JE

speciální číslo 2020

ročník I [66] 2020

V tomto speciálním čísle vydaném u příležitosti letošního ročníku Jaderných dnů na ZČU v Plzni a konference v Srní 2020 vám představíme profesora Čestmíra Šimáně, nestora československých jaderných oborů a jednoho ze zakladatelů Ústavu jaderné fyziky. Seznámíme vás s podporou projektu zodolňování JE pro zvládání těžkých havárií a podporou chemických režimů na klasických a jaderných elektrárnách. Detailně se zaměříme na výstupy projektu Research for SUSEN, realizovaného v Centru výzkumu Řež a na vzdělávání na ZČU v Plzni a VUT v Brně.
Na následujících stránkách si mimo jiné přečtete o vyřazování jaderné elektrárny V-1 Bohunice, o efektivním managementu znalostí v jaderné energetice nebo o Škodě JS, jejích servisních službách a výrobě.

jaderná energie

jadrová energia

Jaderná energie
Jadrová energia

Základní úlohou časopisu „Jaderná energie/Jadrová energia“ je přispívat k úrovni kultury jaderné bezpečnosti. Časopis je psaný v českém a slovenském jazyce, vědecké a odborné články, abstrakty a anotace též v anglickém jazyce. Časopis vychází čtyřikrát ročně nákladem 400 výtisků a v elektronické podobě, která je volně dostupná na adrese jadernaenergie.online

OBSAH ČASOPISU JE ZAMĚŘEN NA:

- jadernou bezpečnost a radiační ochranu s důrazem na ochranu životního prostředí, zdraví profesionálních pracovníků a obyvatelstva,
- výzkum, vývoj a nové technologie,
- provoz a výstavbu jaderných elektráren,
- zpracování a ukládání radioaktivních odpadů,
- aplikace radioizotopů a ionizujícího záření,
- aktuální informace z dozorných orgánů,
- vzdělávání a rozvoj know-how.

Vydavatel:
Centrum výzkumu Řež s.r.o.
Hlavní 130, Řež
250 68 Husinec
Česká republika
IČO: 26722445

Úrad jadrového dozoru SR
Bajkalská 27
P.O.Box 24
820 07 Bratislava
Slovenská republika
IČO: 30844185

Redakce:
Michal Šafránek – šéfredaktor
redakce@jadernaenergie.online
+420 775 374 384
Mgr. Tereza Smékalová, Ing. Jiří Kuf,
Ing. Jan Procházka, Jan Trejbal.

Adresa redakce:
Centrum výzkumu Řež s.r.o.
Hlavní 130, Řež
250 68 Husinec
Česká republika

Redakční rada:
Ing. Aleš John, MBA – předseda
Ing. Daneš Burket, Ph.D., doc. Ing. Václav Dostál, Ph.D., Ing. Jiří Duspiva, PhDr. Tomáš Ehler, MBA, Ing. Miroslav Hrehor, Ing. Jiří Hůlka, prof. Ing. Jan John, CSc., Ing. František Pazdera, CSc., Ing. Alena Rosáková, prof. Ing. Vladimír Slugeň, DrSc., Mgr. Petr Šuleř, Ing. Radek Trtílek, Ing. Zdeněk Tipek, Mgr. Miriam Vachová, Mgr. Ilona Vysoudilová, RNDr. Marek Vyšinka, Ph.D., RNDr. Vladimír Wagner, CSc., Ing. Jan Zdebor, CSc.

Grafika, sazba, jazykové korektury a tisk:
TOP Partners, s.r.o.
Classic 7 Business Park
Jankovcova 49
170 00 Praha 7
Česká republika

Registrace MK ČR
Časopis Jaderná enegie/Jadrová energia byl zapsán do evidence periodického tisku Ministerstva kultury České republiky a bylo mu přiděleno evidenční číslo MK ČR E 4671.
ISSN 2694-9024

Speciální číslo/2020, ročník 1 [66]
Vychází 10. 9. 2020

editorial

Vážení čtenáři, příznivci jádra, kolegové,

věřím a doufám, že podzim 2020 a příští rok se stanou významnými mezníky nejen pro české jádro, ale pro celé budoucí směřování energetického mixu Evropské unie. Ambiciózní klimaticko-energetické cíle, směřované ke klimatické neutralitě v Evropě do roku 2050, a souběžný tlak na odstavování uhelných zdrojů nedávají naší republice v zásadě jinou možnost než opřít se o výstavbu nových jaderných zdrojů. Jsem rád, že ohledně tohoto faktu panuje shoda i napříč českým politickým spektrem a že plány na výstavbu bloku Dukovany II už dostaly realistické obrysy a harmonogram. Máme jedinečnou příležitost navázat na nejlepší průmyslovou tradici, na odkaz, že jsme byli devátou zemí světa, která spustila řízenou štěpnou jadernou reakci.

Pro ÚJV Řež, potažmo Skupinu ÚJV, která se jako nástupce Ústavu jaderného výzkumu v české jaderné energetice pohybuje od samého počátku, je očekávaná role inženýr architekta v nové výstavbě logickým pokračováním naší specializace. Jakkoliv jsme díky nepřetržité péči o provozované jaderné bloky v ČR i v zahraničí stále v kontaktu s nejlepší světovou praxí, v přípravě a projektování výrobních bloků se toho za 40 let dost změnilo. Musíme se důkladně připravit na koordinaci projektu ve všech fázích projektové přípravy a dobře se orientovat v detailech projektů potenciálních dodavatelů jaderného ostrova. S možnými technickými variantami bloků plánované generace III+ jsme se v zásadě začali seznamovat už před několika lety a udržujeme kontakty se specialisty všech předních dodavatelů. Naše dobrá znalost českého regulatorního a legislativního prostředí a zkušenosti s požadavky MAAE ze zahraničních zakázek nám umožní nabídnout své služby při podpoře povolovacích a licenčních procesů.

Role, kterou bychom v rámci projektu Dukovany II chtěli plnit, klade už teď vysoké nároky na mobilizaci našich lidských zdrojů, na konsolidaci všech kapacit. Jeden z důležitých milníků v této přípravě představuje začlenění společnosti ŠKODA PRAHA a.s. do Skupiny ÚJV, které proběhlo letos na začátku července. Tímto aktem získáváme významnou posilu pro know-how Skupiny v oblasti koordinace a dodávek velkých energetických celků a také respektované partnerství s řadou českých dodavatelských firem, které se v projektu NJZ budou angažovat. Díky tomu, že ŠKODA PRAHA je také lídrem Aliance české energetiky, která sdružuje významné tuzemské strojírenské podniky, dostáváme příležitost spolupracovat s českými i zahraničními dodavateli i na této platformě. Rozšířili jsme tím předpoklady plnit úlohu partnera pro všechny předpokládané účastníky výstavby a všechny zásadní fáze projektu.

Ing. Daniel Jiřička

generální ředitel ÚJV Řež

obsah

medailonek významných osobností

Prof. Ing. Čestmír Šimáně, DrSc. 08
Mgr. Emilie Těšínská

jaderná bezpečnost a radiační ochrana

Podpora projektu zodolňování jaderných elektráren pro zvládání těžkých havárií 10
Ing. Jiří Duspiva, Ing. Miroslav Kotouč, Ph.D., Ing. Jiří Žďárek, CSc., Ing. David Bátěk, Ing. Jan Prehradný, Ph.D.

výzkum, vývoj a nové technologie

Malé modulární reaktory a jejich možná role v energetické soustavě České republiky 16
Ing. Jiří Duspiva, Ing. Lubor Žežula

Projekt R4S a jeho význam pro rozvoj Centra výzkumu Řež 24
Ing. et Ing. Markéta Kryková, Ph.D., Ing. Marek Mikloš, Ph.D., Ing. Jan Prehradný, Ph.D., Ing. Josef Strejcius

Úprava HPGe Gama-spektrometru pro charakterizaci vysokoaktivních vzorků 32
Mgr. David Zoul, Ing. Markéta Koplová, Ph.D., Bc. Petr Švrčula

Stav demonstračních projektů vodíkových technologií v České republice 35
Ing. Anna Tocháčková, Ing. Jan Kulas, Ing. Petra Ruskayová

Korozní zkoušky ocelí v tavenině olova pro nový typ reaktoru 39
Ing. Lukáš Košek, Ing. Lucia Rozumová, Ph.D., Dr. RNDr. Anna Hojná

Iniciace korozně-únavových trhlin v oběžných kolech vodních turbín 43
Ing. Josef Strejcius, Ing. Zbyněk Špirit, Ing. Zdeněk Fulín, Ing. Michal Chocholoušek

Injektorový systém pro vysokoteplotní mineralizaci radioaktivních a nebezpečných organických odpadů 46
Ing. Jan Hadrava, Ing. Vojtěch Galek, Petr Pražák, Ing. Pavel Pejchar

Principles of inspection procedure for 3D measurements in NPPs 51
Ing. Jaroslav Brom, Ing. Jan Patera, Pavel Zahrádka

Analýza mikroskopických částic obsahujících uran nebo plutonium pro posílení inspekční činnosti a systému mezinárodních záruk 55
RNDr. Jan Lorinčík, CSc., Mgr. Kristína Sihelská, Ing. Klára Řezanková, Ph.D., Ivan Elantyev, MSc.

