

EVROPSKÝ PROGRAM VÝVOJE SCWR A KVALIFIKACE KONSTRUKČNÍCH MATERIÁLŮ PRO BLOKY CHLAZENÉ SUPERKRITICKOU VODOU

EUROPEAN SCWR RESEARCH AND DEVELOPMENT PROGRAMME AND QUALIFICATION OF CONSTRUCTIONAL MATERIALS FOR SUPERCRITICAL WATER-COOLED POWER INSTALLATIONS

Markéta Kryková ^{a)} a Mariana Arnoult Růžičková ^{b)}

^{a)} Centrum výzkumu Řež s.r.o.

^{b)} Vysoká škola chemicko-technologická v Praze

Abstrakt

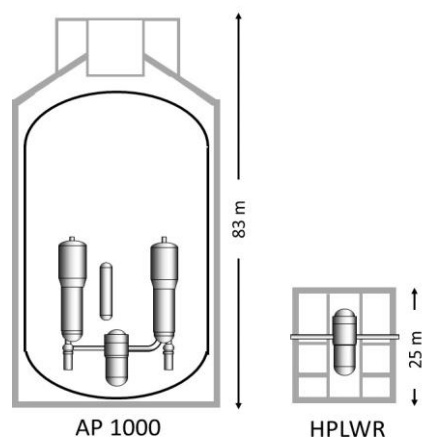
Příspěvek shrnuje hlavní dosažené výsledky ukončených projektů zaměřených na superkritickou vodou chlazený jaderný reaktor, spolufinancovaných z programu Horizon 2020, pátého, šestého a sedmého rámcového programu, a aktuálně řešený výzkumný projekt ECC-SMART, a to zejména se zaměřením na materiálový výzkum. Důraz je kladen na přenositelnost výsledků testů zkoumaných typů materiálů (slitiny 800H, 316L, 310, Super 304H, T505) pro aplikaci ve fosilních blocích chlazených superkritickou vodou (SCW). Jsou shrnuta specifika působení vody o nadkritických parametrech, výsledky analýz shrnující míru korozního napadení, změnu mechanických vlastností a vhodnost využití konkrétních konstrukčních materiálů v prostředí SCW.

Abstract

The article summarizes the main achievements of terminated projects focused on the development of the Supercritical Water Cooled Reactor (SCWR), financially supported by the European Commission in Horizon 2020, fifth, sixth and seventh framework programmes, as well as in the ongoing project ECC-SMART, focusing mainly on the results from the material research field. Main focus is paid to the transferability of the experimental results of tested materials (800H, 316L, 310, Super 304H, T505 alloys) to the fossil fuelled supercritical water-cooled power plants. For selected constructional materials the specific influence of supercritical water, corrosion resistance, mechanical properties and suitability for use in SCW environment were assessed.

Úvod

Superkritickou vodou chlazený jaderný reaktor (SCWR) patří mezi 6 konceptů tzv. reaktorů IV. Generace. Na rozdíl od ostatních pěti konceptů není chlazen pro dnešní energetiku poměrně exotickým médiem jako například tekutými kovy, tekutými solemi či plynem, ale standardním pracovním médiem – vodou. Z tohoto důvodu bývá někdy označován jako reaktor generace III+. Využití netradičního fázového přechodu z kapalného do plynného stavu při nadkritickém tlaku, kde neexistuje směs voda a pára, přináší této technologii v porovnání se stávajícími technologiemi hned několik výhod. Voda jakožto netoxická a relativně bezpečná substance je výhodou pro veřejné mínění a akceptovatelnost nové instalace. V porovnání se stávajícími elektrárnami umožňuje absence přechodu z kapalného do plynného skupenství značným způsobem zjednodušit celý systém, konkrétně systém neobsahuje komponenty jako parogenerátory, separátory vlhkosti, vysoušeče páry a recirkulační čerpadla. Menší konstrukce a objem celé instalace dále umožňuje použití menšího množství betonu a menší kontejnment. Díky tomuto zjednodušení je odhad investičních nákladů na blok o parametrech SCWR (konkrétně evropský koncept High Performance Light Water Reactor – HPLWR) o 20 % nižší než u tlakovodního reaktoru druhé generace o relevantním výkonu [1]. Pro názornost je velikost reaktorové nádoby v porovnání s lehkovodním reaktorem generace III+ znázorněna na obr. 1.



