

TESTOVÁNÍ KONSTRUKČNÍCH MATERIÁLŮ PRO VYSOKOTEPLTNÍ PLYNEM CHLAZENÉ REAKTORY

Jan Berka

Centrum výzkumu Řež, s.r.o., Husinec-Řež, Hlavní 130, 25068 Řež, jan.berka@cvrez.cz
Vysoká škola chemicko-technologická v Praze, Technická 1905, 16628 Praha 6, jan.berka@vscht.cz

Vysokoteplotní plynem chlazené jaderné reaktory patří mezi koncepty tzv. reaktorů IV. generace. Na výzkumných projektech zaměřených na uvedené jaderné reaktory se podílejí i české výzkumné i průmyslové organizace. V rámci výzkumu materiálů pro plynem chlazené reaktory byla, mimo jiné, zkoumána degradace vysokoteplotních ocelí P91 a 316 v heliu obsahujícím stopové koncentrace nečistot (CO , CO_2 , CH_4 , H_2 , H_2O , O_2 , N_2) při $750\text{ }^\circ\text{C}/1000$ hod. Po expozici bylo zkoumáno složení korozních vrstev, změny mikrostruktury a změny mechanických vlastností materiálů. V příštích letech jsou plánovány testy dalších vysokoteplotních niklových slitin a slitiny Incoloy 800 H v plyné atmosféře při teplotách až $900\text{ }^\circ\text{C}$.

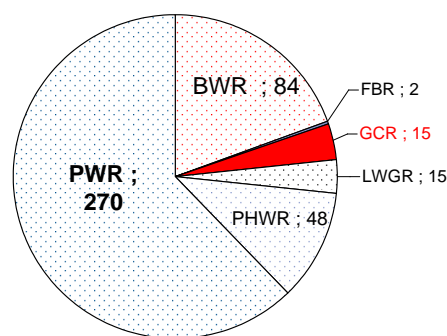
Došlo 4. 11. 2013, přijato 6. 12. 2013

1. Úvod

Pokročilé jaderné reaktory tzv. IV. generace by měly dosahovat vyšší účinnosti při konverzi jaderné energie na energii elektrickou, některé typy by měly umožnit přímé využití procesního tepla při technologických procesech (např. výrobě vodíku) [1]. Z toho důvodu se u těchto typů reaktorů počítá s využitím jiných typů chladiv než u současných nejrozšířenějších typů jaderných reaktorů, a také pracovní teplota chladiva by měla být vyšší. Do skupiny reaktorů IV. generace patří mimo jiné dva typy reaktorů, jejichž primárním chladivem by mělo být helium, pracovní teplota chladiva by se u plynem chlazených reaktorů měla pohybovat cca mezi $500 - 1000\text{ }^\circ\text{C}$, v případě některých konceptů se předpokládá horní mez o něco nižší. Vyšší teploty chladiva v kombinaci s dalšími parametry systémů (tlak, průtok, neutronový tok v aktivní zóně reaktoru) kladou vysoké nároky na odolnost konstrukčních materiálů, proto je jeden z výzkumných programů reaktorů generace IV. právě na konstrukční materiály zaměřen. V rámci tohoto výzkumného programu jsou prováděny výzkumné aktivity zaměřené na ověření odolnosti stávajících materiálů při podmínkách simulujících provoz reaktoru i vývoj a ověření inovovaných i nových materiálů.

2. Jaderné reaktory chlazené plynem

Zastoupení jednotlivých typů jaderných reaktorů ve světě je znázorněno v grafu na obr. 1. Není překvapivé, že nejvíce zastoupeným typem je lehkovodní tlakovodní reaktor (PWR, tento typ je využíván i v českých jaderných elektrárnách Temelín a Dukovany) [2]. Plynem chlazených energetických reaktorů je dle databáze IAEA – PRIS (Power Reactor Information System) provozováno v r. 2013 celkem 15, jedná se o reaktory typu AGR (Advanced Gas Reactor) chlazené CO_2 a moderované grafitem, nacházející se ve Velké Británii. Plynem chlazený reaktor byl instalován i v první československé jaderné elektrárně A1 v Jaslovských Bohunicích [3, 4].