Mechanical and Microstructural Studies of Zr-1Nb Alloy Cladding for Fuel Rods 62
RNDr. Mariia Zimina, Ph.D., Giuseppe Giovanni Scatigno PhD CEng MIMMM, Mgr. Jan Klouzal, Ing. Martina Malá

Investigation of Materials Interaction with Molten Corium 66
Mgr. Mykhaylo Paukov, Mgr. Bence Mészáros, Ing. Jan Hrbek, Ing. Monika Kiselová

Zařízení studeného kelímku pro tavení oxidů kovů 69
Ing. David Rot, Ph.D., Ing. Michal Knedlík

Indukční tavba oxidu hlinitého v zařízení studeného kelímku 72
Ing. David Rot, Ph.D.

Coaxial and Cross Valve Prototypes for Gas Cooled Fast Reactor 75
Ing. Tomáš Melichar, Ing. Otakar Frýbort, Ing. Petr Hájek, Jan Šefl, Ing. Karel Dočkal, Ing. Radomír Filip

Microstructural Evaluation of Nickel Based Alloy Inconel 718 after Exposure in SCWL 77
Ing. Daniela Marušáková, Mgr. Claudia Aparicio Ordonez, Ph.D., Ing. Rostislav Fukač

Měření a modelování spekter neutronů D-T neutronového generátoru 14 MeV 82
Ing. Evžen Novák, MBA, Ing. Michal Košťál, Ph.D., Ing. Evžen Losa, Ing. Martin Schulc, Ph.D., Mgr. Jan Šimon, Ing. Tomáš Czakoj, Bc. Marek Zmeškal

HELCZA – důležitý krok za kýženým cílem dosažení generování elektrické energie termojadernou fúzí 90
Ing. Bc. Jan Prokůpek, Ph.D.

Aktivity Centra výzkumu Řež v oblasti jaderného palivového cyklu 94
Ing. Jan Prehradný, Ph.D., Ing. Jan Hadrava, RNDr. Jan Lorinčík, CSc., Ing. Martin Mareček, Ing. Tomáš Černoušek, Ph.D.

Zkoušky radiační odolnosti solárních článků pro vesmírné aplikace 100
Ing. Michaela Rabochová, Ing. Evžen Novák, MBA, Ing. Martin Magyar, Bc. Lukáš Procházka

Jak a proč se v Řeži zkouší beton? 106
Ing. Zbyněk Hlaváč, Ph.D., Ing. Mgr. Jan Patera, Mgr. Patricie Halodová, Ph.D.

Vliv povrchového zpracování na vznik korozního praskání ocelí ve vodním prostředí chladiva primárního okruhu jaderných elektráren. 112
RNDr. Mariia Zimina, Ph.D., Dr. RNDr. Anna Hojná, Ing. Jaromír Janoušek

obsah

Charakterizace a porovnání neutronových generátorů typu IEC a LINEAR D-T spektrometrickým systémem NGA-1 117
Bc. Oldřich Pecák, RNDr. Zdeněk Matěj, Ph.D., Ing. Michal Košťál, Ph.D., Ing. Evžen Novák, MBA, doc. Dr. RNDr. Petr Alexa, Mgr. Radim Uhlář, Ph.D., RNDr. Filip Mravec, Ph.D., RNDr. Aleš Jančář, Ph.D., prof. RNDr. František Cvachovec, CSc., prof. Ing. Václav Přenosil, CSc., prof. RNDr. Petr Jančář, CSc.

Využití replik v oblasti NDT 124
Ing. Jana Veselá, Ph.D., Pavel Zahrádka, Jan Matějíček

Ověření výrobních vad svařování ve zkušebních tělesech metodami NDT 127
Ing. Jana Veselá, Ph.D., Ing. Pavel Mareš, Ing. Jiří Hodač

Protikorozní povrchová ochrana oceli C45 kompozitním laserovým návarem na bázi měď-čedič 132
Ing. Pavla Bartoň Klufová, Ph.D., prof. Dr. Ing. Antonín Kříž, IWE, Ing. Jan Tittel, Bc. Kamila Doležalová

Experimentální vzduchová turbína VT-400 135
Ing. Pavel Žitek, Ing. Marek Klimko

Chlazení elektromagnetického kalorimetru PANDA s českou stopou 138
Ing. Michal Volf

Orbitální svařování heterogenních spojů 142
Ing. Igor Vilcsek, Ph.D. IWE, Bc. Ondřej Stach, prof. Dr. Ing. Antonín Kříž, IWE

Využití vysokorychlostní kamery v technické diagnostice 145
Ing. Luboš Smolík, Ph.D.

provoz a výstavba jaderných zařízení

Podpora chemických režimů na klasických a jaderných elektrárnách 148
Ing. Pavel Kůs, Ph.D., Ing. Martin Kronďák, Ph.D.

ŠKODA JS a.s.: Servis není jen údržba 152
Ing. Zdeněk Kratochvíl

ŠKODA JS a.s.: Jaderná výroba v roce 2020 156
Ing. Karel Hegner

informace z dozorných orgánů

Zapojení SÚJB do procesu vývoje hlubinného úložiště v ČR 161
RNDr. Peter Lietava

Vyraďovanie jadrovej elektrárne V-1 Bohunice a činnosti Úradu jadrového dozoru SR v procese vyraďovania. 164
Ing. Bernard Lipár, Mgr. Miriam Vachová

vzdělávání a rozvoj know-how

Efektívny management znalostí v jadrovej energetike 171
prof. Ing. Vladimír Slugeň, DrSc.

Jaderná energetika na ZČU – technické vzdělávání a výzkum 176
Ing. Jana Jiřičková, Ph.D.

Jaderné vzdělávání na VUT v Brně 180
Ing. Karel Katovský, Ph.D.

Prof. Ing. Čestmír Šimáně, DrSc.

(9. 5. 1919 – 26. 7. 2012)
Nestor československých jaderných oborů a jeden ze zakladatelů Ústavu jaderné fyziky v Řeži

Pult cyklotronu 6 MeV v Laboratoři jaderné chemie Collège de France. Čestmír Šimáně druhý zleva (fotografie z archivu rodiny Čestmíra Šimáně)

Narodil se 9. května 1919 v Kateřinkách u Opavy. Vysokoškolská studia strojního inženýrství na České vysoké škole technické v Brně, přerušená válkou, dokončil s přestupem ze strojního na elektrotechnické oddělení, specializaci slaboproud. Studoval a působil i jako asistent na Přírodovědecké fakultě Masarykovy univerzity v Brně. Po ukončení studií v roce 1946 získal v konkurzu stipendium České akademie věd a umění (AVU) a byl v dubnu 1947 vyslán na roční stáž k F. Joliotovi do Francie. Ze stáže se vrátil s cennými teoretickými i praktickými zkušenostmi z oboru urychlovačů částic a elektronických zařízení a byl pak pod vedením profesora V. Petržílky zapojen do budování Ústavu ČAVU pro atomovou fyziku. Z dalšího čtyřměsíčního pobytu u F. Joliota si Č. Šimáně v roce 1949 přivezl řadu technických výkresů a odborných materiálů.

Po začlenění Ústavu pro atomovou fyziku ČAVU do ČASV pod názvem Laboratoř pro nukleární fyziky v roce 1953 byl Č. Šimáně prozatímně pověřen jejím vedením. Začátkem

Před budovou ředitelství SÚJV v Dubně. Uprostřed N. N. Bogoljubov, po jeho pravici B. Kvasil, čs. vládní zmocněnec pro SÚJV v letech 1981–1985 a po jeho levici Č. Šimáně (fotografie z archivu rodiny Čestmíra Šimáně)

roku1954 byla Laboratoř včleněna do nově zřízeného Fyzikálního ústavu ČSAV a Č. Šimáně jmenován prozatímním ředitelem. K 1. červenci 1955 přešlo pracoviště do nově zřízeného Ústavu jaderné fyziky (od roku 1956 Ústav jaderné fyziky ČSAV), s jehož výstavbou se začalo v Řeži u Prahy. Č. Šimáně se stal prvním ředitelem nového Ústavu, ve funkci působil do konce června 1958, v následujících letech pak stál v čele fyzikálního úseku Ústavu.

Čestmír Šimáně se v 50. letech účastnil řady významných mezinárodních konferencí a expertních jednání v oblasti výzkumů a využití jaderné energie. V letech 1961–1964 pracoval v Mezinárodní agentuře pro atomovou energii ve Vídni jako ředitel Divize technických dodávek a jaderných surovin. Po návratu byl na Fakultě technické a jaderné fyziky ČVUT v roce 1964 jmenován profesorem užité a jaderné fyziky, stal se vedoucím nové katedry jaderných reaktorů, zastával funkci proděkana pro vědecko-výzkumnou činnost a posléze zde byl i děkanem. Na fakultě inicioval mj. zřízení laboratoře neutronové difraktografie, mikrotronu a vybudování školního reaktoru nulového výkonu; v roce 1985 zde obhájil doktorskou práci na téma „Neutronika“ (hodnost DrSc.).

Šimáně je neodmyslitelně spojen také s československou spoluprací se Spojeným ústavem jaderných výzkumů v Dubně. Řadu let byl členem vědecké rady SÚJV, členem a předsedou komise pro spolupráci s SÚJV při ČSAV, v letech 1973–1977 zastával post náměstka ředitele SÚJV Dubna.

