hodnocení radiačního poškození.....	43
6	POPIS ZAŘÍZENÍ – AUTOKLÁV	46
6.1	Materiály.....	48
7	Experimentální práce – Výsledky experimentů	51
7.1	Výzkumně vývojové práce na experimentálních tavných.....	51
7.2	Zhodnocení vlastností vybraných konstrukčních materiálů pro MSR (Molten Salt Reactory) aplikace.....	61
7.3	Testy komponent	61
8	ZAHRANIČNÍ VÝSLEDKY POUŽITÝCH MATERIÁLŮ PRO REAKTORY S FLUORIDOVÝMI SOLEMI.....	67
9	ZÁVĚR.....	76
10	POUŽITÁ LITERATURA.....	77
10.1	KNÍŽNÍ PUBLIKACE	77
10.2	ČLÁNKY V MONOTÉMATICKÝCH PUBLIKACÍCH.....	77
10.3	PUBLIKACE NA INTERNETU	77
10.4	ČLÁNKY V ČASOPISECH, VE SBORNÍCÍCH, Z KONFERENCÍ APOD.	77
11	PŘÍLOHA č. 1.....	79

Seznam použitých symbolů

ARE	– Aircraft Reactor Experiment, experimentální reaktor pro letadla,
MW_t	– tepelný výkon reaktoru v megawattech,
MW_e	– elektrický výkon reaktoru v megawattech,
ŠP	– štěpné produkty,
PG	- parogenerátor,
Inconel	– slitina niklu,
MONICR	- slitina na bázi niklu vyvinutá ve ŠKODA JS a.s.,
NaF	– fluorid sodný,
ZrF ₄	– fluorid zirkoničitý,
UF ₄	– fluorid uraničitý,
LiF	– fluorid litný,
BeF ₂	– fluorid beryllnatý, aj. fluoridy,
MSRE	– Molten Salt Reactor Experiment, experimentální reaktor s rozpuštěnými solemi,
ORNL	- Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge Národní laboratoř,
MSBR	– Molten Salt Breeder Reactor, breederový reaktor s roztavenými solemi,
Hasteloy N	– slitina niklu,
DMSR	– Denaturated Molten Salt Reactor,
FUJI – 2	– Japonský výzkumný reaktor,
USR	– Ultimate Safe Reactor, nejzazší bezpeční reaktor,
Projekt ŽSR – K	– přechod od breederů ke konvektorům,
ŽSR – EC	– dutinový reaktor s přirozenou cirkulací,
HT MSR	– Vysokoteplotní reaktory s roztavenými solemi,
Breeder	– reaktor, kde při provozu vzniká více štěpitelných prvků, než se spotřebovává,
Konvertor	– reaktor, kde při provozu vzniká méně štěpitelných prvků, než se spotřebovává,
MSGR	– grafitem moderovaný reaktor s roztavenými solemi,
KNR	– Korean Nuclear Research – Korejský jaderný výzkum,
INET	– Institut Nuclear Energo – technology,
AMSB	– Accelerator Molten Salt Breeder,
ADS	– Accelerator Driven System, „urychlovací řídicí systém“,
ADTT	- Accelerator Driven Transmutation Technology, „urychlovací řídicí přeměňovací systém“,
AMSB	- Accelerator Mahen Salt Breeder,
SMSR	– Sub – Critical Molten Salt Reactor, Kritický Reaktor s Roztavenými Solemi,
GIF	- Generation IV International Forum, Mezinárodní fórum pro reaktory IV. generace,
VHTR	– Vysokoteplotní reaktor,
SFR	– Sodíkem chlazený rychlý reaktor,
SCWR	– Nadkritický vodou chlazený reaktor,
GFR	– Plynem chlazený rychlý reaktor,
LFR	– Olovem chlazený rychlý reaktor,

MSR – Reaktor chlazený fluoridovými solemi (Molten Salt Reactor),
FLINAK - směs palivové soli LiF – NaF – KF,

Veličiny

E - modul pružnosti v tahu materiálu při výpočtové teplotě, [MPa];
l - délka, [mm];
A - počet cyklů zatížení;
p - tlak, [Pa, MPa];
v - rychlost [$\text{mm}\cdot\text{s}^{-1}$];
mol % - vyjádření množství přísadového prvku ve slitině pomocí látkového množství;
hmotnostní % - vyjádření množství přísadového prvku ve slitině pomocí hmotnosti;
t - teplota [$^{\circ}\text{C}$];

1 Úvod do problematiky

Cílem této diplomové práce je seznámit čtenáře s historií, současným a budoucím vývojem reaktorů IV. generace. V historickém popisu se práce zaměřuje na výzkum těchto reaktorů a jejich použití v USA, Francii, Japonsku a bývalém Sovětském svazu. V části týkající se současnému vývoji je práce zaměřena na současný výzkum koroze akresivních solí s konstrukčními materiály. Nechybí ani porovnání koroze v současných elektrárnách a její vyhodnocení na vyhodnocovacích strojích. Jsou zde uvedeny výsledky výzkumu koroze pro konstrukční materiály a jejich expozici při rozdílných teplotách v roztavených solích a různém chemickém složení. Nechybí zde ani měření na přístroji AUTOCLÁV ve Škoda JS, a.s. na materiálu MONICR – ŠKODA, s uvedením jeho možných modifikací tepelně mechanickým zpracováním. Závěr práce je věnován porovnání hloubky koroze při působení solí na konstrukční materiály.

V úvodu této práce je třeba připomenout některé pojmy z fyziky jaderného reaktoru, které jsou zde také uvedeny.

1.1 Konverze a množení

Pro udržení řetězové reakce, v komerčně používaných reaktorech, se používá uran 235, který je prakticky jediným v přírodě se vyskytujícím štěpitelným izotopem. Při štěpení vzniká přebytek neutronů, které se částečně zachytávají na jádrech uranu 238, který se přemění na štěpitelné plutonium 239. V přírodním uranu je obsaženo jen 0,7 % váhových uranu 235, který se za určitý čas skoro všechen spotřebuje při štěpení a nahradí se přibližně ekvivalentním množstvím plutonia 239. V palivu se používá obohacený uran 235, do 5 % váhových. V tomto čase bude v soustavě skoro 140 krát více neštěpitelného uranu 238. Reaktory budoucnosti budou muset používat pro udržení řetězové reakce plutonium 239 a budou muset být schopny ho vyrábět na úkor uranu 238. Toto je však problém – možnost zneužití plutonia. Proto budou povoleny pouze reaktory s koeficientem konverze $K = 1$ (tj. tzv. konvertor, který co vyrobí to spálí). Ve finále to budou reaktory tohoto typu, které budou mít základní význam pro budoucnost.

Reaktor, který vyrobí stejné množství plutonia a uranu 235, jako to které se v něm ztrácí při štěpení, to znamená má konverzní účinnost 100 %, kde by použitelné množství štěpitelného materiálu na výrobu energie zůstalo konstantní. To je v případě, kdyby bylo možné využít všechen štěpitelný materiál beze ztrát. U reaktorů, které mají konverzní účinnost menší než 100 %, zásoba štěpitelného materiálu postupně mizí, až se vyčerpá. I kdyby zůstávalo velké množství produktivního uranu 238, výroba jaderné energie štěpením by přestala být možná. Breeder vyrobí více plutonia než spálí, díky čemuž je dobrým zdrojem plutonia pro jaderné zbraně. Z bezpečnostních důvodů se využívají konvertory pro komerční provoz.

Reaktory IV. generace, s konverzní účinností přesahující 100 %, kde se vyrábí více štěpitelného materiálu, než se spotřebuje pro udržení štěpné reakce, mají perspektivu. Proces rozšířené reprodukce nebo množení je proces, při kterém se štěpitelný izotop používá, jako zdroj neutronů na výrobu většího množství téhož izotopu. Reaktor tohoto typu se nazývá breeder. [1] Vedle klasických typů reaktorů, které štěpí uran a plutonium, je perspektivní reaktor pracující s thoriovým cyklem ($\text{Th } 232 \rightarrow \text{U } 233$ (štěpný)). Thoria je na Zemi více než uranu.

2 Historie reaktorů chlazených solemi

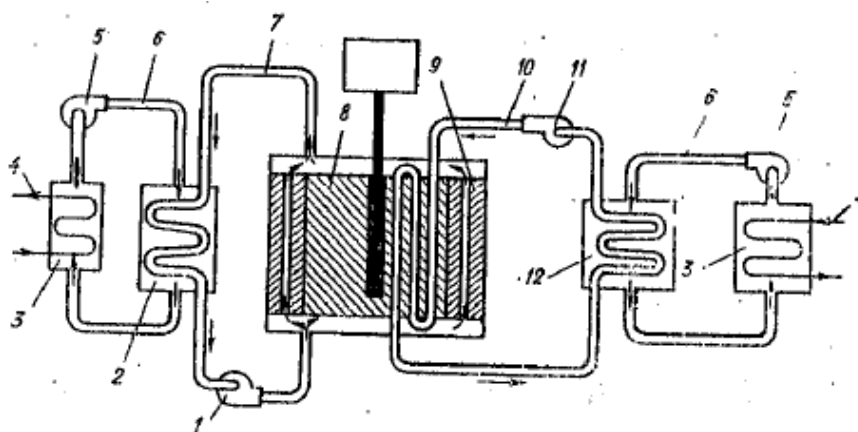
Vyhodnocení solí: teploty varu (1 200 °C) jsou větší než pracovní teploty, pracují bez tlaku par. Jednotlivé vlastnosti, jako např.: viskozita silně závisí na složení směsi solí. Porovnání chladiv primárního a sekundárního okruhu je uvedeno v tabulce 2.1.

Materiál	T _{tání} [°C]	T _{varu} [°C]	ρ [kg/m ³]	ρ*c _p [kJ/m ³ *°C]	k [W/m ² *°C]
Li ₂ BeF ₄ (flibe)	459	1 430	1 940	4 540	1,0
LiF – NaF – KF (flinak)	454	1 570	2 019	4 060	0,60
Sodík	97,8	883	790	1 000	62
Olovo	328	1 750	10 540	1 700	16
Hélium (7,5 MPa)	---	---	3,8	20	0,29
Voda (7,5 MPa)	0	100	732	4 040	0,56
Grafit	---	---	1 700	3 230	200

Tab. 2.1: Porovnání primárního a sekundárního chladiva termo fyzikálních vlastností s alternativními chladivy a materiály (teploty kolem 700 °C, pro vodu 290 °C) (ρ – hustota, c_p – měrná tepelná kapacita, k – tepelná vodivost [26])

2.1 Reaktor ARE

První jaderný reaktor ARE (Aircraft Reactor Experiment) byl zprovozněn v r. 1954 v USA, měl sloužit jako pohon pro letecký motor. Pracoval s max. teplotou 860 °C, výkon měl 2,5 MW_t. Pracoval se směsí solí NaF – ZrF₄ – UF₄. Hlavním úkolem bylo experimentální ověření schopnosti práce a stability reaktoru s proudícím palivem. Moderátor reaktoru a reflektor byl použit BeO, konstrukčním materiálem, použitým na tlakovou nádobu, byl INCONEL (slitina na základě Ni). Tento materiál byl použit i na trubky 66 kanálů v aktivní zóně a zařízení okruhu. Sůl byla proháněna čerpadlem okruhem zóny a výměníkem. Sodík odváděl vznikající teplo v reflektoru. Do cirkulující směsi solí NaF – ZrF₄ ve stavu 2 NaF – UF₄, se kritického režimu u reaktoru ARE, dosahovalo postupným dodáváním paliva U²³⁵



1. čerpadlo Na, 2. výměník Na-He, 3. výměník He-H₂O, 4. vodní okruh, 5. He kompresor, 6. He okruh, 7. okruh se sodíkovým chladivem k chlazení reflektoru, 8. aktivní zóna (BeO s okruhem palivové soli), 9. reflektor BeO, 10. okruh s palivovou solí NaF-ZrF₄-UF₄, 11. čerpadlo palivového okruhu, 12. výměník tepla sůl-helium.

Obr. 2.1: Technologické schéma ARE [4]

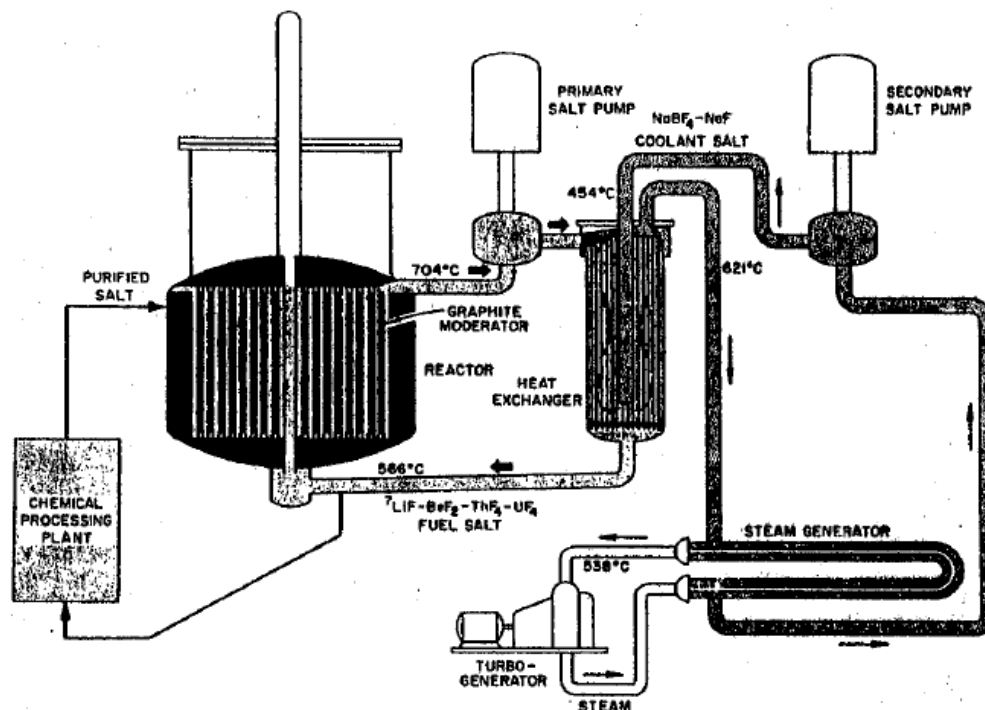
obohaceného na 93,4 %. Při složení palivové směsi v mol % 53,0 NaF – 41,2 ZrF₄ – 5,8 UF₄ byla dosažena kritičnost. Celková kritická závážka byla 14,8 kg U²³⁵.

Teplotní koeficient reaktivity – $1,75 \cdot 10^{-4} [^{\circ}\text{C}^{-1}]$ – byl určen experimentálně při rychlých změnách výkonu (kdy se stačila měnit pouze teplota soli). Celkový teplotní koeficient reaktivity – $1,10 \cdot 10^{-4} [^{\circ}\text{C}^{-1}]$ – byl určen při dostatečně pomalých změnách výkonu. Experimentálně bylo ověřeno, že reaktor má dobrou stabilitu, samoregulační vlastnosti a uskutečnění důležité etapy regenerace paliva. Při průchodu plynného fluoru solemi byl odstraňován uran ze směsi jako plynný UF₆. Po dobu trvání experimentálního provozu nevznikly žádné problémy s mechanickým a chemickým poškozením.

2.2 Reaktor MSRE (Molten Salt Reactor Experiment)

Tento reaktor o tepelném výkonu 8 MW_t, byl v provozu 4 roky od poloviny 60. let v ORNL – Oak Ridge National Laboratory (USA). Cílem provozu reaktoru byla prověrka jednotlivých uzlů konstrukce, zvládnutí technologie roztavených solí a výzkum dynamiky reaktoru s proudícím palivem. Základním cílem provozu reaktoru bylo prověření schopnosti grafitu odolávat solím a nahradit konstrukční materiály v aktivní zóně. Rozbory provozu, ekonomické a fyzikální, ukázaly, že pro výrobu elektrické energie bylo možno efektivně pracovat v režimu rozšířené reprodukce s uran – thoriovým cyklem. Složení použitých solí byla (mol %) 65,0 LiF – 29,1 BeF₂ – 5,0 ZrF₄ – 0,9 UF₄ s teplotou tavení 434 °C. Na bocích vertikálních grafitových tyčových kanálů proudila tato směs. Řídicí a havarijní tyče pro řízení reaktoru byla provedena 3 tyčemi z Cd₂O₃ – Al₂O₃. Zvláštní částí trub je systém trub palivového okruhu, který je vybaven zamrzájecími ventily. Pro vytvoření zátky v trubce, aby sůl mohla zamrznout, jsou chlazeny vzduchem. Rozmražení ventilů se dělo pomocí systému ohřevu za 10 – 15 minut.

Pod palivovým okruhem byly umístěny speciální drenážní nádrže pro skladování a havarijní slití solí.



Obr. 2.2: Konstrukce MSRE [4]

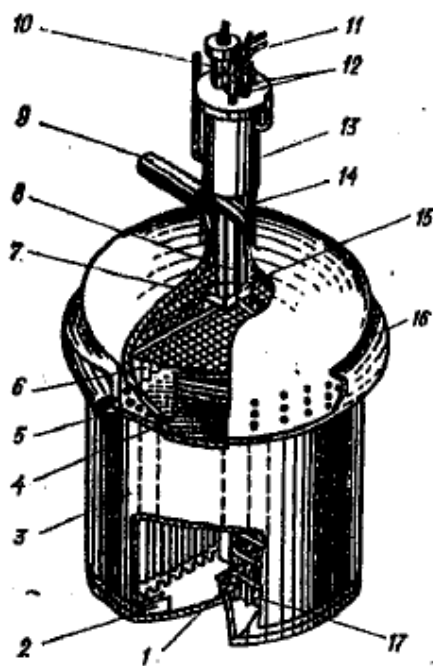
Reaktor pracoval nejdříve s U^{235} , pak s U^{233} . Ke konci provozu bylo jako palivo přidáno též Pu. Čištění solí od U bylo prováděno pomocí fluoridace solí, tj. převodem na plynný UF_6 . Na tomto reaktoru byla též ukázána možnost čištění uranu od štěpných produktů. Pro zajištění nutné úrovně havarijní ochrany byla, při provozu reaktoru MSRE, provedena hermetizace palivového okruhu. Nádoba, trubky a výměník byly ze slitin: Ni – Mo – Cr, která se nazývá Hastelloy N.

Během provozu se zkoumaly neutronově fyzikální a teplotní parametry systému. Dále se prováděly zkoušky vzájemného působení materiálů, koroze konstrukčních materiálů a zkoumaly se problémy bezpečnosti a spolehlivosti reaktoru i celého systému. Další zkoušky zahrnovaly výměnu částí a oprav i takových částí, které nepotřebovaly vyměnit nebo opravit. Tento reaktor byl experimentální pro velký reaktor, to byl hlavní důvod těchto oprav, jako příprava pro větší reaktor.

2.3 Projekt MSBR (Molten Salt Breeder Reactor)

Na základě úspěšného projektu MSRE pracujícího na tepelných neutronech a sloužícího k výrobě elektrické energie v ORNL – Oak Ridge National Laboratory. Klasické 3 okruhové uspořádání MSR odpovídá technologickému schématu MSBR. Palivová sůl s teplotou tavení má složení v molárních % 71,8 LiF – 16,0 BeF₂ – 12 ThF₄ – 0,3 UF₄. Chladivo v sekundárním okruhu je složeno z: fluoroboritanu sodného a fluoridu sodného 92,0 NaBF₄ – 8 NaF (mol %) a teplotou tavení 385 °C. Sekundární okruhy byly rozděleny na 4 paralelní větve, každá s čerpadlem a výměníkem tepla. Každá tato větev obsahovala ventil pro havarijní slití solí do drenážních nádrží. Železobetonová budova, v níž je umístěna celá reaktorová část slouží též jako proti havarijní obálka. Nádoba vyrobená ze slitiny Hastelloy N s rozměry: průměr, výška a tloušťka stěny: 6,7 m, 6,1 m a 5,1 cm, napočítána na tlak 0,525 MPa. Vnitřní část aktivní zóny je tvořena čtvercovými grafitovými tyčemi s distančními výstupky. Primární okruh byl vybaven kontinuální regenerací paliva.

- 1 ventil pro slití palivové soli
- 2 lopatky proti víření
- 3 nádoba reaktoru
- 4 nádoba aktivní zóny
- 5 vstupní nátrubek paliva
- 6 grafitové tyče
- 7 centrující mřížka
- 8 absorpční tyče
- 9 výstupní nátrubek paliva
- 10 kanál pro vzorky grafitu
- 11 přívodní ohebný kabel k regul. tyčím
- 12 systém chlazení vzduchem
- 13 košilka chlazení
- 14 kanál pro absorpční tyče
- 15 výstupní filtr
- 16 rozdělovač paliva
- 17 mřížka držící grafitové tyče
- 18 systém chlazení vzduchem



Obr. 2.3: Schéma technologického uspořádání MSRE – 1000 [4]

2.4 Projekt DMSR (Denaturated Molten Salt Reactor)

V rámci programu alternativních jaderných systémů vyhovující požadavkům nerozšiřování štěpných materiálů byl rozpracován i projekt DMSR v ORNL – Oak Ridge National Laboratory (USA). Konstrukce DMSR byla podobná MSBR, ale rozměrově se lišila, například průměr a výška byla 10 m. Aktivní zóna má rozměry v centrální části průměr x výška 3 x 3 m, kde je podíl palivové soli ≤ 20 %.

V ostatních částech reaktoru byl tento podíl 9,3 %. Po objemu dovolovala tato geometrie vyrovnat neutronový tok rychlých neutronů, tím se životnost grafitu zvýší až na 30 let. Velký vliv na prodloužení této životnosti má menší specifické zatížení paliva, které snižuje vyhořívání izotopu Pa²³³. Tento izotop i ostatní štěpné produkty (dále jen ŠP) se ze směsi u DMSR neodstraňují, vyjma vzácné plyny, které ze směsi unikají, Kr, Xe a T. Drahé a polovzácné kovy jako Zn, Ga, Ge, Cs, Nb, Mo, Te, Ru, Rn, Pd, Ag, Cd, In, Sn, Sb, které se solemi netvoří stabilní fluoridy. Část z nich přejde do plynu nad solemi a asi 50 % se usadí na površích okruhu. Díky tomuto nánosu se sníží absorpce neutronů v zóně.

2.5 Projekt FUJI – 2

Tento japonský projekt je velmi podobný DMSR o elektrickém výkonu MW_e. Odlišnosti jsou především v rozměrech: průměr 5,5 m, výška 4,1 m a výkonem. U FUJI – 2 bylo užito zjednodušené schéma, bez přepracování paliva. Bez odstraňování ŠP s výjimkou plynových, byl spočítán na provoz 30 let. V aktivní zóně a základní grafitové matici palivo představuje pouze 7 % objemu, v ostatních částech to je 35 %. Za 500 dní provozu reaktoru se uskutečnil přechod na rovnovážný režim vyhoření s konverzním faktorem rovným 1. Díky tomu nebylo třeba doplňovat zónu svěžím palivem. Regulační tyče byly použity z grafitu (ty jsou v solích plovoucí a v případě nutnosti jsou schopny samy opustit zónu). Díky menším rozměrům se lépe odvádělo teplo i při srovnatelné specifické energetické zátěži zóny jako u projektu DMSR.

2.6 Reaktor USR (Ultimate Safe Reactor)

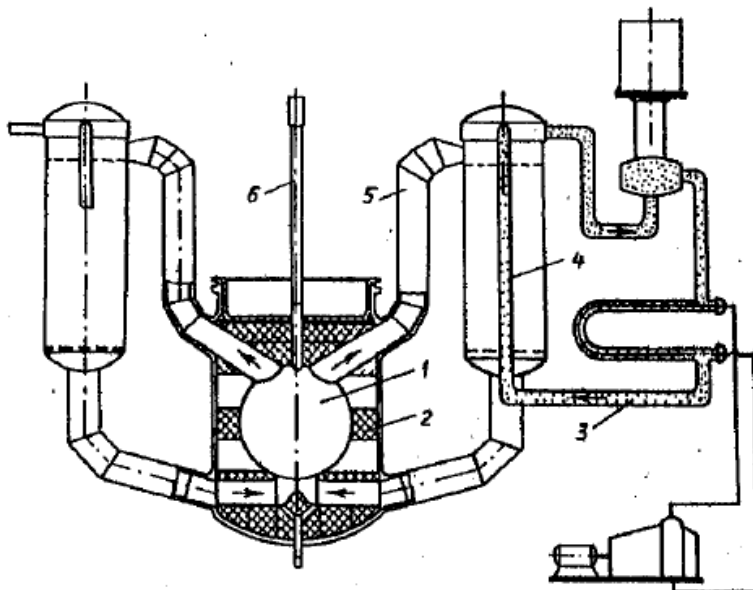
Reaktor byl prezentován jako reaktor pro třetí tisíciletí. Měl objem 37 m³ soli v primárním okruhu (se složením v molárních % UF 71,8 %, BeF₂ 16 %, ThF₄ 12 %, UF₄ 0,4 %), rychlost proudění 0,33 m/s, průměr a výška zóny 2,6 / 2,7 m, pracovními teplotami v primárním okruhu 510 / 700 °C. Výkon reaktoru byl 1 420 MW_t (574 MW_e). Požadavek přepracování celé palivové směsi během 1 až 6 hodin, který byl stanoven pro tento reaktor.

Pro nepřekročení dovolené teploty konstrukčních materiálů se předpokládalo, že teploty palivo – chladicí směs odstaveného reaktoru budou nižší pro tuto koncepci USR, pro zajištění bezpečnosti v případě výpadku odvodu tepla. Tepelný reaktor má nižší koncentraci paliva než homogenní reaktor USR ve směsi solí.

2.7 Projekt ŽSR – K

Tento typ reaktoru byl ruský projekt. Snížení specifického energetického zatížení reaktoru je realizován přechodem od breederů ke konvektorům. Toto snížení dovoluje provozovat reaktor v režimu přirozené konvekce. Při vytvoření přirozené konvekce se snižují

hydraulické ztráty. Pomoc přirozené konvekce přináší tzv. plynový výťah (gas – lift), což je vhánění plynu do proudící soli. Díky nižší hustotě soli stoupá vzhůru.



1 aktivní zóna; 2 reflektor (grafit); 3 meziokruh; 4 výměník tepla z primáru; 5 potrubí primáru; 6 regulační tyč

Obr. 2.4: Schéma konstrukce ŽSR – K (homogenní reaktor) [4]

2.8 Vysokoteplotní reaktory s roztavenými palivovými solemi

Pracovní teploty MSR reaktorů jsou 800 – 850 °C, pro tyto teploty nejsou vyvinuty konstrukční materiály. Konstrukční materiál reaktorové nádoby musí být z kovu, z vnitřní strany reaktorové nádoby, v místě největšího teplotního zatížení, lze kovový materiál nahradit grafitem. Speciální typ reaktorového grafitu dlouhodobě vydrží 800 – 850 °C. Potrubí u tohoto typu reaktoru může být vyrobeno z tohoto speciálního druhu reaktorového grafitu. Tlaková nádoba může být s napařenou vrstvou z tohoto grafitu. Reaktorové nádoba se však musí chladit, lze chladit z vnější i vnitřní strany. V případě trhlinky na vnější straně nádoby díky gradientu teploty přes stěnu se tato trhlinka může zvětšovat.

V případě chlazení nádoby uvnitř je třeba zavést další chladicí okruh. Reaktorový grafit není vhodný pro tyto účely, ale díky vývoji kompozitních materiálů je tento speciální druh grafitu použitelný pro vysokoteplotní reaktory. Ruská výzkumná centra, především univerzity, nabízely tento materiál už v polovině 90. let. Vzhledem k vybavení univerzit, zařízení dovozovala vyrábět tyto materiály spíše pro laboratorní měření. Rozměry trub průměr a délky byly do 40 cm. Tyto reaktory byly navrženy pro produkci tepla či s plynovými turbínami o účinnosti až 50 % pro produkci elektrické energie.

Nádoba reaktoru byla vyrobená z kovu a vnitřní výstelka z grafitu chrání nádobu před stykem s roztavenou solí. V uzavřených mezerách výstelky vznikají vrstvičky zamrzlé soli. Proudění roztavených solí zabezpečovaly vznikající kanály v heterogenní grafitové vestavbě. K urychlení proudění naředěné soli nad zónou na počátku komína se navrhuje přívod plynu. Vznikající plyn se sbírá na hladině a odvádí se k vyčištění od Kr, Xe, T aj. Tyto plyny jsou produkty štěpení. Jejich odstraněním se dá zbavit tzv. jodové jámy. Mezi - výměník umístěný v místě proudění solí, který se skládal z konvektivních tepelných trub vyrobených z grafitu

a naplněných solí přenášející teplo z palivové směsi z tohoto uzavřeného termo sifonu do dalšího média (např. plynu).

2.9 Další využití fluoridových solí

Tyto reaktory využívají disperzní palivo na bázi karbidů umístěných v palivových grafitových koulích. Reaktory tohoto typu při dlouhodobém provozu prověřily kvalitu tohoto paliva, jako chladivo bylo použito He.

Ke zlepšení bezpečnosti je vhodné odstranit plynné chladivo pod vysokým tlakem. Jednou z možností je nahradit He chladivem, které se dobře snáší s grafitem a dá se provozovat při nízkém tlaku. Například fluoridové soli tyto podmínky splňují a ještě mají vynikající teplotnické vlastnosti. Po určité době provozu, kdy grafit nasákne solemi nebohří.

První snahou vyměnit tlakové plynové chladivo byl projekt DIONISOS u reaktoru HTGR (High Temperature Graphite Reactor), kde jako chladivo bylo použito roztavené olovo. Olovo má výhodu, může obsahovat vlhkost nebo se do něj může lít voda, jako kritické chlazení, protože olovo s vodou nereaguje, jen se chladí. Vhodnější je použít fluoridové soli, ty mají vyšší teplotu tavení ($\approx 350\text{ }^{\circ}\text{C}$), což je jejich nevýhoda, ale dá se využít, pokud dojde k poškození palivových elementů a následnému úniku štěpných produktů, které jsou zachyceny v matrici solí a nemohou se při úniku chladiva dále šířit. Návrh reaktoru s použitím fluoridových solí má vysokou vnitřní bezpečnost.