Obr. 1 Zastoupení jednotlivých typů jaderných reaktorů ve světě: PWR – tlakovodní reaktor, BWR – lehkovodní varný reaktor, FBR – rychlý množivý reaktor, GCR – plynem chlazený reaktor, LWGR – lehkovodní grafitový reaktor, PHWR – těžkovodní reaktor (CANDU) [2]

Možné rozdělení plynem chlazených reaktorů je uvedeno v tabulce 1. Jako primární plynná chladiva jaderných reaktorů jsou využívány CO_2 nebo helium. Zejména při využití helia, které je inertním plynem, a proto nereaguje s konstrukčními materiály, lze dosáhnout velmi vysokých teplot chladiva na výstupu z aktivní zóny reaktoru a tím i vyšší účinnosti při konverzi tepelné energie na elektrickou energii.

Helium chlazené vysokoteplotní reaktory byly vyvíjeny v 60. až 80. letech v Německu a USA, v těchto zemích byly provozovány i demonstrační elektrárny využívající jako primární chladivo helium, turbina byla umístěna v paro-vodním sekundárním okruhu.

Max. teplota chladiva dosažená v demonstračních elektrárnách byla $750\text{ }^\circ\text{C}$ (THTR – Německo) až $775\text{ }^\circ\text{C}$ (Fort St. Vrain – USA), v experimentálních vysokoteplotních reaktorech se podařilo dosáhnout až $950\text{ }^\circ\text{C}$ (HTTR – Japonsko, AVR – Německo) [5]. Pro porovnání - maximální teplota chladiva v tlakovodním reaktoru (PWR) dosahuje max. cca $325\text{ }^\circ\text{C}$. Vysokoteplotní reaktory v USA a Německu byly již odstaveny, poslední v r. 1989.

Tabulka 1 Rozdělení plynem chlazených jaderných reaktorů

Primární chladivo	Moderátor	Označení (název)	Rozšíření/poznámka
CO ₂	D ₂ O	HWGCR	První energetický blok v ČSSR – A1 Jaslovské Bohunice, podobné byly i ve Francii a Německu, dnes už nejsou v provozu
CO ₂	grafit	MAGNOX/AGR	Velká Británie
Helium	grafit	HTR, HTGR, vysokoteplotní reaktor	V minulosti Německo a USA, dnes jen 2 výzkumné reaktory (Čína a Japonsko)
Helium	Rychlý reaktor bez moderátoru	GFR	Dosud nebyl postaven

HWGCR – Heavy Water Gas Cooled Reactor, AGR – Advanced Gas cooled Reactor, HTR – High Temperature Reactor, HTGR – High Temperature Gas cooled Reactor, GFR – Gas Fast Reactor

V současnosti jsou v provozu pouze dva výzkumné reaktory tohoto typu s tepelným výkonem 10 MW – konkrétně v Číně (HTR – 10) a v Japonsku (HTTR) [6]. V r. 2013 se v databázi IAEA – PRIS (International Atomic Energy Agency – Power Reactor Information System) [2] objevila informace o výstavbě jednoho reaktoru typu HTGR o elektrickém výkonu 200 MW. S největší pravděpodobností se jedná o čínský demonstrační reaktor HTR – PM [7].

Z reaktorů HTR přímo vychází koncept „velmi vysokoteplotního reaktoru“ – VHTR, který patří mezi 6 konceptů tzv. reaktorů IV. generace [1]. Teplota chladiva tohoto reaktoru by měla dosáhnout až 1000 °C, uvažuje se především pro přímé využití tepla produkovaného reaktorem v technologických procesech (tzv. kogeneraci), např. výroba vodíku, metalurgie, atd. Tato myšlenka není zcela nová, projekty zaměřené na využití tepla z reaktoru HTR pro zplyňování uhlí byly v Německu řešeny již v 70. letech 20. století [8]. Pro některé koncepty VHTR se dále uvažuje umístění plynové turbíny do primárního okruhu, čímž by bylo dosaženo vyšší účinnosti při výrobě elektrické energie než u dvouokruhových elektráren HTGR, navíc by došlo ke zjednodušení designu reaktoru.

Mezi reaktory IV. generace patří i heliem chlazený rychlý reaktor (GFR) [1]. Reaktor tohoto typu ještě nebyl postaven ani provozován, všechny rychlé reaktory byly chlazeny taveninou kovů, v případě demonstračních elektráren bez výjimky tekutým sodíkem [4]. Tento reaktor je předmětem výzkumu a vývoje, prvním demonstračním reaktorem tohoto typu by mohl být reaktor ALLEGRO [9], do projektů zaměřených na vývoj toho-

to reaktoru jsou zapojeny instituce i z České republiky. V GFR by mělo být dosaženo teploty chladiva až 850 °C, teoreticky by mohl být tedy reaktor využitelný i pro kogeneraci.