Zásluhy Č. Šimáně o rozvoj jaderných oborů v Československu byly oceněny již za jeho života. U příležitosti životních jubileí mu byla v roce 1969 udělena zlatá Felberova medaile a v roce 1979 medaile ČVUT I. stupně za zásluhy. Jeho působnost v MAAE ocenil děkovným dopisem tehdejší generální ředitel S. Eklund. Byl také vyznamenán čestnou medailí SÚJV.

Vedle vědecko-organizačních úkolů se Č. Šimáně stále věnoval vědecké práci. K jeho prvotinám patří monografie „Urychlovače iontů a elektronů“. Je také autorem několika populárně vědeckých publikací k mírovému využití jaderné energie. Počátky své profesní kariéry vylíčil v knize „Život mezi atomy aneb jak to všechno u nás i jinde začínalo“. Poslední období svého profesního života Č. Šimáně zasvětil Laboratoři mikrotronu v Praze, v tunelu pod Vítkovem, kde se aktivně věnoval vědecké a experimentální činnosti prakticky až do posledních dnů svého života.

Profesor Šimáně byl nejlepším dokladem toho, že energie skrytá v (lidském) „jádře“ je nezměrná, vydobýt a smysluplně použít ji však dokáží jen někteří!

Zemřel 26. července 2012, ve věku 93 let; o novinky v oboru a práci svých žáků a kolegů se zajímal do posledních dnů svého života. V areálu v Řeži mu byla v roce 2019 u příležitosti sta let od jeho narození slavnostně odhalena pamětní deska.

Mgr. Emilie Těšínská,
Ústav pro soudobé dějiny AV ČR, v. v. i.

Profesor Ing. Čestmír Šimáně, DrSc. (fotografie z archivu rodiny Čestmíra Šimáně)

Podpora projektu zodolňování jaderných elektráren pro zvládání těžkých havárií

Ing. Jiří Duspiva, Ing. Miroslav Kotouč, Ph.D., Ing. Jiří Žďárek, CSc., Ing. David Bátěk, Ing. Jan Prehradný, Ph.D.

Zodolňování JE pro zvládání těžkých havárií je dlouhodobým a důležitým programem ÚJV Řež, a. s. Prováděné výzkumné aktivity jsou rozděleny na experimentální a analytické: mezi prvně jmenované patří zejména experimentální zařízení BESTH2 a THS-15, sloužící k ověření možností uchladitelnosti TNR při aplikaci strategie IVR, či v CVŘ provozované zařízení „studený kelímek", sloužící ke studiu chování taveniny vně TNR. Analytické činnosti pokrývají komplexní studium fenomenologie TH, analýzy rozvoje různých typů TH, ocenění zdrojových členů RaL do okolí, návrhy systémů a strategií pro zvládání TH, ověření možností úprav bloků pro větší resistenci proti TH či validace návodů pro zvládání TH (SAMG).

V článku jsou představeny: experimentální aktivity na zařízení THS-15 (ověření strategie IVR), projekt ROSAU (rozliv a uchladitelnost roztavené AZ reaktoru – tzv. koria – vně TNR) a analytické aktivity, věnované výpočtové podpoře aplikace filtrovaného ventingu kontejnmentu JE Temelín, možnostem udržení koria uvnitř TNR alternativním vstřikováním chladiva do TNR a možnostem rozlivu a uchladitelnosti koria vně TNR jeho zalitím vodou.

Backfitting of Czech NPPs with additional safety measures for more advanced severe accident prevention and mitigation is one of the most important programs launched by UJV Řez. The programme consists of 2 parts – an experimental part and an analytical part. Among the experimental activities worth highlighting is certainly a programme for IVR strategy verification (comprising a large-scale THS-15 facility or a small-scale BESTH-2 facility) or a programme for ex-vessel corium behaviour studies (the so-called "cold-crucible" facility at CV Řez). Analytical activities cover almost the entire spectrum of SA phenomena and consist of: SA progression analyses for various accident scenarios, radiological source term evaluation, conception and consequent verification of additional measures and strategies for accident prevention/mitigation and validation of SA management guidelines.

The article describes experimental activities carried out at UJV Řez (namely on the THS-15 facility, which aims at the IVR strategy effectivity enhancement) and the ongoing international project ROSAU, which has for goal the assessment of ex-vessel debris and/or corium spreading and coolability. Analytical activities are in the article represented by a study of filtered containment venting system behavior for the Temelín NPP, a study of the possibility of maintaining reactor pressure vessel integrity during a postulated SA by additional in-vessel coolant injection and an assessment of corium spreading in the reactor cavity (and possibly adjacent areas) and its cooling by water top-flooding.

ÚVOD

ÚJV Řež, a. s., se studiem těžkých havárií (TH) zabývá již více než tři desetiletí s cílem průběžného zvyšování bezpečnosti provozovaných jaderných zařízení a ověřování připravenosti zvládání TH u případných nových zařízení. V tomto článku se zaměřujeme na výběr ze současných analytických a experimentálních činností prováděných v ÚJV Řež, a. s. a dceřiné společnosti Centrum výzkumu Řež s.r.o.

Současné výzkumně orientované činnosti jsou podporované z programů TA ČR BETA2 a THÉTA. Výstavba a provoz výzkumné infrastruktury byly zajištěny z programu SUSEN v případě CVŘ, v případě ÚJV sdíleně z interních zdrojů ÚJV, podpory ČEZ, programu TA ČR BETA a projektu EC v programu H2020 IVMR. Analytické činnosti jsou podporovány z projektů TA ČR THÉTA, BETA a BETA2, ovšem využívají zároveň vstupů z mezinárodní spolupráce v projektech OECD/NEA – aktuálně projektu ROSAU, v minulosti programů THAI, STEM, MCCI a dalších. Zásadní je rovněž spolupráce v rámci evropských výzkumných projektů – aktuálně se jedná o platformu NUGENIA (např. projekt IPRESCA či ASCOM), z mnoha již skončených projektů lze zmínit např. projekt PHEBUS FP. Účast ve všech výše zmíněných projektech/platformách slouží především k získání znalostí a kompetencí pro možnost vysoce expertního výzkumu

možností zvyšování bezpečnosti českých JE, který je financován jejich provozovateli.

Aktivity prezentované v tomto článku rozdělíme na popis analytických aktivit, které na jedné straně definují vstupy pro experimentální činnosti a následně pak využívají experimentálních poznatků pro validace analytických nástrojů. V dalších částech pak ukážeme aktivity prováděné na experimentálním zařízení THS-15, které slouží pro experimentální ověření uchladitelnosti TNR při strategii IVR s vnějším chlazením stěny TNR a pro ocenění rezervy do krize varu, a na zařízení studený kelímek, které je využíváno pro výzkum materiálových vlastností taveniny, neboť znalost vlastností taveniny zásadně určuje věrohodnost výsledků, ale složení taveniny se velmi významně mění v závislosti na typu reaktoru, paliva a řídicích elementů, vnitroreaktorových vestaveb, průběhu havarijní události a jeho počátečních a rozvíjejících podmínkách, ale v neposlední řadě i lokálně uvnitř vlastního bazénu taveniny. Proto existuje takřka nekonečný počet konfigurací, a výzkum vlastností je tak nekončícím procesem zpřesňování stávajících znalostí.

ANALYTICKÉ AKTIVITY

Analytické podpůrné činnosti jsou zaměřeny nejen na simulace rozvoje těžkých havárií (TH), ale také na vyhodnocování úspěšnosti návrhů jednotlivých strategií pro zvládání těžkých havárií (SAM – Severe Accident Management). V následujících odstavcích jsou pospány ukázky z vybraných analytických činností pro ocenění efektivnosti strategií SAM, a to v pořadí, v jakém by na JE byly aplikovány. Úspěšnost jednotlivých strategií pro stabilizaci taveniny pak vede k nepotřebě použití následující strategie.

Jednou z možných strategií zvládnutí hypotetické TH je relativně včasné vstřikování chladiva do již částečně zdegradované AZ, a to pomocí alternativních prostředků (DAM). V případě úspěšné aplikace této strategie by došlo, co se týče konečného stavu jaderného reaktoru, k obdobě TH na JE Three Mile Island, Unit-2 (1979). Numerické simulace a analytický rozbor pomohly definovat určující parametry pro návrh posilněného systému alternativního doplňování chladiva do reaktoru (systém označený „TB60"), jehož realizace na JE Temelín je ve fázi finálních příprav.

Analytické podpůrné aktivity v ÚJV Řež pro experimentální zařízení THS-15, které má za cíl ověřit možnosti aplikace strategie In-Vessel Retention (IVR) s externím chlazením TNR i pro vysokovýkonové reaktory, spočívají zejména ve výpočtech rozložení hustot tepelného toku z roztavené AZ (tzv. koria) do dna tlakové nádoby reaktoru (TNR) v závislosti na typu TH: „rychlá" sekvence (tj. iniciovaná náhlou ztrátou chladiva) vede ke 3vrstvé konfiguraci bazénu koria (obr. 1a), zatímco „pomalá" sekvence (tj. iniciovaná ztrátou nucené cirkulace chladiva) vede ke 2vrstvé konfiguraci bazénu taveniny (obr. 1b). Spočtené rozložení a časový vývoj tepelných toků do dna nádoby pak definují podmínky pro uskutečňované ověřovací testy na zařízení THS-15. Tyto výpočty jsou prováděny tzv. integrálními kódy (např. MELCOR vyvíjený v SNL nebo evropský ASTEC vyvíjený v IRSN), návazné detailní analýzy rozložení tepelných toků do dna TNR je prováděno CFD kódy (v ÚJV kódem FLUENT). Následné strukturální analýzy deformace nádoby jsou počítány pomocí programů na bázi metody konečných prvků, zatímco sytémové termohydraulické (RELAP5 nebo RELAP5-3D) nebo detailní kódy typu CFD jsou aplikovány na vyhodnocení proudění vody a vodní páry okolo vnějšího povrchu TNR pro ověření dostatečné rezervy ke krizi varu. Výpočtová podpora v oblasti určení tepelného toku (jak integrálními, tak detailními – CFD–kódy) je také náplní nově se rozběhnuvšího projektu TA ČR BETA2 „IVMR", který má za cíl ověření možnosti zvýšení bezpečnostní rezervy do krize varu úpravou vnějšího povrchu dna TNR při aplikaci strategie IVR na reaktory VVER-1000.