A) První studie byly provedeny na počátku 80. let 20. století v bývalém SSSR, jednalo se o reaktor MSGR (Molten Salt Cooled, Coated Particle Fuel, Graphite Reactor). Specifické zatížení paliva bylo podstatně vyšší, a proto došlo k návrhu paliva na bázi disperzních částic v matrici grafitu. Výkon reaktoru byl $1\ 000\ \text{MW}_e$. Výměna palivových elementů probíhala za provozu. Vyjímání bylo provedeno v horní části nádoby a přívod palivových elementů ve spodní části.

Ve spodní části zóny je volný prostor solí a grafitové palivové elementy plavou v solích. Palivové tyče při svém zasouvání do plavajících grafitových koulí je vytlačují do spodní části volného prostoru. Díky tomu je vyhořívání paliva kompenzováno přidáním čerstvých palivových koulí, které několikrát projdou zónou. Chladivo primárního okruhu je tvořeno směsí NaF - BeF₂, která odstraňuje problémy s produkcí tritia. V sekundárním okruhu byla použita směs NaF - NaBF₄. V terciálním okruhu byla použita pára o parametrech: 23,5 MPa a 540 °C. Tlaková nádoba byla navržena z analogické slitiny Hastelloy - N a to ze slitiny ChN80MT.

B) V Norsku v ústavu INET (Institute for Energy Technology) byl rozpracován reaktor MSGR s palivovými grafitovými elementy ve tvaru šestiúhelníkových tyčí s disperzním palivem. Otvory v matrici aktivní zóny prochází chladivo, havarijní a regulační elementy a vnitro reaktorová instrumentace. Průměr aktivní zóny byl 10,98 m a výška 3,96 m. Palivo proudilo od spodu vzhůru, kvůli prohrátí chladnější soli, a jeho objemový podíl v aktivní zóně byl $\approx 5\ \%$. Výkon reaktoru byl $1\ 000\ \text{MW}_e$. Teploty v okruhu oproti předchozí konstrukci se liší minimálně a použité soli jsou stejné. Nevýhodou tohoto návrhu byl velký objem roztavených solí nad zónou [4]

3 GIF

3.1 Historie

Mezinárodní fórum IV. generace (GIF) je společnou mezinárodní snahou, která byla zřízena k provádění výzkumu a vývoje nutných ke stanovení proveditelnosti a výkonnostním schopnostem nové generace jaderných energetických systémů.

Mezinárodní fórum IV. generace má čtrnáct členů, kteří jsou podepsáni na jeho zakládající listině, Charty GIF.

Zakládající dokument GIF, a rámec pro mezinárodní spolupráci ve výzkumu a vývoji pro příští generace jaderných energetických systémů, jsou uvedeny v Chartě GIF, která byla poprvé podepsána v červenci 2001 Argentinou, Brazílií, Kanadou, Francií, Japonskem, Korejskou republikou, Jižní Afrikou, Velkou Británií a Spojenými státy. Charta byla podepsána Švýcarskem v roce 2002, Euroatomem v roce 2003, Čínskou lidovou republikou a Ruskou federací v roce 2006.

V červenci 2011, třináct členů souhlasilo s podpisem prodloužení Charty naznačující přání, aby i nadále spolupracovali v oblasti výzkumu a vývoje reaktorů IV. generace. Dne 22. června 2016 se 14 členem mezinárodního fóra GIF stala Austrálie, která podepsala Chartu.

Závěry přijaté GIF poskytly základ pro identifikaci a výběr šesti jaderných energetických systémů k dalšímu vývoji. Vybrané systémy jsou založeny na různých reaktorech, přeměně energie a technologii jaderného palivového cyklu. Jejich návrhy obsahují tepelné i rychlé neutronové spektrum jader, uzavřené a otevřené palivové cykly. Reaktory se výkonově liší co do velikosti od velmi malých až po velmi velké. V závislosti na jejich příslušném stupni technické vyspělosti, první systémy čtvrté generace se očekávají, že budou komerčně využívány v letech 2030 - 2040. [8]

Základní rozdělení reaktorů je uvedeno v tabulce č. 3.1

Reaktor	Spektrum neutronů	Chladivo	Výstupní teplota °C	Palivový cyklus	Velikost (MW _e)
VHTR Vysoko teplotní reaktor	Tepelné	Hélium	900 – 1 000	Otevřený	250 - 300
SFR Sodíkem chlazený rychlý reaktor	Rychlé	Sodík	500 – 550	Uzavřený	50 – 150 300 – 1 500 600 – 1 500
SCWR Nadkritický vodou chlazený reaktor	Tepelné /rychlé	Voda	510 – 625	Otevřený /uzavřený	300 – 700 1 000 – 1 500
GFR Plyněm chlazený rychlý reaktor	Rychlé	Hélium	850	Uzavřený	1 200
LFR Olovem chlazený rychlý reaktor	Rychlé	Olovo	480 – 570	Uzavřený	20 – 180 300 – 1 200 600 – 1 000
MSR Reaktor chlazený fluoridovými solemi	Tepelné	Fluoridové soli	700 – 800	Uzavřený	1 000

Tab. 3.1: Přehled reaktorů IV. generace [8]

3.2 Vysokoteplotní reaktor

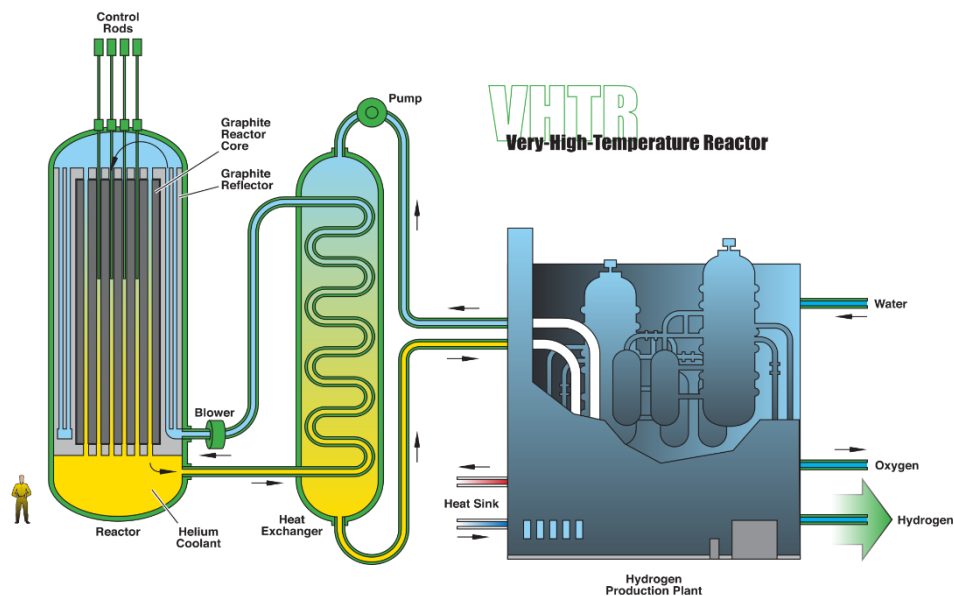
Aktivní zóna je tvořena množstvím koulí z grafitu, které uvnitř obsahují keramická palivová tělíska z uranu nebo thoria, která představují 5 % hmoty kuličky. Aktivní zóna je chlazená héliem, grafit v koulích působí jako moderátor a chrání palivo před héliem. To má po výstupu z aktivní zóny teplotu přes 1 000 °C, následně expanduje v turbíně. Vysokoteplotní reaktor ze své podstaty má nízkou výkonovou hustotu díky čemuž nemůže dojít k roztavení aktivní zóny. S rostoucí teplotou v reaktoru se zvyšuje pravděpodobnost rezonančního zachytu neutronu na jádrech uranu 238 a tím ke snížení neutronového toku. Pokud maximální teplota v aktivní zóně leží pod teplotou tavení konstrukčního materiálu reaktoru, nedojde k tavení aktivní zóny. To je zajištěno tím, že chladivo odvede vznikající teplo do okolí. Vysoká teplota chladiva, hélia, může být využita pro výrobu vodíku termickým rozkladem vody nebo konverzí uhlí na uhlovodíky.

Výhody

- dosažení vysoké účinnosti tepelného cyklu (50 %)
- nemožnost natavení aktivní zóny
- palivo může být uran nebo thorium
- helium není radioaktivní
- aktivní zóna není namáhána vysokým tlakem
- technologické teplo pro výrobu vodíku nebo konverzi uhlí na uhlovodíky

Nevýhody

- grafit jako moderátor
- vysoké tepelné zatížení aktivní zóny



Obr. 3.1: Schéma Vysokoteplotního reaktoru [8]

3.3 Sodíkem chlazený rychlý reaktor

Tento reaktor je též nazývaný jako množivý. Rychlý, protože ke štěpení využívá rychlé neutrony. Množivý znamená, že produkuje více paliva, než ho sám spotřebuje. To je dáno záchytem neutronů na jádru uranu 238 a následnými rozpady se produkuje plutonium 239. Při zvýšení teploty reaktoru se zvýší rychlost atomů uranu, což zvyšuje pravděpodobnost zachycení neutronů uranem 238. Tím se sníží neutronový tok a snižuje se počet štěpení. Toto chování reaktoru zajišťuje pasivní bezpečnost při provozu. Vznikající teplo v reaktoru je odváděno tekutým sodíkem. Maximální výstupní teplota je 550 °C. Uložení aktivní zóny reaktoru je v nádrži z tekutého sodíku. Přes výměník tepla je teplo odváděno do sekundárního okruhu, který je naplněn opět roztaveným sodíkem. Sekundární sodíkový okruh vylučuje přenos štěpných radioaktivních produktů do vody terciálního okruhu. Při styku sodíku se vzduchem nebo vodou, je sodík velmi reaktivní a začíná hořet. Tento styk je nepřípustný, v případě styku primárního okruhu se štěpnými produkty, aby se radioaktivní produkty nedostaly mimo aktivní zónu. Sodík v sekundárním okruhu předává své teplo ve výměníku tepla terciální vodě, která se mění na páru a expanduje v turbíně. Respektive pohání turbosoustrojí.

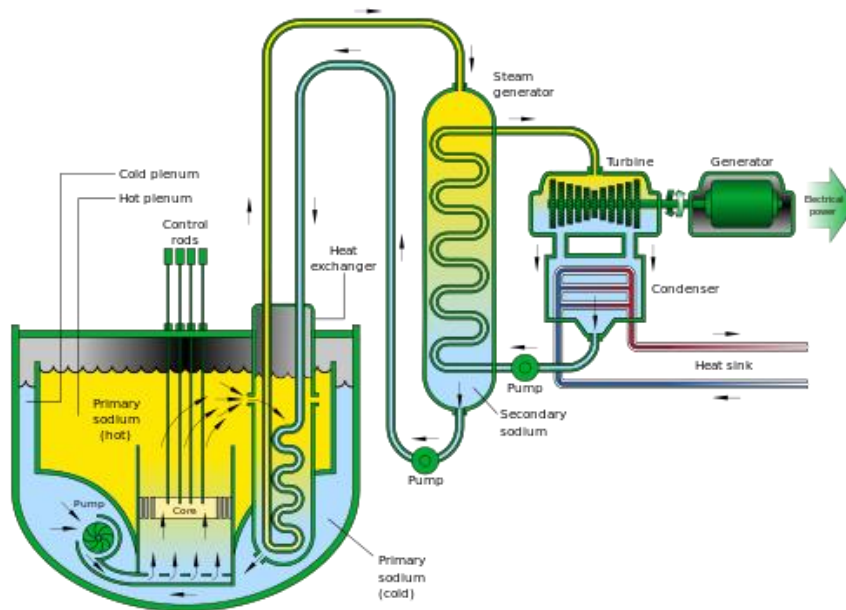
Tento typ reaktorů už byl v komerčním provozu, například francouzský Phoenix 1973 – 2010 a ruský BN – 600 a BN – 800. S tímto typem reaktorů IV. generace je nejvíce zkušeností. Další dva projekty jsou: francouzský ASTRID - Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration
- projekt firem Hitachy a General Electric PRISM - Power Reactor Innovative Small Module

Výhody

- množení paliva
- pasivní bezpečnost
- nízký tlak v primárním a sekundárním okruhu
- rozpad štěpných produktů s dlouhým poločasem rozpadu na prvky s kratším poločasem rozpadu

Nevýhody

- použití tří okruhů komplikuje zařízení a snižuje tepelnou účinnost cyklu
- sodík, použitý jako chladivo, je velmi reaktivní
- komplexní a drahý systém
- produkce plutonia, vhodného k použití v jaderných zbraních



Obr. 3.2: Schéma Sodíkem chlazeného rychlého reaktoru [8]

3.4 Nadkritický vodou chlazený reaktor

Tento reaktor pracuje se zpomalenými neutrony do tepelné oblasti, kdy jsou energie neutronů vyrovnány s teplotou okolního prostředí. Jako pracovní médium se používá voda ohřátá do nadkritické oblasti. Nadkritická oblast je oblast nad teplotou $t = 374 \text{ }^\circ\text{C}$ a tlakem $p = 22 \text{ MPa}$. Konstrukční uspořádání je jednookruhové, kdy je přehřátá pára vedena z aktivní zóny přímo do turbíny. Voda se při svém ohřívání nachází nad kritickým bodem, díky tomu nenastávají žádné fázové změny v primárním okruhu. Teplota aktivní zóny v tomto typu reaktoru je vyšší než u varných nebo tlakovodních reaktorů. Přehřátá nadkritická pára je vedena přímo do turbosoustrojí, kde expanduje a vyrábí tak elektrickou energii. Moderátorem je nadkritická voda, o vyšší teplotě než $374 \text{ }^\circ\text{C}$ a tlaku 22 MPa , neutrony jsou moderovány jen částečně. Díky tomuto částečnému zpomalení se zvýší výkonová hustota a umožní se rozpad štěpitelných jader. Předností tohoto typu reaktoru je jeho jednoduchá a úsporná konstrukce a vysoká tepelná účinnost až 45% . Nevýhodou je velká tloušťka stěn reaktoru a konstrukčních materiálů, kvůli vysokému tlaku.

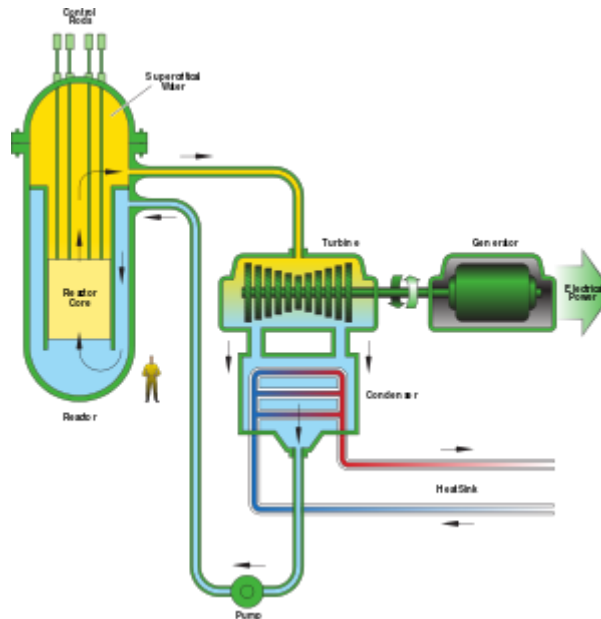
Výhody

- vysoká účinnost tepelného cyklu až 45%
- jednoduchá konstrukce
- rozpad štěpných produktů na prvky s kratším poločasem rozpadu

Nevýhody

- turbína za provozu kontaminována radioaktivitou
- velmi vysoký tlak (250 bar) v aktivní zóně
- nutná větší tloušťka stěn
- v případě havárie se ztrátou chladicího média (LOCA), dojde ke krátkodobému navýšení výkonu reaktoru

- při poklesu tlaku v primární zóně a vzniku parních bublin může být reaktivita reaktoru lehce pozitivní nebo až silně negativní; záleží na konstrukci a základce paliva



Obr. 3.3: Schéma Nadkritického vodou chlazeného reaktoru [8]

3.5 Plynem chlazený rychlý reaktor

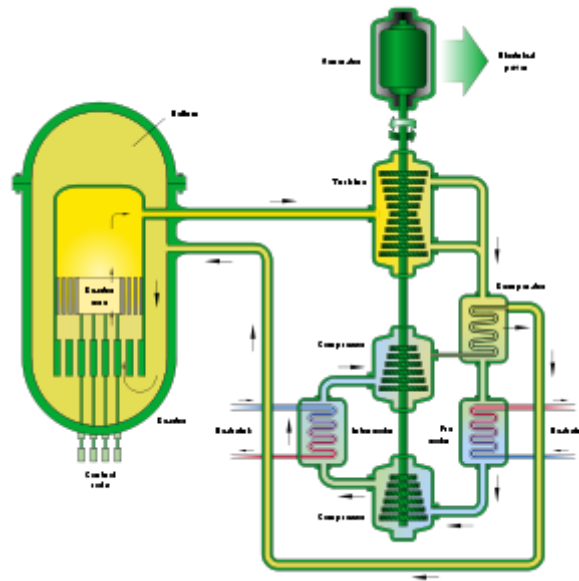
Pro tento typ reaktoru jsou použity ke štěpení paliva rychlé neutrony a přímý cyklus s heliem pro dosažení vysoké tepelné účinnosti. Jako palivo může být použit uran, thorium, plutonium nebo jejich směs v keramické formě, díky tomu je teplotně odolné. Další možnost provedení paliva je ve tvaru palivových článků s keramickým povlakem. Díky nezpomalovaným neutronům dochází k postupnému štěpení štěpných produktů. Změňuje množství jaderného odpadu a zmenšuje množství štěpných produktů s dlouhým poločasem rozpadu. Palivo v aktivní zóně reaktoru je ve tvaru jehliček, destiček nebo hranolů. V aktivní zóně vzniká vysoká teplota asi $> 850\text{ }^{\circ}\text{C}$, toto teplo může být dále využito pro výrobu vodíku nebo přeměnu uhlí na uhlovodíky.

Výhody

- jednoduchá konstrukce
- chladičem je helium, které není radioaktivní
- aktivní zóna je teplotě odolná (teplota tavení oxidu thoria je $3\ 390\text{ }^{\circ}\text{C}$)
- technologické teplo pro výrobu vodíku nebo přeměně uhlí na uhlovodíky
- rozpad štěpných produktů s dlouhým poločasem rozpadu na prvky s krátkým poločasem rozpadu

Nevýhody

- vysoké tepelné zatížení aktivní zóny
- vysoký neutronový tok



Obr. 3.4: Schéma Plynem chlazeného rychlého reaktoru [8]

3.6 Olovem chlazený rychlý reaktor

Ke štěpení paliva jsou použity rychlé neutrony. Chladivo primárního okruhu je použito olovo, nebo eutektická směs olova s bismutem. Toto eutektikum je možno provozovat 15 až 20 let. Chlazení primárního okruhu probíhá přirozenou konvekcí bez použití čerpadel. Palivo se skládá z obohaceného uranu 235, dále štěpitelných transuranů a směsí MOX (nejčastěji směs uranu a plutonia – je to přepracované jaderné palivo – Mixed Oxide fuel). Protože palivové články jsou v aktivní zóně dlouhou dobu, díky tomu se zvyšuje možnost rozštěpení atomů paliva i částic s malým účinným průřezem. Tím se zvyšuje výstupní teplota chladiva ze zóny přibližně na 560 °C. Jako pracovní médium je použit oxid uhličitý, který má na výstupu maximální teplotu 400 °C. Díky tomu je účinnost cyklu okolo 44 %. Olovo je třeba udržovat ve stále tekutém stavu, jinak se reaktor nedá provozovat. Tento druh reaktorů se používá pro pohon ponorek. Bismut je vzácný kov. Na Zemi se ho nachází malé množství. Jak již bylo zmíněno výše, olovo nereaguje s vodou. Voda je záměrně přidávána do roztaveného olova nebo směsi olova a bismutu a využívá se principu gas – liftu, nebo-li tahového komínu, čímž odpadá okruh chladicí smyčky.

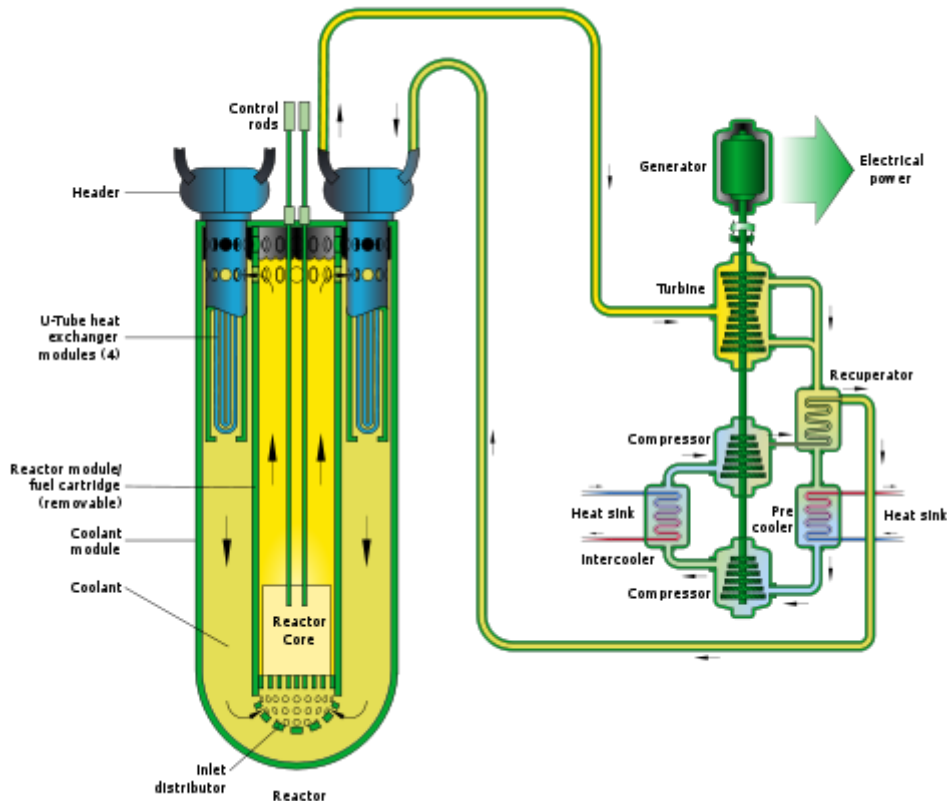
Výhody

- malé tepelné zatížení
- nízký tlak v primárním okruhu
- žádná čerpadla
- olovo dobře stíní a má vysoký bod varu
- rozpad štěpných produktů s dlouhým poločasem rozpadu rychlými neutrony na prvky s kratším poločasem rozpadu

Nevýhody

- olovo jako chladivo musí zůstat tekuté
- bismut je drahý a vzácný

- bismut sice výhodně snižuje teplotu tání ve slitině s olovem, ale záchytem neutronů produkuje nebezpečné polonium způsobující kontaminaci primární zóny
- olovo i bismut mají velkou hustotu; vysoká hmotnost aktivní zóny vyžaduje robustní konstrukci, především kvůli rizikům při zemětřesení. Tím se zvyšují náklady stavby.



Obr. 3.5: Schéma Olovem chlazeného rychlého reaktoru [8]

3.7 Reaktor chlazený fluoridovými solemi

Jako chladivo je použita tekutá sůl a slouží pro přenos paliva. S tímto typem reaktoru se experimentovalo pro použití na pohon bombardérů ve vojenském letectví – viz. výše zmíněný reaktor ARE – již v 60. letech 20. století. Uspořádání tohoto reaktoru je tříokruhové, v prvním okruhu proudí sůl sloužící jako chladivo například $2\text{LiF}-\text{BeF}_2$ do soli je přímo přimícháno palivo též ve formě soli, nejčastěji $^{235}\text{UF}_4$, 0,3 mol % pro tepelné reaktory a až 3 mol % pro rychlé reaktory. Další složka paliva je $^{232}\text{ThF}_4$ o koncentraci do 12 % mol pro tepelné reaktory a až 22 % mol pro rychlé reaktory. V Th se rozpustí až 4 % U, což způsobí rozdíl teploty tavení až o 4 °C. Další možností použití paliva je z likvidace jaderných zbraní nebo po přepracování použitého jaderného paliva a to na sůl $^{239}\text{PuF}_3$.

Primární zóna je tvořena grafitovou maticí a do ní je vháněna čerpadly sůl. Grafitová matrice slouží jako moderátor, ke zpomalení neutronů. Při štěpné reakci se sůl ohřívá téměř až na 800 °C. Sůl předává své teplo v tepelném výměníku do sekundárního okruhu s roztavenou solí, tato sůl už je bez paliva. Sekundární okruh předává své teplo v dalším výměníku tepla pracovnímu médium terciálního okruhu. Toto médium může být voda, oxid uhličitý nebo helium, volba záleží s ohledem na cenu média a jeho teplofyzikálních vlastnostech. Médium terciálního okruhu pohání turbosoustrojí a vyrábí elektrickou energii. Ochranu primárního okruhu před

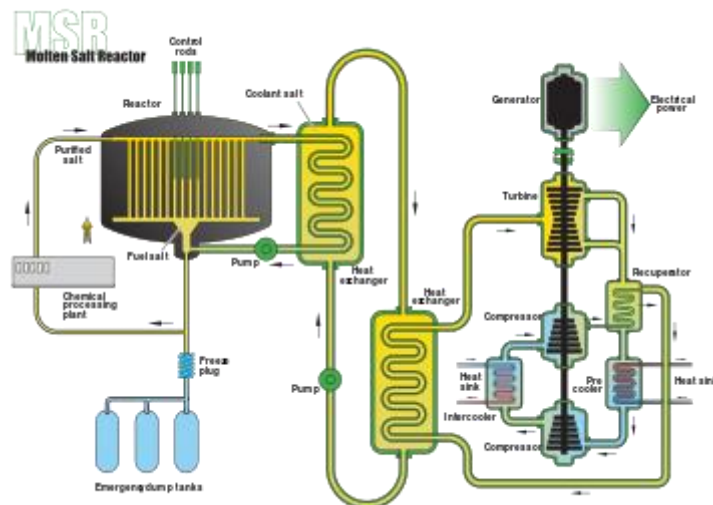
přehřátím zajišťuje vodou chlazená zátka, která se nalézá pod grafitovým jádrem. V případě vyšší teploty primárního okruhu se zátka roztaví a gravitací vyteče sůl z aktivní zóny do zachytných nádrží pod reaktorem. Tyto nádrže jsou chlazené vodní lázní, která obklopuje tyto nádrže.

Výhody

- primární zóna je roztavena
- izotop ^{135}Xe způsobující otravu reaktoru je možné z okruhu kontinuálně odstraňovat
- konstrukčně je zajištěno, že nouzové odstavení reaktoru proběhne automaticky
- nízký tlak v primárním i v sekundárním okruhu. Nádrže reaktoru může být díky tomu poměrně jednoduchá s nižší tloušťkou stěny.
- je možné je zkonstruovat i v malých rozměrech
- jako palivo bude možno využívat uran, thorium a plutonium
- může dodávat teplo pro výrobu vodíku nebo přeměna uhlí na uhlovodíky

Nevýhody

- použití tří okruhů komplikuje zařízení a snižuje tepelnou účinnost cyklu
- grafit jako moderátor
- tekuté soli jsou korozivní a vyžadují speciální antikorozi slitiny kovů, nebo speciální skelný grafit, je to jediný dosud vyzkoušený materiál pro vyšší teploty. [9]



Obr. 3.6: Schéma Reaktoru chlazeného rychlého sodíkovými solemi [8]

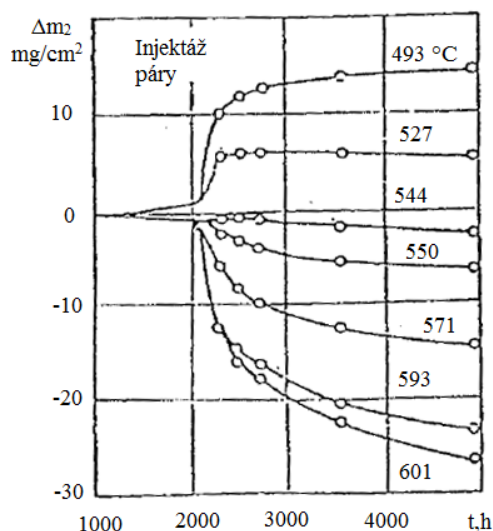
4 VLIV CHEMIE ROZTAVENÝCH FLUORIDOVÝCH SOLÍ NA PROVOZ ZAŘÍZENÍ

Pro provoz zařízení s fluoridovými solemi je třeba zajistit, řadu chemických podmínek pro řádný provoz i provádění experimentů. Je třeba znát detailně podmínky provozu tak, aby např. korozní experimenty byly opakovatelné. Je třeba znát:

4.1 Složení nečistot

Ty jsou schopny silně ovlivnit pomocí chemických reakcí vlastnosti směsi. Jedná se hlavně o příměsi jako Cr, Fe, Ni, které se do směsi solí dostávají při výrobě jednotlivých fluoridů. Pro velmi přesná měření v programu Ampula byly v Jekatěrinburku snižovány obsahy korozních produktů pomocí zonálního přetavování, tj. podobným způsobem jako při čištění polovodičů. Dalším problémem je přítomnost H_2O ve směsi solí. Řada solí je silně hydroskopická, a proto je třeba manipulace se solemi provádět po jejich vysušení pod inertní atmosférou Ar nebo He. Také plyny jako vodík a fluorovodík je třeba kontrolovat na nečistoty i případně je čistit.

Vedle korozních produktů, které se podílejí na dalším rozpouštění atomů z materiálu, mají u palivové směsi velký vliv i některé štěpné produkty. Jedná se zvláště o telur, který tvoří s Cr velké množství různých sloučenin a intenzivně ho vymývá z matrice materiálu. Zvláštní problém představují vodní páry. Obr. 4.1 ukazuje vliv vodní páry na rychlost koroze materiálu HASTELLOY N při různých teplotách při použití sekundárních solí (8 mol %) $NaF + NaRF_4$ (92 mol %). Vedle toho dochází též k reakcím s fluoridy paliva, např. $UF_4 + 2H_2O \leftrightarrow UO_2 + 4HF$.