Obr. 1: Porovnání velikosti bloku generace III+ typu Light Water Reactor o výkonu 1200MW (vlevo) a konceptu superkritickou vodou chlazeného reaktoru HPLWR o výkonu 1000 MW (vpravo) [1]

Další výhodou je možnost přenesení poznatků z dlouhodobého provozu superkritických fosilních bloků na jadernou variantu, neboť klasické bloky využívající nadkritické parametry jsou v provozu již desítky let [2]. Při návrhu konstrukčních materiálů a chemických režimů pro SCW chlazené bloky je nutno brát v úvahu specifické vlastnosti superkritické vody, a to zejména dramatickou změnu fyzikálních vlastností po přechodu kritického bodu vody ($T = 374\text{ °C}$, $p = 22,1\text{ MPa}$).

Na chování konstrukčních materiálů v pracovních okruzích má vliv zejména změna rozpustnosti iontových látek, dielektrické konstanty a iontového součinu, a tedy mechanismu koroze. Tato změna je poté zcela klíčová pro volbu vhodného chemického režimu. Ten musí být volen s ohledem na celý pracovní okruh tak, aby nevznikala místa s výraznou citlivostí ke koroznímu napadení (např. vlivem produktů radiolýzy vody) [3].

High Performance Light Water Reactor fáze 1 a 2

Na území Evropské unie je již od roku 2000 vyvíjen koncept superkritickou vodou chlazeného jaderného reaktoru – HPLWR. Hlavní myšlenkou bylo navrhnout účinnější blok s nižšími investičními náklady s nezměněnou nebo vyšší bezpečností provozu. Hlavním cílem projektu bylo navrhnout design reaktoru chlazeného superkritickou vodou. Projekt se věnoval komplexnímu řešení – tedy design reaktoru a jednotlivých komponent, neutronové výpočty, kvalifikace konstrukčních materiálů a ekonomické zhodnocení konceptu. Projekty HPLWR fáze 1 a 2 běžely v evropském konsorciu od roku 2000 do roku 2010.

Jak již bylo zmíněno, využívá tento design stran konstrukčních materiálů zkušenosti z provozu fosilních bloků chlazených superkritickou vodou, byť je přenositelnost výsledků velmi omezená, a to zejména u nejzatíženějších komponent – vnitřních částí reaktoru, pokrytí jaderného paliva a teplosměnných ploch. Tato skutečnost je podmíněna zejména tím, že komponenty jaderného reaktoru z důvodu specifických podmínek v reaktoru často neumožňují navrhnout dostatečnou tloušťku stěny a tím výrazně zvyšují nároky na korozní odolnost použitých materiálů zároveň se zachováním optimálních podmínek neutronového zachytu. [1] Hlavním mechanismem poškození komponent reaktorů typu SCWR je korozní praskání, plošná koroze, a extrémní namáhání materiálu pod nánosy vyprecipitovaných korozních produktů – které navíc zvyšují svým transportem primárním okruhem neúměrně radiální zátěž obslužného personálu a ztěžují údržbu. Projekt HPLWR, který řešil koncepčně celý design budoucího reaktoru, tedy na základě získaných výsledků doporučil několik skupin materiálů, které jsou dobrými kandidáty pro využití v SCWR prostředí. Jedná se zejména o austenitické oceli

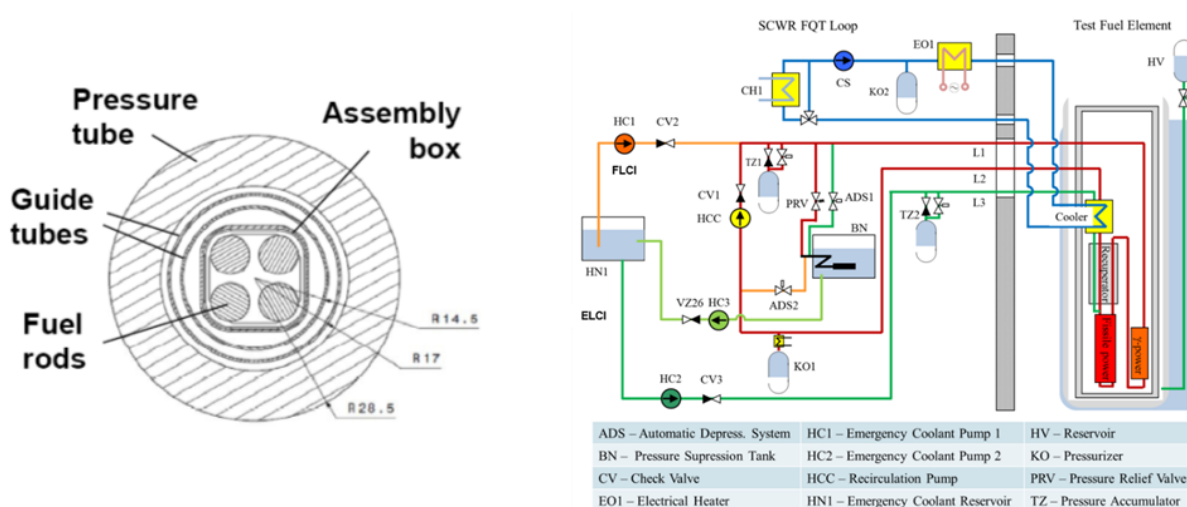
(zejména typ 310 a 316L), feriticko-martenzitické oceli typu P92, niklové slitiny jako 800H a Inconel 625 [4].