Pro podporu varianty zvládnutí TH zadržením roztavené AZ uvnitř kontejnmentu (KTMT), ale vně TNR – po jejím porušení protavením – jsou analytické aktivity zaměřeny zejména na možnosti rozlivu taveniny vypuzené z reaktoru a na její uchladitelnost zalitím vodou shora. Oba uvedené aspekty jsou zásadní pro zastavení napadání betonu základové desky KTMT taveninou a jsou analyzovány specializovanými simulačními nástroji (MELTSPREAD

a CORQUENCH), pocházejícími z Argonne National Laboratory (USA), na jejichž vývoji se částečně podíleli i experti z ÚJV Řež. K experimentálnímu výzkumu vlastností koria slouží unikátní zařízení „studený kelímek" provozované v CVŘ, které bude využito v rámci nově schváleného projektu TA ČR THÉTA. Specifikace složení koria pro konkrétní experimenty bude stanovena pomocí analytických simulací. ÚJV Řež je také díky podpoře ČEZ účastníkem mezinárodního projektu OECD/NEA ROSAU, který má za cíl ověřit na velkoměřítkových experimentech možnosti rozlivu, resp. uchladitelnosti koria v šachtě reaktoru.

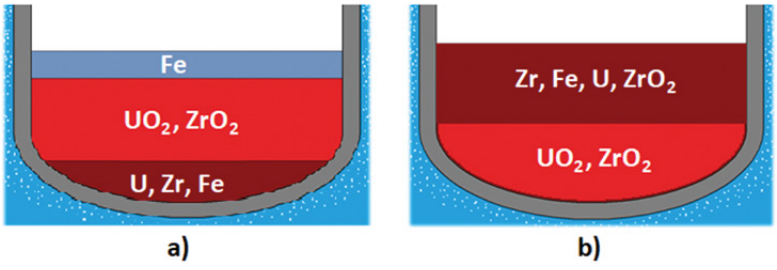
Jedním z prostředků pro zabránění přetlakování, a tím porušení integrity KTMT v případě hypotetické TH je systém filtrované ventilace, umožňující řízené a filtrované vypuštění části vzdušniny z KTMT do okolí elektrárny v případě hrozícího přetlaku párou či nekondenzovatelnými plyny, které se při TH ve fázi napadání betonu taveninou tvoří. S takovýmto systémem se počítá pro zvýšení bezpečnosti JE Temelín, v současné době je připravováno výběrové řízení na dodavatele. ÚJV Řež pro zadávací dokumentaci zpracoval výpočtové analýzy, specifikující závazné parametry na klíčové charakteristiky systému, jakými jsou např. hltnost systému, časové trvání otevření filtrační trasy, tepelné zatížení od usazených radioaktivních aerosolů apod.

EXPERIMENTÁLNÍ ČINNOSTI NA ZAŘÍZENÍ THS-15

Experimentální práce na ověření funkčnosti strategie IVMR byly zahájeny v roce 2012, kdy byla na malém experimentálním stendu „BESTH-2", vyvinutém v ÚJV Řež, postupně provedena řada experimentů. Jako první byly provedeny chemické experimenty (vliv chlazení roztokem kyseliny borité na korozní úbytky TNR a na generaci vodíku, vliv nečistot v chladivu na efektivitu chlazení atp.) a následovaly experimenty termohydraulické.

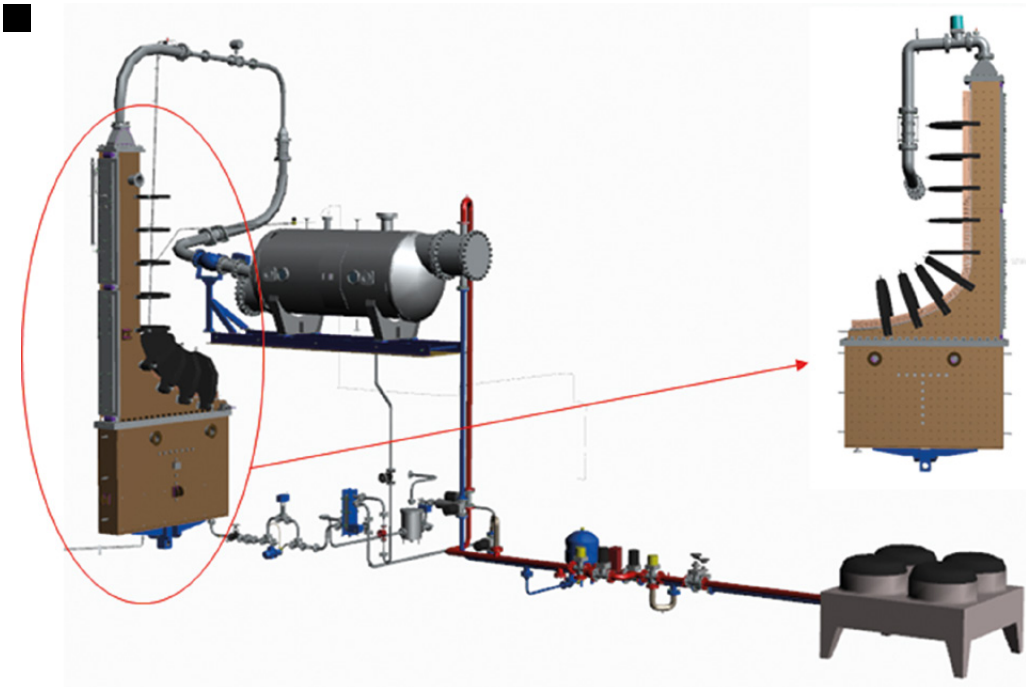
Největší pozornost byla v rámci testů na BESTH-2 věnována experimentům termohydraulickým. Jednou ze základních fyzikálních podmínek úspěšnosti strategie IVMR je, že tepelný tok (HF – Heat Flux), generovaný v reálných podmínkách roztaveným coriem skrz TNR do chladiva, je menší než kritický tepelný tok (CHF – Critical Heat Flux). Tedy zjednodušeně maximální množství tepla, které je za daných podmínek chladivo schopno z povrchu TNR efektivně odvést. Musí tedy platit vztah HF < CHF. Termohydraulické experimenty byly zaměřeny na nalezení podmínek vzniku krize varu (a tedy hodnot CHF) na vnějším povrchu TNR během chlazení vodou, a to při specifických podmínkách (vliv tlaku, úhlu náklonu TNR, stavu povrchu TNR atd.). Byla získána cenná data, která však nejsou vzhledem k měřítku stendu a v porovnání s reálnými rozměry TNR VVER-1000 přímo přenositelná.

Pro demonstraci funkčnosti strategie IVMR byla proto v roce 2015 zahájena výstavba velkorozměrného experimentálního zařízení THS-15 (Termo-Hydraulická Smyčka, rok 2015), viz obr. 2. Toto experimentální zařízení svými rozměry, geometrií a uspořádáním chladicího okruhu simuluje podmínky v šachtě reaktoru VVER-1000 – výška THS-15 v měřítku 1 : 1, šířka poloměru ŠR 1 : 1, výřez TNR v měřítku 1 : 95 v porovnání s reálnými rozměry VVER-1000. Tepelný tok, generovaný v reálných podmínkách roztaveným coriem, je simulován elektrickým topením s maximálními lokálními hustotami HF až 2,3 MW/m^2. Hlavní technické parametry zařízení jsou uvedeny v tabulce 1.



Obr. 1: Variantní konfigurace bazénu taveniny uvnitř TNR jejichž formování je důsledkem odlišných termochemických procesů při degradaci AZ (a – třívrstvá konfigurace, b – dvouvrstvá konfigurace) [1]

Obr. 2: 3D model velkorozměrného experimentálního zařízení THS-15 včetně chladicích okruhů (zvýrazněná část ukazuje vlastní termohydraulický kanál modelu šachty reaktoru)



Parametr	Jednotka	Hodnota
Hmotnost THS-15	tuna	16
Instalovaný příkon	kW	1 500
Počet topných sekcí	Ks	19
Dosažitelný tepelný tok	MW/m²	1,6 – 2,2
Maximální tlak v systému	bar	7
Maximální teplota chladiva	°C	165 (teplota saturace dle tlaku)
Ztráty tepla z topných segmentů do chladiva	%	8

Tab. 1: Vybrané technické parametry experimentálního zařízení THS-15

Experimentální práce byly rozděleny do tří hlavních fází, přičemž v první fázi bylo potřeba vyhodnotit ztráty zařízení a ocenit další neurčitosti pro správné vyhodnocení naměřených dat. Druhá fáze testů spočívala v prověření tzv. uchladitelnosti zvolených profilů tepelného toku, které byly získány z výpočetních analýz a byly využity jako vstupní (okrajové) podmínky experimentů. Během testů byly vyhodnocovány zejména podmínky stability chlazení – zda dojde ke vzniku krize varu, či nikoli, dále vliv tlakových poměrů simulovanou štěrbinou pro únik vzniklé páry a další.