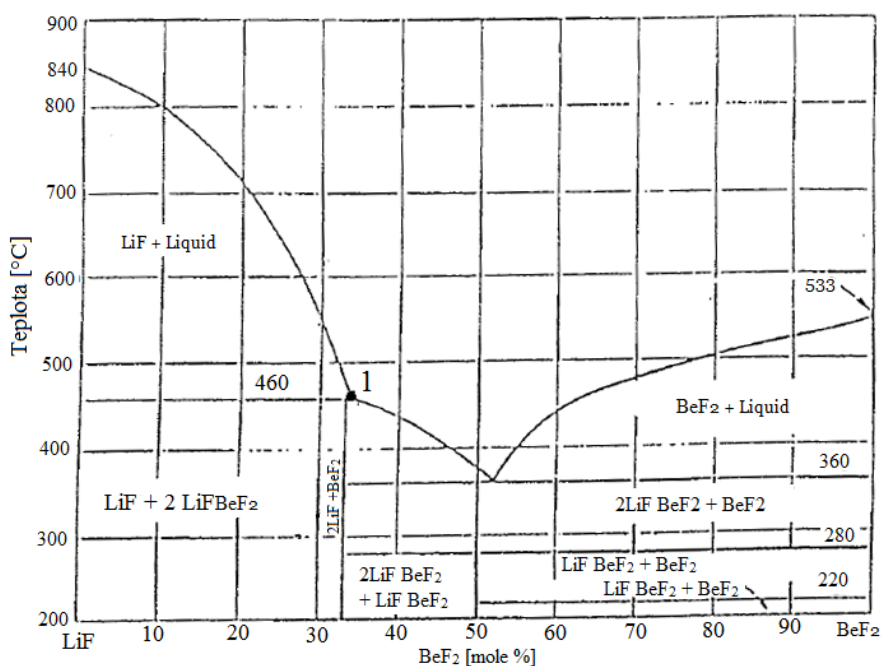
Obr. 4.1.: Změna hmotnosti Δm slitiny HASTELLOY-N závislé na čase a na její interanci s roztavenou solí $NaBF_4$ (92 % mol) + NaF (8 % mol) o různých teplotách a vstříkovaní páry do solí [6]

4.2 Rozpustnost

Musíme uvažovat dvojitou rozpustnost:

- Rozpustnost PuF_3 ve směsi solí. Publikované výsledky se omezují na směsi solí LiF a BeF_2 a $LiF + BeF_3 + ThF_4$,
- Ve fázovém diagramu solí vznikají komplexy, které jsou nerozpustné. Např. $LiF + BeF_2$ (80 - 20 mol %). Čistě LiF je nerozpustná komponenta až do teploty 710 °C. Pro směs

60 - 40 mol % fáze Li_2BeF_4 je nerozpustná pod teplotou $440\text{ }^\circ\text{C}$. Pro řízení kritičnosti a bezpečnosti je vysoce žádoucí; aby primární fáze (první pevná fáze precipitující se při chlazení) neobsahovala palivovou složku. To bylo splněno u MSRE reaktoru pro UF_4 . Pro PuF_3 palivo je to méně jisté. Nejnižší teplotu tavení ($360\text{ }^\circ\text{C}$) dostaneme pro danou směs při tzv. eutektickém bodě, kde je složení $\text{LiF} - \text{BeF}_2$ (48 - 52 mol %) (viz obr. 4.2). To by bylo výhodné, avšak při tavení je viskozita systému podstatně vyšší pro vznik Li_2BeF_4 . Proto byl vybrán za optimální poměr $\text{LiF} : \text{BeF}_2 = 2 : 1$, tj. BeF_2 (34,0 mol %) - viz. bod 1 v obr. 4.2. Z důvodu jediné fáze při ohřevu nebo chlazení směsi. To však vede u této směsi k nízké rozpustnosti PuF_3 .



Obr. 4.2: LiF –BeF2 fázový diagram ukazující body tavení směsi solí a fáze [6]

Zvláštní pozornost je třeba věnovat štěpným produktům vznikajícím v blanketu. Vzácné plyny jako Kr a Xe je možno snadno odvést do plynového hospodářství v odplyňovači. Vzácné plyny mají velmi nízkou rozpustnost ve směsi tekutých fluoridových solí, jako je $\text{LiF} - \text{BeF}_2$ (66 - 34 mol. %).

Ostatní štěpné produkty jako je Rb, Cs, Sr, Ba, Zr, Y, La tvoří stabilní fluoridy a jsou rozpustné ve směsi solí.

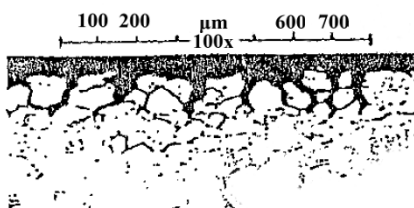
Vliv štěpných produktů se projevuje u materiálu typu HASTELLOYS N malými povrchovými mezikrystalickými trhlinkami, které se objevují, když se v tekutých solích nacházejí fluoridové směsi, jako např. Li_2Te , LiTe_3 , Cr_2Te_3 , Cr_3Te_4 , Cr_5Te_6 , a Ni_3Te_2 - Výsledky testů ukazuje obrázek 4.3. Kde hlavní vliv na korozi má telur, ostatní ŠP nemají vliv.

Rozpustnost PuF_3 zvyšuje NaF, maximální rozpustnost PuF_3 jsou 3 %. Tato hodnota rozpustnosti platí pro všechny sloučeniny trifluoridů.

Nechráněný HASTELLOY N
21 000 hodin v soli
obsahující telur

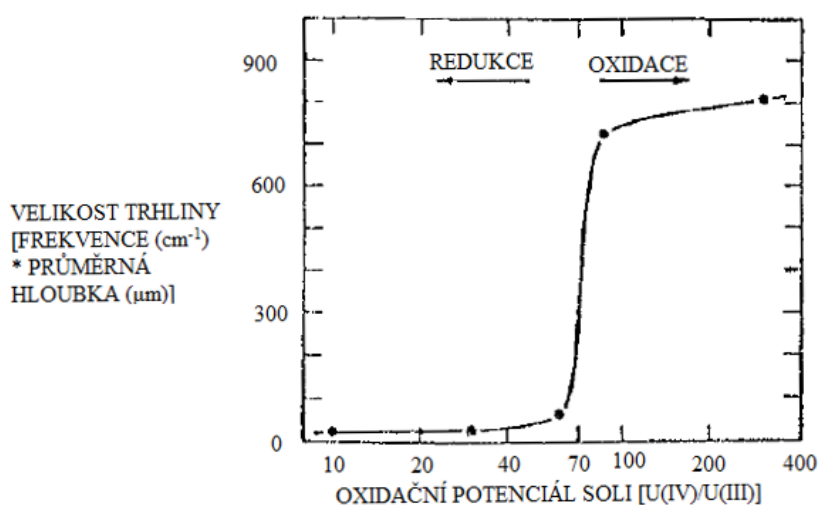


Nechráněný HASTELLOY N
21 000 hodin v páře soli
obsahující telur



Obr. 4.3: Mezikrystalická koroze slitiny HASTELLOY N v tekutých solích [6]

Efekt počtu trhlinek snižuje výrazně Nb o obsahu 1-2 váh. %. Telurové zkřehnutí HASTELLOY N závisí výrazně na oxidačním potenciálu solí (obr. 4.4).



Obr. 4.4: Rozsah zkřehnutí teluru v HASTELLOY N je silně závislé na oxidačním potenciálu solí [6]

Tyto jevy se nevyskytují u nerez ocelí a vysoceníkových slitin s obsahem více než 15 % Cr. HASTELLOY N též křehne i při zvýšených teplotách produkci radiačně vznikajícího He v materiálu. Podobné problémy lze očekávat i u materiálu MONICR. Směs solí (Li, Na, K) F je zásaditá to znamená, že jsme v nízkých oblastech koroze, viz obr. 4.4 v oblasti redukce.

4.3 Řízení redox potenciálu

Vychází z elektronové teorie redoxních procesů:

a) Pro iontové sloučeniny

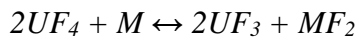
Dochází k dvěma polo reakcím (současně)

- redukci, při níž reaktant ztrácí svůj valenční elektron
- oxidaci, při níž reaktant elektron přijímá

b) Při vzniku polárních kovalentních vazeb. Elektronegativnější prvek nese částečný záporný náboj. Elektropozitivnější prvek nese částečný kladný náboj. I v tomto případě došlo k přenosu elektronů z jednoho prvku na druhý, i když ne tak dokonale. Zde je výhodnější oxidaci a redukci definovat podle změn oxidačních čísel prvků (redukce – oxidační číslo se snižuje, oxidace - vzrůstá oxidační číslo prvku). F_2 je nejsilnějším oxidačním činidlem.

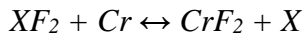
Přehled základních vztahů pro řízení REDOX chemie u MSRE reaktoru:

* Korozní reakce



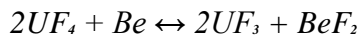
M odpovídá Cr, Fe, Ni.

Cr reaguje též s ostatními fluoridy nečistot (korozních produktů) jako je Fe a Ni



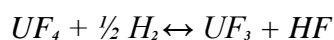
kde X je Ni, Fe. Tyto reakce jsou méně významné.

- Řídící reakce



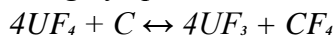
Dosahuje se přidáním kovového berylia do směsi.

- Řídící - monitorovací reakce

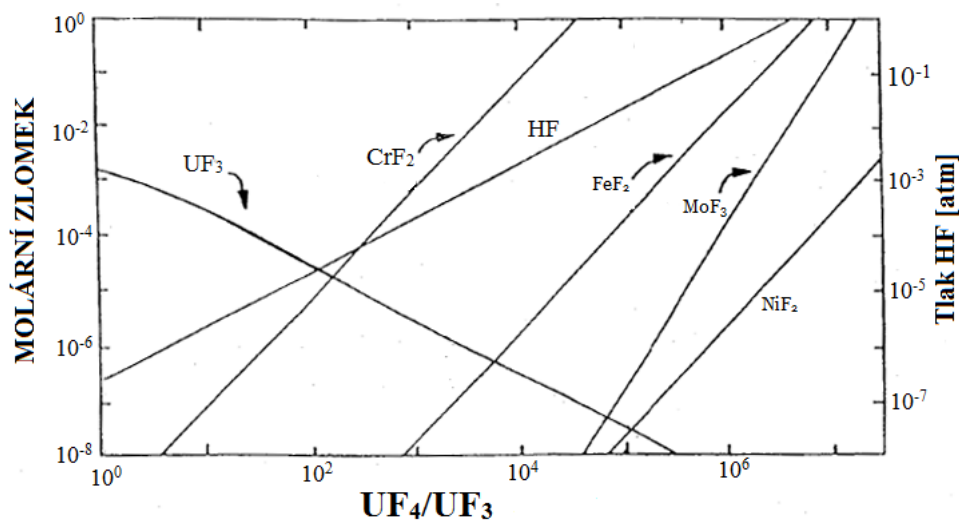


Vedle korozních reakcí kovů je třeba uvážit i reakce směsi s grafitem a štěpnými produkty a aktinidy a nečistotami.

- Pro grafit platí:



Vzhledem k zjištění, že parciální tlak $CF_4 < 1,10^{-8}$ atm se dá usuzovat na malý, až zanedbatelný význam této reakce. U MSRE byl redox potenciál kontrolován pomocí poměru UF_3/UF_4 . Jeho optimální hodnota je $\pm 1/100$, viz obr. 4.5. Při různých poměrech UF_3/UF_4 se mění pH směsi.

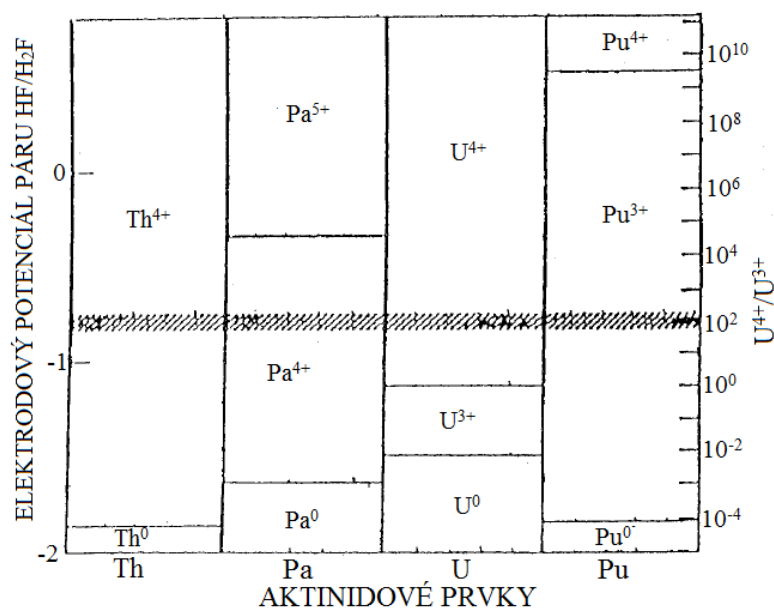


Obr. 4.5: Koncentrace složek HASTELLOY N v roztaveném LiF – BeF₂ při 600°C s 0,3 % U jako funkce poměru UF_3/UF_4 stanoveného průběhu rozstřikování HF/H₂ [5]

Pro reaktory používající Pu je situace komplikovanější, neboť redox poměr Pu(III)/ Pu(IV) je vně oblasti stability v kontaktu s reaktorovými komponenty- viz obr. 4.6. Je nutno sledovat poměr Ce (III)/ Ce (IV), nebo (což je lepší) směs redox plynů HF / H₂.

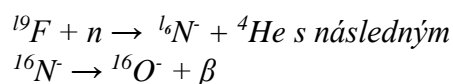
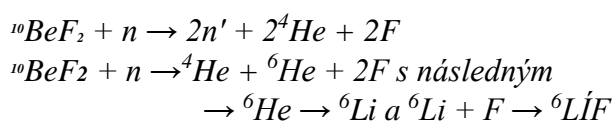
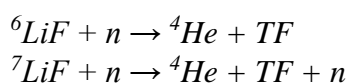
Pro redox kontrolu se používají různé analytické techniky. Tyto techniky zahrnují spektrofotometrii a elektrochemii i chemické analýzy.

Řízení redox potenciálu není jednoduché, protože reakce nečistot i štěpení aktinidů způsobují změny potenciálu taveniny. Např. pro UF_4 štěpení celkový oxidační stav štěpných produktů je menší než 4 přesto, že 4 fluoridové atomy byly uvolněny při štěpení.



Obr. 4.6: Oxidační stavy aktinidů v $LiF - BeF_2 - ThF_4 - UF_4$ [6]

V případě PuF_3 je plný oxidační stav štěpných produktů lehce vyšší než 3, protože pouze 3 fluoridové atomy jsou uvolněny k produkci lehce redukční události pro každé štěpení. V závislosti na energii a tocích neutronů v podkritické zóně transmutační reakce ovlivňují těž chemii solí a redox potencionál.



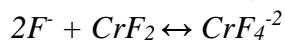
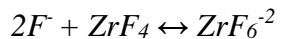
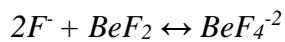
4.4 Chemická aktivita

Její změny se projeví posunem rovnovážných podílů různých iontů ve společné rovnováze všech. Tento posun je řízen změnami v chemické aktivitě.

Každý kovový iont má snahu se uspořádat s F'' tak, jak odpovídá jejich stavu s náboji. Diskrétní koordinační čísla mohou být dána pro každý iont. Např. $Be(II)$: 4, $Zr(IV)$: 6 - 7, $U(IV)$: 7, 8.

V Lewisově konceptu kyselé/zásadité jsou tyto ionty uvažovány jako kyselé. Fluoridy alkalických kovů nejsou tak silně vázány s jejich odpovídajícími fluoridovými ionty a snadno

je ztratí a stanou se kyselými ionty. Halogenová tavenina alkalických kovů je brána jako zásaditá. Pokud ztratí fluoridové ionty, je kyselá.
Je třeba řešit rovnováhy

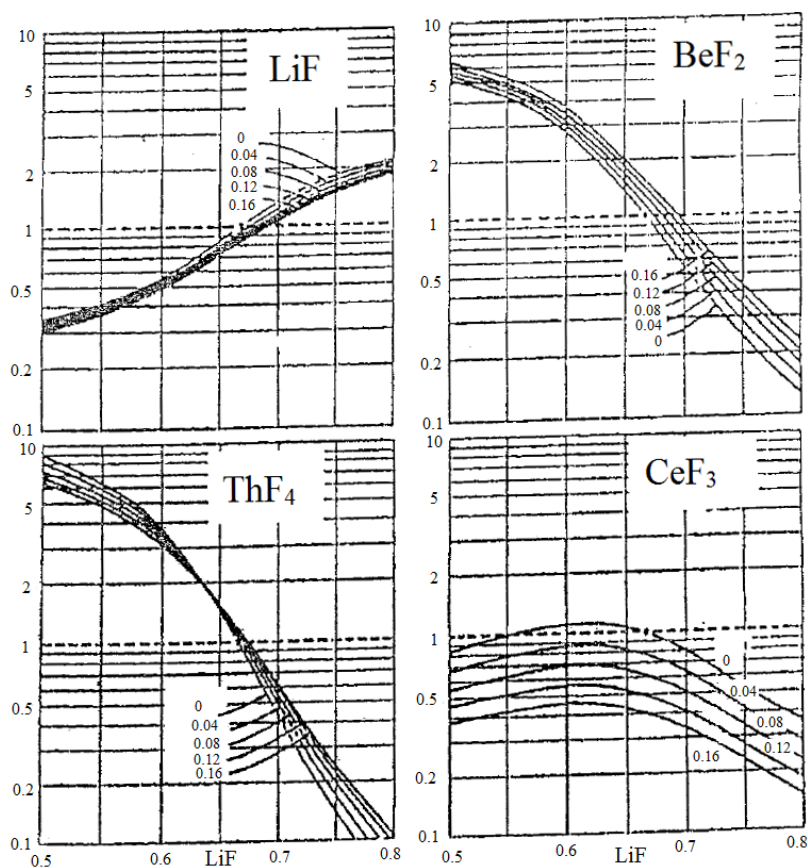


Náhrada F^- alkalickými kovovými fluoridy určí, kdy je roztok kyselý, nebo zásaditý. Směs $LiF-BeF_2$ (66 - 34 mol. %) je neutrální, směs $LiF - ZrF_4$ (50 - 50 mol. %) je kyselá.

Změny chemické aktivity a jsou definovány vztahem:

$$a = \gamma * [c]$$

kde γ je koeficient aktivity a $[c]$ je koncentrace iontu v roztoku. Porovnání chemie iontů může dramaticky změnit podmínky kyselosti a zásaditosti celého rozpuštěného systému. Některé závislosti ukazuje obr. 4.7. [6]



Obr. 4.7: Aktivitní koeficienty pro fluoridy [6]

5 KOROZE A JEJÍ HODNOCENÍ

Metoda měření a monitorování koroze a redox potenciálu se měří dvěma způsoby:

- 1) Korozní úbytky se měří hmotnostním úbytkem, tak že se změří hmotnost vzorku před a po provedeném experimentu.
- 2) Potenciostatická metoda – redox potenciál – redukčně oxidační prostředí – měření probíhá během experimentu potenciostatem. Porovnává se s hmotnostním úbytkem. Na měření potenciostatem nebyly uvolněny finance a proto se na něm neprovádělo měření.

Při provedení měření koroze v AUTOKLÁVU je vhodné se zabývat elektrochemickou technikou studie koroze kovů v roztavených fluoridových solích. Tato technika dovoluje rychle určit základní data pro interakci fluoridových solí s kovy při vysokých teplotách jako je oxidační potenciál a rychlosti rozpouštění a může být použita k přípravě analýz velkých, dlouhých a drahých experimentů na konvenčních smyčkách. Je potřeba vytvořit detailní způsoby čištění pro velké množství a nebo pro malé - speciální, pro tato měření. V literatuře se dá najít více metod čištění solí, je otázkou, která z nich je optimální.

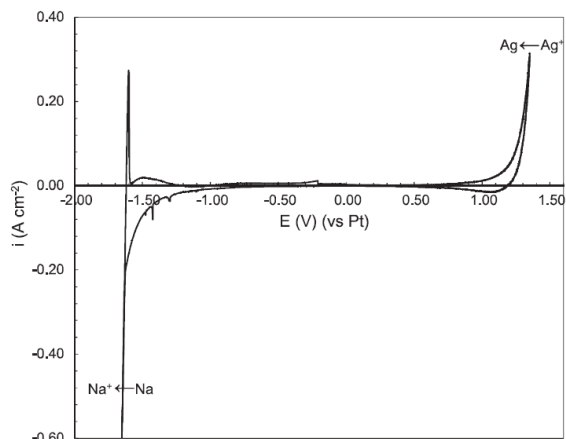
Nynější experimenty se provádějí v malých kontejnerkách (kelímcích), které se vkládají do malých pecí k ohřevu. Teplota solí se určí pomocí speciálních termočlánků. Kontejnerky jsou z odolných materiálů typu Hasteloy N, MONICR – Škoda JS, Inconel 600 nebo skelný grafit. Kontejnerky obsahují cca 200 g vybrané fluoridové soli, která je pod atmosférou suchého argonu nebo dusíku.

V poslední době se problematikou elektrochemické techniky zabývají ve Francii. Přehled jejich snažení je v práci [13] S. Fabre, a kolektiv. Navíc na jejich školách vznikla řada doktorských prací [14, 15, 16, 17, 18, 19, 20, 21, 22].

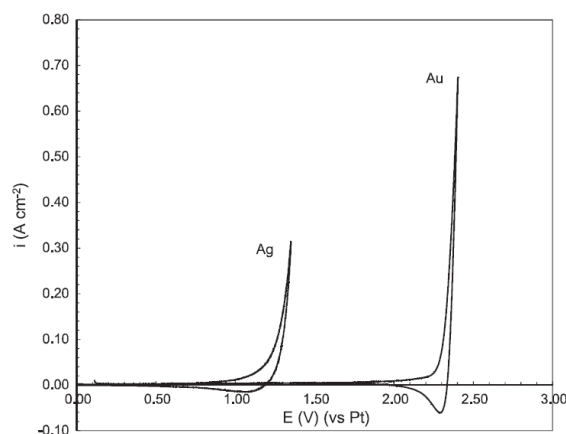
Experiment, popisovaný v [13], probíhá, tak že se do roztavené soli ponoří pracovní elektroda. Pracovními elektrodami jsou dráty, buď válcové nebo obdelníkové kusy kovu. Dráty jsou z Pt, Ag, Au, Fe, Ni, Mo, W, Ni – Cr (11 ÷ 22 %; 33 %, 53 %) s čistotou 99,95 % a byly vyrobeny Komisaríátem atomové energie Francie. Slitina Ni – 22 Cr – 14 W byly produkovány na Ecole Nationale Supérieure des Mines de Saint Etienne. Komerční slitiny C 276 (Ni – 17 Mo – 16 Cr Fe W Mn) a C 22 (Ni – 22 Cr – 13 Mo – 3 W – 3 Fe) byly také použity. Délka elektrod je 10 mm, průměr 1 mm. Ag, Au, Pt jsou použity jako referenční elektrody. Skelný grafit o průměru 3 mm a platinový plech o ploše 30 mm² jsou používány jako počítací elektrody.

Směsi užitých fluoridových solí jsou používány při teplotách 953 – 1 173 K. Zde je třeba vysvětlit pojem voltametrie. Je to měření závislosti proudu, který je zaveden do elektrody, na potenciálu této pracovní elektrody při elektrolýze analyzovaného roztoku.

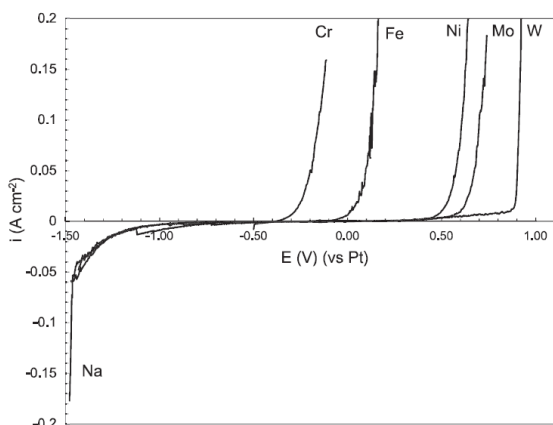
Jako ukázka měření jsou uvedeny Obr. 5.1, 5.2 a 5.3.



Obr. 5.1 (a)



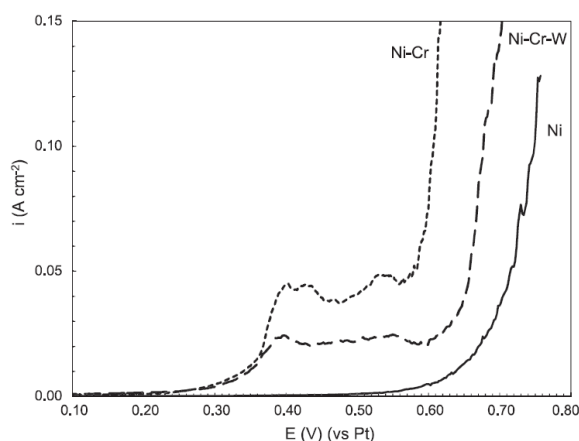
Obr. 5.1 (b)



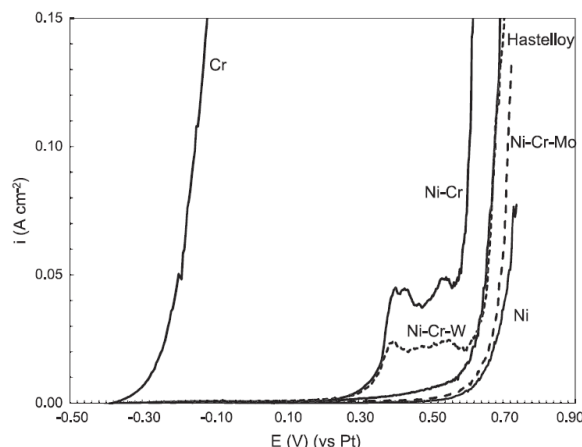
Obr. 5.1 (c)

Obr. 5.1: Voltametrie v LiF – NaF při 1 173 K: (a) cyklické lineární zatížení na Ag (snímací velikost: 100 mVs-1; snímání potenciálu z otevřeného okruhu směrem k anodickým potenciálům, při sledování katodických potenciálů, a zpět k potenciálu otevřeného okruhu); (b) cyklické lineární zatížení na Ag a Au (snímací velikost: 100 mVs-1; snímání potenciálu z otevřeného okruhu směrem k anodickým potenciálům, při sledování katodických potenciálů, a zpět k potenciálu otevřeného okruhu; katodické polarizaci Au bylo záměrně se vyhnuto); (c) lineární zatížení na Cr, Fe, Ni, Mo a W (snímací velikost: 100 mVs-1; snímání potenciálu z otevřeného okruhu směrem k anodickým potenciálům, při sledování katodických potenciálů, a zpět k potenciálu otevřeného okruhu) [13]

Obr. 5.2 ukazuje voltamogramy ternární a multi – elementárních slitin na bázi niklu v LiF – NaF při 1 073 K. Studování analytických slitin může být náročné s větším počtem prvků kvůli mnoha příspěvkům od aktuální hustoty a funkčního potenciálu.



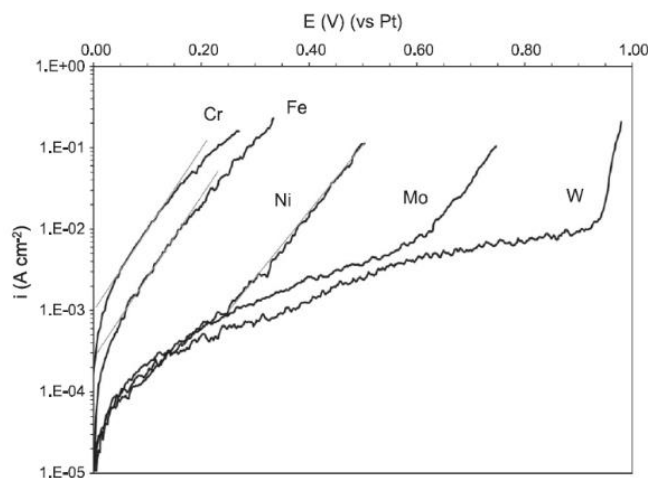
Obr. 5.2 (a)



Obr. 5.2 (b)

Obr. 5.2: (a), (b) Lineární voltametrie slitin v LiF – NaF při 1 073 K (snímací velikost: 100 mVs-1; snímání potenciálu z otevřeného okruhu směrem k anodickým potenciálům). [13]

Zatím se ve Francii prováděla základní měření pro jednotlivé prvky s velkou čistotou i čistotou solí. Pro praxi je třeba uvažovat komerčním způsobem zhotovitelné materiály s obvyklou nákupní čistotou. Zde rozhoduje samozřejmě způsob odlévání a další tvářecí procesy. Zde je třeba zmínit, že na korozi má vliv velikost zrna materiálu. Pro zmenšování koroze je nejlepší malé zrno. Pokud bude materiál plasticky tvářen, pak zrna jsou velká a protáhlá. [13]



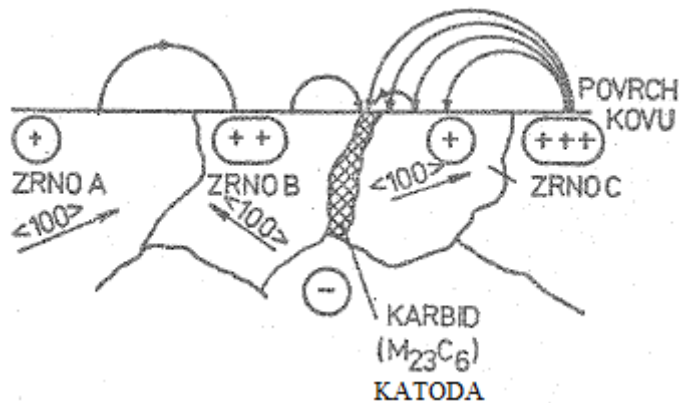
Obr. 5.3: Semilogaritmický graf anodické části křivky z Obr. 5.1(c). Tato klasická reprezentace pomáhá v analýze korozních vlastností. [13]

5.1 Typy koroze

Základní typy korozního poškození rozdělujeme na:

- plošnou korozi
- jamkovou korozi
- štěrbinovou korozi
- mezikrystalovou korozi
- korozní praskání
- korozní únavu

Při plošné korozi dochází k rovnoměrnému úbytku materiálu, který se rozpouští v korozním roztoku. Korodující povrch se stává anodou při tomto rozpouštění. Ocel nebo slitina se obvykle skládá z více fází, které mají rozdílnou rychlost rozpouštění, v takovém případě se rozpouští jedna fáze. Z toho důvodu jsou nerezavějící austenitické oceli jednofázové, ale v důsledku různé krystalografické orientace jednotlivých zrn vůči povrchu oceli vznikají relativní katody a anody, viz. Obr. 5.4. [4]



Obr. 5.4.: Vytvoření relativních katod a anod na povrchu korozně napadnutého kovu [4]

Jamková koroze, též nazývaná pitting, je na povrchu součásti těžko rozpoznatelná, ale pod povrchem roste a vytváří prostorovou jamku. Nakonec v krátkém čase dochází k perforaci celé tloušťky součásti nebo plechu.