SCWR-FQT projekt

V roce 2011 byl zahájen návazný projekt SuperCritical Water-cooled Reactor – Fuel Qualification Test (SCWR-FQT). Projekt byl implementován jako společná evropsko-čínská aktivita a jejími hlavními cíli bylo zejména:

1. návrh a analýza experimentálního zařízení pro reaktor LVR-15 určeného pro testování zmenšeného mock-upu palivového souboru reaktoru HPLWR,
2. provést kvalifikační testy na identickém zařízení vyhřívaném elektrickým proudem,
3. kvalifikace materiálů pro pokrytí paliva,
4. validace termohydraulických kódů za použití výsledků kvalifikačního testu zmíněného výše, zejména pro výpočet proudění v palivových souborech [5].

Navržený testovací palivový soubor a smyčka pro ověření vlastností paliva jsou zobrazeny na obr. 2.



Obr. 2: Průřez testovací sekci pro ověření vlastností palivového souboru pro reaktor typu HPLWR (vlevo) a zjednodušené schéma smyčky pro palivový test (vpravo)

Hlavním účelem testu je ověřit spolehlivost a bezpečnost jaderného paliva navrženého pro reaktor HPLWR, a to zejména z materiálového hlediska. Jako hlavní mechanismus poškození byla již ve fázi projektů HPLWR určena plošná koroze a korozní praskání za napětí. Tyto vlastnosti byly na zvolených ocelích 316L, 316Ti, 347H a 08Ch18N10T vyhodnoceny po expozici v prostředí reaktoru HPLWR. Jako nejhodnější z testovaných byl stanoven materiál 316L [6].

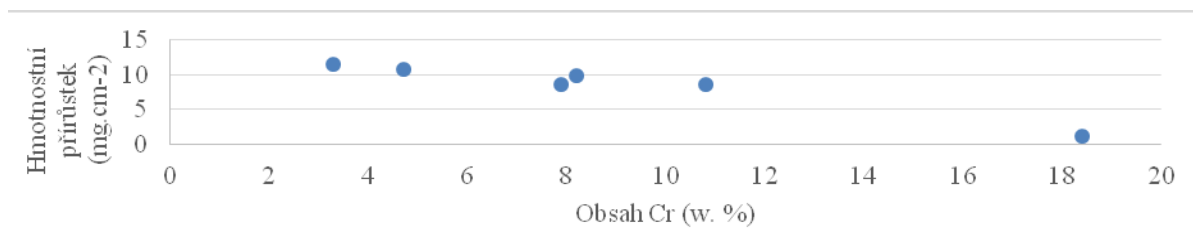
ECC-SMART projekt

V roce 2020 byl zahájen projekt Joint European-Canadian-Chinese Development of Small Modular Super-Critical Water-cooled Reactor Technology (ECC-SMART). Projekt je řešen v širokém konsorciu evropských, kanadských, ukrajinských a čínských institucí. Jeho hlavním cílem je, v návaznosti na výsledky národních iniciativ, určit požadavky na design a vhodné prostředí pro licencování budoucího reaktoru chlazeného superkritickou vodou. Projekt dále pokračuje v řešení stěžejních otázek pro kvalifikaci SCW technologie – tedy validaci autoritami akceptovatelného termohydraulického výpočetního kódu a kvalifikace vhodného konstrukčního materiálu.