3. Materiály pro vysokoteplotní reaktory

Vysoká teplota chladiva a další provozní parametry kladou značné nároky na odolnost použitých konstrukčních materiálů, proto jsou materiály jednou z důležitých oblastí výzkumu a vývoje vysokoteplotních i rychlých plynem chlazených reaktorů. Konstrukční materiály pro plynem chlazené reaktory lze rozdělit na nekovové a kovové [10 - 13]. Mezi nekovové materiály patří grafit, který se používá jako moderátor, reflektor a zároveň jako hlavní konstrukční materiál aktivní zóny reaktorů HTR a VHTR, dále keramické materiály (známý je zejména SiC, který by měl být hlavní konstrukčním materiálem jádra plynem chlazených rychlých reaktorů. Mezi kovové materiály patří vysokoteplotní austenitické (např. 316) a feritické oceli (např. P91, P92 atd.), pro nejvíce tepelně namáhané komponenty speciální chromniklové slitiny (nejvíce se uvádějí 800 H, Hastelloy X/XR, Haynes 230, Inconel 617, a další). Další speciální slitiny se uvažují pro výrobu plynových turbin pro VHTR [10].

Konstrukční materiály jsou v provozních podmínkách vysokoteplotních reaktorů namáhány vlivem fyzikálních podmínek – tj. teploty, tlaku a neutronového toku v aktivní zóně reaktoru, dále jsou vystaveny koroznímu a eroznímu působení plynného chladiva [5, 10].

V případě kovových materiálů může vlivem vysoké teploty dojít k trvalým změnám struktury a mechanických vlastností [5]. Při vysoké teplotě dochází také k tečení materiálů (creep), proto je odolnost vůči vysokoteplotnímu creepu jedním ze sledovaných parametrů u kandidátských materiálů pro vysokoteplotní reaktory [10]. V případě nekovových materiálů (zejména grafitu) jsou důležitými parametry změna rozměrů při působení neutronového záření v aktivní zóně reaktoru a odolnost vůči oxidaci [13].

Ke korozi kovových materiálů v HTR chladivu dochází vlivem nečistot, které toto chladivo zpravidla obsahuje. Průměrné koncentrace těchto nečistot zjištěné při stabilním provozu prototypů HTGR jsou uvedeny v tabulce 2 [5], za některých okolností (najíždění, průnik vody, vzduchu nebo maziv do primárního okruhu, atd.) mohou být koncentrace nečistot daleko vyšší. Navíc celkový tlak chladiva v reaktoru je v řádu jednotek MPa (pro VHTR a GFR se uvádí tlak 7 – 9 MPa), parciální tlaky nečistot jsou tedy adekvátně vyšší, než v plynu při atmosférickém tlaku. Jedná se o vysokoteplotní chemickou korozi, při které dochází k nauhličení, oduhlíčení, popř. oxidaci některých složek kovových slitin (zpravidla Cr, Al, Ti a dalších). Konkrétní mechanismus závisí na poměru parciálních tlaků nečistot, zejména CO, H₂O a CH₄, pakliže koncentrace O₂ v prostředí je zanedbatelná [10, 14]. Důležitá je existence tzv. kritické teploty, její konkrétní hodnota závisí na složení slitiny

ny i plynné atmosféry. Hodnota kritické teploty se v případě vysokoteplotních slitin uvažovaných pro HTR a VHTR pohybuje zhruba kolem 900 °C. Pod touto teplotou je možné při optimálním poměru parciálních tlaků plynných nečistot dosáhnout stavu, při kterém vznikne na povrchu slitin kompaktní korozní vrstva, která brání další korozi. Nad kritickou teplotou již k vytvoření kompaktní ochranné vrstvy nemůže dojít, vždy dochází ke kontinuální oxidaci, oduhlíčení nebo nauhličení slitiny v závislosti na parciálních tlacích nečistot [14].

Tabulka 2 Nečistoty v chladivu prototypů vysokoteplotních reaktorů při ustáleném provozu (10^{-4} % obj.) [5]

Prototyp	Druh nečistoty						
	H ₂ O	H ₂	CO	CO ₂	CH ₄	O ₂	N ₂
Dragon	0,1	0,1	0,05	0,02	0,1	0,1	0,05
Peach Bottom	0,5	10	0,5	<0,05	1,0	-	0,5
Fort St. Vrain	1	7	3	1	0,1	-	-
AVR	0,15	9	45	0,25	1		22
THTR	<0,01	0,8	0,4	0,2	0,1		0,1

Mimo nečistoty uvedené v tabulce 2 se v plynném chladivu vyskytuje ještě prach, který způsobuje erozi povrchů komponent reaktoru [10].