5.1.1 Hlavní faktory, které přispívají k jamkové korozi:

- faktory chemické – především koncentrace chloridů a teplota v nepohyblivém vodním roztoku,
- faktory elektrochemické – především celková plocha katody,
- faktory materiálové – především kvalita a stupeň pasivace povrchu součásti, chemické složení oceli, čistota a chemické zpracování oceli.

I u ostatních druhů korozi lze říci, že její hlavní příčinou je orientace a hrubost zrn nebo čistota materiálu. Ať už základních přísadových prvků tak i konečné oceli. Tyto vlastnosti jsou platné nejenom pro oceli, ale i pro používané niklové slitiny pro reaktory pracující s roztavenými fluoridovými a sodíkovými solemi.

Tyto druhy koroze jsou posuzovány pro všech šest typů reaktorů IV. generace s různým chladičem. Chladič má různý korozní vliv na konstrukční materiály. Dosud nejvíce zkoumaný vliv je na oceli, především na austenitické nerezavějící.

5.2 Typy korozního poškození

Možné druhy korozního namáhání konstrukčních materiálů jaderných elektráren:

- při montáži zařízení
- při provozu jaderné elektrárny
- při odstávkách pro kontrolu a opravy jaderné elektrárny

Při montáži zařízení dochází ke kontaminaci austenitické oceli s feritickou ocelí, například otěrem řetězem nebo drátem. To vede k místům s větší koncentrací rzi čili kyslíku, na tato místa je citlivá i austenitická ocel.

Další zdroj koroze je způsoben zvýšenou koncentrací chloridů ve vodě. Při tlakových zkouškách těsnosti se proto používá demineralizovaná voda, pro minimalizaci této koroze. Při provozu elektrárny dochází k pyrolýze vody. Tedy k rozkladu molekuly vody na vodík a kyslík. Vodík je ve větší koncentraci výbušný a kyslík při nahromadění může způsobit mezikrystalické korozní praskání.

Další nepříjemná vlastnost austenitických ocelí je jejich plošná koroze a odnášení těchto korozních produktů na studenější části smyčky – primárního okruhu. Například na teplosměnné trubky v parogenerátoru, kde zhoršují přenos tepla do sekundární části parogenerátoru a tím zmenšují tvorbu páry pro turbínu. Hodnota tohoto úbytku je $0,5 \text{ mg/m}^2\text{h}$, je to malá hodnota, ale z dlouhodobého hlediska se vytváří již zmíněné usazeniny.

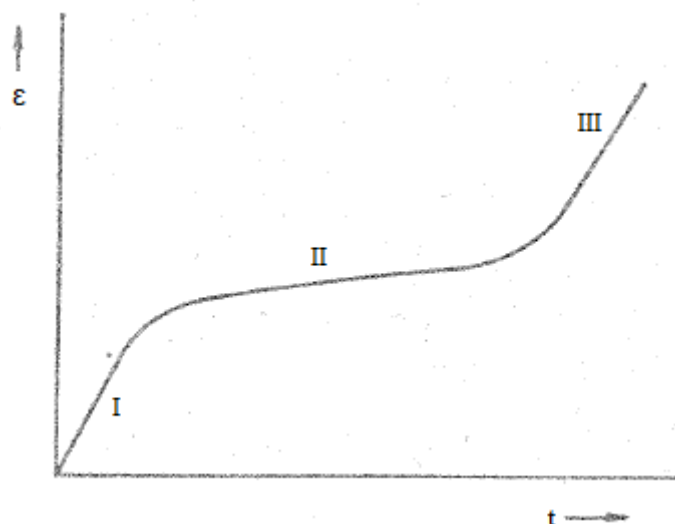
U reaktorů chlazených plynným chladivem, například oxidem uhličitým, hrozí při netěsnosti parogenerátoru v místě napojení teplosměnných trubek s trubkovnicí styk oxidu uhličitého s vodou. Vzniká kyselina uhličitá a korozně napadá konstrukční materiál parogenerátoru.

Reaktory chlazené héliem mají také korozní problém. Na jednu stranu helium je inertní plyn, ale velikost jeho molekul je velmi malá a proniká konstrukčním materiálem. Další koroze je závislá na čistotě hélia.

Reaktory chlazené tekutým sodíkem mají speciální problémy spjaté s korozí. Jak již bylo zmíněno výše, sodík při styku s vodou intenzivně reaguje. Sodík je alkalický kov, při styku s vodíkem vázaným ve vodě se taví. [4]

5.3 Mechanické zkoušky

Materiály, které dlouhodobě pracují při vysokých teplotách, musí být vyzkoušeny na creep. To je tečení materiálu při dlouhodobém zatížení v oblasti vyšších teplot. Creep má tři základní stádia: primární, sekundární a terciální.



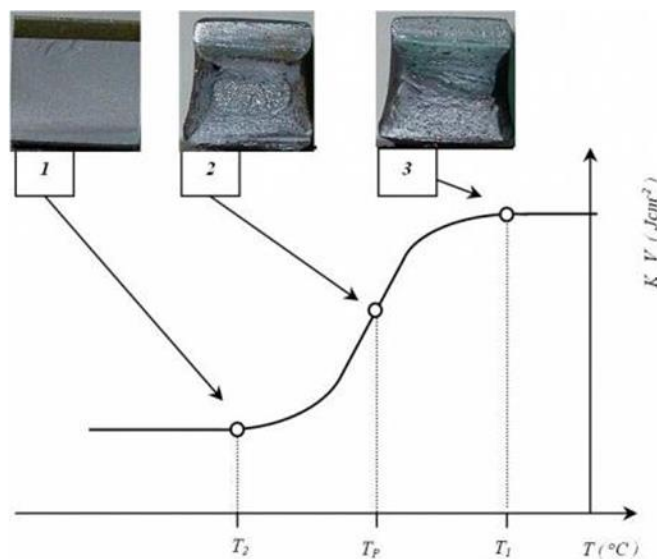
Obr. 5.5.: Creepová křivka pro nízkolegovanou ocel [4]

Primární stádium creepu má relativně velkou rychlost deformace. Ke konci primárního stádia se deformace v čase mění, rychle klesá – oblast sekundárního creepu. Sekundární stádium creepu je charakteristické malým nárůstem deformace za čas. Na konci této části

přechází creep do terciálního stádia, kde rychlost deformace opět narůstá vlivem vyčerpání mechanických vlastností materiálu při předchozích stádiích creepu.

5.3.1 Vrubová houževnatost

Při zatěžování tělesa dochází k lomu při rovinné deformaci. Proces porušování probíhá v elastické oblasti deformace a plastická deformace v místě kořenu trhliny je malá. Výsledkem je potom křehký lom zkušební vzorku. Trhlina se šíří při konstantním napětí, působením nahromaděné elastické energie. Zbylá nahromaděná energie se přemění na kinetickou energii přelomených částí a zvukový efekt. Nestabilní trhlina se může při růstu zastavit, například zvýšením teploty oceli, což zvyšuje odpor proti nestabilnímu šíření. Při snížení napětí dochází k zastavení růstu trhliny a nebo klesne-li energie elastické napjatosti.



Obr. 5.6: Vliv přechodové teploty na druhu lomu [14]

Hlavní faktory podporující vznik křehkého lomu:

- přítomnost defektů v tělese, nebo defekty na tělese, které vzniknou při provozu (cyklické zatížení, radiační poškození, creep, ...)
- větší tloušťka tělesa
- dynamické zatěžování součásti – nestálé zatížení v čase
- velká energie elastické deformace v namáhané součásti
- snížení teploty namáhání

Pro hodnocení odolnosti součástí se používají dvě kritéria:

- přechodová teplota
- kontrola pomalého růstu trhliny

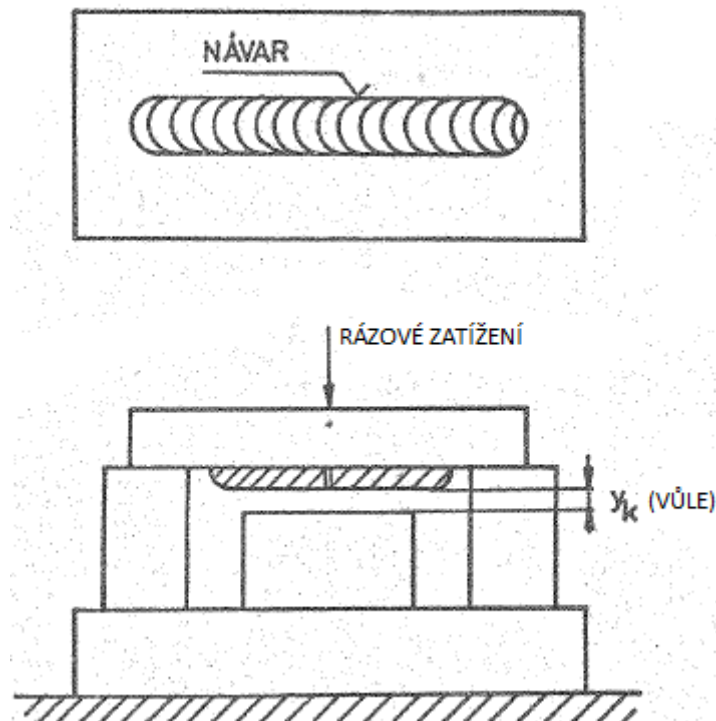
Konstrukční ocel pro tlakovou nádobu jaderného reaktoru: 15Ch2NMFA, 15Ch2NMFAA označení konstrukčního materiálu podle výkresové dokumentace reaktorů VVER 440 a VVER 1000. Tyto oceli vykazují při snižující se teplotě houževnatě - křehký lom. Při vyšších teplotách dochází k mechanismu tvárného porušení (matný vzhled lomu) - obr. 5.6: podobrázek 3. Při nízkých teplotách lom probíhá křehkým mechanismem (lesklý vzhled lomu) obr. 5.6: podobrázek 1.

Z hlediska metalurgie lze vysvětlit změnu mechanismu přechodu z houževnatého lomu na křehký lom, vazbou mezi dislokacemi a jejich atmosférami, především intersticiálních prvků. Čím je jemnozrnější struktura materiálu, tím nižší je teplota tohoto přechodu.

Předchozí obrázek ukazuje přechod od křehkého lomu k houževnatému v závislosti na teplotě, a na energii pořebné k přeražení zkušební tyčky – vrubová houževnatost. Vrubovou houževnatost zkoušíme na přístroji Charpi kladivo. Jeho popis není součástí této práce, slouží jen pro zmínku o provedeném experimentu na něm.

Byla provedena zkouška na zkušební tyči vyrobené z materiálu MONICR, byla ponechána 24 hodin v kapalném dusíku. Při zkoušce na Charpiho kladivu se tato tyč nepřelomila a to mě fascinovalo. Niklová slitina i po 24 hodinách v kapalném dusíku odolala Charpiho zkoušce, pouze se ohla.

Další důležitá zkouška vrubové houževnatosti je NDT zkouška – nil ductility temp. Zkouší se zde návar na zkušební tyčce při různých teplotách. Teplota NDT je nejnižší teplota při které ještě přechází lom z návaru do základního materiálu. Její princip je na obr. 5.7.

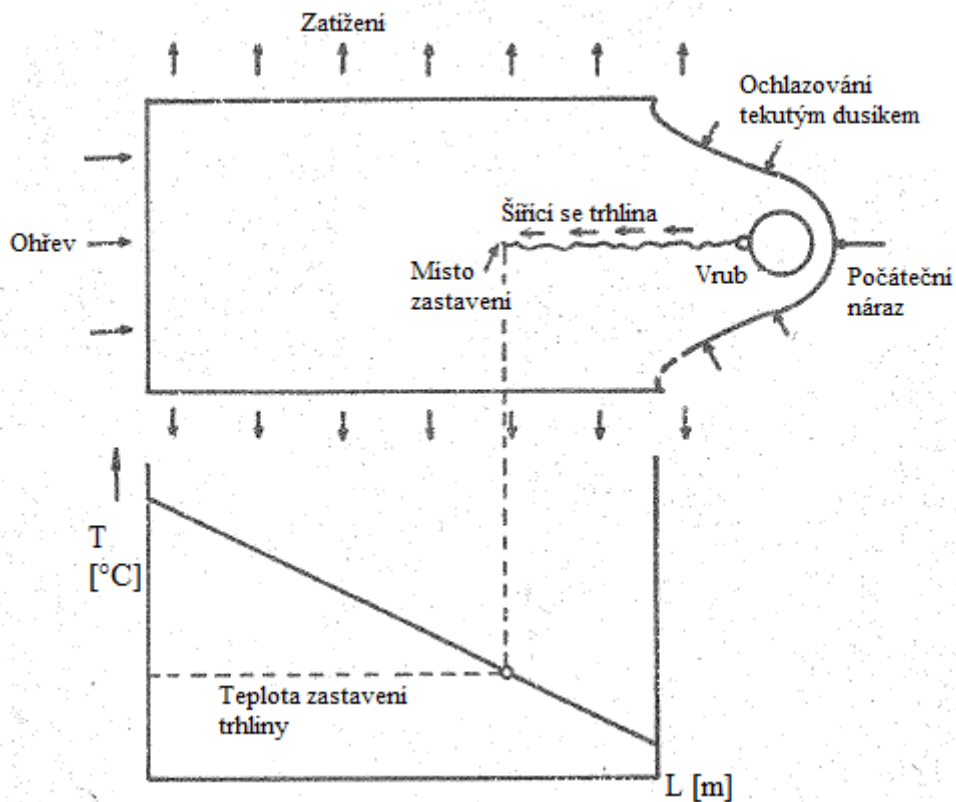


Obr. 5.7: Schéma zkoušky vrubové houževnatosti NDT [4]

Další důležitá zkouška je šíření vznikající trhliny s měřením teploty zastavení trhliny – Robertsonova zkouška. Zatěžovací stroj Robertson je pouze v několika vyhotoveních na celém světě. Na tomto stroji je geniálně vytvořené hydraulické zatěžování zkušebních těles, které projektoval Ing. Zajíc na počátku 60. let. Je podstatně menší než podobná zatěžovací zařízení používaná ve světě. Na tomto stroji je možné zatěžovat (trhat) tělesa tlakové nádoby reaktoru, v měřítku 1:1. To znamená, že získané výsledky jsou určeny pro daný materiál a danou součást a dále se nemusí pronásobovat velikostním koeficientem. Jako například u tahové zkoušky nebo zkoušky vrubové houževnatosti. [4]

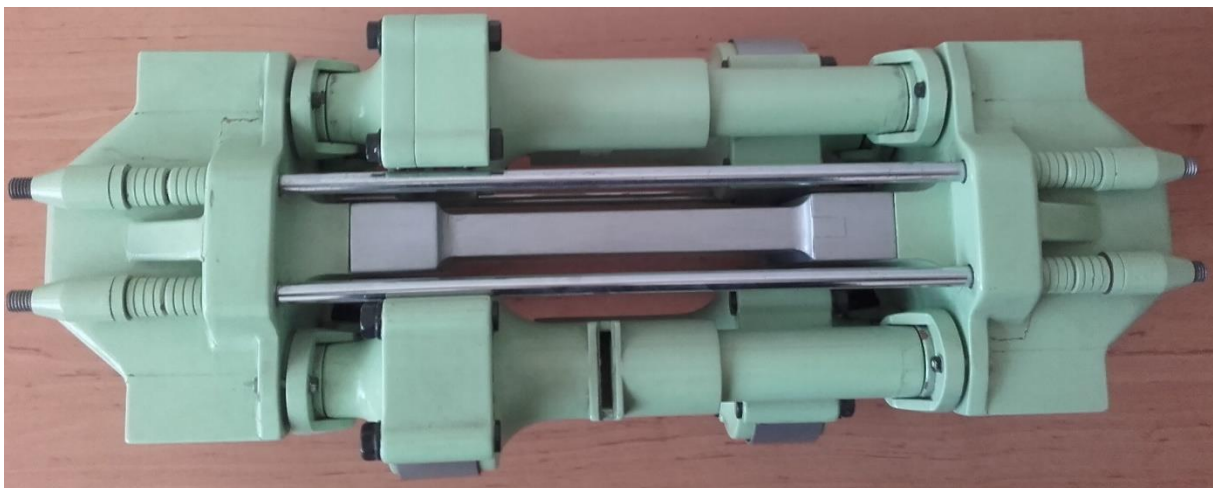
V plochém zkušebním tělese je na jedné straně umělý vrub a je zatěžované napětím. Toto těleso je dále z jedné strany chlazeno tekutým dusíkem a z druhé strany je ohříváno. Při zatěžování je důležité určit místo zastavení trhliny a teplotu zastavení trhliny. Tato teplota

se označuje jako teplota zastavení trhliny TZT nebo z anglického crack arrest temperature – CAT. Princip Robertsonovy zkoušky je na obr. 5.8. [4]

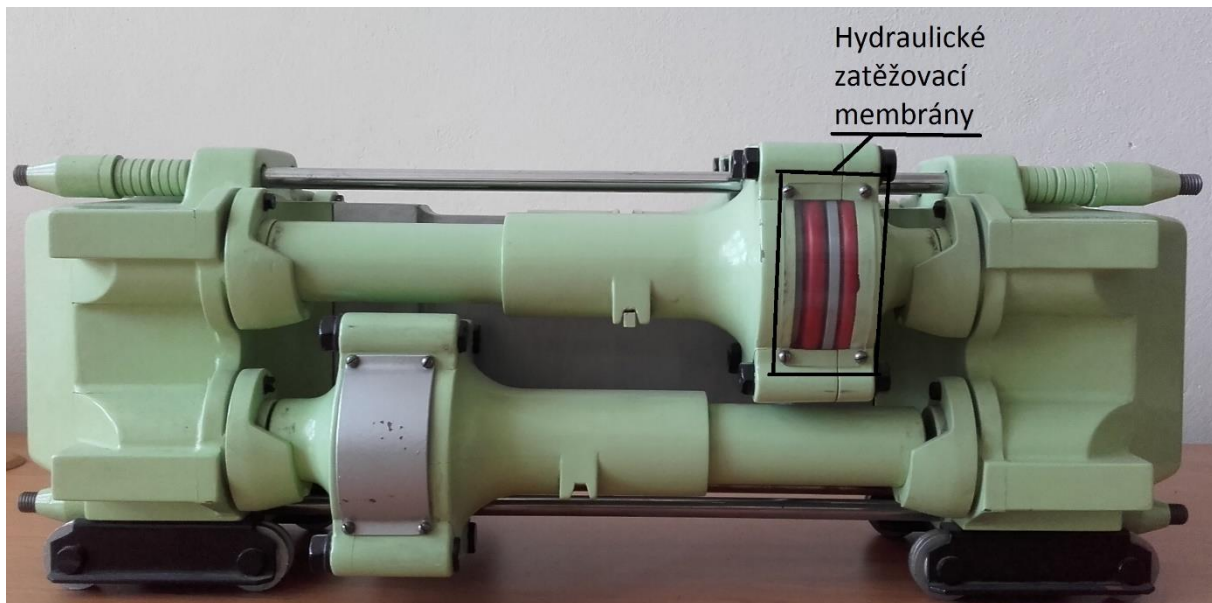


Obr. 5.8: Princip Robertsonovy zkoušky zastavení trhliny [4]

Fotografie modelu Robertsonova zatěžovacího stroje:



Obr. 5.9 a) : Model Robertsona pūdorys



Obr. 5.9 b): Model Robertsona bokorys se zatěžovacími membránami

Na Robertsonovi je možno provádět zkoušky velkorozměrových těles (bez následného cyklování), pak zkontrolovat přípustnost degračních účinků s odhadem na bezpečnost TNR (tlaková nádoba reaktoru), jejich vliv na zbytkovou životnost TNR a analyzovat jejich vliv na provozní omezení.

Jedná se o následující provozní režimy:

- Tlakově teplotní šok (PTS – Pressurized Temperature Shock) – jako důsledek LOCA havárie. Zatížení tělesa a následný přetěžovací cyklus s postupným chlazením tělesa (roste přetěžovací síla a současně s tímto růstem klesá teplota). Následuje únavové zatížení monitorující následný provoz po šoku (PTS).
- Přetlakování za studena a tlaková zkouška za studena – tzn. kombinace přetěžovacích cyklů v přechodové oblasti teplot s následným únavovým zatížením modelujícím provoz TNR. [4]

5.4 Kritéria lomové houževnatosti

Lomová mechanika sleduje porušení materiálu při menším napětí než je mez kluzu. Pevnost namáhaného tělesa je hodnocena podle procesů a zákonitostí iniciace a šíření křehkého lomu. Lomová houževnatost je vyjádření odporu materiálu proti vzniku a šíření křehkého lomu. Lomová houževnatost se vyjadřuje, buď jako lineární elastická lomová houževnatost. Nebo se vychází z teorie nelineárního pružného tělesa tzv. kritérium J-integrálu.

Lineární lomová houževnatost se vyjadřuje pomocí součinitele intenzity napětí K_I v čase šíření nestabilní trhliny $K_I = K_{IC}$.

$$K_I = \sigma \sqrt{\pi * c} = \sqrt{2 * E * \gamma}$$

E, γ – materiálové konstanty

c – délka trhliny

$$\sigma = \left(\frac{K_{IC}}{\sqrt{\pi * c}} \right)^{-1/2}$$

σ – napětí potřebné pro vytvoření trhliny o délce c [MPa]

Další kritérium v elastické lomové mechanice je kritické rozevření trhliny – COD – crack opening displacement. Ve zkušební tělese je uměle vytvořený vrub. Normou je určena její hloubka a rozevření. Zkušební těleso je zatěžováno silami F_1 , F_2 a F_3 , při tomto zatížení trhlina roste. Hodnotí se rozevření trhliny na začátku a konci trhliny při dané síle.

Kritérium J-integrálu vyjadřuje hustotu deformační energie po uzavřené cestě od jednoho povrchu trhliny k druhému okolo kořenu trhliny. Je definován jako:

$$J = \int_r \left(w \, dy - T \frac{\partial u}{\partial x} \, ds \right)$$

$$w(e) = \int_0^\varepsilon \sigma_{ij} \, d\varepsilon_{ij}$$

w – hustota deformační energie

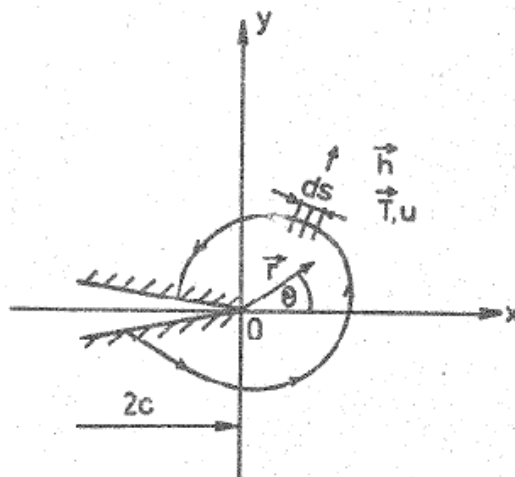
σ_{ij} – složky prostorového napětí v tělese, normálové i smykové napětí

ε_{ij} – prostorové deformace v tělese

T – síla působící ve směru normály n ke křivce Γ

u – vektor přemístění

s – délka oblouku na křivce Γ [4]



Obr. 5.10: Definice J - integrálu [4]

5.5 Hodnocení radiačního poškození

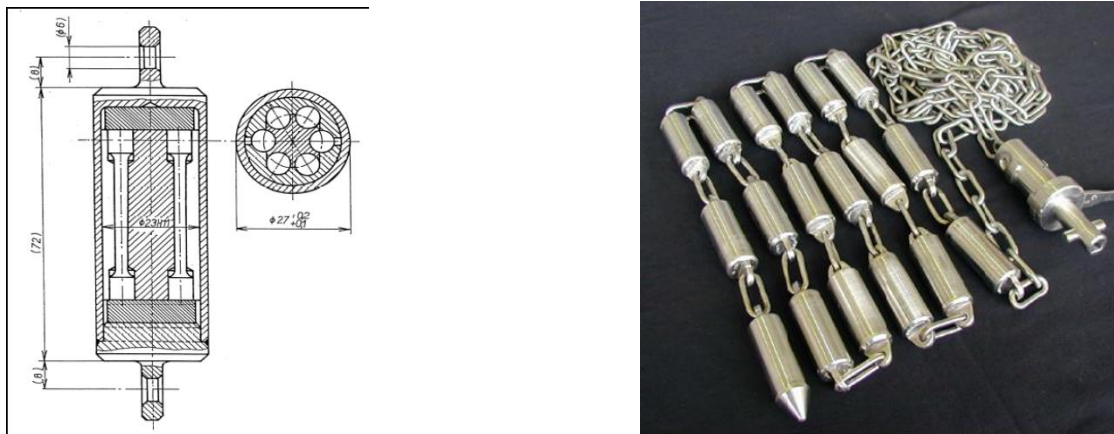
K vyhodnocení radiačního poškození u provozovaných reaktorů slouží svědečný program po celou dobu jeho provozu. Základem svědečného programu jsou reprezentativní vzorky ze stejného materiálu se stejným tepelným zpracováním, jako má tlaková nádoba reaktoru. Tyto vzorky jsou uloženy do schránek na vnitřní stěně tlakové nádoby reaktoru a jsou ozařovány neutronovým tokem vyšším než je ozařována tlaková nádoba reaktoru. Zkušební tělesa jsou vyrobena ze základního materiálu tlakové nádoby reaktoru, svarového kovu, tepelně ovlivněné oblasti a návaru. Tyto vzorky slouží jako podklad při zabezpečování nádoby proti křehkému lomu.

V původním ruském projektu VVER 1000 bylo navrženo umístění schránek svědečného programu v horní části tlakové nádoby reaktoru, v oblasti hrdlového prstence. V tomto místě, je ale svědečný program zatížen málo neutronovým tokem. Škoda JS, a.s.

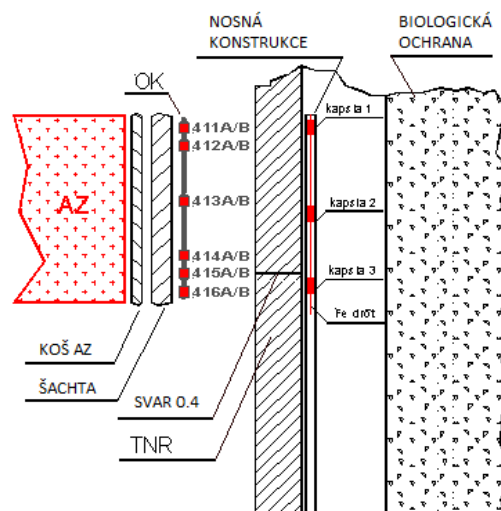
provedla změnu v umístění schránek svědečného programu přibližně do středu výšky aktivní zóny. Zde je ozáření svědečných vzorků vyšší. V oblasti hrdlového prstence je ozařování neutronovým tokem o řád nižší než upravené umístění.

V reaktoru je založeno 8 svědečných schránek, 6 je v oblasti sousedící s aktivní zónou a dvě zůstaly nad aktivní zónou pro sledování teplotního stárnutí.

U reaktorů VVER 440 je svědečný program v malých řetězových kontejnerech.



Obr. 5.11: Svědečný program VVER 440



Obr. 5.12: Umístění svědečného programu v reaktoru VVER 440

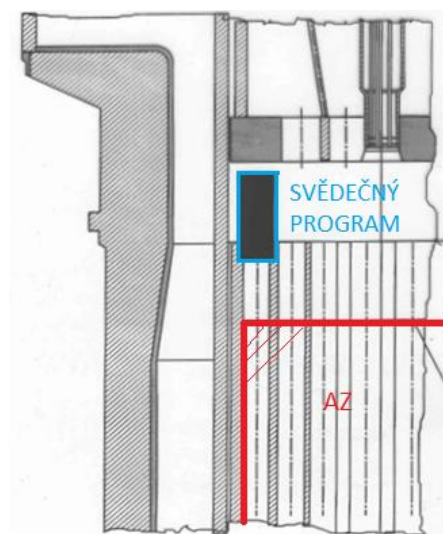
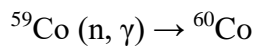
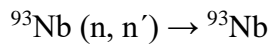
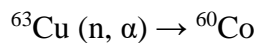
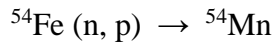
Vyhodnocení hladké válcové části a vývoj v čase:

- Při normálním provozu jaderné elektrárny nedochází k cyklickému zatěžování částí reaktoru. Proto je malá pravděpodobnost vzniku a šíření vady při tomto provozu.
- Hodnocení faktoru intenzity napětí – parametr lomové mechaniky. To je poměrně jednoduché vzhledem ke geometrii válcové části.
- Přesný a jednoduchý výpočet výsledného napětí ve stěně nádoby z vnitřního přetlaku a tepelného zatížení tlakové nádoby.
- Spolehlivé objevení trhlin pomocí nedestruktivních kontrol.