Závěrečná třetí fáze je zaměřena na problematiku kritického tepelného toku (CHF) za specifických podmínek konzervativně simulujících chlazení TNR strategií IVMR během TH. Z pohledu splnění zmíněné podmínky byly experimenty vyhodnoceny jako úspěšné. Podařilo se navíc provést sérii testů s hodnocením vlivu tlaku v systému apod. Experimentální data jsou využitelná pro další výpočetní analýzy s uvažováním reálných rozměrů a podmínek TNR reaktoru VVER-1000.

V současné době se experimentální tým zaměřuje na testy, které by prokázaly další zvýšení účinnosti odvodu tepla, konkrétně zvýšení hodnot CHF, aby platilo, že HF << CHF, tj. že hodnoty kritického tepelného toku jsou zaručeně vyšší než hodnoty tepelné zátěže generované koriem. Pro případ reaktoru VVER-1000 a testování na zařízení THS-15 bylo prověřeno několik variant řešení potenciálně zvyšujících efektivitu chlazení. Jednou z možností je například využití tzv. deflektoru, tedy usměrňovače proudění mezi TNR a ša-

chtou reaktoru. Umístění deflektoru má zajistit intenzifikaci odvodu tepla optimalizací parametrů chladiva, zejména hmotnostního toku, rychlosti chladiva atd. Využitím deflektoru byla pozorována zlepšení hodnot CHF v rozmezí 10–50 % v porovnání se stejnými podmínkami experimentu bez deflektoru. V současné době je prověřována další možnost zvýšení hodnot CHF, a to úpravou drsnosti povrchu TNR. Tato aplikace (pomocí tzv. technologie Sponge Jet) již byla testována na malém experimentálním zařízení (výsledkem bylo zlepšení hodnot CHF o 10–30 %). Pro demonstraci a porovnatelnost s reálným případem bude metoda prověřena i na THS-15. Výsledky z testů a jejich vyhodnocení se předpokládají na konci roku 2021.

ÚJV Řež (se souhlasem SÚJB) plánuje být v blízké budoucnosti aktivním účastníkem několika mezinárodních aktivit pod vedením IAEA a OECD/CSNI. Cílem je minimalizovat zbývající neurčitosti při aplikaci IVMR (IAEA CRP – Coordinated Research Project No. J46002) a zajistit souhrnné informace a přístup jednotlivých institucí k hodnocení integrity TNR během IVMR s uvažováním efektu odtavování TNR – tzv. ablation effect (aktivita OECD/CSNI). V obou aktivitách je plánováno využít výsledků z aktuálně probíhajících projektů (např. projekt TA ČR BETA 2 – Zvýšení bezpečnostní rezervy aplikací strategie IVMR pro VVER-1000).

EXPERIMENTÁLNÍ PROGRAM NA STUDENÉM KELÍMKU

Zásadní pozornost je v oblasti výzkumu těžkých havárií věnována materiálovým vlastnostem a vzájemné interakci roztavených fází, tedy přímo v průběhu tavení aktivní zóny (dále koria). K ohřevu materiálů a získání potřebné formy je v experimentech využíván indukční ohřev v tzv. studeném kelímku. Tato technologie indukčního ohřevu je specifická tím, že materiál je vázán v kelímku s externím chlazením, čímž je umožněno tavení materiálů bez jakékoliv kontaminace. Tímto způsobem lze dosáhnout teplot až 3 000 °C v ohřívaném materiálu. Po dosažení požadované teploty je možné studovat chování koria, materiálové vlastnosti či vzájemnou interakci mezi koriem a konstrukčními materiály, což je velmi užitečné pro prevenci nebo minimalizaci poškození komponent při těžkých jaderných haváriích s tavením zóny v reálném reaktoru. Je třeba zdůraznit, že na rozdíl od skutečné havárie, kde se teplota koria zvyšuje z důvodu jaderného štěpení, je fyzikální princip ohřevu v indukčním systému studeného kelímku zcela odlišný. V tomto případě teplota stoupá s rostoucími jouleovými ztrátami způsobenými interakcí elektromagnetického pole a hmoty. Jedná se tedy o bezpečný způsob, jak vytvořit jev, který je velmi důležité studovat s ohledem na bezpečnost jaderných reaktorů.

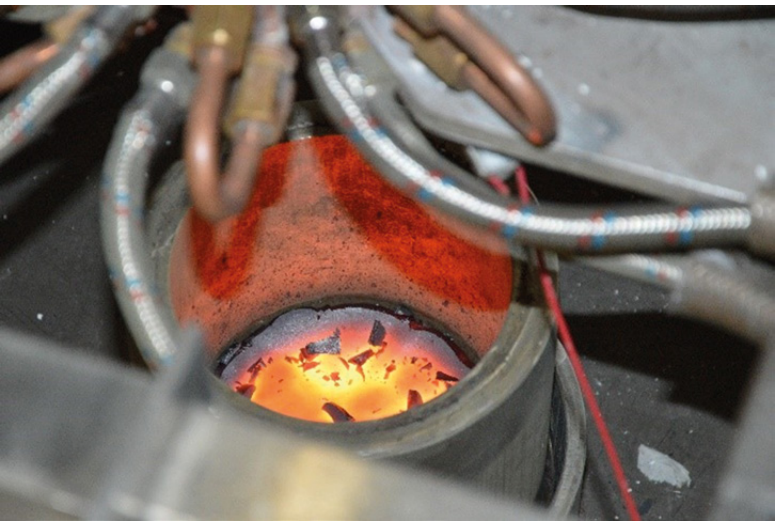
Velký důraz v této oblasti je v CVŘ kladen také na studium krystalizačních mechanismů roztaveného koria s dalšími příměsemi a vývoji metod určených pro stanovení materiálových parametrů v kapalné fázi a při vysokých teplotách. Dalším okruhem zájmu je popis

Ing. Jiří Duspiva

V pozici ředitele divize Jaderná bezpečnost a spolehlivost v ÚJV Řež, a. s. působí od roku 2018.

Je absolventem ČVUT Praha, Fakulta strojní, obor Tepelné a jaderné stroje a zařízení. Po ukončení studia nastoupil do ÚJV Řež, kde působil jako výzkumný pracovník v oblasti výzkumu těžkých havárií a od roku 2012 jako vedoucí oddělení Těžké havárie a termomechanika.

V průběhu působení v ÚJV Řež zastával pozice řešitele národních projektů nebo jejich částí (MPO, TA ČR, SÚJB) a mezinárodních projektů v rámcových programech EC a projektech OECD/NEA, IAEA, kde rovněž působil v pozici externího speciality/lektora nebo člena autorského týmu reportu o havárii na JE Fukushima. ÚJV Řež nebo ČR dlouhodobě zastupoval (Cooperative Severe Accident Research Program organizovaný US NRC, OECD NEA WGAMA), či stále zastupuje v řadě mezinárodních programů (OECD/NEA CSNI, SNETP GA, ESNII, V4G4 NoE). Dlouhodobě se také účastnil celé řady projektů pro řešení těžkých havárií pro české JE, se specifickým zaměřením na JE Temelín. Dlouhodobě je také členem ČNS, kde od roku 2014 působí jako vice-prezident a od roku 2017 zastupuje ČNS v ENS, od roku 2017 je také členem ENS Board.



Obr. 3: Pohled na roztavené corium v experimentálním zařízení „Studený kelímek"

fyzikálních dějů při interakci koria s reaktorovou nádobou a interakce koria s různými konstrukčními materiály, ať jejich ponořováním, či vyléváním koria na daný materiál. Díky technologii studeného kelímku lze v naší laboratoři provádět také experimenty s tavbou extrémně čistých kovů i oxidů kovů, lze sledovat růst krystalů či vyrábět optická skla a skla pro vitrifikaci odpadů.

Laboratoř studeného kelímku v CVŘ je pro tyto účely vybavena dvěma indukčními systémy se studeným kelímkem, systémem sběru dat, vysokofrekvenčním generátorem FRQ-60 s příslušenstvím, řadou pyrometrů a termokamer pro bezkontaktní měření teploty, výkonným zařízením pro matematické modelování fyzikálních procesů a nástroji pro skenování elektrických parametrů (osciloskopy a přesný LRC metr).

CVŘ spolupracuje v této oblasti s mnoha tuzemskými i zahraničními partnery. Mezi nejzajímavější projekty patří společný výzkumný projekt s Mitsubishi Heavy Industries, jehož náplní bylo měření viskozity vybraných složení koria a obětních materiálů při různých teplotách. Společně s JAEA (Japan Atomic Energy Agency) je v současnosti realizován výzkum solidifikace směsi koria (U-Zr-Fe-Gd-O) s roztavením směsi a následným pomalým tuhnutím za účelem podrobné analýzy segregačního chování jednotlivých složek.