4. Projekty zaměřené na výzkum materiálů pro plynem chlazené reaktory v ČR

Česká republika je zastoupena v mezinárodních konsorciích řešících projekty zaměřené na plynem chlazené reaktory. Jako příklad lze uvést projekt ARCHER (Advanced High-Temperature Reactors for Cogeneration of Heat and Electricity R&D) [15] financovaný Evropskou unií v rámci 7. rámcového programu. Projekt je plánován na 4 roky (2011 – 2015), konsorcium tvoří 33 organizací z evropských zemí. Za ČR je v projektu zapojena společnost Centrum výzkumu Řež s.r.o., která se v rámci projektu podílí na úkolech souvisejících s testováním vysokoteplotních slitin. Další projekty financované v rámci 7. rámcového programu jsou zaměřeny na rychlé plynem chlazené reaktory, např. projekt GoFastR (European Gas Cooled Fast Reactor) ukončený v r. 2013 (24 řešitelských organizací, z ČR Centrum výzkumu Řež, s.r.o.) a ALLIANCE

(Preparation of ALLEGRO - Implementing Advanced Nuclear Fuel Cycle in Central Europe) s dobou řešení 2012 – 2015 (9 řešitelských organizací, z ČR ÚJV Řež a.s. a Centrum výzkumu Řež s.r.o.).

Výzkum materiálů pro vysokoteplotní reaktory je podporován také v rámci projektů financovaných domácími poskytovateli podpory, dříve např. Ministerstvem průmyslu a obchodu (MPO), v současnosti Technologickou agenturou ČR (TAČR). Z již ukončených projektů zaměřených na konstrukční materiály lze jmenovat projekt financovaný MPO „Vysokoteplotní plynové systémy“ řešený v letech 2006 – 2010 [16] ve spolupráci ÚJV Řež a.s. a VŠCHT Praha s celkovým rozpočtem 24,5 mil. Kč. Řešení projektu bylo úzce spojeno s výstavbou nového velkého experimentálního zařízení – tzv. vysokoteplotní heliové experimentální smyčky v Řeži, během projektu byly započaty aktivity ve výzkumu materiálů a technologii pro vysokoteplotní reaktory, tyto aktivity nyní pokračují v rámci návazných projektů. Mezi výstupy projektu patří 8 článků v odborných časopisech, 7 článků v konferenčních sbornících a 10 výsledků aplikovaného výzkumu (poloprovozy, prototypy a ověřené technologie [16].

Z nových projektů lze zmínit projekt financovaný TAČR v programu alfa „Materiály pro pokročilé jaderné reaktory a další energetické aplikace“, na jehož řešení se podílí celkem pět organizací příjemce podpory je Centrum výzkumu Řež s.r.o., dalšími řešiteli jsou ÚJV Řež a.s., VŠCHT Praha, ESTCOM CZ – oxidová keramika a.s. [17] a Prague Casting Services a.s. [18]. Doba řešení tohoto projektu je plánována na r. 2013 – 2016, celkový rozpočet projektu je 51,5 mil. Kč [19].

5. Experimenty provedené v rámci projektů

V současnosti jsou k dispozici výsledky projektu MPO [16] a částečně projektu ARCHER. V rámci těchto projektů byly testovány vysokoteplotní oceli: feritická P91 a austenitická 316, složení těchto ocelí je uvedeno v tabulkách 3 a 4. Tyto oceli jsou na seznamu kandidátských materiálů pro vysokoteplotní reaktory [10], navíc bylo plánováno jejich využití pro výrobu některých komponent vysokoteplotní heliové experimentální smyčky HTHL [20, 21], která byla v době řešení zmíněného projektu ve výstavbě.

V případě testované oceli 316 se obsah Cr, Ni a Mo pohyboval u spodní normované meze, což by mohlo mít vliv na korozní odolnost materiálu.

Tabulka 3 Chemické složení testované oceli 316 (% hm.)

Prvek	C	Si	Mn	P	S	Cr	Mo	Ni	Co	N	Fe
Min						16,50	2,00	10,00			Bal.
Max.	0,021	0,34	1,73	0,027	0,025	16,50	2,03	10,03	0,120	0,0320	Bal.