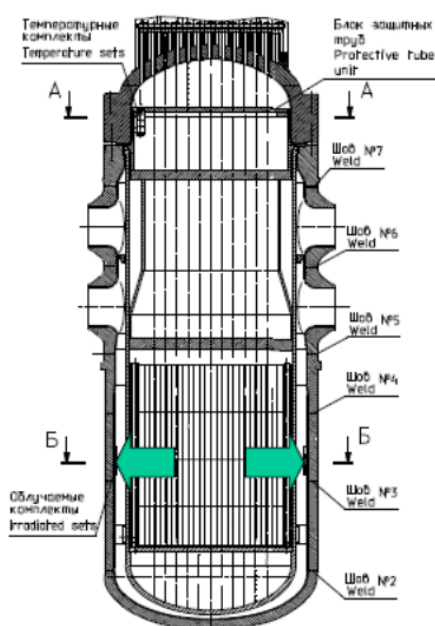
Svědečné vzorky v ozařovaných schránkách musí být umístěny co nejbližší k vnitřní stěně tlakové nádoby, aby se dávka neutronového toku co nejvíc blížila poměru na vnitřní stěně reaktorové tlakové nádoby. Faktor urychlení svědečné schránky, tj. poměr okamžité hustoty

neutronového toku v místě ozáření ku výpočtové hustotě neutronového toku na vnitřní straně tlakové nádoby reaktoru, se pohybuje od 1 do 3. Díky vyššímu faktoru urychlení probíhá rychlejší radiační poškození vzorků, které předbíhá skutečnému poškození tlakové nádoby reaktoru, takže zůstává dostatečně dlouhá doba na vyhodnocení vzorků svědečného programu a také zpřesnění výpočtů poškození jednotlivých částí reaktoru.

Svědečný program VVER je vybaven vzorky s těmito reakcemi: [4]



Obr. 5.13: Původní umístění svědečného programu dle ruského projektu VVER 1000



Obr. 5.14: Umístění svědečného programu dle úprav Škoda JS, a.s.

6 POPIS ZAŘÍZENÍ – AUTOKLÁV

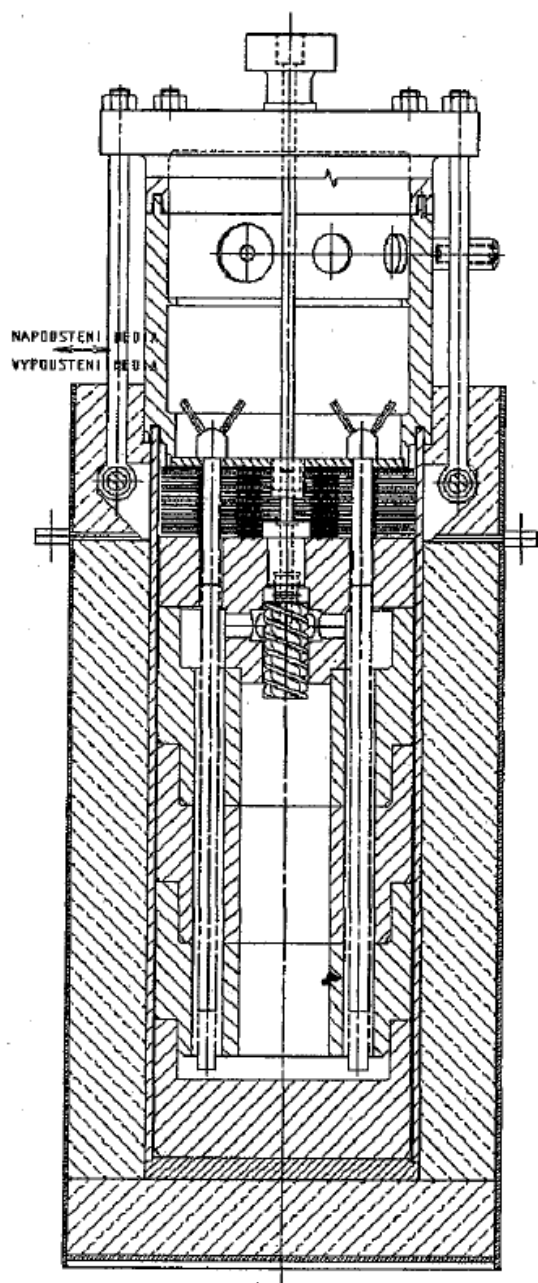
Toto zařízení slouží k roztavení fluoridových solí a ověření mechanických vlastností použitých konstrukčních materiálů tělesa nádoby a jejich korozní odolnost vůči použitým solím.

Přístroj AUTOKLÁV je sestaven z válcové nádoby s plochým kruhovým dnem (obr. 6.1 a 6.2) vyrobené ze speciální slitiny MONICR, odolné při vysokých teplotách, protože jsou v ní roztavené kovové soli. V horní části AUTOKLÁVu je válcová část s nátrubky a rovným víkem, kde jsou teploty okolo 500 °C. Tato část je vyrobena z austenitické oceli. Těsnění je provedeno pomocí dvou grafitových těsnění, přitlačení je provedeno pomocí osmi speciálních šroubů. V MONICRové nádobě je grafitová náplň z důvodu vysokých teplot. Spodní část AUTOKLÁVu od horní části je odstíněna speciálními plechy (viz. obr. 6.1). Izolační hmota SIBRAL je použita pro izolaci spodní části nádoby. Horní část a víko je obaleno minerální vatou. [7]

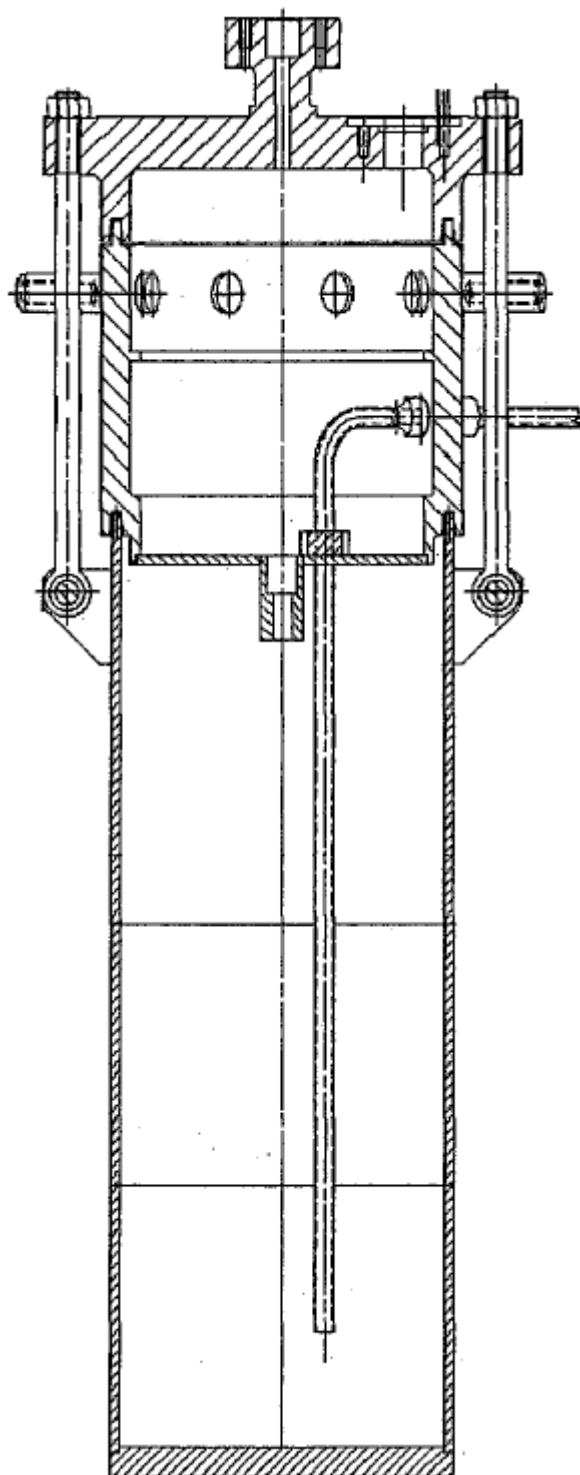
Na následujících obrázcích je zobrazena sestava celého systému AUTOKLÁV. Další fotografie AUTOKLÁVu jsou uvedeny v Příloze.

Výsledky výzkumu a transferu technologií a technologií zpracování polotovarů byly úspěšně prokázány při výrobě experimentálních zařízení ze slitiny MONICR, kde byly ověřeny veškeré technologické postupy a to od tváření, skružování plechů za studena, protlačování trub, aplikace tepelného zpracování atd. až po svařování elektronovým paprskem. Nejlepším důkazem o přímé aplikovatelnosti navržených a odzkoušených procedur, navržených a vyzkoušených technologiích, jsou výrobky z konstrukčního materiálu MONICR – ŠKODA.

Pro vlastní nezávislé výzkumné aktivity v oblasti aplikovaných nejaderných experimentálních ověřovacích testů konstrukčního materiálu MONICR. Škoda JS, a.s. vyvinula, vyrobila a komplexně odzkoušela v systému AUTOKLÁV ve smyčkovém uspořádání. Funkčnost všech systémů byla odzkoušena a doložena revizními zprávami. Paralelně proběhla repase a revize velké experimentální smyčky ADTT (původně instalované v ÚJV Řež), která je nyní instalována ve výzkumných laboratořích Škoda JS, a.s. [25]



Obr. 6.1: AUTOKLÁV [7]



Obr. 6.2: Nádoba AUTOKLÁVU [7]

6.1 Materiály

Z norem ČSN 41 7248, 17 248.4 jsou převzaty mechanické vlastnosti použitých materiálů a jsou uvedeny v tab. 6.1. V tab. 6.2 jsou uvedené mechanické a tepelné vlastnosti použitých materiálů při různých teplotách.

Název části uzlu	Materiál	T = 20°C			T = 800°C 550°C		
		R _{p0,2}	R _m	Z	R _{p0,2}	R _m	Z
		MPa		%	MPa		%
Nádoba, dno	MONICR	197	484	61,1	103	107	5,13
Horní válc. sekce, víko, nátrubky, šrouby	17 248.4 (08CH18N10T) (1.4306)	195	500	50	*) 118		

Tab. 6.1: Mechanické vlastnosti materiálů [7]

Materiál	Teplota °C								
	20	100	200	300	400	500	600	700	800
Moduly pružnosti v tahu ($E \cdot 10^{-5}$ v MPa)									
MONICR	2,18				1,66		1,45		1,24
17 248.4	2,0	1,94	1,86	1,79	1,72	1,65			
Součinitelé lineární teplotní roztažnosti ($\alpha \cdot 10^{-5}$ v K ⁻¹)									
MONICR		1,16	1,16	1,22	1,26	1,32	1,37	1,43	1,46
17 248.4		1,6	1,7	1,7	1,8	1,8			
Součinitel tepelné vodivosti λ [W*m ⁻¹ * K ⁻¹]									
MONICR		11,5	13,1	14,4	16,5	18	20,3	23,6	23,6
17 248.4	15	16,33	17,58	18,84	21,35				
Měrná tepelná kapacita c [J * kg ⁻¹ * K ⁻¹]									
MONICR		419	440	456	469	480	572	578	
17 248.4	461	494	515	536	548				

Tab. 6.2: Vývoj mechanicko tepelných vlastností s růstem teploty [7]

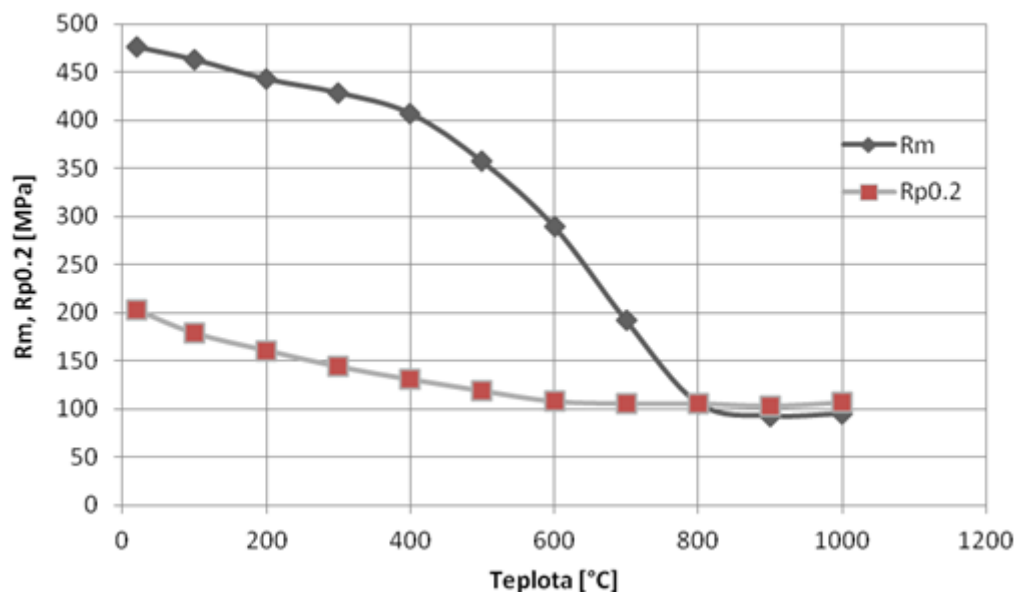
Pro grafitové těsnění byly přijaty střední hodnoty:

$$E = 1\,000 \text{ [MPa]}; \alpha = 0,63 \cdot 10^{-5} \text{ [}^\circ\text{C]}; \lambda = 80 \text{ [W} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}\text{]}; c = 1\,000 \text{ [J} \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}\text{]} \text{ [7]}$$

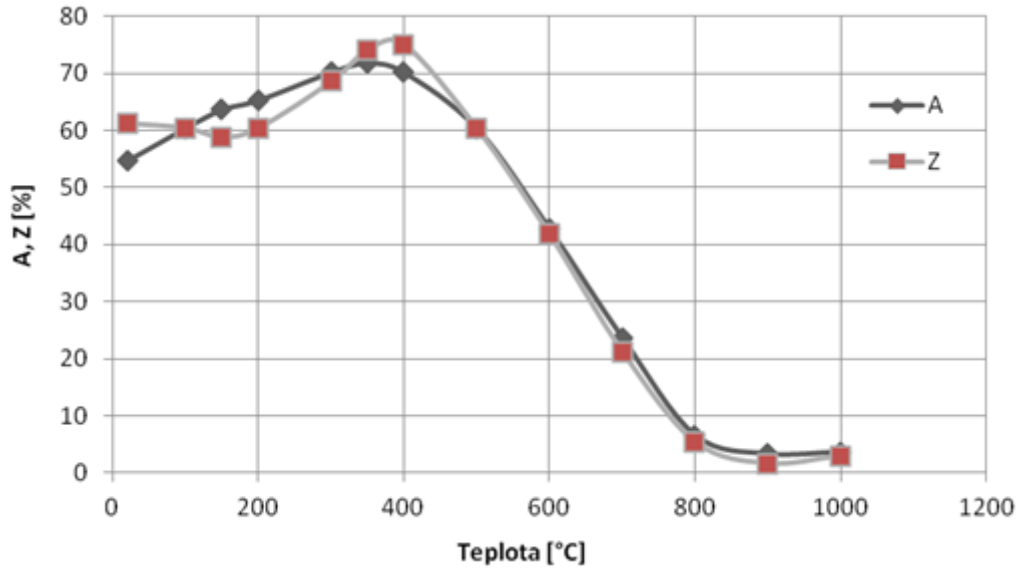
MATERIÁL	ČÁST NÁDOBY	TLAKOVÁ ZKOUŠKA 20°C	PROVOZ T = 800°C 550°C
		[σ] _{zk}	[σ]
		[MPa]	[MPa]
MONICR	Nádoba dno	179,1	44,6
ČSN 41 7248 17 248.4	Horní válcová sekce Víko nátrubky	177,3	*) 90,8

Tab. 6.3: Dovolené napětí [7]

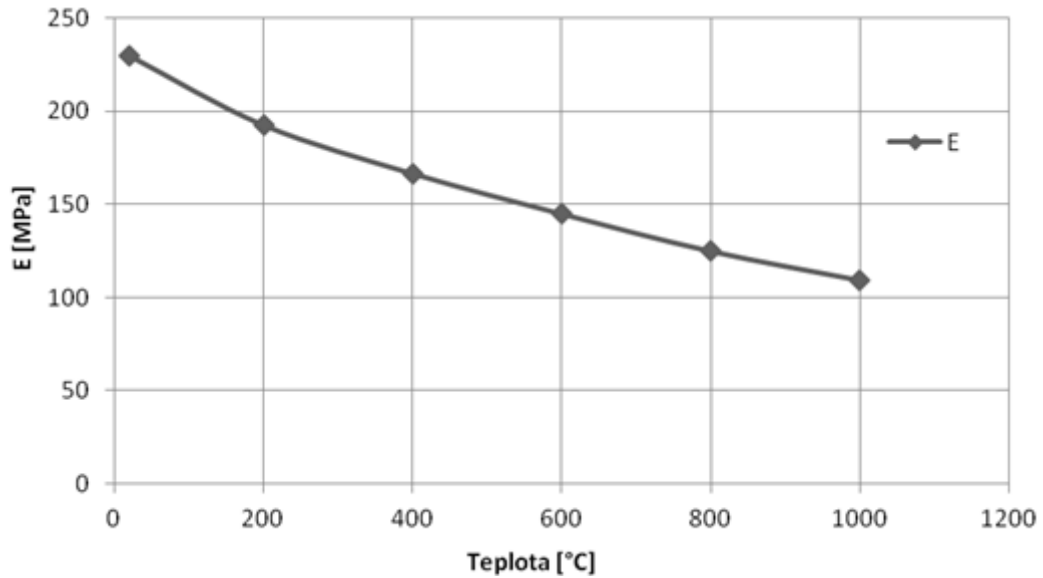
Na následujících grafech 6.1 – 6.3 jsou uvedena grafická znázornění mechanických vlastností materiálu MONICR. Je to teplotní závislost meze pevnosti a meze kluzu, tažnost a kontrakce při různých teplotách a vývoj hodnot modulu pružnosti s rostoucí teplotou.



Graf 6.1: Teplotní závislost meze pevnosti a meze kluzu materiálu MONICR [12]



Graf 6.2: Tažnost a kontrakce při zvýšených teplotách materiálu MONICR [12]



Graf 6.3: Modul pružnosti při zvýšených teplotách materiálu MONICR [12]

7 Experimentální práce – Výsledky experimentů

7.1 Výzkumně vývojové práce na experimentálních tavných

Niklová slitina vyvinutá ve Škoda JS a.s. je materiál řady MONICR. Tento materiál má specifické použití pro vysokoteplotní aplikace s fluoridovými solemi v jaderné energetice a chemickém průmyslu.

Tato slitina byla vyvinuta pro reaktorovou nádobu obsahující palivo ve formě roztavených fluoridových solí. Tyto soli jsou v primárním okruhu, v sekundárním okruhu je jako teplosměnná látka zvolena také fluoridová sůl. Provedené experimenty ukazují, že tato slitina vykazuje i v takto extrémně agresivním prostředí velmi dobrou odolnost vůči korozi, pevnost při tečení a vynikající houževnatost.

V rámci vývoje materiálu MONICR byly zvoleny dva paralelní směry výzkumu:

- první směr zaměřený na stabilizaci vlastností slitiny v celém spektru polotovarů
- druhý směr založený na výsledcích vývoje materiálu MONICR (A + MA) –
A – alloying, MA – micro alloying)

Jedním z nejdůležitějších charakteristických rysů je velikost zrn, které výrazně ovlivňují mechanické vlastnosti, velikost zrn může také zásadním způsobem ovlivnit mez pevnosti, mez pevnosti při tečení materiálu a rychlost tečení, únavový lom, iniciaci trhliny, rychlost a šíření růstu trhlin, iniciaci a rychlost koroze.

Jemnozrná struktura dává vyšší hodnoty meze kluzu a nízkocyklické únavové životnosti. *Z toho důvodu, pro dosažení takového stavu požadované mikrostruktury a vlastností slitiny, se používá tepelně – mechanické zpracování (TMZ), které lze aplikovat jako jeden ze způsobů modifikace vyvíjené mikrostruktury a zlepšení mechanických vlastností slitiny MONICR.*

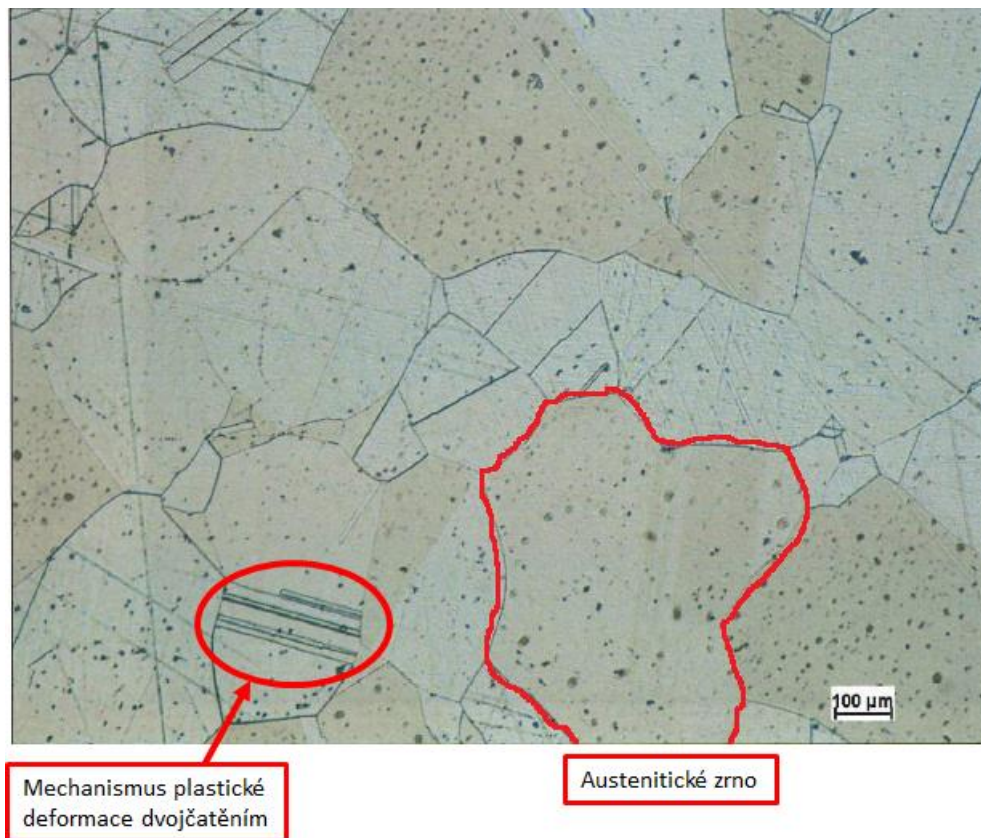
Nicméně, tváření niklové slitiny je velmi často problematické kvůli velkému přetvárnému odporu a nedostatečné znalosti optimálních tvářecích podmínek. Detailní zkoumání tvařitelnosti je potom nezbytné. Pro určení přesných parametrů tváření, zahrnujících teplotu ohřevu a stupeň redukce, je nezbytné provést detailní výzkum tvařitelnosti.

Numerická simulace tváření umožňuje on – line simulaci a vizualizaci podmínek ve všech částech tvářeného polotovaru. Vysoká cena slitiny a velmi striktní požadavky na jakost a spolehlivost materiálu vyžaduje modelování tvářecích technologií s pečlivou analýzou výsledků.

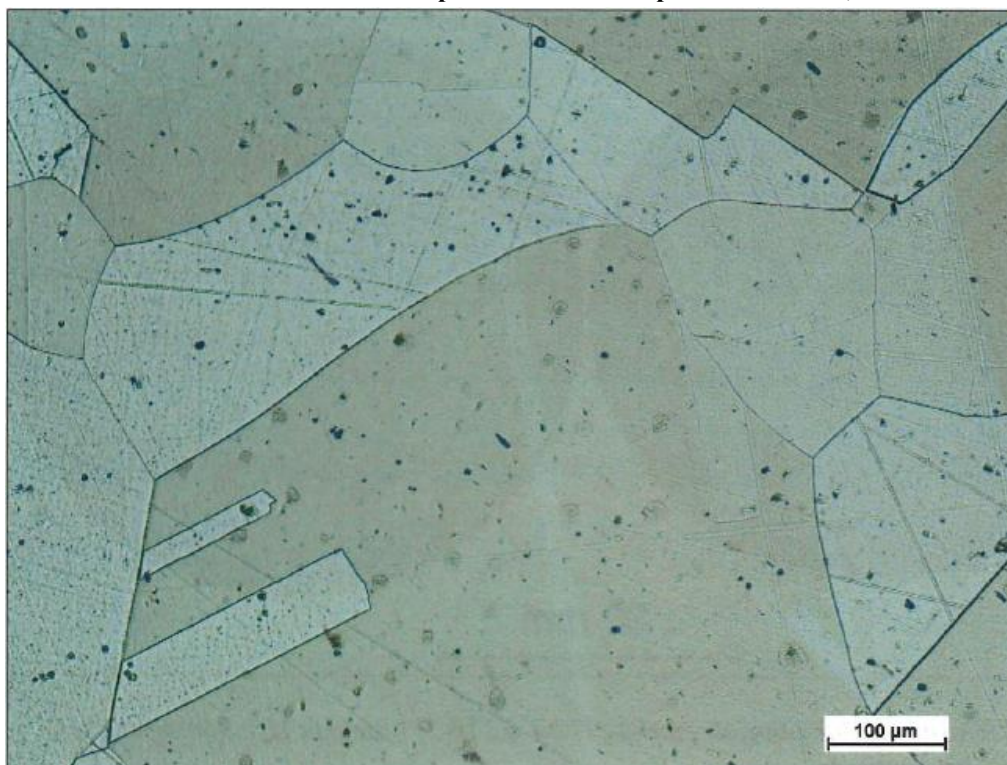
Výsledky testů tvařitelnosti a schémata rekrystalizace byla také analyzována před numerickým modelováním s cílem získání dat tvářecích parametrů. Na vzorcích z modelové slitiny použitých pro simulaci tváření byly realizovány creepové zkoušky s řadou dodatečných testů. Byla navržena nová typová řada materiálu MONICR (A+MA), u této řady je minimalizován obsah vměstků, celá výroba a zpracování slitiny je podřízeno nejprísnějším jaderným požadavkům na konstrukční materiály.

Oproti původní základní slitině MONICR jsou při vývoji této nové typové řady navrženy a realizovány nejmodernější přístupy jak u prvovýroby tak i při zpracování polotovarů. Vlastní testy a vyhodnocení zkoušek je prováděno na zcela unikátních zařízeních, která jsou dostupná pouze v zahraničí. Pro ilustraci jsou uvedeny snímky mikro struktury materiálu MONICR.