CVŘ se účastnilo také projektu OECD/NEA TCOFF – Thermodynamic Characterisation of Fuel Debris and Fission Products Based on Scenario Analysis of Severe Accident Progression at Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station. V současné době probíhá příprava navazujícího projektu, opět pod záštitou OECD/NEA TCOFF 2, jehož se CVŘ opět bude účastnit. Výsledkem obou výzkumných projektů je detailní analýza chování roztaveného paliva v jaderné elektrárně Fukušima-Daiichi společně s analýzou interakce mezi palivem a nerezovou tlakovou nádobou reaktoru.

CVŘ bylo přizváno jako host do mezinárodního projektu OECD/NEA ROSAU – Reduction Of Severe Accident Uncertainties, kde bylo požádáno o výsledky z analýz týkajících se viskozity koria a hustoty koria. Aktivním členem tohoto mezinárodního projektu je ÚJV, čímž dochází k propojení aktivit mezi CVŘ a ÚJV.

ZÁVĚR

Popsané aktivity ukazují, že proces výzkumu fenomenologie těžkých havárií je širokospektrálním oborem počínajícím termohydraulikou, pokračujícím přes pevnostní analýzy ve velmi specifických podmínkách a s velmi proměnlivými okrajovými podmínkami až po metalurgické otázky a interakce nejrůznějších forem materiálů – kapalné s tuhými (korium s konstrukčními materiály), kapalné s kapalnými (výtok koria do vody), ale i pevných fází (např. vzájemné rozpouštění pokrytí a palivové tabletky při styku během náhřevu aktivní zóny). Základní výzkum je velmi široký a jeho poznatky jsou průběžně implementovány do výpočtových nástrojů, které jsou validovány na experimentálních datech a poté využívány pro analýzy, jež mají za cíl zajistit návrhy realizovatelných opatření pro zvládání těžkých havárií na stávajících jaderných elektrárnách nebo zdokonalování designu u nových typů reaktorů. A to jak velkých výkonů, tak i malých modulárních, a rovněž u reaktorů GenIV. Ve všech případech jsou navrhovaná opatření zaměřena primárně na prevenci rozvoje havárie do těžké fáze (s tavením paliva) a následně na tzv. mitigační, tj. na minimalizaci následků pro okolí ve smyslu minimalizace úniků radioaktivních štěpných produktů do okolí, na základě přístupu ochrany do hloubky – ochranou jednotlivých bariér.

Reference:
[1] M. Kotouč et al., "Benchmark analysis of LB LOCA with Reactor Cavity Flooding for VVER-1000/V320 NPP", The 9TH European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR2019), Log Number: 085, Clarion Congress Hotel, Prague, Czech Republic, March 18–20, 2019.

Malé modulární reaktory a jejich možná role v energetické soustavě České republiky

Ing. Jiří Duspiva, Ing. Lubor Žežula

Jaderná zařízení s malými modulárními reaktory nebo s mikroreaktory se jeví jako vhodná alternativa pro Českou republiku zejména při náhradě teplárenských zařízení určených k zásobování městských aglomerací teplem. Jejich vývoj a výstavba se jeví jako nejvýš aktuální zejména v současné době, kdy ČR řeší přechod na nízkouhlíkovou energetiku do roku 2050 v souvislosti s plněním mezinárodních závazků České republiky. Malé modulární reaktory mohou těžit z výhod svých příznivých vlastností, jako je malá velikost, větší využívání autonomních pasivních bezpečnostních vlastností a menší množství štěpných produktů. Jejich výstavba a provoz jsou podmíněny nejen souladem s veřejným míněním a legislativou České republiky, ale také jejich ekonomickou konkurenceschopností.

Nuclear installations with small modular reactors or microreactors seem to be as very promising alternative for Czech Republic, mainly in the field of heating industry, which are considered as a heat source for urban agglomerations. Their development and construction are of key importance especially in connection to the transition of the Czech Republic to energy with zero carbon dioxide emissions and the fulfillment of related international obligations. Small modular reactors have several positive features, such as unit dimensions, the application of autonomous passive solutions to safety systems, and the small amount of fission products. Their constructions and operations are conditioned by either in accordance with public opinion and nuclear legislation of the Czech Republic, or their economic competitiveness.

1. ÚVOD

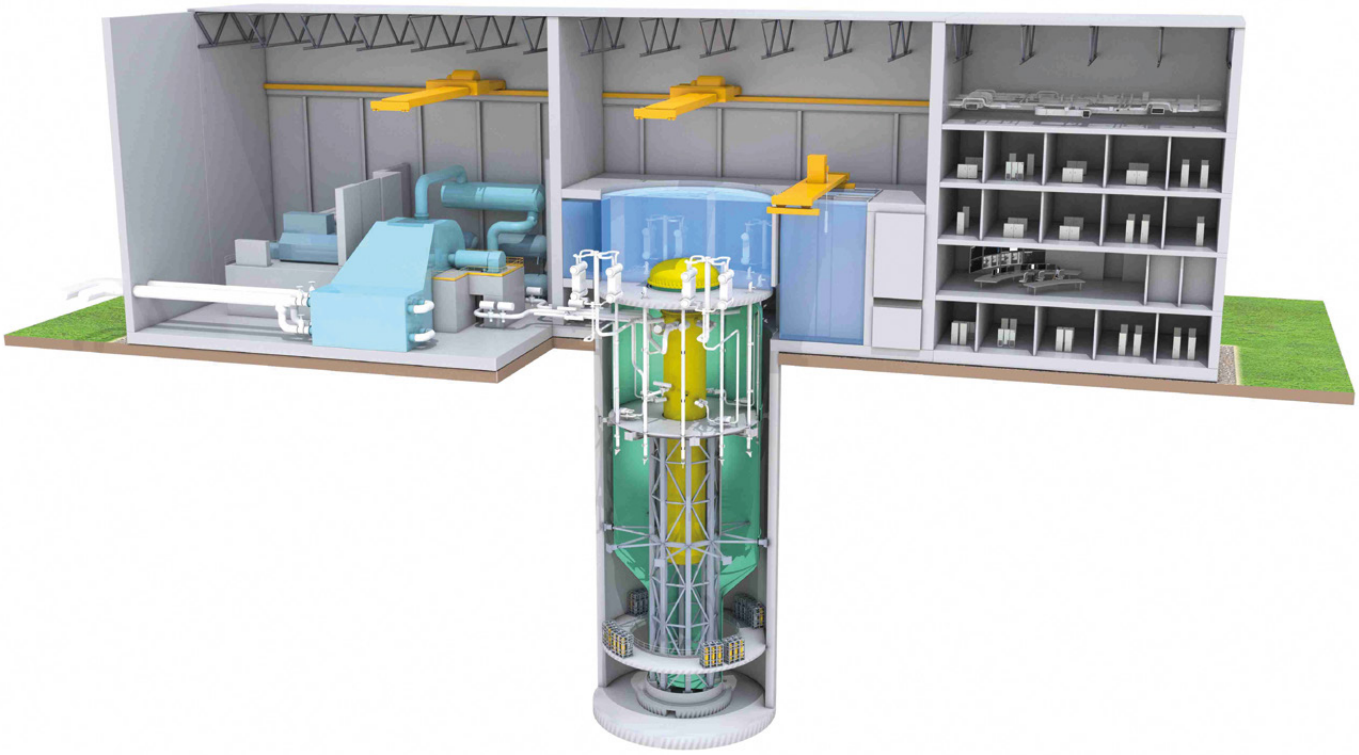
V současné době se v ČR v kontextu naplňování českých mezinárodních závazků řeší přechod na nízkouhlíkovou energetiku do roku 2050. V Národním akčním plánu rozvoje jaderné energetiky v České republice [1] se konstatuje, že „elektrická energie bude muset s vysokou pravděpodobností a v závislosti na dostupnosti fosilních paliv z významné části nahradit spotřebu kapalných paliv v dopravě a fosilních zdrojů v dodávce tepla, a to již postupně v horizontu let 2040 až 2060". Navíc na úrovni EU rostou tlaky na uspíšení odchodu od fosilních zdrojů energie. Jaderná zařízení s malými modulárními reaktory (angl. Small Modular Reactors – SMR) se často zmiňují jako vhodná alternativa pro energetickou soustavu České republiky zejména při náhradě teplárenských zařízení určených k zásobování městských aglomerací teplem, ale s jejich rozšířením bude nezbytné dořešit celou řadu otevřených otázek, které v tomto článku nejen pojmenujeme, ale tam, kde je to možné, se pokusíme i odpovědět.

Výstavba a provoz SMR jsou podmíněny souladem vhodných typů s legislativou České republiky (ČR). V současné době se problematikou nasazení SMR v ČR zabývá ÚJV Řež v projektu TK03010119 „Uplatnitelnost malých a středních jaderných reaktorů v energetice ČR" řešený v rámci programu TA ČR THÉTA, a to ze všech relevantních pohledů a podmínek.

2. VEŘEJNÉ A POLITICKÉ MÍNĚNÍ

V ČR je stále stabilní podpora veřejného mínění ve prospěch jaderné energetiky. Dle pravidelného průzkumu veřejného mínění, které proběhlo v květnu 2019, jadernou energetiku podporuje 70 % obyvatelstva [2].

Obr. 1: Modulární varný reaktor BWRX-300 (zdroj: GE Hitachi Nuclear Energy)



Na základě dostupných informací lze konstatovat, že udržitelnost jaderné energetiky v energetickém mixu ČR má nejen podporu vlády ČR odrážející se ve schválené Státní energetické koncepci [3] a Národním akčním plánu rozvoje jaderné energetiky v ČR, ale i hlavních politických subjektů napříč politickým spektrem. To je zcela zásadní argument, který ovlivňuje případné rozhodování potenciálních investorů, neboť ovlivňuje stabilitu podnikatelského prostředí v energetice.