Tabulka 4 Chemické složení testované oceli P91 (% hm.)

Prvek	C	S	Mn	Si	P	Cu	Ni	Cr	Mo	V
Obsah	0,12	0,002	0,36	0,39	0,011	0,041	0,034	10,06	0,88	0,22
Prvek	Ti	W	Co	Nb	As	Sb	Sn	Al _{celk}	N	Fe
Obsah	0,007	<0,005	<0,003	0,052	0,003	0,001	0,002	0,005	0,065	Bal

Ocel P91 prošla tepelnou úpravou žiháním při 1030 °C/1 hod. + 680 °C/4 hod. a poté byla zchlazena na vzduchu. Vzorky pro testování byly vyrobeny z tyčí v případě oceli P91 o průměru 91 mm a v případě oceli 316 o průměru 30 mm. Pro korozní testy byly vyrobeny vzorky o rozměrech 5 x 2 x 40 mm, pro testy lomové houževnatosti vzorky 4 x 3 x 27 mm opatřené vrubem a předcyklovanou trhlinou. Tyto vzorky byly testovány v sériích po 8 vzorcích pro získání jedné hodnoty lomové houževnatosti. Vzorky byly vystaveny působení helia obsahujícího nečistoty typické pro chladivo vysokoteplotních plynem chlazených reaktorů (viz tabulka 5) při teplotě 750 °C po dobu až 1000 hod. při atmosférickém tlaku a průtoku 0,1 l.min⁻¹. Aparatura v době provedení testů ještě nebyla vybavena kontrolou koncentrace zbytkové vlhkosti v plynu, dle pozdějších měření lze odhadnout její obsah na cca 0,001 obj. %. Testovací aparatura se skládala z trubkové pece s křemennou retortou, do které byla přiváděna plynná směs z tlakové láhve, vzorky byly umístěny uprostřed retorty v držáku.

Tabulka 5 Složení plynné atmosféry při korozních testech

Složka	CO	O ₂	CH ₄	CO	H ₂	Helium
Koncentrace (10 ⁻⁴ obj. %)	1	2	35	250	400	Bal.
Parciální tlak (Pa)	0,1	0,2	4,5	25	40	

Po expozici byly provedeny testy lomové houževnatosti metodou cyklického zatěžování, zjištěné hodnoty byly porovnány s hodnotami zjištěnými u neexponovaných vzorků. Metodika provedení testů lomové houževnatosti a její aplikace byla provedena na ČVUT v Praze – Fakultě jaderné a fyzikálně inženýrské (FJFI). Dále bylo zkoumáno složení korozních vrstev v příčném řezu pomocí elektronové mikroskopie (SEM-EDX) a Glow Discharge Optical Emission Spectroscopy (GD-OES) [22], vyhodnoceny byly i změny mikrostruktury oceli. V neposlední řadě byly také zjištěny změny hmotnosti vzorků před a po expozici vztažené na jednotku plochy vzorků.

Bylo zjištěno, že neexponovaná ocel 316 vykazovala při zkoušce lomové houževnatosti výrazně větší odolnost proti šíření trhliny, než ocel po 1000 hod. expozice při 750 °C v heliu. Hodnota $J_{0,2}$ klesla z původních 62 na 21 J.cm⁻², tj. cca o 67 %. Oproti tomu hodnota $J_{0,2}$ v případě oceli P91 se po expozici téměř vůbec oproti výchozímu stavu nezměnila. Lze předpokládat, že změny lomové houževnatosti nebyly vyvolány ani tak ko-rozním působením plynné atmosféry, jako spíše změnami

struktury materiálu dlouhodobým působením vysoké teploty. Pro potvrzení této domněnky by však bylo třeba provést další testy. Na povrchu vzorků po expozici byla identifikována korozní vrstva, dle výsledků SEM-EDX liniové analýzy a GD-OES tvořená převážně oxidy chromu a manganu, naopak cca 10 – 20 μm pod povrchem vzorku se vyskytuje zóna ochuzená o chrom. Tloušťka korozní vrstvy byla určena jednak s grafu GD-OES nebo liniového scanu dle průsečíku křivky obsahu chromu a železa v kovu, jednak bylo také provedeno přímé měření z mikroskopického snímku průřezu vzorkem. Závislost tloušťky korozní vrstvy zjištěné z grafu GD-OES a liniového scanu na době expozice vzorků je znázorněna v grafu na obr. 2a. Přímým měřením po 1000 hod. expozici byla zjištěna tloušťka korozní vrstvy kolem 2 μm, obě metody mohou být z různých důvodů (např. nehomogenitou korozní vrstvy) zatíženy určitou chybou. Závislost změny hmotnosti vzorků na době expozice je znázorněna v grafu na obr. 2b. Z těchto výsledků lze usuzovat, že ocel 316 vykazovala za daných podmínek vyšší korozní odolnost.