Černé tečky na snímcích struktury jsou částčky materiálu, v kterém jsou vzorky zality. Vzorky nebyly dostatečně očištěny od těchto nečistot, ale není se čemu divit, protože leptání a čištění těchto vzorků je velice těžké. [25]



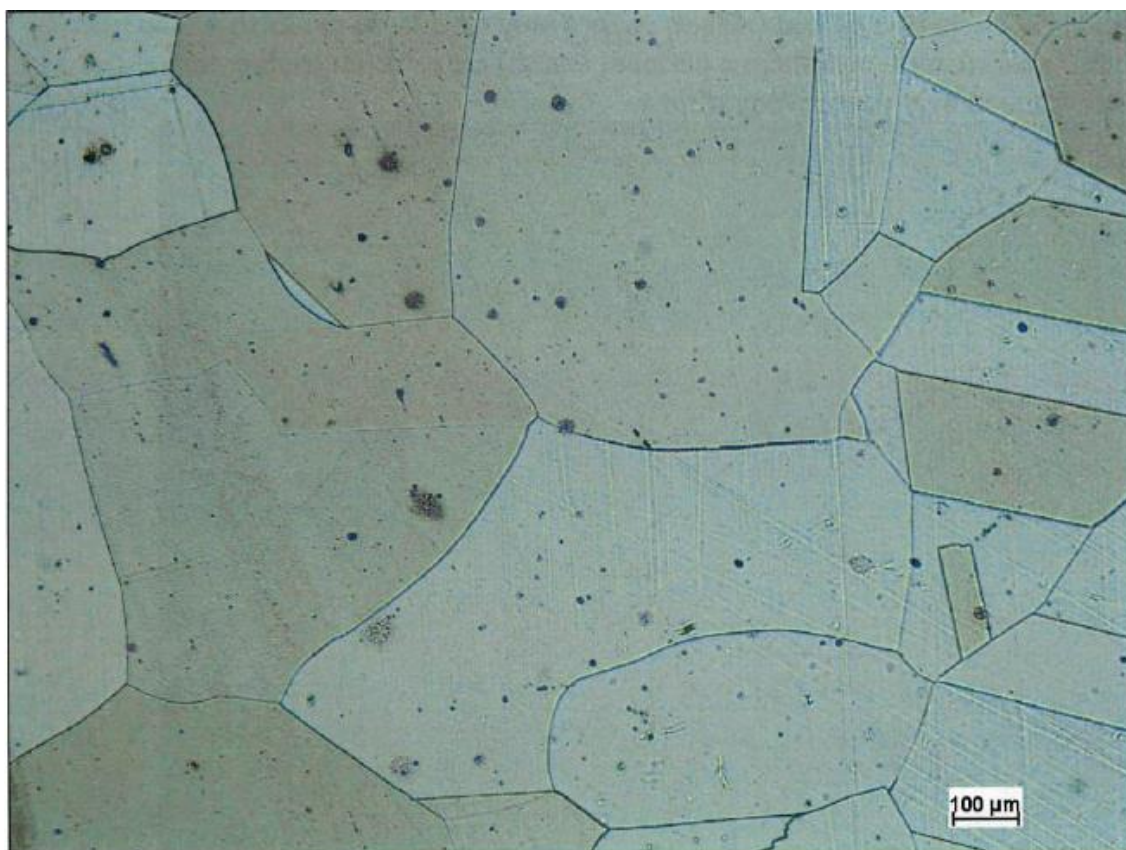
Obr. 7.1: Mikrostruktura MONICR v příčném směru – leptáno MARBLE; zvětšeno 50x [25]



Obr. 7.2: Mikrostruktura MONICR v příčném směru – leptáno MARBLE; zvětšeno 100x [25]



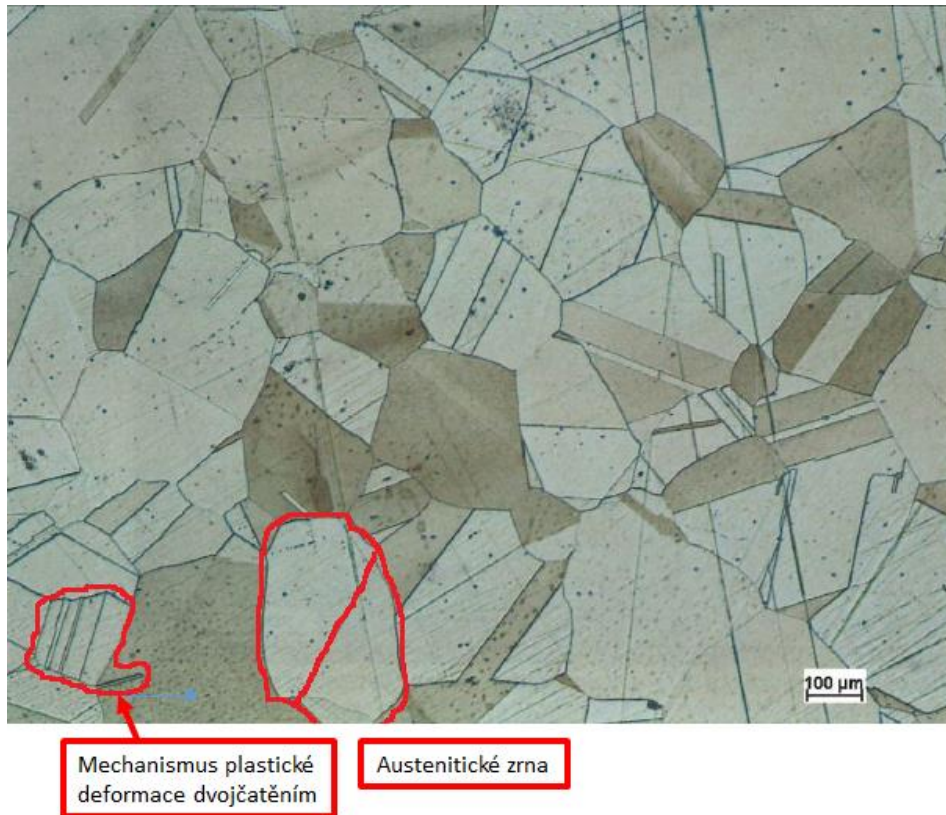
Obr. 7.3: Mikrostruktura MONICR v podélném směru – leptáno MARBLE; zvětšeno 50x [25]



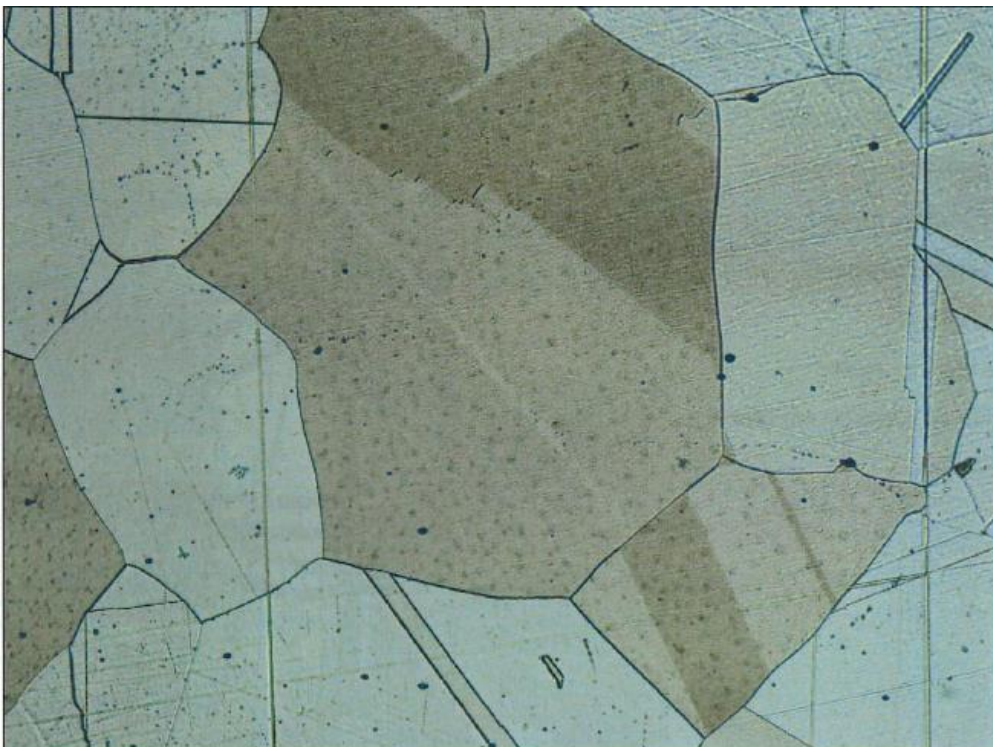
Obr. 7.4: Mikrostruktura MONICR v podélném směru – leptáno MARBLE; zvětšeno 100x [25]

Struktura vzorku MONICR je homogenní (nejsou pozorovány rozdíly ve velikosti a tvaru zrn na kraji a uprostřed vzorku ani v podélném a příčném směru), ale je velmi hrubozrnná, vyskytuje se zde i mechanismus plastické deformace dvojčatěním.

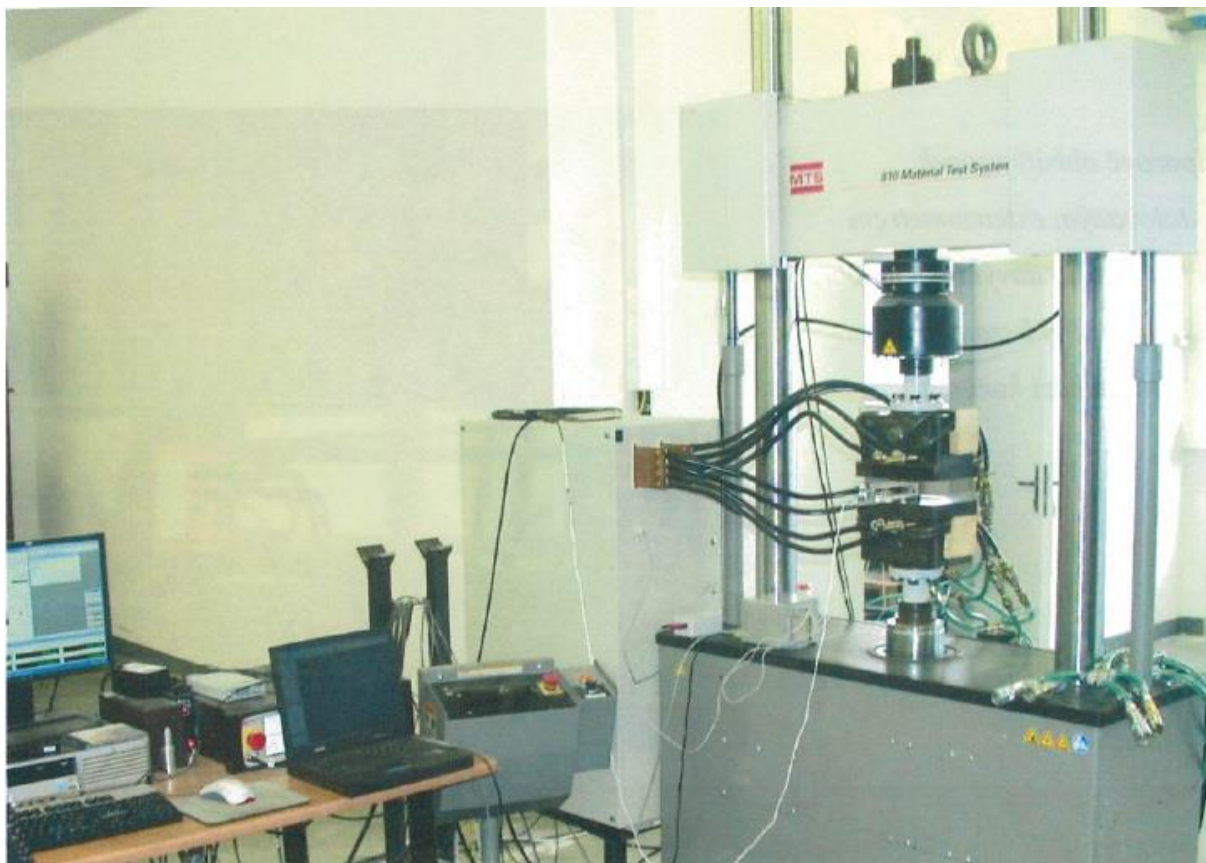
U kovaného povrchu nebyly pozorovány trhliny. [25]



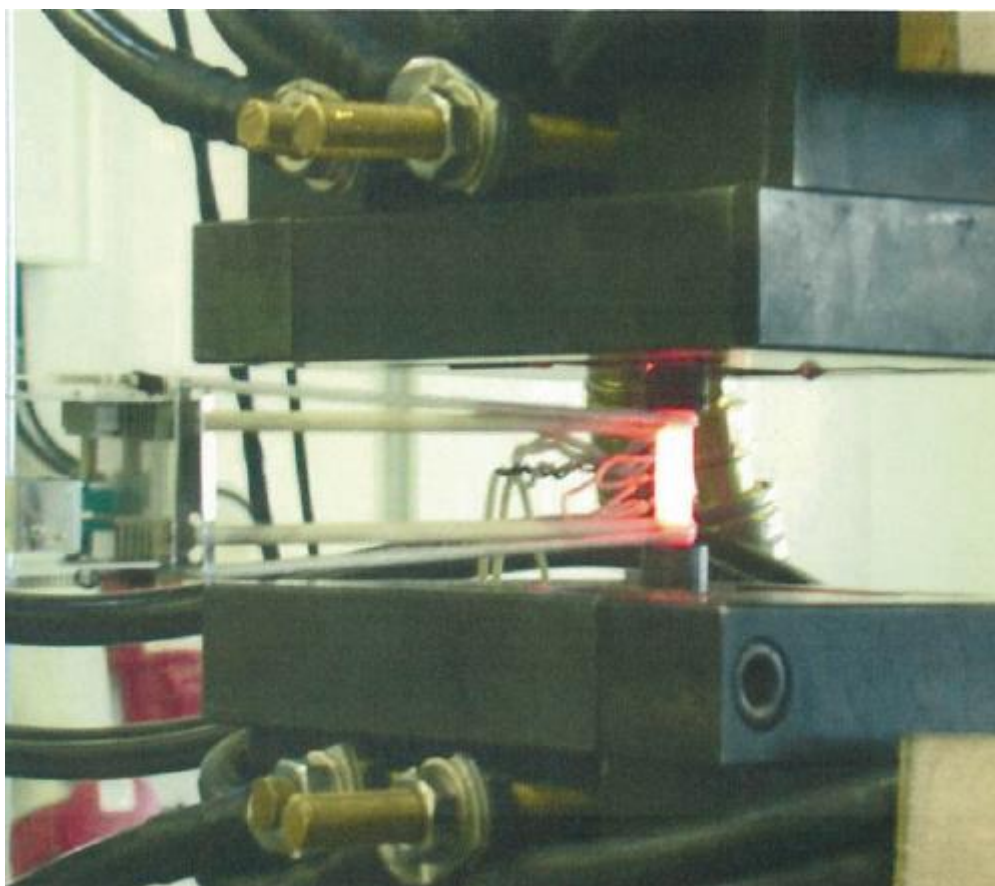
Obr. 7.5: Mikrostruktura MONICR vzorek 2 v podélném směru, leptáno MARBLE; zvětšeno 50x [25]



Obr. 7.6: Mikrostruktura MONICR vzorek 2 v podélném směru, leptáno MARBLE; zvětšeno 100x [25]



Obr. 7.7: Uspořádání pracoviště pro tahovou zkoušku za tepla s odporovým ohřevem vzorku [25]



Obr. 7.8: Detailní uspořádání odporového ohřevu [25]

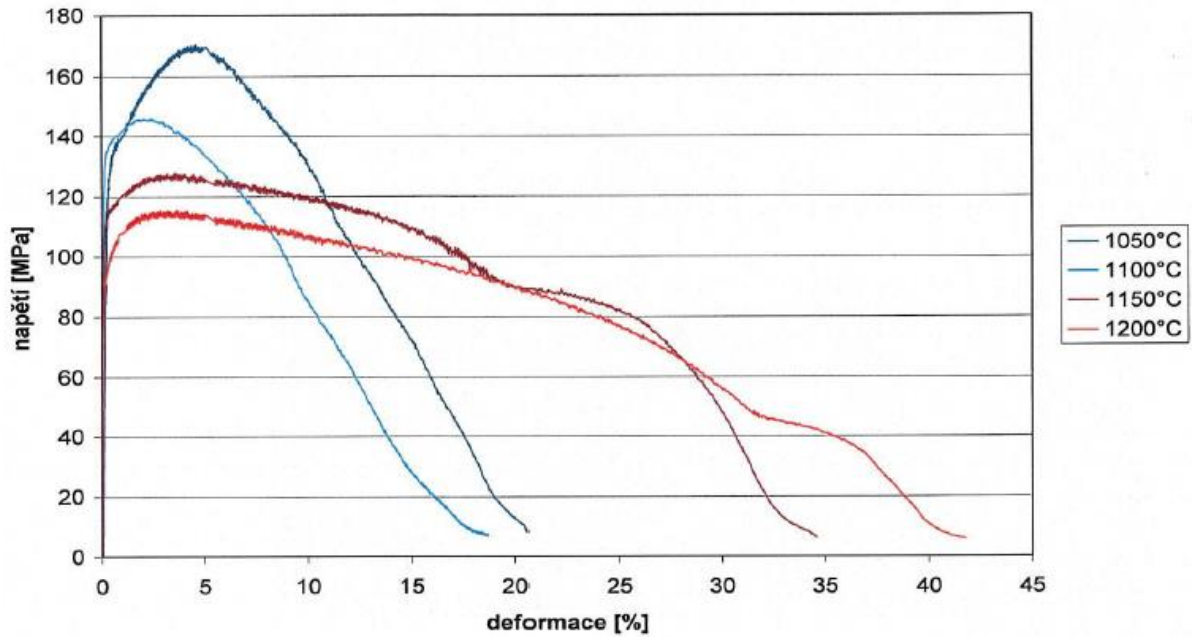
Výsledky tahových zkoušek jsou uvedeny na následujícím grafu. Deformace je uvedena v procentech vztahených ke jmenovité délce zkušební vzorku 25 mm a napětí v MPa je vztaheno ke jmenovitému průřezu kolem 64 mm². Dále jsou přiloženy fotografie vzorků vybraných pro hodnocení tvařitelnosti a přetvárných sil.

V průběhu zkoušek na testovaných materiálech docházelo k částečnému rozvoji trhlin v celém deformovaném objemu tyče. Tím poklesl průřez ještě před lokalizací deformace do krčku. Pro danou slitinu, teplotu a rychlost deformace byl vybrán nejreprezentativnější vzorek s nejvyšší dosaženou zátěžnou silou. U slitiny MONICR byly provedeny testy s nižší rychlostí deformace, protože při doporučené zátěžné rychlosti docházelo ke křehkému porušení bez rozvoje plastické deformace.

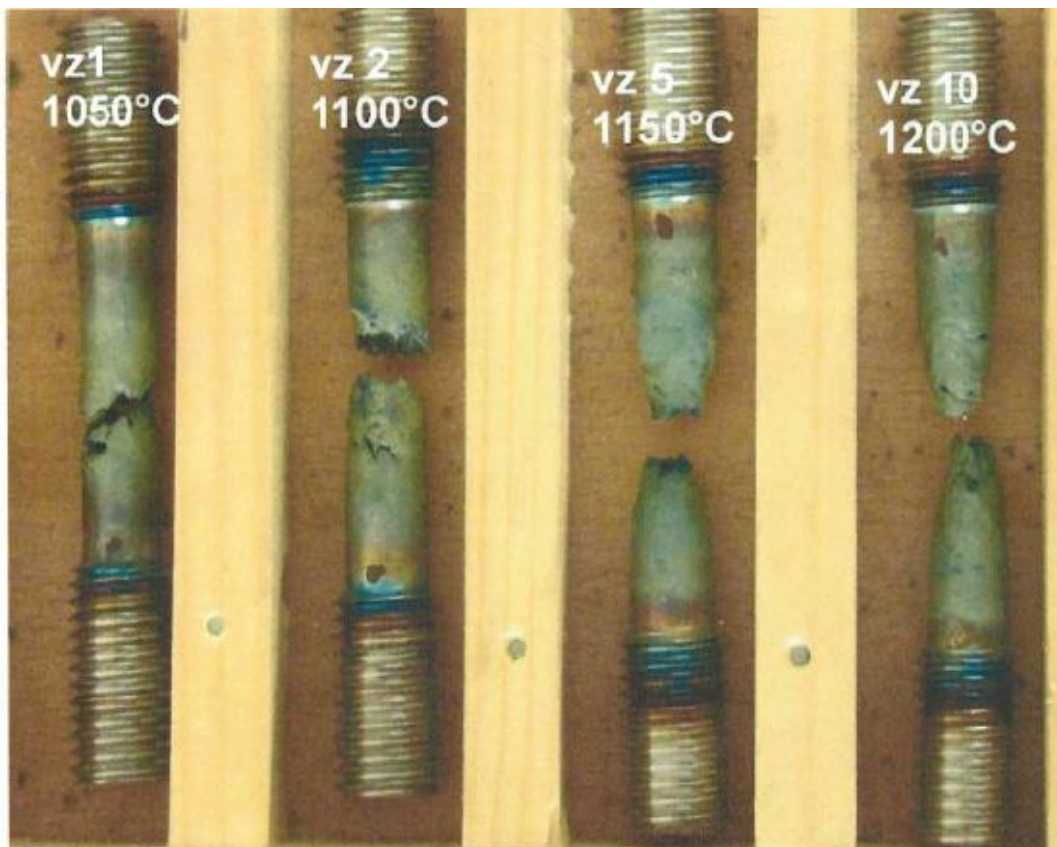
Křivky napětí – deformace lze považovat za vzájemně srovnatelné, jak mezi jednotlivými teplotami u každé slitiny, tak mezi různými materiály u každé teploty.

Byla použita různá tepelná zpracování a stanoveny pracovní podmínky s následnými různými žihacími podmínkami, co se týče teplot a časů pro jednotlivé polotovary MONICR. Na základě dřívějších výzkumů byla pozornost věnována vlivu různých podmínek zpracování za tepla, tváření za studena a žihací podmínky s odpovědí na vztah mezi mikrostrukturou a pevností při tečení u slitiny MONICR. Výsledná struktura může ovlivňovat tepelně mechanické vlastnosti při vysokých teplotách jako je tažnost, únava a mez pevnosti při creepu slitiny MONICR. Úspěšná rekrytalizace je hlavní způsob k dosažení různých strukturních stavů s ohledem na stejnorodost struktury zrn.

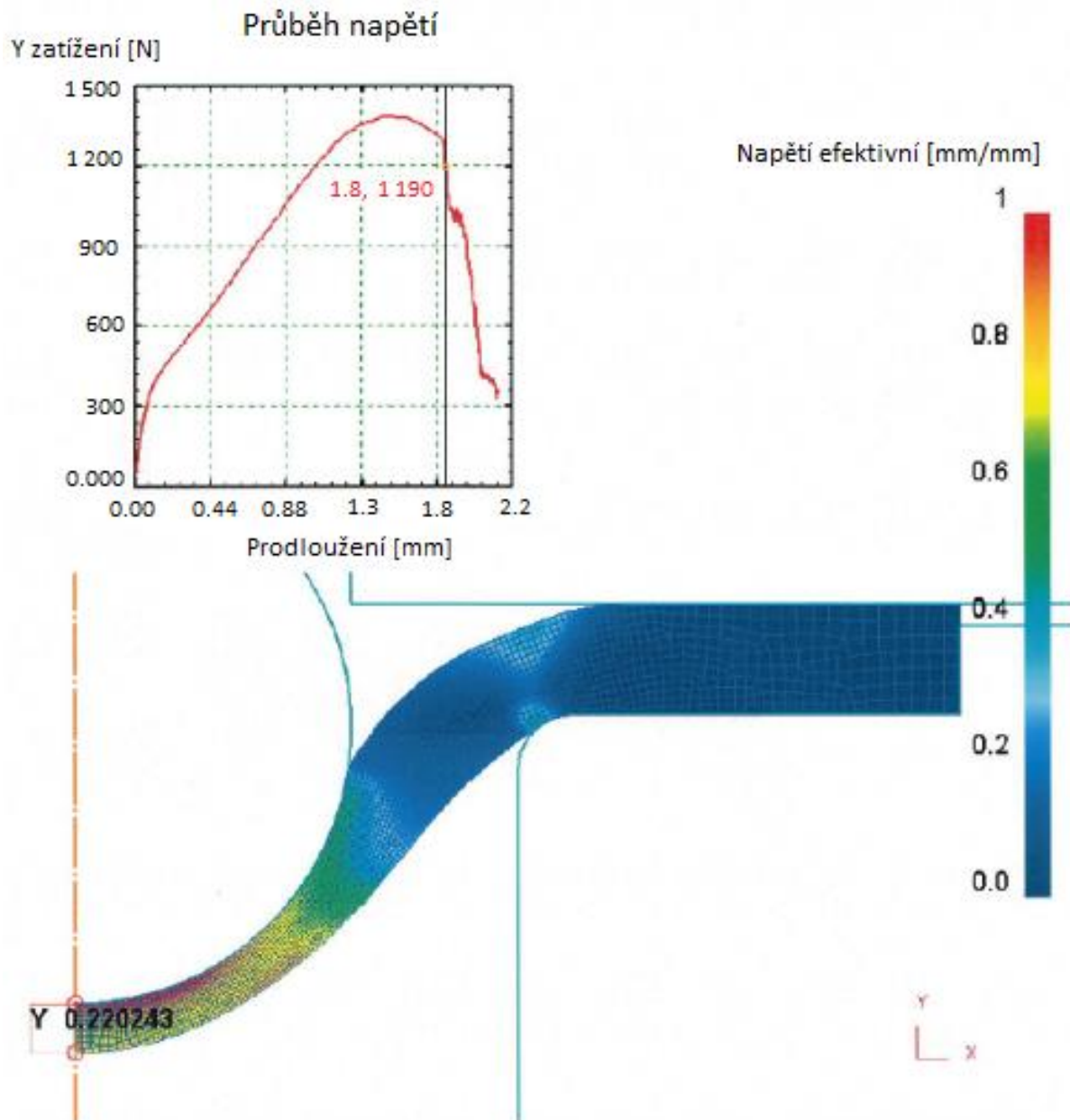
Nově byl zařazen program výzkumu testování a modelování vlastností slitin řady MONICR metodou Small Punch Test versus PC modelování. Vyhodnocení materiálových charakteristik pro zkoušku tahem na základě zkoušky na miniaturních vzorcích – Small Punch Test, je vyhodnocení materiálových charakteristik provedeno ve dvou základních krocích. V prvním kroku se na zkušebním zatěžovacím stroji provedou Small Punch Testy při zvolených parametrech a vyhodnocení výsledků pro přípravu dat pro FEM – MKP simulaci. V dalším kroku je řešena inverzní úloha s využitím FEM – MKP programu DEFORM – výpočet tahového diagramu zkoumaného materiálu na základě dat naměřených metodou Small Punch Testu. Už z prvních testů lze konstatovat, že je dobrá korelace mezi testy a PC modelováním. [25]



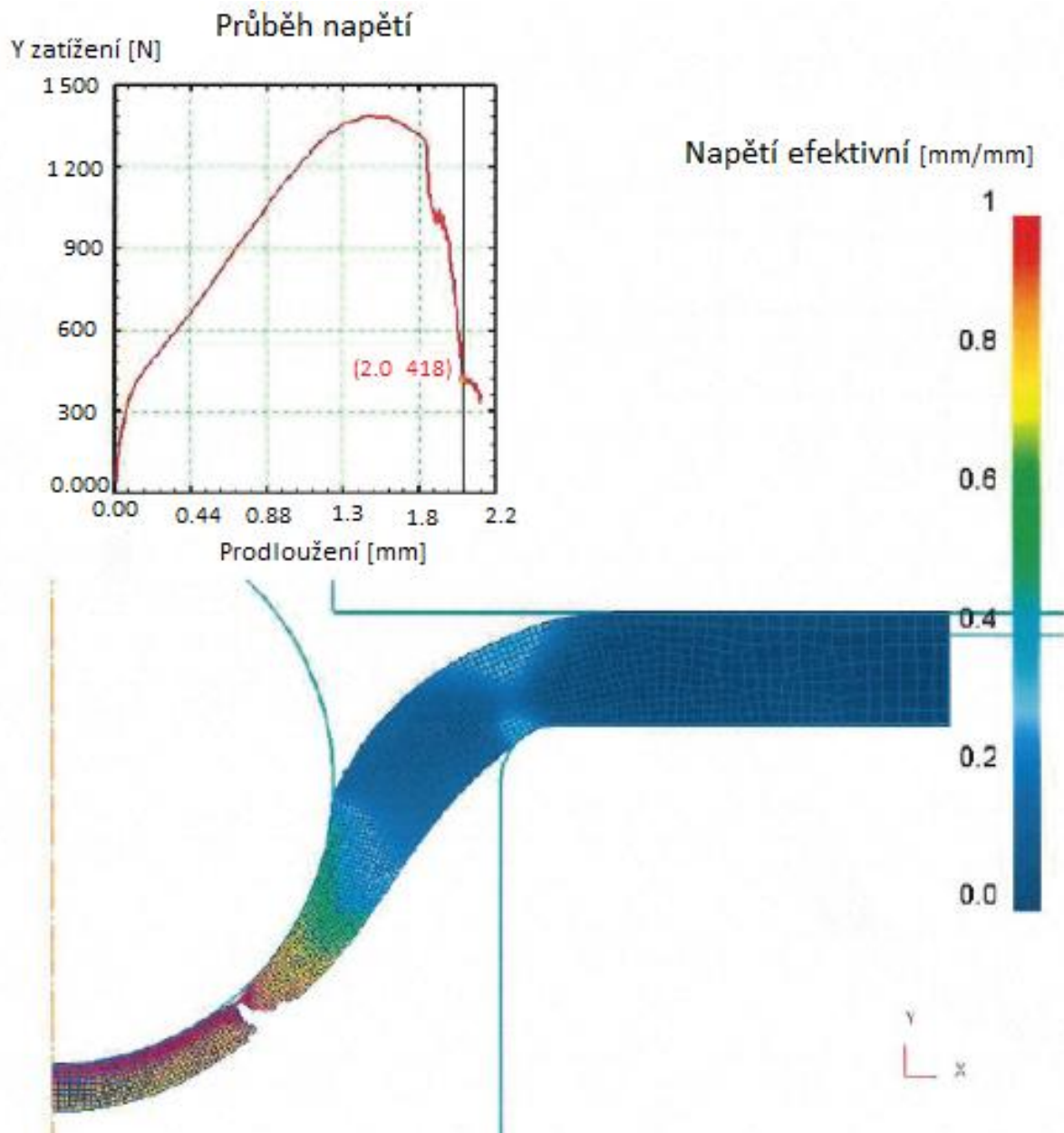
Obr. 7.9: Záznam napětí - deformace s nejvyšším napětím pro MONICR při teplotách 1 050 °C až 1 200 °C a rychlost deformace 1 mm²s⁻¹. Největší deformace do lomu zjištěna při 1 200 °C, nejbližší nižší hodnoty byly zaznamenány pro teplotu 1 150 °C. [25]



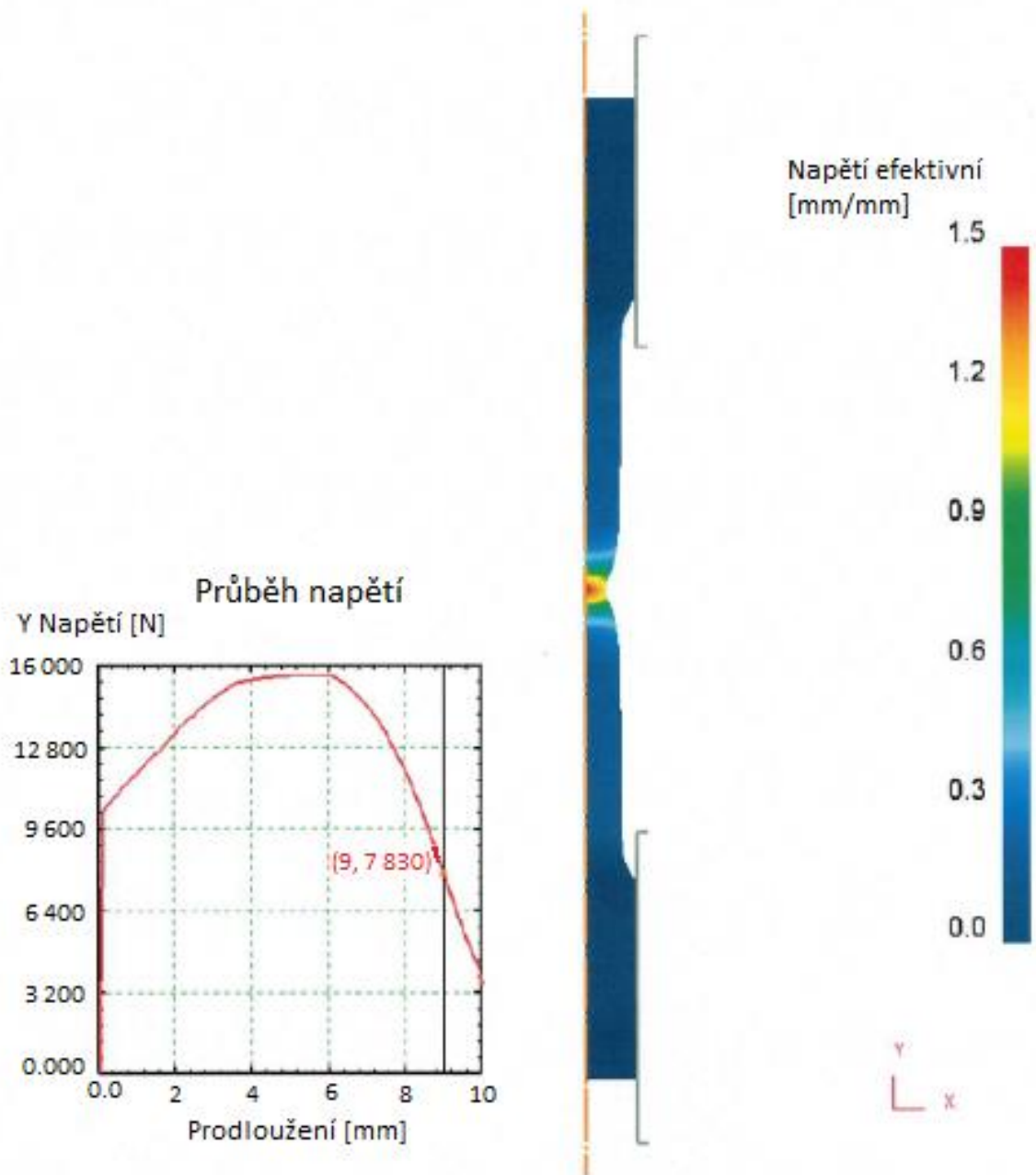
Obr. 7.10: Lomy na zkušebních tyčích slitiny MONICR. Na základě tvaru krčků lze pro tváření doporučit teplotu kolem 1 200 °C. [25]



Obr. 7.11: FEM - MKP analýza Small Punch Testu – rozložení deformace a predikce síly před vznikem trhliny [25]



Obr. 7.12: FEM – MKP analýza Small Punch Testu – rozložení deformace a predikce síly během trhání vzorku [25]



Obr. 7.13: FEM - MKP analýza Small Punch Testu – rozložení deformace a predikce síly před roztržením zkušební vzorku [25]

7.2 Zhodnocení vlastností vybraných konstrukčních materiálů pro MSR (Molten Salt Reaktory) aplikace

Cílem této podkapitoly je podat zevrubný přehled konstrukčních materiálů pro výběr a charakterizaci vlastností konstrukčních materiálů pro MSR aplikace a zkoušek nutných pro návrh nových modifikací slitin na bázi niklu, optimalizovat chemické složení na základě provedených korozních testů pro různé konstrukční materiály s roztavenými fluoridovými solemi.