3. PRÁVNÍ A REGULAČNÍ RÁMEC ČR

V současné době je existující legislativa, která vychází zejména ze zákona č. 263/2016 Sb. (atomový zákon) a zákona 183/2006 Sb. (stavební zákon), orientována na výstavbu a provoz jaderných zdrojů s velkými tlakovodními reaktory a bylo by principiálně možné ji využít i pro výstavbu SMR. Z praktického hlediska se ale současná legislativa pro tlakovodní jaderné reaktory malého výkonu jeví v mnoha ohledech jako zbytečně přísná a omezující jejich ekonomickou konkurenceschopnost. SMR mají těžit z výhod svých příznivých vlastností, jako je větší využívání autonomních bezpečnostních vlastností zaručujících vysokou pasivní bezpečnost, možnost menšího počtu provozního personálu, menší množství štěpných produktů a malé celkové rozměry (umožňující sériovou tovární výrobu). Technologie jaderných reaktorů malého výkonu, parametry pracovních medií, fyzikální procesy a praktické vyloučení havarijních stavů, a tedy praktické vyloučení jakýchkoli negativních dopadů na životní prostředí v okolí jaderných zařízení se SMR, opravňují proto snahy o precizaci regulatorní legislativy pro efektivnější licenční proces z hlediska problematiky SMR. Protože současné mezinárodní požadavky na lehkovodní jaderné elektrárny 3. generace (Generace III+) umožňují jejich výstavbu kdekoliv v Evropě, jedná se zejména o minimalizaci zóny havarijního plánování SMR, aby byla možná jejich výstavba v lokalitách stávajících tepláren.

4. INTEGRACE DO ELEKTRIZAČNÍ SOUSTAVY A TEPLÁRENSKÉ SÍTĚ ČR

Rozmanitost technologického řešení SMR určuje jejich různorodou aplikovatelnost nejen pro výrobu elektřiny, ale i jako zdroje tepla pro centralizované vytápění nebo průmysl. SMR mohou také poskytovat podpůrné a systémo-

vé služby pro potřeby regulace elektrizační soustavy (ES) ČR, a přispívat tak k jejímu spolehlivému provozu.

Velikost nominálního elektrického výkonu SMR umožňuje jejich bezproblémovou integraci do elektrizační soustavy ČR jak z hlediska jejich výkonu (do 300 MW_e), tak z hlediska zdrojové přiměřenosti ES ČR, kde se již v roce 2030 předpokládá částečná závislost ČR na dovozu elektrické energie ze zahraničí. V roce 2040, kdy by bylo možné nasazení SMR do energetické soustavy ČR, se předpokládá závislost na dovozu elektrické energie ze zahraničí ve výši 30–39 % předpokládané spotřeby v závislosti na uvažovaném scénáři [4].

Soustavy centrálního zásobování teplem (CZT) v České republice patří k nejrozvinutějším v celé Evropě. Pouze teplárenské soustavy na severu Evropy – ve Finsku a Dánsku a částečně v Německu – mají podobný rozsah výroby a podílu na dodávkách tepla (a částečně i elektřiny) pro obyvatelstvo, terciární sféru i průmysl [5].

Teplárny jsou nejen dodavateli tepla pro CZT, ale také představují významné lokální zdroje poskytující dodávky elektřiny do distribučních sítí. Tyto zdroje mohou také poskytovat různé energetické služby popsané výše a v případě rozpadu elektrizační soustavy mohou být zdroji dodávek elektřiny v ostrovním provozu, kdy v omezeném režimu mohou zajistit alespoň základní objem dodávek elektřiny [6].

5. VÝBĚR/VHODNOST LOKALITY

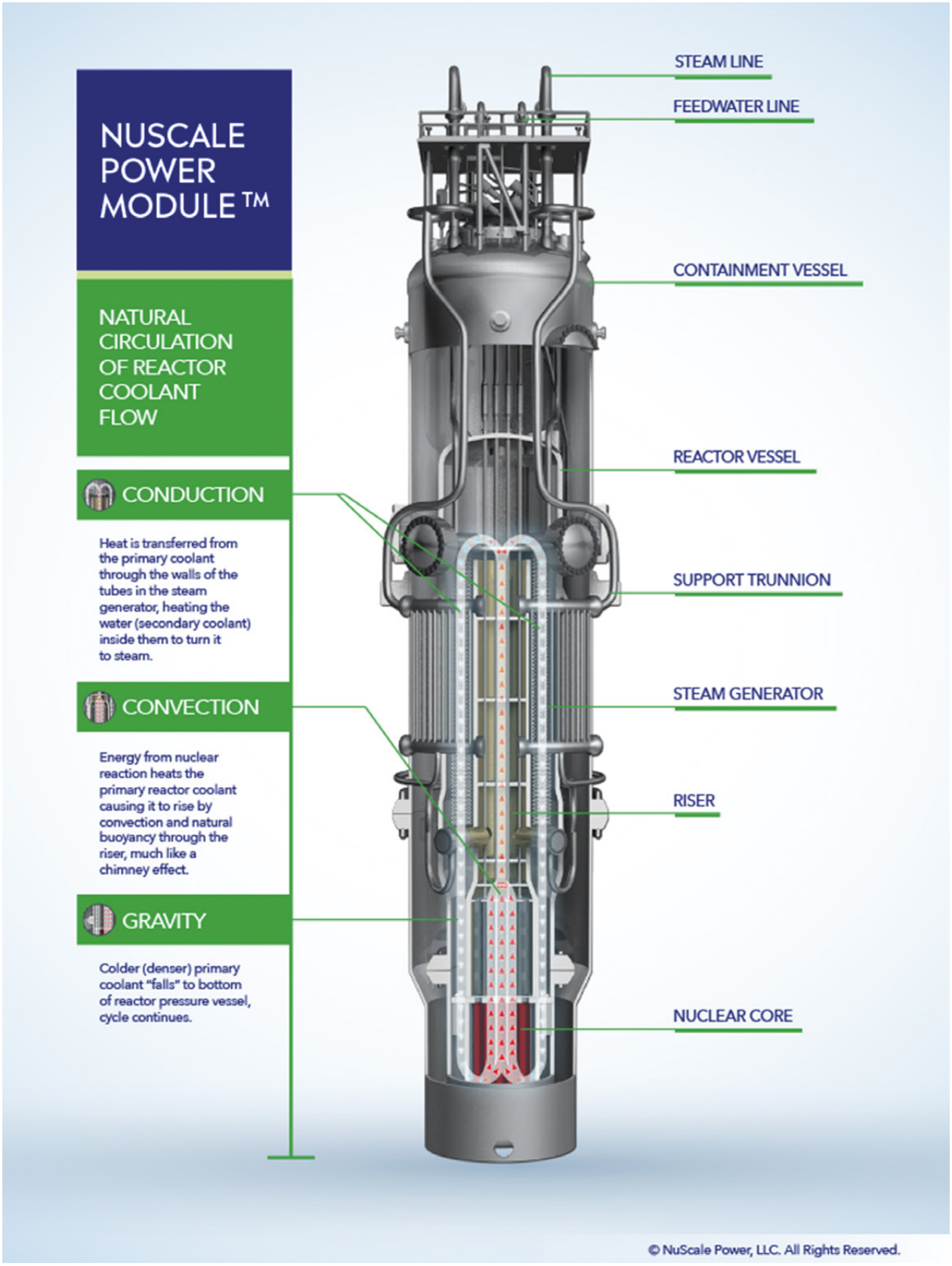
Obecně lze konstatovat, že nasazení SMR jako zdroje tepla pro systémy CZT by bylo optimální v lokalitách stávajících tepláren využívajících jako zdroj tepla hnědé nebo černé uhlí. Přehled těchto potenciálních lokalit je uveden v tabulce 1, kde je uveden také celkový tepelný a elektrický výkon.

Nasazení SMR by umožnilo kompletní využití terciárního okruhu stávající teplárenské sítě CZT. Výhodné by bylo využít i napojení na distribuční soustavu s minimálními úpravami. Pro nasazení tlakovodních reaktorů by bylo nutné provést kompletní výměnu turbín vzhledem k odlišným parametrům vstupní páry. Ostatní pomocné systémy sekundárního okruhu by bylo možno s drobnými úpravami použít.

Přechodem na jaderný zdroj tepla by došlo nejen k ekonomicky stabilnímu prostředí z pohledu cen dodávaného tepla, ale i k pozitivnímu zlepšení životního prostředí v blízkém i vzdálenějším okolí teplárny. Jako lokality, kde by bylo možné stavět SMR nejdříve, lze

Lokalita	Počet kotelních jednotek	Celkový tepelný výkon MWt	Počet turbogenerátorů	Celkový elektrický výkon MWe
Mělník	6	1 214	4	240
Plzeň	7	531	4	161
Vřesová	5	1 100	4	239
Komořany	10	1 076	8	239
Trmice	6	469	6	89
Opatovice	15	1302	6	378
České Budějovice	4	456	3	52
Zlín	9	373	3	34
Olomouc	2	213	2	49
Ostrava	12	1628	7	254

Tab. 1: Přehled lokalit vyhodnocených jako potenciální pro případné nasazení SMR



Obr. 2: Modulární tlakovodní reaktor NuScale (zdroj: NuScale Power, LLC)

uvést lokality uvažované pro výstavbu nového velkého jaderného zdroje, které jsou ale odlišné od stávajících teplárenských lokalit. Aby bylo možné stavět SMR ve stávajících teplárenských lokalitách, je nutná taková úprava potřebné legislativy, která umožní minimalizovat zónu havarijního plánování pouze na areál samotného jaderného zařízení se zachováním všech požadavků z hlediska jaderné a radiační bezpečnosti.