Změny mikrostruktury testovaných ocelí po expozici lze sledovat na obr. 3 a 4. V případě oceli 316 došlo po 500 h expozice k rozpadu δ-feritu na částice a sekundární austenit a k vyloučení hrubých částic zejména po hranicích zrn. Po expozici 1000 h. došlo k dalšímu rozpadu δ-feritu a k vyloučení částic po hranicích zrn i v matici. Vyloučené částice mají různý stupeň šedi a lze očekávat směs několika druhů karbidů (M₂₃C₆, M₆C) a intermetalických fází (δ, η, χ). V případě oceli P91 došlo po expozici k vyloučení karbidů, ke zhrubnutí částic a zvýraznění struktury.

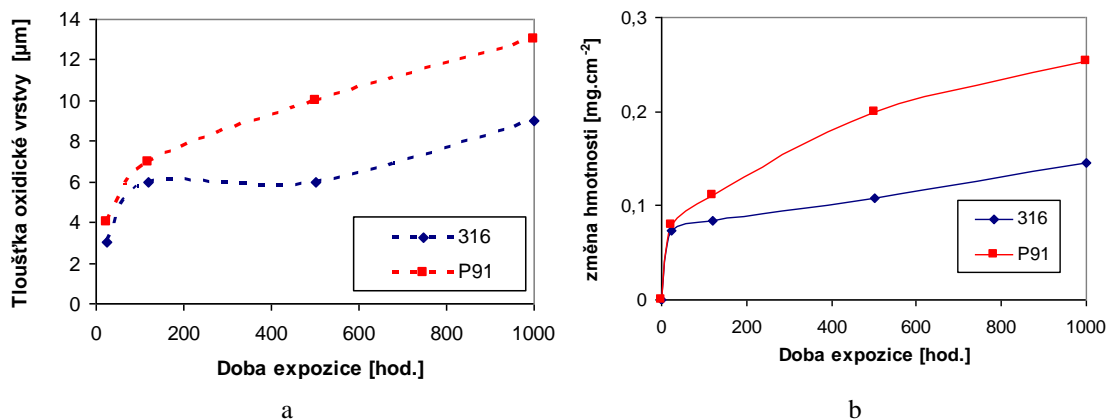
6. Další plánované testy

V rámci projektu ARCHER a zejména projektu TAČR jsou plánovány další testy zaměřené na odolnost a změnu vlastností materiálů pro vysokoteplotní aplikace. Některé z těchto testů byly již zahájeny. Jedná se např. o testování slitiny 800 H při teplotách do 760 °C, která je jedním z materiálů uvažovaných pro výrobu výměníků vysokoteplotních reaktorů. Další testy vysokoteplotních slitin jsou plánovány ve spolupráci s firmou Prague Casting Services a.s. Tato společnost se zabývá výrobou komponent pro vysokoteplotní aplikace, např. spalovacích a leteckých turbin, při výrobě je využívána tzv. metoda přesného lití pomocí vytavitelného modelu [23]. Většina slitin využívaných při výrobě se shoduje se slitinami uváděnými jako kandidátské materiály pro vysokoteplotní reaktory [10]. Při výše zmíněné metodě výroby vzniká poměrně velké množství odpadu (vratu) slitin, které se znovu taví a vrací do