Získané výsledky jsou uvedeny v tabulkové podobě pro porovnání krátkodobých i dlouhodobých testů a testů prováděných v Kurčatově institutu na experimentálních tavných. Stupeň vyčištění aplikovaných solných směsí a pH – faktor nejsou uvedeny u publikovaných korozních testů, i když zásadním způsobem ovlivňují rychlost koroze.

Níže jsou uvedeny výsledky amplitudových korozních testů, které byly provedeny až do teplot 850 °C. Při vhodné volbě primární a sekundární soli lze očekávat dobré výsledky korozních zkoušek na experimentálních smyčkách. Provedené experimenty i zahraniční experimenty potvrdily, že konstrukční materiály Hastelloy N a MONICR pro aplikaci v soli KHF_2 pro sekundární okruh a FLiNaK pro primární okruh, v žádném případě nejsou vhodné. Pro primární okruh je vhodná fluoridová sůl $\text{LiF} - \text{BeF}_2 - \text{NaF}$ a pro sekundární okruh sůl $\text{NaF} - \text{NaBF}_4$.

Vzhledem k výsledkům korozních testů je vhodné přistoupit k realizaci 2 experimentálních smyček z konstrukčního materiálu MONICR:

1. smyčka bez čerpadla sloužící k simulaci provozních a havarijních režimů sekundárního okruhu reaktoru – pracovní médium – roztavená fluoridová sůl – $\text{NaF} - \text{NaBF}_4$.
2. smyčka s čerpadlem a on – line měřením redox potenciálu a argonem (krycí plyn); analogie s experimenty provedenými na AUTOKLÁVu ve smyčkovém uspořádání.

7.3 Testy komponent

Životnost celého systému určuje slučitelnost konstrukčního materiálu s roztavenou solí. Hlavní pozornost je zaměřena na korozní odolnost materiálu pro dlouhodobý provoz.

V USA v rámci experimentálních prací na reaktoru MSRE o tepelném výkonu 8 MW byly testovány komponenty primárního a sekundárního okruhu a jejich slučitelnost, nebo lépe řečeno odolnost proti pracovnímu médiumu.

Test výměníku tepla sůl – voda / pára a sůl – plyn (CO_2 , N_2 , ...) nebyl dosud proveden. Bude nutné provést takové experimenty. [24]

Slitina	Cr	Mo	W	Ta	Al	Ti	Fe	C	Co	Ni	Nb	Zr
Hastelloy - X	20,5	8	0,2				17	0,05	0,5			
Hastelloy - N	6,31	16,1	0,06		0,01	4,03	0,03	0,03	0,15	72,2		
M22	5,7	2	11	3	6,3			0,13				0,6
HP - modified	24							0,37		34	1,2	
Nickel – 200										99		
Incoloy – 800 H	19				0,15	0,15		0,05		30		
Haynes 230	22	2	14				3		5	57		
Nb – Zr											98,9	1,1
Haynes 214	16				4,5		3	0,05		75		0,1
INCONEL 617	24	10			0,8	0,6	3	0,15	15			
HAYNES 242	8	25			0,5		2	0,03	2,5	65		
HASTELLOY B - 3	1 - 3	27 - 32	3		0,5	0,2	1 – 3	0,01	3		0,2	

Tab. 7.1: Chemické složení slitin [hmotnostní %] použitelných konstrukčních materiálů pro MSR aplikace [24]

	Uvažovaný materiál	Metalurgická stabilita	Irradiační stabilita	Zpracovatelnost	Vypělost slitiny	Kódové označení
Pokrytý materiál	9Cr – 1MoV	střední	dobrá	dobrá	vysoká	Sect. III, VIII (ASME)
	304	dobrá	dobrá	dobrá	vysoká	Sect. III, VIII
	316	dobrá	dobrá	dobrá	vysoká	Sect. III, VIII
	347	dobrá	dobrá	dobrá	vysoká	Sect. III, VIII
	Alloy 800 H nebo HT	dobrá	dobrá	dobrá	vysoká	Sect. I, III, VIII
Monolitický	Hastelloy N	dobrá	dobrá	dobrá	vysoká	Sect. III, VIII
	Haynes 242	dobrá	odpovídající	dobrá	nízká	Sect. VIII
	Alloy 800 H nebo HT	dobrá	dobrá	dobrá	vysoká	Sect. III, VIII

Tab. 7.2: Vhodné materiály pro vysoko teplotní použití s certifikací ASME code [24]

Prvek	HN80M-VI	HN80MTY	MONICR **	Hastelloy – N (Cabot – Corpor)*	Alloy No. 29	Alloy No. 30	Alloy No. 31	Alloy No. 32
Ni	základ	základ	základ	základ	základ	základ	základ	základ
Cr	7,61	6,81	6,85	7,52	7,1	7,1	7,15	7,1
Mo	12,2	13,2	15,8	16,28	11,8	12,2	12,0	12,1
Ti	0,001	0,93	0,026	0,26	0,56	0,56	0,6	0,57
Fe	0,28	0,15	2,27	3,97	---	---	---	---
Mn	0,22	0,13	0,037	0,52	---	---	0,25	---
Nb	1,48		<0,01	---	1,0	1,0	1,0	1,0
Si	0,040	0,040	0,13	0,5	---	---	---	
Al	0,038	1,12	0,02	0,26	---	---	---	
W	0,21	0,072	0,16	0,06	---	---	---	
Cu	0,12	0,020	0,016	0,02	---	---	---	
Co	0,003	0,003	0,03	0,07	---	---	---	
Re	---	---	---	---	---	1,08	---	
Zr	---	---	0,075	---	---	---	---	
Y	---	---	---	<0,01	---	---	---	0,001
B	0,008	0,003	<0,003	0,004	---	---	---	
S	0,002	0,001	0,003	0,007	---	---	---	
P	0,002	0,002	0,003	0,05	---	---	---	
C	0,02	0,025	0,014		0,007	0,021	0,016	0,04

Tab. 7.3 : Chemické složení materiálu vzorků testovaných v Kurčatově institutu, Ruská Federace [24]

* Výrobce USA

** Česká slitina – první tavba

Smyčka	Materiál	Sůl	Doba expozice [hod]	Teplota [°C]	Hloubka koroze [μm]
116	316 SS	FLiNaK	500	815	4
119	316 SS	FLiNaK + NaK	500	815	2
347	Inconel	50NaF - 50ZrF ₄	3 000	815	11
518	Inconel	NaF - ZrF ₄	3 000	815	11
346	Inconel	50NaF - 50ZrF ₄	2 000	815	9
519	Inconel	NaF - ZrF ₄	2 000	815	12,5
78	Inconel	FLiNaK	1 000	815	13
	Inconel	NaF - ZrF ₄	1 000	815	3
278	Inconel	NaF - ZrF ₄	1 000	815	5
399	Inconel	NaF - ZrF ₄	1 000	815	10
	Inconel	60NaF - 40ZrF ₄	1 000	815	5
	Inconel	50NaF - 50BeF ₂	1 000	815	8
	Inconel	70NaF - 30BeF ₂	1 000	815	6
	Inconel	24LiF - 53NaF - 23BeF ₂	1 000	815	5
	Inconel	36LiF - 49NaF - 15BeF ₂	1 000	815	3
	Inconel	74LiF - 26ThF ₄	1 000	815	6
517	Inconel	NaF - ZrF ₄	822	815	5,5
337	Inconel	NaF - ZrF ₄	575	815	8
214	Inconel	FLiNaK + NaK	500	815	3
230	Inconel	36NaF - 18KF - 46ZrF ₄	500	815	10
348	Inconel	50NaF - 50ZrF ₄	500	815	5,5
	Inconel	FLiNaK	500	815	7
934	Inconel	60NaF - 40ZrF ₄	500	815	5
935	Inconel	60NaF - 40ZrF ₄	500	815	5
	Inconel	NaF - BeF ₂	500	815	10
	Inconel	LiF - NaF - BeF ₂	500	815	5
246	Inconel	52NaF - 48ZrF ₄	500	815	8
262	Inconel	57NaF - 43BeF ₂	500	815	9
277	Inconel	50NaF - 50ZrF ₄	500	815	5
276	Inconel	NaF - ZrF ₄	500	815	8
277	Inconel	NaF - ZrF ₄	500	815	4
336	Inconel	NaF - ZrF ₄	500	815	6
341	Inconel	NaF - ZrF ₄	500	815	5,5
342	Inconel	NaF - ZrF ₄	500	815	6
516	Inconel	NaF - ZrF ₄	500	815	6
338	Inconel	NaF - ZrF ₄	500	815	6
411	Inconel	NaF - ZrF ₄	250	815	4,5
410	Inconel	NaF - ZrF ₄	100	815	4
400	Inconel	NaF - ZrF ₄	50	815	3
1 181	Inconel	71LiF - 29ThF ₄	8 760	732	6,5
1 239	Inconel	71LiF - 16BeF ₂ - 13ThF ₄	8 760	732	7,5
9 377-6	Inconel	71LiF - 16BeF ₂ - 13ThF ₄	13 155	704	13
1 188	Inconel	35LiF - 27NaF - 38BeF ₂	8 760	677	9
1 210	Inconel	71LiF - 29ThF ₄	8 760	677	5

Tab. 7.4: Výsledky korozního působení solí na kovové materiály [24]

Smyčka	Materiál	Sůl	Doba expozice [hod]	Teplota [°C]	Hloubka koroze [μm]
1 235	316 SS	71LiF – 16BeF ₂ – 13ThF ₄	7 789	677	4
1 214	316 SS	FLiNaK	4 673	677	13
1 169	Inconel	71LiF – 29ThF ₄	1 000	677	1
1 177	Inconel	71LiF – 29ThF ₄	1 000	677	1,5
1 173	Inconel	58LiF – 35BeF ₂ – 7ThF ₄	1 000	677	4
1 176	Inconel	58LiF – 35BeF ₂ – 7ThF ₄	1 000	677	1
1 234	Inconel	71LiF – 16BeF ₂ – 13ThF ₄	1 000	677	1
9 344-2	Inconel	FLiNaK	8 760	649	8
9 344-2	Inconel	FLiNaK	8 735	649	8
1 172	Inconel	71LiF – 16BeF ₂ – 13ThF ₄	1 000	607	2
1 175	Inconel	FLiNaK	1 000	607	1
MSRE	INOR - 8	67LiF – 33BeF ₂	26 000	649	0
9 354-3	INOR - 8	35LiF – 27NaF – 38BeF ₂	19 942	649	0
1 194	INOR - 8	FLiNaK	1 000	607	0
1 195	INOR - 8	35LiF - 27NaF - 28BeF ₂	1 000	607	0
LDRD	INOR - 8	FLiNaK	3 048	815	0,1
1 209	INOR - 8	71LiF – 29ThF ₄	8 760	732	0
1 216	INOR - 8	58LiF – 35BeF ₂ – 7ThF ₄	8 760	732	1
1 240	INOR - 8	71LiF – 16BeF ₂ – 13ThF ₄	8 760	732	0
MSRP7	INOR - 8	71LiF – 16BeF ₂ – 13ThF ₄	20 000	704	1
MSRP8	INOR - 8	58LiF – 35BeF ₂ – 7ThF ₄	9 633	704	0
15A	INOR - 8	73LiF – 2BeF ₂ – 25ThF ₄	39 476	677	0,05
1 208	INOR - 8	FLiNaK	8 760	677	1
1 190	INOR - 8	58NaF – 35BeF ₂ – 7ThF ₄	8 760	677	1
1 233	INOR - 8	71LiF – 16BeF ₂ – 13ThF ₄	8 760	677	0
1 213	INOR - 8	71LiF – 29ThF ₄	3 114	677	0
15	INOR - 8	73LiF – 2BeF ₂ – 25ThF ₄	2 003	677	0
1 165	INOR - 8	FLiNaK	1 340	677	0
1 164	INOR - 8	58NaF – 35BeF ₂ – 7ThF ₄	1 000	677	0
1 221	INOR - 8	71LiF – 29ThF ₄	1 000	677	0
1 228	INOR - 8	71LiF – 16BeF ₂ – 13ThF ₄	1 000	677	0
MSRE	INOR - 8	67LiF – 33BeF ₂	26 000	649	0
9 354-3	INOR - 8	35LiF - 27NaF - 28BeF ₂	19 942	649	0
1 194	INOR - 8	FLiNaK	1 000	607	0
1 195	INOR - 8	35LiF - 27NaF - 28BeF ₂	1 000	607	0

Tab. 7.5: Výsledky korozního působení solí na kovové materiály (pokračování) [24]

Slitina	Sůl	Doba expozice [hod]	Teplota [°C]	Hloubka koroze [μm]
12X18H10T	FLiNaK	78	600	0,55
12X18H10T	FLiNaK	180	620	7,2
12X18H10T	FLiNaK	500	420	5,13
XH80MT	FLiNaK	180	620	0,33
XH80MTI - O	FLiNaK	280	620	2,1

Tab. 7.6: Výsledky korozních testů kovových materiálů v tavenině solí [24]

Slitina	Sůl	Doba expozice [hod]	Teplota [°C]	Hloubka koroze [μm]
INOR - 8	FLiNaK	8 760	677	25,4
INOR - 8	FLiNaK	1 000	607	0
INOR - 8	FLiNaK	3 048	815	2,5
Inconel	FLiNaK	1 000	815	330
316 SS	FLiNaK	500	815	101,6

Tab. 7.7 : Výsledky korozních testů kovových materiálů v roztavených solích [24]

Typ reaktoru	Spektrum neutronů	Využití	Sůl	Alternativa
MSR – Breeder (množivý reaktor)	Tepelné	Palivo	LiF – BeF ₂ – ThF ₄	
		Chladivo	NaF – NaBF ₄	LiF – BeF ₂
	Rychlé	Palivo	LiF – ThF ₄	LiF – CaF ₂ – ThF ₄ NaCl – UCl ₃ – PuCl ₃
		Chladivo	NaF – NaBF ₄	
MSR – Spalovač	Rychlé	Palivo	NaF – LiF – BeF ₂ – AnF ₃	NaF – LiF – KF – AnF ₃ NaF – LiF – RbF – AnF ₃
AHTR	Tepelné	Chladivo	LiF – BeF ₂	
VHTR	Tepelné	Přenos tepla	LiF – NaF – KF	LiCl – KCl – MgCl ₂
FR	Rychlé	Chladivo	KCl – NaCl – MgCl ₂	NaF – KF – ZrF ₄
SFR	Rychlé	Přenos tepla	NaNO ₃ – KNO ₃	

Tab. 7.8: Navržené složení solí pro různé aplikace [24]

Koncepce	T _{max}	Sůl	Slitina	Problémy a doporučené testy
MSRE		Li, Be, Zr, U/F	Hastelloy N	Radiační zkřehnutí
MSBR	704 °C	Li, Be, Th, U/F	2 % Ti Hastelloy NM	Intergranulární napadení telurem
MSBR	635 °C	NaF – NaBF ₄	2 % Ti Hastelloy NM	Plošná koroze
TMSR	750 °C	Li, Th, U/F	?	Testy: Vlastnosti / radiační / teplotní / pohánění čerpadlem
MOSART	720 °C	Li, Be, Na, An/F	1 % Al HN80MTY	

Tab. 7.9: Konstrukční materiály pro primární a sekundární okruh různých návrhů realizovaných reaktorů [24]

8 ZAHRANIČNÍ VÝSLEDKY POUŽITÝCH MATERIÁLŮ PRO REAKTORY S FLUORIDOVÝMI SOLEMI

Aplikace jaderného pohonu pro letadla (reaktor ARE), pro které byly MSR původně vyvinuty, vyžadují, aby palivová sůl pracovala při teplotách 850 °C. Zkušební reaktor ARE, který byl vyrobený z Inconelu 600 se solí na bázi Na, Zr, U/F, nebyl dostatečně odolný a korodoval při návrhové teplotě a také při dlouhodobém provozu. Stávající slitiny byly testovány na odolnost proti korozi při této teplotě a bylo zjištěno, že vyhovují jen dva materiály Hastelloy B (Ni, 28 % Mo, 5 % Fe) a Hastelloy W (Ni, 25 % Mo, 5 % Cr, 5 % Fe). Nicméně, oba materiály stárly při provozní teplotě a staly se velmi křehkými kvůli tvorbě intermetalických sloučenin niklu a molybdenu. Na druhou stranu Hastelloy B, ve kterém je chrom nahrazen molybdenem, vykazuje vynikající kompatibilitu s fluoridovými solemi při teplotách vyšších než 1 000 °C. Bohužel, Hastelloy B nemůže být použit v konstrukci vysokoteplotních systémů kvůli vlastnosti, že časem tvrdne – časová vytvrditelnost, špatné výrobě a odolnosti proti oxidaci (vnější část primárního okruhu bude vystavena dusíku obsahující dostatečný průnik vzduchu z návarku, což může způsobit oxidaci kovu). Zkoušky prováděné při teplotě 815 °C ukázaly, že slitiny na bázi niklu jsou lepší než slitiny na bázi železa. To vedlo k vývoji legované slitiny na bázi niklu, nazývané INOR-8 nebo Hastelloy N (viz tabulka 8.1), s obsahem Ni, 16 % Mo, 7 % Cr, 5 % Fe, 0,05 % C (hmotnostní %). Slitina obsahovala 16 % molybdenu pro zpevnění a dostatečné množství chromu k tomu, aby poskytl mírnou odolnost proti oxidaci na vzduchu, ale nestačí k vysokému stupni koroze v roztavené fluoridové soli. Hastelloy N má vynikající odolnost proti korozi vůči roztaveným fluoridům při teplotách výrazně nad očekávanými hodnotami v uspořádání MSR; kromě toho byla výsledná maximální rychlost koroze Hastelloyu N měřená v rozsáhlých zkouškách smyček Li, Be, Th, U/F při provozních teplotách reaktoru pod 5 μm/rok (viz tabulka 8.2). Vyšší redox potenciál nastavený v systému způsobil, že soli Li, Be, Th, U/F oxidují. V ORNL byla závislost rychlosti koroze proti průtoku speciálně testována v rozsahu rychlostí od 1 do 6 m/s. Bylo hlášeno, že vliv průtoku byl významný pouze během prvních 1 000 – 3 000 hodin.

Rychlost koroze nikl - chromových slitin/ocelí v neizotermické smyčce v počátečním období expozice je určena kinetikou oxidace chromu se solí a kinetikou rozpouštění CrF_2 na povrchu slitiny v kontaktu s roztavenou solí. Při stejných zkušebních parametrech (obsah nečistot v solném roztoku, složení roztavené soli, teplota, složení vzorků slitiny a materiálu smyčky) se rychlost přenosu hmoty CrF_2 z povrchu slitiny (rychlost koroze) určí jako tloušťka laminární viskózní difúzní podvrstvy, přes kterou ionty Cr^{2+} budou difundovat do proudu fluoridové soli. Čím vyšší je tok roztavené soli, tím je tenčí difúzní podvrstva a tím vyšší je koncentrační gradient iontů chromu v povrchové vrstvě, a tím také tok produktů koroze. Vzhledem k tomu, že difúzní poměr rozpuštěných iontů Cr^{2+} v roztavené soli je mnohem vyšší než rychlost difúze atomů chromu v pevné slitině, koncentrace chromu na povrchu konstrukčního materiálu se rychle snižuje. V krátké době dosahuje koncentrace chromu určité nízké hodnoty blízké rozpustnosti chromu v roztavené soli a difúzní tok iontů chromu v kapalně fázi od kraje ke středu proudu klesá na hodnotu rovnající se difúznímu toku chromu v pevné slitině z větší hloubky materiálu k povrchu, který je v kontaktu s roztavenou solí. V extrémním případě bude míra chromové koroze ve slitině omezena rychlostí její difúze v pevné slitině, pokud se ve smyčce na hranici "strukturní materiál - roztavená fluoridová sůl" nepoužívají metody k potlačení oxidace a rozpouštění chromu.

Slitina Hastelloy N byla jediným strukturním materiálem použitým v Li, Be, Zr, U/F u reaktoru MSRE a významně přispěla k úspěchu experimentu. Méně závažná koroze (méně než jeden μm za rok) byla zaznamenána u Hastelloy N, který byl v kontaktu s palivovou solí reaktoru MSRE při teplotách až $704\text{ }^{\circ}\text{C}$ po dobu 3 let (26 000 hod). Nejpozoruhodnějším pozorováním je téměř úplná nepřítomnost koroze u slitiny Hastelloy N během tříleté expozice v reaktoru MSRE chladicí soli Li, Be/F (viz tabulka 8.2). Dva hlavní problémy slitiny Hastelloy N, které si zasluhují další výzkum, se objevily během výstavby a provozu reaktoru MSRE. První problém Hastelloye N, používaného pro reaktor MSRE, byla skutečnost typu "radiační vytvrzování", a to kvůli hromadění hélia na hranicích zrn. Později bylo zjištěno, že modifikované slitiny, které měly jemné karbidové sraženiny uvnitř zrna, držely hélium a omezovaly tuto migraci na hranice zrn. Přesto je ještě žádoucí navrhnout dobře odstíněné reaktory, u kterých je omezena expozice stěny reaktorové nádoby od záření rychlých neutronů. Druhým problémem bylo zjištění drobných prasklin na vnitřním povrchu potrubí Hastelloy N u reaktoru MSRE. Bylo zjištěno, že tyto praskliny byly způsobeny štěpným produktem – telurem.

Složení slitiny upřednostněné na konci programu v ORNL v roce 1973 je uvedeno v tabulce 8.1, se složením standardního Hastelloye N. Když byl program ORNL znovu spuštěn v roce 1974. Nejvyšší prioritou byla otázka vlivu teluru a křehkosti. Malý kus fólie Hastelloye N z reaktoru MSRE byl zachován pro další studium. Telur byl ve vzorcích hojně nalezen a žádný jiný štěpný produkt nebyl přítomen v detekovatelných množstvích. Toto prokazatelně ukázalo, že za křehkost byl zodpovědný telur.

Značné úsilí bylo vynaloženo na hledání lepších metod vystavení zkušebních vzorků vlivu teluru. Nejreprezentativnější experimentální systém vyvinutý pro vystavení kovových vzorků teluru zahrnoval zavěšování vzorků v promíchávané nádobě soli s granulemi směsi Cr_3Te_4 a Cr_5Te_6 ležících na dně soli. Při velmi nízkém parciálním tlaku byl telur v rovnováze s Cr_3Te_4 a Cr_5Te_6 a expozice vzorků Hastelloyu N v této směsi vedla k závažným trhlinám podobným těm, které byly zaznamenány ve vzorcích z reaktoru MSRE.

Bylo zjištěno, že Hastelloy N vystavený soli obsahující sloučeniny teluru, jako jsou Li_xTe a Cr_yTe_x , pak hranice zrn vykazují křehkost, podobně jako materiál z reaktoru MSRE. Křehnutí je funkcí chemické aktivity teluru spojené se sloučeninou teluru. Kontrola oxidačního potenciálu soli v kombinaci s přítomností iontů chromu v soli (chladihu primárního okruhu) se zdá být účinným prostředkem k omezení telurové křehkosti ve slitině Hastelloy N.

Získané výsledky z ORNL na materiálech 304 SS a 316 SS, později v NRC - KI v Ruské federaci se shodují s výsledky na austenitických ocelích 12H18N10T a AP - 164. Tyto výsledky jsou získány pro rychlosti koroze při experimentech v roztavených směsích Li, Be, Th, U/F. Je možné, že roztavená sůl může být adekvátně redukována, aby umožnila použití slitin na bázi železa. Tato možnost musí být prováděna experimentálně, protože pro analytické stanovení nejsou k dispozici termodynamické a kinetické údaje.

V Sovětském svazu bylo v roce 1976 zahájeno testování materiálů pro palivo Th - U v reaktoru MSR v NRC - KI. Byl doložen dostupnými zkušenostmi nashromaděnými v programu ORNL reaktoru MSR na slitinách na bázi niklu pro soli obsahující palivo ve formě UF_4 . Jako základní byla zvolena slitina na bázi niklu - HN80MT (viz tabulka 8.1). Jeho složení (v hmotnostních %) je Ni - 7,0 Cr - 0,04 C - 1,7 Ti - 12,1 Mo. Předpokládaný rozvoj a optimalizace slitiny HN80MT se prováděl ve dvou směrech, zahrnující (1) zlepšení odolnosti slitiny vůči selektivní chromové korozi a (2) zvýšení odolnosti slitiny proti vlivu teluru.

Bylo testováno asi 70 různých legovaných vzorků slitiny HN80MT. Mezi těmito legujícími prvky byly W, Nb, Re, V, Al, Mn a Cu. Hlavní zjištění je, že legování hliníkem při zmenšení množství titanu o 0,5 % ukázalo významné zlepšení, jak korozních, tak mechanických vlastností slitiny. Chromová koroze dosáhla minimální hodnoty při obsahu hliníku v slitině ~ 2,5 %. Byl rovněž studován vliv ozáření na korozní aktivitu paliva. Ukázalo se, že při nejmenší hustotě energie 10 W/cm^3 v roztavené směsi LiF - BeF₂ - ThF₄ - UF₄, nedochází k žádné korozi vyvolané radiací.

Nakonec byla zkoumána koroze pod napětím. Je známo, že tahové napětí napomáhá otevírání mezikrystalových hranic a tím zvyšuje mezikrystalickou korozi a vytváří předpoklady pro mezikrystalické praskání. Studie neodhalily žádnou závislost mezikrystalické koroze na napětí až do hodnoty 240 MPa, což je 0,8 napětíového výtěžku materiálu a pětkrát vyšší než typické namáhání Li, Be, Th, U/F v konstrukci reaktoru MSR.

Výsledky kombinovaného zkoumání mechanických, korozních a radiačních vlastností různých slitin HN80MT umožnily navrhnout slitinu modifikovanou titánem a hliníkem, modifikovaly slitinu kontejnerových materiálu pro reaktorové kontejnerové materiály MSR. Tato slitina, nazývaná HN80MTY (nebo EK - 50), jejíž složení je uvedené v tabulce 8.1.