Materiálový výzkum – screening vlastností

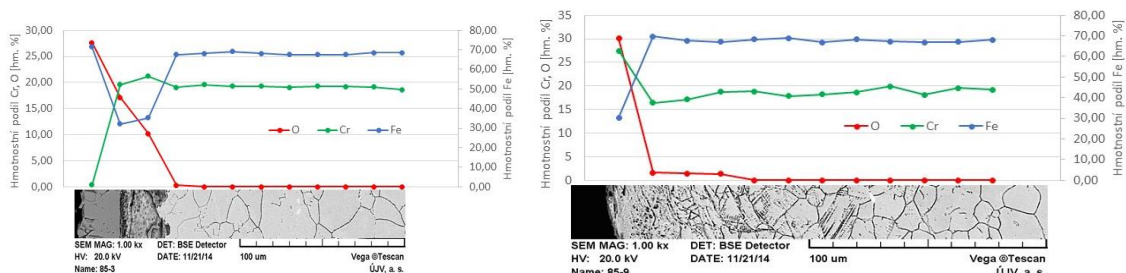
V další části textu budou shrnuty výsledky, které byly získány z experimentů na materiálech, které jsou aktuálně používané na fosilních blocích chlazených superkritickou vodou a jež jsou využitelné i pro komponenty SCWR.

Byly zkoumány materiály: feriticko-martenzitické oceli P91, P92, VM12-SHC, T24, X22CrMoV12-1, T505 SC a 16 236, austenitické oceli Super 304H, HR3C, 17 341 a niklová slitina Inconel 600. Základním testem byla expozice materiálů v demineralizované a odplyněné superkritické vodě při teplotě 600 °C, tlaku 25 MPa a 1000 hodinách.



Obr. 3: Závislost hmotnostního přírůstku na obsahu chromu v konstrukčním materiálu (expozice $t=600\text{ }^{\circ}\text{C}$, $p=25\text{ MPa}$, 1000 hodin)

Materiály byly hodnoceny zejména z pohledu korozní odolnosti, změny mechanických vlastností po expozici a vlivu specifické úpravy povrchu na výše uvedené vlastnosti. Z provedených testů byly potvrzeny základní předpoklady chování materiálů a to například: se zvyšujícím se obsahem chromu v materiálu se zvyšuje korozní odolnost materiálu (viz obr. 3), a byl prokázán pozitivní vliv shot peeningu (metoda vytvrzení povrchu) na korozní odolnost slitin v prostředí SCW (příklad analýzy je na obr. 4) [7].



Obr. 4: Průřez korozní vrstvou materiálu Super304H bez povrchové úpravy (vlevo) a po úpravě shot peeningem (vpravo)

Poděkování

Presentované výsledky byly finančně podpořeny Ministerstvem školství, mládeže a tělovýchovy – projekt LQ1603 Výzkum pro SUSEN. Práce byla realizována na velké infrastruktuře Udržitelná energetika (SUSEN) vybudované v rámci projektu CZ.1.05/2.1.00/03.0108 a CZ.02.1.01/0.0/0.0/15_008/0000293.

Literatura

- [1] Schulenberg, T., Starflinger, J. (eds.) (2012): *High Performance Light Water Reactor – design and analyses*. KIT Scientific Publishing. ISBN 978-3-86644-817-9
- [2] Kritzer, P. (2004): *Corrosion in high-temperature and supercritical water and aqueous solutions: a review*. The Journal of Supercritical Fluids, Vol. 29, pp. 1-29. ISSN 1896-8446
- [3] Zychová, M., Růžičková, M., Macák, J., Janda, V. (2013): *Vlastnosti a použití superkritické vody*. Chemické listy, roč. 107, str. 126-135. ISSN 0009-2770

- [4] Guzonas, D., Novotny, R., Pentilla, S., Toivonen, A., Zheng, W. (2018), *Materials and Water Chemistry for Supercritical Water-cooled Reactors*. Woodhead Publishing, Duxford (UK). ISBN 978-0-08-102049-4
- [5] Vojacek, A., Ruzickova, M., Schulenberg, T. (2016): *Design of an In-Pile SCWR Fuel Qualification Test Loop*. ASME Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science. Vol. 2, paper 011003. ISSN 2332-8983
- [6] Novotný, R., Janík, P., Toivonen, A., Ruiz, A., Szaraz, Z., Zhang, L., Siegl, J., Haušild, P., Penttilä, S., Macák, J. (2016): *European Project “Supercritical Water Reactor – Fuel Qualification Test” : Summary of General Corrosion Tests*. Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, Vol. 2, paper 031007. ISSN 2332-8983
- [7] Hradilová, M., Křečanová, E., Skoumalová, Z., Bystrianský, V., Zychová, M. (2014): *Corrosion Behaviour of Welded HR3C Steel under Supercritical Water Conditions*. *23rd International Conference on Metallurgy and Materials METAL 2014*, TANGER Ltd., Brno, pp. 680-685. ISBN 978-80-87294-52-9