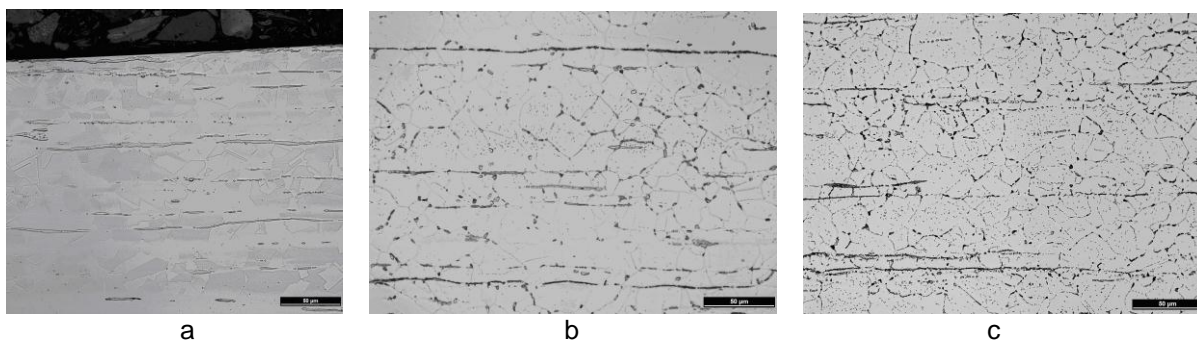
výroby. Jedním z cílů projektu je zjistit, zda se materiál vyrobený z tohoto vratu liší svými vlastnostmi a odolností vůči degradaci v plynné atmosféře při vysoké teplotě od slitiny dodávané ze sléváren (tzv. virgin materiál). Jsou plánovány testy slitin Inconel 738 a 713, oceli N155, případně i slitiny Hastelloy X, XR při teplotách do 900 °C. Chemické složení slitin je uvedeno v tabulce 6.

Dále je plánováno testování keramických materiálů na bázi Al_2O_3 ve spolupráci s firmou ESTCOM a.s., zkoumány budou např. změny mechanických vlastností

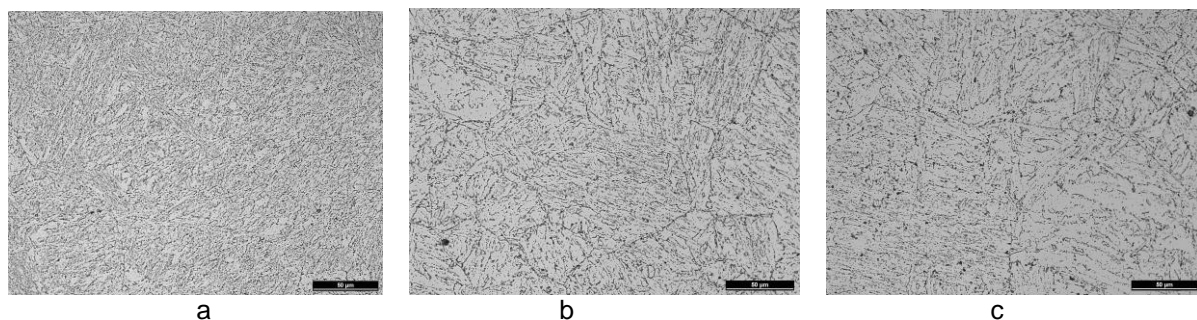
po expozici v heliu při teplotách do 900 °C a vodě s nadkritickými parametry. Dále je plánováno testování elektrických vlastností keramických materiálů při vysoké teplotě. Tyto keramické materiály jsou uvažovány také jako jeden z konstrukčních materiálů pro reaktory chlazené plynem, zejména pro komponenty, které nejsou přímo vystaveny neutronovému záření [12]. Pro testy bude využita i vysokoteplotní heliová smyčka [21, 22], speciálně vyvinutá pro testování materiálů pro vysokoteplotní reaktory.



Obr. 2 a: Tloušťka korozní vrstvy na vzorcích oceli P91 a 316, b: změna hmotnosti vzorků v závislosti na době expozice v heliu obsahujícím nečistoty při 750 °C



Obr. 3 Mikrostruktura oceli 316 a: výchozí stav, b: po expozici v He 750 °C/500 hod., c: po expozici v He 750 °C/1000 hod.



Obr. 4 Mikrostruktura oceli P91 a: výchozí stav, b: po expozici v He 750 °C/500 hod., c: po expozici v He 750 °C/1000 hod

Tabulka 6 Chemické složení slitin, které budou testovány v rámci projektů [10, 24]

Slitina	C	Cr	Ni	Co	Mo	Ti	Al	Fe	Další
N 155	0,22	20	19	18,5	2,5	-	-	Bal	W 2, Nb+Ta 1, Mn 1
800H	0,08	20,1	31,7	-	0,3	0,4	0,4	Bal	-
Hastelloy X	0,1	21,5	Bal	2,0	9,0	-	-	18,5	W 0.6
738	0,11	16	Bal	9,0	2	-	3,4	-	W 2,6, Ta 2, Nb 0,9
713	0,03	11	Bal	1	3,8	0,5	5,5	0,5	Nb+Ta: 2,5

7. Závěr

Výzkumné i průmyslové organizace v ČR se podílejí na řešení projektů zaměřených na výzkum a vývoj materiálů pro plynem chlazené vysokoteplotní reaktory a další vysokoteplotní aplikace. Jde jak o projekty s mezinárodní účastí podporované EU, tak o projekty aplikovaného výzkumu a experimentálního vývoje podporované poskytovateli podpory z ČR. V rámci těchto projektů byly testovány vysokoteplotní oceli P91 a 316, testy dalších kovových slitin i keramických materiálů jsou plánovány v příštích letech.