Ve smyčce vedoucí teplo provozované s roztavenou solnou směsí Li, Be, Th, U/F vzorky slitiny HN80MTY ukázaly maximální rychlost koroze do hloubky 6 μm za rok (viz tabulka 8.3), ovšem pro slitinu HN80MT to byla dvakrát nižší hodnota. Koroze byla doprovázena selektivním vylučováním chromu do roztavené soli, o čemž svědčí deseti násobné zvýšení koncentrace s ohledem na počáteční expozici po dobu 500 hodin. Podobné oxidační podmínky charakterizované stejným obsahem železných a niklových nečistot v soli probíhaly při testování standardní slitiny Hastelloy N na smyčce NCL - 21A (viz tabulka 8.2) provozované s roztavenými solemi Li, Be, Th, U/F v ORNL. Takže rychlost koroze na slitině Hastelloy N byla stejná jako u HN80MTY. Nicméně ve smyčce NCL - 21A byla maximální teplota o něco nižší (704 °C) než u experimentů na smyčce NRC - KI (750 °C) a kromě toho do okruhu nebyly přidány štěpné produkty obsahující telur. [3]

Prvek	Hastelloy – N	Alloy-NM, 1972	Alloy-NM, 1976	MONICR	HN80MT	HN80M - VI	HN80MTY	HN80MTW	EM-721
Cr	7,52	6 – 8	6 - 8	6,85	7,02	7,61	6,81	7,0	5,7
Mo	16,28	11 – 13	11 - 13	15,8	12,1	12,2	13,2	9,35	0,07
Ti	0,26	2	---	0,026	1,72	0,001	0,93	1,68	0,13
Fe	3,97	0,1	0,1	2,27	<0,33	0,28	0,15	<0,33	<0,05
Mn	0,52	0,15 – 0,25	0,15 – 0,25	0,037	<0,1	0,22	0,013	<0,1	0,086
Nb	---	0 - 2	1 – 2	<0,01	---	1,48	0,01	---	---
Si	0,5	0,1	0,1	0,13	<0,05	0,040	0,040	<0,05	0,065
Al	0,26	---	---	0,02	---	0,038	1,12	---	0,08
W	0,06	---	---	0,16	---	0,21	0,072	5,5	25,2
Cu	0,02	---	---	0,016	<<0,01	0,12	0,020	<0,1	---
Zr	---	---	---	0,075	---	---	---	---	---
B	<0,01	0,001	0,001	<0,003	<0,001	0,008	0,003	<0,0005	<0,0005
S	0,004	0,01	0,01	0,003	<0,001	0,002	0,001	<0,001	<0,00017
P	0,007	0,01	0,01	0,003	<0,001	0,002	0,002	0,02	<0,005
C	0,05	0,05	0,05	0,014	0,04	0,02	0,025	<0,0035	<0,002

Tab 8.1: Chemické složení niklových slitin [hmotnostní %] [3]

Testovaná smyčka	Strukturní materiál	Roztavená sůl [hmotnostní %]	Podmínky testování proudění				Teplota vzorku [°C]	Rychlost koroze [μm/rok]
			Typ proudění	T _{max} [°C]	ΔT _{max} [°C]	Expozice [h]		
NCL – 1255	Hastelloy - N, modif. 2% Nb	70LiF-23BeF ₂ -5ZrF ₄ - 1ThF ₄ - 1UF ₄	přirozené	704	90	80,439	---	---
NCL – 16	Hastelloy - N	66.5LiF-34BeF ₂ -0.5UF ₄	přirozené	704	170	28 000	660	1,0
	Hastelloy - N						675	0,5
	Hastelloy – N, modif. Ti ≤ 0.5						700	0,9
MSRE	Hastelloy -N	65LiF-29.1BeF ₂ -5.0-Zr F ₄ -0.9UF ₄	nucené	654	22	21 800	654	8,0
		66LiF-34BeF ₂	nucené	580	35	26 100	580	no
NCL – 15A	Hastelloy -N	73LiF-2BeF ₂ -5ThF ₄	přirozené	677	55	35 400	677	1,5
NCL – 18	Hastelloy -N	68LiF-20 BeF-11.7ThF-0.3UF ₄	přirozené	704	170	11 600	704	1,2
NCL – 21A	Hastelloy -N	71.7LiF-16BeF ₂ -12ThF ₄ -0.3UF ₄ [U(VI)/U(III) = 104]	přirozené	704	138	10 009	704	3,5
	Hastelloy –N, modif. 1% Nb		v = 1 cm/s				1 004	704
NCL – 23	Inconel 601	71.7LiF-16BeF ₂ -12ThF ₄ -0.3UF ₄ [U(VI)/U(III) = 40]	přirozené	704	138	721	704	≥ 34
		71.7LiF-16BeF ₂ -12ThF ₄ -0.3UF ₄ [U(VI)/U(III) = 40]	v = 1 cm/s					
NCL – 24	Hastelloy –N, modif. 3,4% Nb	68LiF-20 BeF-11.7ThF-0.3UF ₄	přirozené	704	138	1 500	704	2,5
FCL -2b	Hastelloy -N	71.7LiF-16BeF ₂ -12ThF ₄ -0.3UF ₄ [U(VI)/U(III) = 100]	nucené	704	138	4 309	704	2,6
FCL – 2b	Hastelloy –N, modif. 1% Nb	71.7LiF-16BeF ₂ -12ThF ₄ -0.3UF ₄ [U(VI)/U(III) = 100]	v = 2,5 – 5 m/s	704	138	2 242	704	0,4

Tab 8.2: Shrnutí testů korozní smyčky US ORNL pro fluoridové a palivové soli [3]

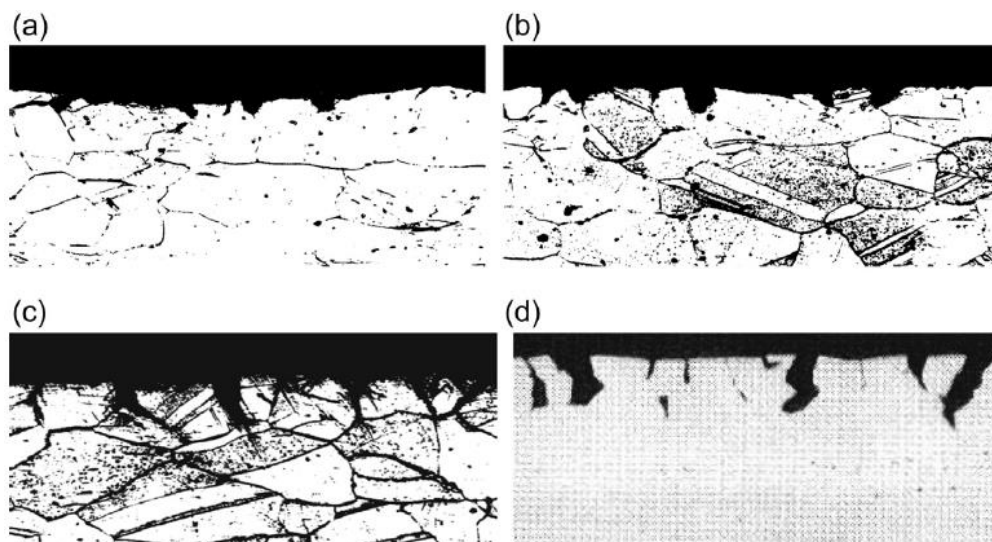
Smyčka	Sůl [mol %]	Materiál vzorku	T _{max} [°C]	ΔT _{max} [°C]	Výdrž [h]	Rychlost koroze [μm/rok]
Solaris	46.5LiF-11.5NaF-42KF	12H18N10T	620	20	3 500	50
		HN80MT				22
KI C1	92NaBF4-8NaF	12 x 18H10T	630	100	1 000	250
KI C2		AP-164	630	100	1 000	50
KI C3		HN80MT	630	100	1 000	12
KI F1	71.7LiF-16BeF ₂ -12ThF ₄ -0.3UF ₄ +Te	HN80MT	750	70	1 000	3,0
KI F2	71.7LiF-16BeF ₂ -12ThF ₄ -0.3UF ₄ + Te	HN80MTY	750	70	1 000	6,0
KI M1	66LiF-34BeF ₂ + UF ₄	12H18N10T	630	100	500	20
KURS-2	66LiF-34BeF ₂ + UF ₄	12H18N10T	750	250	750	25
VNITF	LiF-NaF-BeF ₂ + PuF ₃	HN80M-VI	700	100	1 600	5
		HN80MTY				5
		MONICR				19
KI Te1	LiF-NaFBeF ₂ + Cr ₃ Te ₄	HN80M-VI	700	10	400	3
		HN80MTY				3
		MONICR				15
KI Te2	LiF-BeF ₂ -ThF ₄ U ₄ +F ₄ +Te [U(VI)/U(III) = 4]	HN80M-VI	735	40	250	12
		HN80MTY				18
		HN80MTW				11
		EM 721				3
KI Te3	73LiF-27BeF ₂ +UF ₄ +Te [U(VI)/U(III) = 30]	Hastelloy N	800	40	250	21
		HN80MTY				8
		EM 721				22

Tab 8.3: Souhrn testů korozních smyček pro palivové a chladicí fluoridové soli provedených v Ruské Federaci, nebo dřívějším SSSR [3]

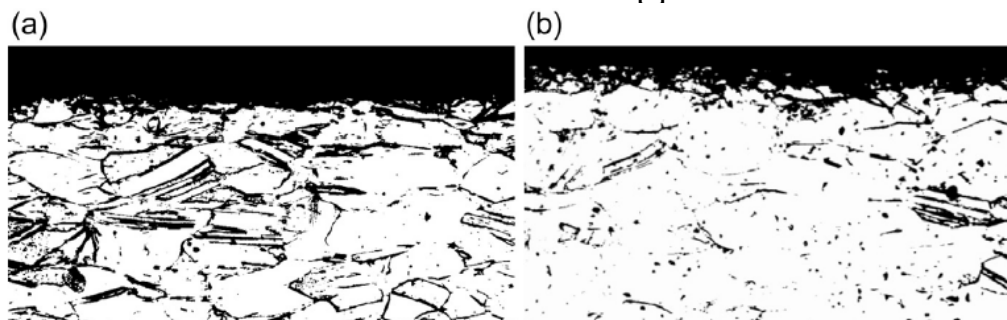
Slitina	Podmínky při korozním testu			Mechanické vlastnosti		
	Stav vzorků slitin	Čas expozice [h]	Teplota [°C]	σ_{02} [MPa]	σ_B [MPa]	δ [%]
HN80MTY	Před testováním (strukturní stav slitiny – kaleno ve vodě po žihání 1 h při 1 100 °C)			450	800	46
	Po testování ve smyčce	1 200	605 - 645	400	820	47
		1 200	650 – 695	410	815	53
MONICR	Před testováním (strukturální stav slitiny – stav dodaný Škoda J.S.)			510	760	52
	Po testování ve smyčce	1 200	605 - 645	515	760	50
		1 200	650 – 695	515	760	53
	Před testováním (strukturální stav slitiny – kaleno ve vodě po tepelně mechanické úpravě a žiháno 2 h při 1 100 °C)			540	890	35
	Po testování ve smyčce	1 200	605 – 645	545	900	33
		1 200	650 – 695	600	895	36
HN80M - VI	Před testováním (strukturní stav slitiny – tepelně zpracováno)			1 110	1 210	10
	Po testování ve smyčce	1 200	605 - 645	870	1 025	21
		1 200	650 – 695	725	970	35
	Před testováním (strukturní stav slitiny – kaleno ve vodě po tepelně mechanické úpravě a žihání 2 h při 1 100 °C)			470	800	47
	Po testování ve smyčce	1 200	605 – 645	400	780	50
		1 200	650 – 695	370	800	50

Tab 8.4: Mechanické vlastnosti slitin HN80MTY, MONICR, a HN80M - VI před a po korozních testech ve smyčce s vedením tepla [3]

Srovnání údajů o průběhu koroze s výsledky z ORNL naznačuje, že odolnost HN80MT a HN80MTY je vyšší než u standardní slitiny Hastelloy N. Tento závěr je potvrzen i fotografií mikro struktury vzorků slitin HN80MT a HN80MTY po korozi. Fyzické metalurgické studie byly provedeny na podélném metalografickém řezu vzorků, podrobeny zkoušce tahem (viz obr. 8.1 a 8.2).



Obr. 8.1 : Snímky mikrostruktury povrchové vrstvy slitiny Ni – Mo (zvětšeno 100x) po 500 hod exponování v tavenině obsahující telur ve směsi 71,7 LiF – 16 BeF₂ – 12 ThF₄ – 0,3 UF₄, (a) HN80MT izotermické testy, T_{expozice} = 600 °C; (b) HN80MT izotermické testy, T_{expozice} = 750 °C; (c) HN80MT neizotermické testy ve smyčce, T_{expozice} = 750 °C; (d) standardní Hastelloy N izotermické testy, T_{expozice} = 700 °C [3]

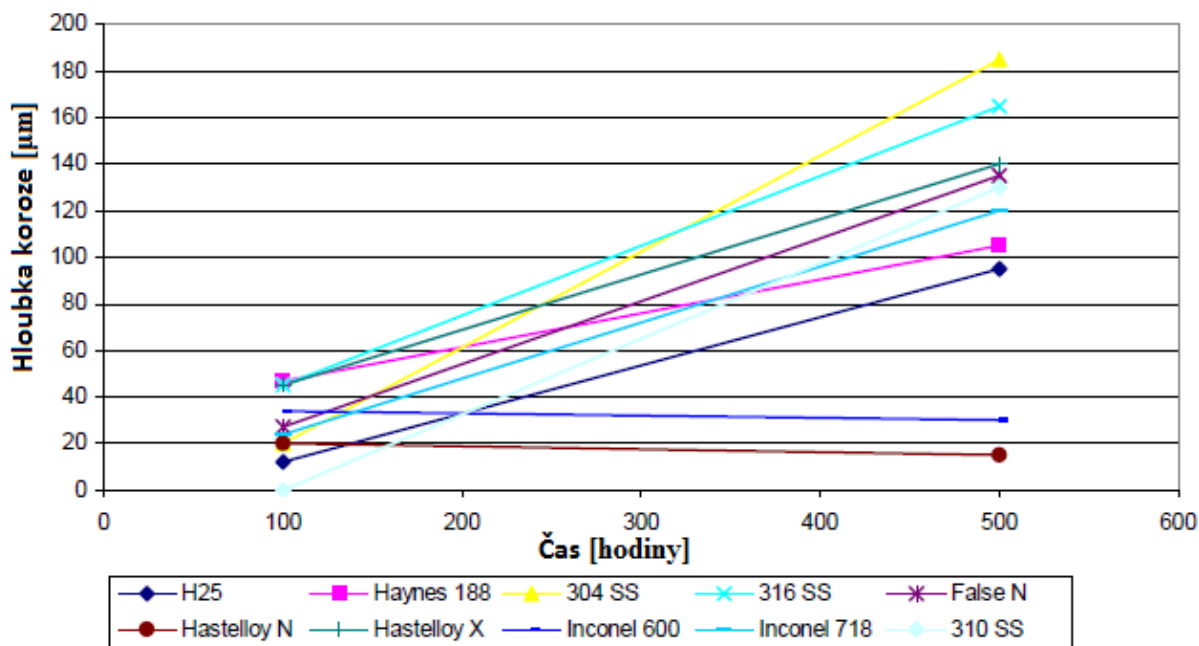


Obr. 8.2 : Snímky mikrostruktury povrchové vrstvy slitiny HN80MTY (zvětšení 100x) po 500 hod expozice v tavenině obsahující telur ve směsi 71,7 LiF – 16 BeF₂ – 12 ThF₄ – 0,3 UF₄, (a) izotermické testy, T_{expozice} = 750 °C; (b) neizotermické testy ve smyčce, T_{expozice} = 750 °C. [3]

Při statických podmínkách při teplotě $T = 600\text{ °C}$ dochází pouze k nepatrné tendenci (vývoji v čase) slitiny HN80MT k mezikrystalickým prasklinám a koroznímu poškození podél hranic zrn v hloubce 20 - 30 μm , poté při zvýšení teploty na 750 °C se hloubka prasklin zvýší již na 60 μm . Přechod na smyčkové podmínky testů při teplotě $T = 750\text{ °C}$ dává ještě přesnější výsledky mezikrystalovému praskání (ukazuje obr. 8.2).

Ve studiích koroze se ústřední pozornost soustředila na slučitelnost niklových slitin s roztaveným systémem solí Li, Na, Be/F aplikovaných na primární smyčce projektu MOSART, který byl poháněn různým složením aktinidů trifluoridů z vyhořelého paliva lehkého vodních reaktorů bez podpory U – Th – modifikování použitého paliva, palivem již použitým. Tyto studie (viz tabulka 8.3) obsahovaly: (1) test kompatibility mezi nikl molybdenovými slitinami a roztavenou solí o složení v mol % 15 LiF - 58 NaF - 27 BeF₂ v přirozené konvekční smyčce s měřením redox potenciálu; (2) studie vlivu přidávání PuF₃ v roztavené soli o složení v mol % 15 LiF - 58 NaF - 27 BeF₂ na kompatibilitu s nikl molybdenovými slitinami a (3) studie teluru v roztavené soli o složení v mol % 15 LiF - 58 NaF - 27 BeF₂ s nikl molybdenovou slitinou v zatěžovaných a nezatěžovaných podmínkách s měřením redoxního potenciálu. Pro tyto studie korozních zařízení byly zvoleny tři modifikované slitiny typu Hastelloy N, zejména HN80M - VI s 1,5 % niobu, HN80MTY s 1 % hliníku a MONICR s asi 2 % železa (viz tabulky 8.1 a 8.3).

Vzoroky slitin HN80M - VI a HN80MTY z horké části smyčky vystavené teplotám od 620 °C do 695 °C vykazovaly jednotnou rychlost koroze od 2 do 5 μm/rok. U slitiny MONICR byla tato hodnota až 20 μm/rok (viz obr. 8.4). [3]



Graf 8.1: Koroze na hranicích zrn v závislosti na době expozice (od 100 hod do 500 hod) při 797 °C v tavicím kelímku z hliníku pod 1 atm plynu argonu. Roztavená sůl je LiF – 19,5CaF₂. [27]

V Grafu 8.1 je ukázáno srovnání hloubky koroze při expozici různých materiálů v soli LiF – 19,5CaF₂. Toto je jediné srovnání tolika materiálů v jednom grafu, které se mi podařilo najít v dostupné literatuře. Je zde vidět, že největší nárůst koroze s největší hloubkou během expozice je u materiálu 304 SS. Nejmenší hloubka koroze je u materiálu Hastelloy N, ale u něj nastávají dva již zmíněné problémy. A to: „radiční vytvrzování“, kvůli hromadění hélia na hranicích zrn a tvorba prasklin vlivem rozpadového prvku teluru. Oba problémy je třeba dále řešit, ale v dostupné literatuře jsem nenašel podobná zkoumání.

Koroze ostatních materiálů byla už popsána výše, zde je ukázáno porovnání s jinými materiály.

9 ZÁVĚR

Účelem této práce bylo seznámit čtenáře s problematikou jaderných reaktorů IV. generace. Zaměření této práce je na reaktory chlazené fluoridovými solemi, kde je největší problém jejich korozní agresivita chladiva s konstrukčními materiály. V úvodní části jsou uvedeny korozní problémy pro stávající reaktory tzv. II. a III. generace. Dále je uvedeno i vyhodnocování radiačního i mechanického poškození během provozu reaktorů.

Z výsledků provedených výzkumů na materiálu MONICR plynou závěry uvedené v kapitole věnované slitině MONICR, kde jsou zpracovány nejdůležitější výstupy z řešení dané problematiky. Za mimořádné lze považovat výsledky testů pro určení rekrytalizačních podmínek typové řady MONICR a jejich zařazení do technologie výroby polotovarů. [10]

Z dostupných výsledků provedených výzkumů na materiálech v zahraničí vyplývá srovnání údajů o průběhu koroze s výsledky z ORNL. Toto srovnání naznačuje, že odolnost HN80MT a HN80MTY je vyšší než u standardní slitiny Hastelloy N. Tento závěr je potvrzen i fotografií mikro struktury vzorků slitin HN80MT a HN80MTY po korozi. [3]

Graf popisuje hloubku koroze v závislosti na čase pro vzorky z různých materiálů, které se nacházely v roztavené soli $\text{LiF} - 19,5 \text{ CaF}_2$. Je jediný graf tokového typu, který se mi podařilo najít v dostupné literatuře. Je zde vidět, že největší nárůst koroze s největší hloubkou během expozice je u materiálu 304 SS. Nejmenší hloubka koroze je u materiálu Hastelloy N, u kterého nastávají dva zmíněné problémy. A to: „radiační vytvrzování“, kvůli hromadění hélia na hranicích zrn a tvorba prasklin vlivem rozpadového prvku teluru. Oba problémy je třeba dále řešit, ale v dostupné literatuře jsem nenašel podobná zkoumání. Dále je na tomto grafu ukázáno porovnání průběhu koroze i na jiných materiálech.

Výhledový stav korozní problematiky a nových typů materiálů bude ekonomičtější díky miniaturizaci zkušebních vzorků aplikací Small Punch Testů a PC simulace. Na testech AUTOKLÁVu jsme si ověřili správnost postupných kroků ve vývoji experimentálních zařízení, trendy dalšího vylepšení a vývoje nových experimentálních zařízení. [10]

Problematika koroze, vlastností solí a materiálů se zaměřením na budoucí práci:

- 1) Návrh a řešení čištění solí a plynů pro měření a zvláště čištění solí pro smyčku.
- 2) Detailní návrh a výroba zařízení. Což bude v budoucnu základní náplň mého doktorského studia.
- 3) Provádění měření.
- 4) Další téma ke studiu je prodlužování životnosti jaderných zařízení.

Orientace ČR na vývoj niklové slitiny a optimalizace chemického složení u dalších experimentálních taveb niklové slitiny může splnit naše očekávání. [24]

10 POUŽITÁ LITERATURA

10.1 KNÍŽNÍ PUBLIKACE

- [1] Samuel Glasstone: *Základy inženýrstva jadrových reaktorov*, Vydavateľstvo Slovenskej akadémie vied v Bratislave 1961,
- [2] L. Mac Toth: *Application of Molten Salt Technology to akcelerátor driven transmutation technologies*, Oak Ridge, Tennessee 378 31 USA, 3td December, 1997,
- [3] Yvon Pascal: *Structural Materials for Generation IV Nuclear Reactors*, Elsevier, ISBN: 978-0-08-100912-3,
- [4] Ivan Hrivňák: *Materiály jadrových zariadení*, Bratislava, 1987,

10.2 ČLÁNKY V MONOTÉMATICKÝCH PUBLIKACÍCH

- [5] Václav Valenta: *Podklady pro projektové zadání transmutoru vyšších aktinidů na bázi fluoridových solí*, Ústav jaderné fyziky AV ČR, 250 68 Řež, Česká republika, červen 2003,
- [6] Václav Valenta: *Vliv chemie roztavených fluoridových solí na provoz smyček i návrh transmutoru*, Ústav jaderné fyziky AV ČR, 250 68 Řež, Česká republika, září 2002,
- [7] Hana Hauerová, Jan Šik: *AUTOKLÁV – Pevnostní výpočet*, Škoda JS, a.s., Plzeň, červen 2003,

10.3 PUBLIKACE NA INTERNETU

- [8] https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9260/public
- [9] https://cs.wikipedia.org/wiki/Mezinárodní_fórum_pro_IV._generaci

10.4 ČLÁNKY V ČASOPISECH, VE SBORNÍCÍCH, Z KONFERENCÍ APOD.

- [10] P. Hosnedl, V. Valenta et all – SKODA Plzen, C. Cabet, M. Delpech, C. Renault – CEA, France: *MOST Project (Molten Salt Transmutation Technology)*, 2003,
- [11] P. F. Peterson et all: *ORNL Reports*, 2006, 2007,
- [12] V. Valenta: *Vlastnosti slitiny MONICR ŠKODA JS*, Plzeň, 2003,
- [13] S. Fabre, C. Cabet, L. Cassayre, P. Chamelot, S. Delepech, J. Finne, L. Massot, D. Noel: *Use of electrochemical techniques to study the corrosion of metals in model fluoride melts*, (2013) Journal of Nuclear Materials, vol. 441 (n° 1-3). pp. 583-591. ISSN 0022-3115
- [14] P. Bílek, M. Farkašová: *Křehký a tvárný lom, lineární a elastoplastická lomová mechanika*, Žilina,
- [15] BROVCHENKO, Mariya. *Études préliminaires de sûreté du réacteur à sels fondus MSFR*. 2013, Université Grenoble Alpes

- [16] JASKIEROWICZ, S. *Chimie des mélanges de sels fondus: application à l'extraction réductrice d'actinides et de lanthanides par un métal liquide*. 2012, Université Paris Sud
- [17] DOLIGEZ, Xavier. *Influence du retraitement physico-chimique du sel combustible sur le comportement du MSFR et sur le dimensionnement de son unité de retraitement*. 2010, Institut National Polytechnique de Grenoble-INPG
- [18] FABRE, Stéphanie. *Comportement de métaux et alliages en milieux fluorures fondus*. 2009, Université de Toulouse, Université Toulouse III-Paul Sabatier.
- [19] NOURRY, Christophe. *Extraction électrochimique des lanthanides des milieux de fluorures fondus par formation d'alliages*. 2007, Université de Toulouse, Université Toulouse III-Paul Sabatier
- [20] RODRIGUES, Davide. *Solvatation du thorium par les fluorures en milieu sel fondu à haute température: application au procédé d'extraction réductrice pour le concept MSFR*. 2015, Université Paris-Saclay
- [21] KERGOAT, Mickaël. *Évaluation de la fluoroacidité en milieux de sels fondus*. 2014, Université de Toulouse, Université Toulouse III-Paul Sabatier
- [22] PAUVERT, Olivier. *Etude structurale de sels fondus d'intérêts nucléaires par RMN et EXAFS haute température*. 2009, Université d'Orléans.
- [23] D. F. WILLIAMS, L. M. TOTH, and K. T. CLARNO, *Assessment of Candidate Molten Salt Coolants for the Advanced High – Temperature Reactor (AHTR)*, ORNL/TM-2006/12, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee (2006)
- [24] P. Hosnedl, V. Valenta, et al – SKODA Plzen, C. Cabet, M. Delpech, C. Renault – CEA, France: MOST Project (Molten Salt Transmutation Technology), 2003
- [25] Hron M., Rataj J., Matal O., Hosnedl P., Uhlíř J. Vočka R., Rypal V., Mikisek M.: *Jaderný transmutační systém SPHINX s kapalným jaderným palivem na bázi roztavených fluoridů*, ČR, leden 2009
- [26] Bardet P., Blanford E., Fratoni M., et al: *Design, Analysis and Development of the Modular PB – AHTR*, Department of Nuclear Engineering, University of California, Berkley, USA, červen 2008
- [27] Olson Luke: *Materials Corrosion in Molten LiF – NaF – KF Eutectic Salt*, University of Wisconsin – Madison, 2009

11 PŘÍLOHA č. 1

FOTOGRAFIE JEDNOTLIVÝCH ČÁSTÍ AUTOKLÁVU A JEHO SESTAVY



Obr. P.1.1 : První verze systému AUTOKLÁV [25]



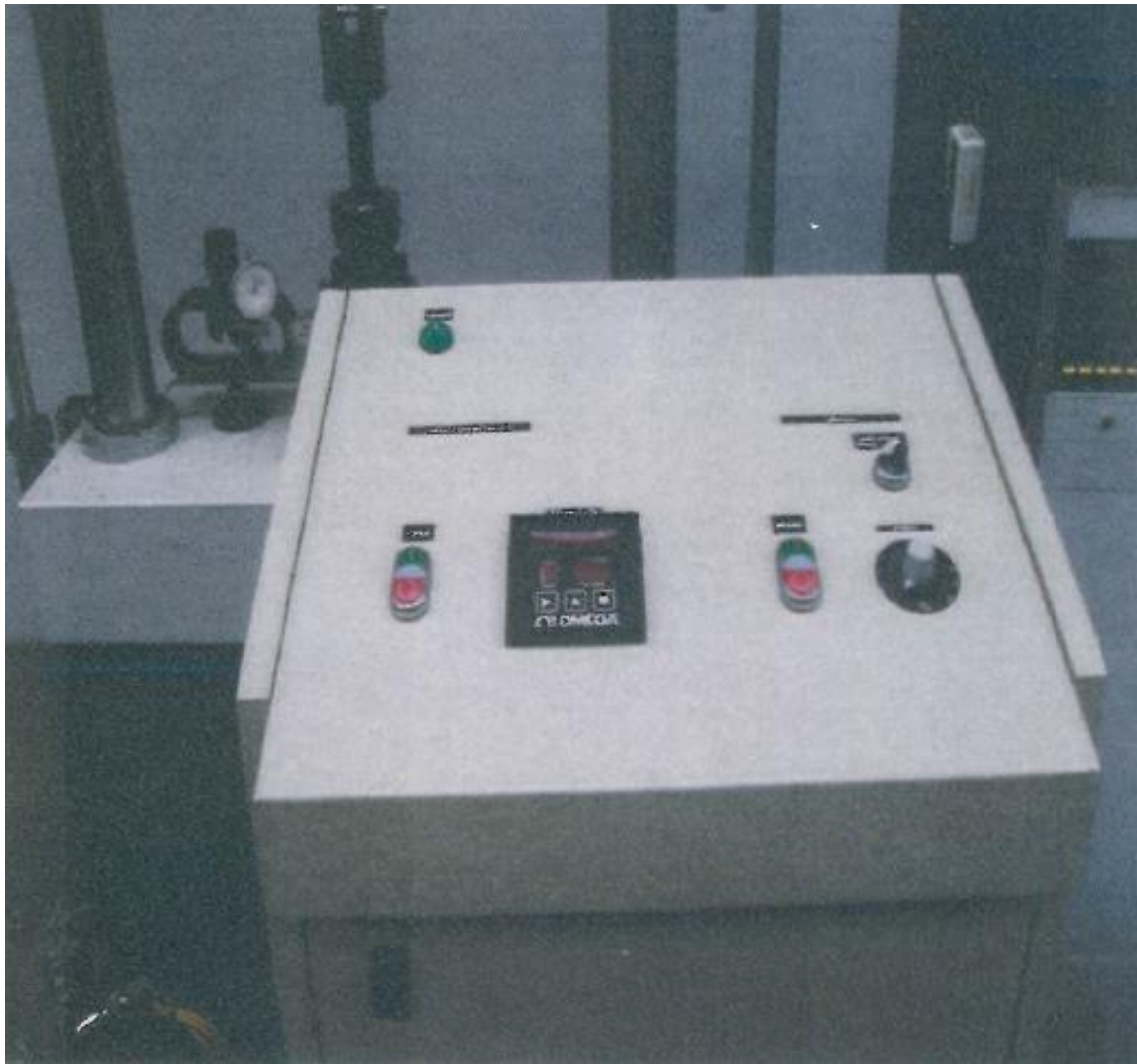
Obr. P.1.2 : Finální verze systému AUTOKLÁV ve smyčkovém uspořádání [25]



Obr. P.1.3 : Tavicí nádoba pro natavení fluoridových solí



Obr. P.1.4 : Celkový pohled na ovládací pult s AUTOKLÁVem, pecí a řídicí jednotkou



Obr. P.1.5 : Vnější uspořádání ovládacího pultu