Poděkování

Předložená práce vznikla díky projektu SUSEN CZ.1.05/2.1.00/03.0108 (ERDF) a projektu TAČR, program alfa TA03010849.

Literatura

1. A technology roadmap for Generation IV Nuclear Energy System, U.S. DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, 2002
2. IAEA – databáze PRIS, dostupné z: <http://www.iaea.org/pris/> staženo 10.9.2013
3. Z. Kříž: Vznik a historie státního dozoru nad jadernou bezpečností Československé komise pro atomovou energii (1970-1992), Praha 2012
4. J. Bečvář a kol: Jaderné elektrárny, SNTL
5. Wright R., Wright J., Cabet C.: Comprehensive Nuclear Materials, 5, 2012, 251
6. Kissane M. P.: Nuclear Engineering and Design, 239, 2009, 3076
7. Zhang Z., Wu Z., Sun Y., Li F.: Nuclear Engineering and Design, 236, 2006, 485
8. Neef H. J., Weisbrodt I.: Nuclear Engineering and Design, 54, 1979, 157
9. Stainsby R., Peers K., Mitchell C., Poette C., Mikityuk K., Somers J.: Nuclear Engineering and Design, 241, 2011, 3481
10. Natesan K., Purohit A., Tam S. W.: report NUREG/CR-6824: Materials Behaviour in HTGR Environments, Office of Nuclear Regulatory Research, Washington, 2003
11. Baccaglioni G., Ball S., Burchell T., a kol.: Very High Temperature Reactor (VHTR) - Survey of Materials Research and Development Needs to Support Early Deployment, ORNL, 2003
12. Erwin W., Snead L., Zinkle S. a kol.: The Gas Fast Reactor (GFR) Survey of Materials Experience and R&D Needs to Assess Viability, ORNL 2004
13. Oku T., Ishihara M.: Nuclear Engineering and Design 227, 2004, 209
14. Cabet C., Terlain A., Girardin G., Kaczorowski D., Blat M., Séran J. L., Dubiez Le Golf S.: Benchmark CEA – AREVA NP – EDF of the Corrosion Facilities for VHTR Proceedings of ICAPP 2007 Nice, France, May 13-18, 2007, Paper 7192
15. Dostupné z: <http://archer-project.eu/>
16. Dostupné z <http://www.isvav.cz/projectDetail.do?rowId=2A-1TP1%2F100>
17. dostupné z: <http://www.estcom.cz/cs/>
18. dostupné z: <http://www.praguecast.cz/>
19. Dostupné z <https://www.isvav.cz/projectDetail.do?jsessionId=92460523AD6FE5A4B832894639406CE4?rowId=TA03010849>
20. Berka J., Matěcha J., Černý M., Viden I., Sus F., Hájek P.: Nuclear Engineering and Design 251, 2012, 203
21. Berka J., Černý M., Matěcha J.: Paliva 2, 2010, 64
22. Kříž A., Šmíd M.: Application of GD-OES; dostupné z http://www.ateam.zcu.cz/Pouziti_metody_GD-OES.pdf
23. Herman A: Lítí na vytavitelný model, dostupné z: <http://u12133.fsid.cvut.cz/podklady/MPL/presne%20liti%20na%20vytavitelny%20model.pdf>
24. Materiálové datasheety společnosti Prague Casting Services a.s.

Summary

Jan Berka^{1,2}

¹Centrum výzkumu Řež, s.r.o., Husinec-Řež, Hlavní 130, 25068 Řež

²Vysoká škola chemicko-technologická v Praze, Technická 1905, 16628 Praha 6, jan.berka@vscht.cz

Testing of structural materials for high temperature gas cooled reactors

High temperature gas cooled reactors belong to a group called Generation IV Nuclear Reactors. Research organizations and industrial companies from the Czech Republic participate in research projects aimed at these reactors. The degradation of high temperature steels in impure helium at 750°C was tested. The changes of mechanical properties and composition and thickness of corrosion layers were tested after their exposure.