6. STAV VÝVOJE MALÝCH A STŘEDNÍCH JADERNÝCH REAKTORŮ VE SVĚTĚ

V současné době je ve světě v různém stupni rozpracovanosti více než 50 projektů malých modulárních reaktorů různých typů a koncepcí. Potenciál světového trhu se SMR k roku 2035 se odhaduje v rozsahu cca 65–85 GW_e. V nejpokročilejší fázi vývoje jsou jaderné elektrárny tlakovodního typu 3. generace (Generace III+) s malými modulárními reaktory o jednotkovém výkonu cca 20–300 MW_e.

V následujícím odstavci je uveden výběr pěti projektů SMR lehkovodního typu, které jsou již ve fázi výstavby prototypu nebo jsou reálně blízko k jeho výstavbě. Jediný v současné době ve světě provozovaný SMR KLT-40S, instalovaný na plovoucí elektrárně Akademik Lomonosov v RF, není uveden z důvodu českých geografických podmínek.

PROJEKT CAREM

Reaktor CAREM-25 [7] (Central ARgentina de Elementos Modulares) je modulární integrovaný tlakovodní reaktor o výkonu 100 MW_t (29 MW_e brutto). Prototypový (First of a kind) blok o čistém elektrickém výkonu 25 MW_e je v současné době stavěný Argentinskou národní komisí pro atomovou energii (CNEA) v lokalitě JE Atucha na řece Paraná v Argentině.

PROJEKT SMART

Reaktor SMART (System-integrated Modular Advanced ReacTor) je modulární integrovaný tlakovodní reaktor o výkonu 330 MW_t (100 MW_e brutto). Projektantem je korejská výzkumná organizace KAERI. Projekt v roce 2012 získal od korejského regulátora certifikaci „Standard design approval" (SDA). V roce 2015 KAERI podepsala dohodu se Saúdskou Arábií na vypracování studie proveditelnosti.

PROJEKT NUSCALE

Reaktor NuScale [8] je modulární integrovaný tlakovodní reaktor o výkonu 200 MW_t (60 MW_e brutto). Projekt byl vypracován firmou NuScale Power, LLC. Proces „design certification" probíhající na základě žádosti společnosti NuScale Power, LLC (podané v prosinci 2016) byl úspěšně dokončen na konci srpna 2020, kdy US NRC vydalo „final safety evaluation report". První komerční 12modulová elektrárna NuScale s výkonem 600 MW_e (netto) by měla být dle vyjádření projektanta postavena v lokalitě Idaho National Laboratory v USA s plánovaným uvedením do provozu v roce 2029.

PROJEKT ACP100

Reaktor ACP100 je modulární integrovaný tlakovodní reaktor o výkonu 385 MW_t (125 MW_e brutto). Projekt byl vypracován firmou CNNC. ACP100 se stal prvním projektem SMR, který v roce 2016 prošel posouzením bezpečnosti od Mezinárodní agentury pro atomovou energii (IAEA). [9] V roce 2019 bylo oznámeno zahájení výstavby prototypu (First of a kind) v lokalitě Changjiang v Číně [10].

Ing. Jiří Duspiva

V pozici ředitele divize Jaderná bezpečnost a spolehlivost v ÚJV Řež, a. s. působí od roku 2018.

Je absolventem ČVUT Praha, Fakulta strojní, obor Tepelné a jaderné stroje a zařízení. Po ukončení studia nastoupil do ÚJV Řež, kde působil jako výzkumný pracovník v oblasti výzkumu těžkých havárií a od roku 2012 jako vedoucí oddělení Těžké havárie a termomechanika.

V průběhu působení v ÚJV Řež zastával pozice řešitele národních projektů nebo jejich částí (MPO, TAČR, SÚJB) a mezinárodních projektů v rámcových programech EC a projektech OECD/NEA, IAEA, kde rovněž působil v pozici externího speciality/lektora nebo člena autorského týmu reportu o havárii na JE Fukushima. ÚJV Řež nebo ČR dlouhodobě zastupoval (Cooperative Severe Accident Research Program organizovaný US NRC, OECD NEA WGAMA), či stále zastupuje v řadě mezinárodních programů (OECD/NEA CSNI, SNETP GA, ESNII, V4G4 NoE). Dlouhodobě se také účastnil v celé řadě projektů pro řešení těžkých havárií pro české JE, se specifickým zaměřením na JE Temelín. Dlouhodobě je také členem ČNS, kde od roku 2014 působí jako vice-prezident a od roku 2017 zastupuje ČNS v ENS, od roku 2017 je také členem ENS Board.

PROJEKT BWRX-300

Reaktor BWRX-300 [11] je modulární varný reaktor o výkonu 300 MW_e. Projekt byl vypracován společností GE Hitachi Nuclear Energy [12] a je odvozen od velkého reaktoru ESBWR (Economic Simplified Boiling-Water Reactor), který projektovou certifikaci obdržel již v roce 2014. V současnosti byl zahájen licenční proces tohoto reaktoru jak v USA [13], tak v Kanadě (pre-licensing vendor design review) [14].

Z uvedeného přehledu je zřejmé, že první SMR s lehkovodními reaktory budou nasazeny do provozu kolem roku 2025. Pokud by se měla realizovat výstavba SMR pro teplárenské účely v ČR s nasazením do provozu po roce 2035, zbývá pouze 10 let na výběr ověřené technologie SMR, její licencování a výstavbu.

7. EKONOMICKÉ ASPEKTY NASAZENÍ MALÝCH MODULÁRNÍCH REAKTORŮ V ČR

Pro realizaci jakéhokoliv energetického zdroje je ekonomická stránka samozřejmě klíčovou. Odhady investičních nákladů SMR jsou velmi obtížné a zatížené velkým stupněm neurčitosti. Projektanti malých modulárních reaktorů prezentují vlastní odhady, převážně na základě odvození z údajů svých projektů velkých reaktorů. Značný rozptyl je způsoben rozdílnými vstupy, metodikami a také dobou, kdy byly náklady hodnoceny. Měrné investiční náklady projektů malých modulárních reaktorů jsou nepřímo úměrné výši jejich instalovaného výkonu a jsou obecně vyšší než u velkých reaktorů, kde se uplatňuje efekt tzv. „economy of scale". Podle některých odhadů by však malé modulární reaktory mohly být při vhodném projektu, aplikaci a podmínkách schopné konkurence s velkými jadernými reaktory. Nicméně fixní provozní náklady při stávající legislativou mandatorně požadovaném počtu provozního personálu jsou i nadále vyšší než u velkých bloků. To je jedna z oblastí, jež by specifická legislativa pro SMR měla řešit, protože to má významný vliv na výrobní cenu elektřiny a tepla.

Hlavní výhoda SMR z ekonomického hlediska spočívá v možnosti profinancování celkových investičních nákladů vlastními prostředky investora. Lze reálně předpokládat, že investice do celkové výše cca 1 miliardy EUR lze zvládnout „vlastními silami" velkých elektrárenských společností bez potřeby půjček investičního kapitálu, kde náklady na tyto půjčky představují navýšení o cca 30–40 %, které lze tímto způsobem ušetřit.

Zásadní roli při posuzování ekonomických aspektů nasazení malých modulárních reaktorů v ČR musí hrát také možnost zapojení domácího dodavatelského řetězce, což bude mít významný rozhodovací vliv vzhledem k dlouholetým tradicím českého jaderného průmyslu.

Malé modulární reaktory představují zajímavé příležitosti z pohledu zapojení výzkumných organizací a průmyslu ČR do jejich vývoje, výroby a výstavby jak v ČR, tak zejména ve světě. Přestože na státní úrovni existuje podpora rozvoje těchto technologií v souladu s platnou Státní energetickou koncepcí, je třeba zvážit řadu otázek, které jsou specifické pro právní a ekonomické prostředí v ČR. ČR má také fiskální nástroje, které by mohly být užitečné při podpoře celkové ekonomické proveditelnosti výstavby jaderné elektrárny nebo teplárny se SMR. V diskusi o možném nasazení SMR v ČR je důležitá nejen politická vůle jednat, ale také skutečné řešení transformace trhu s elektřinou a teplem, což bude mít významný dopad na strukturování a financování projektů.

8. ZÁVĚR

Ministerstvo průmyslu a obchodu zpracovalo a vláda v lednu 2020 schválila upravenou verzi Vnitrostátního plánu České republiky v oblasti energetiky a klimatu pro období 2021 až 2030 [15]. Plán ukazuje výhled využití paliv v sektoru teplárenství. Podle předpokladů se bude zvyšovat podíl dodávek tepla z OZE na úkor dodávek tepla z uhlí a zemního plynu. Přesto k roku 2030 plán předpokládá stále vysoký podíl dodávek tepla z fosilních zdrojů – z uhlí cca 48 % a zemního plynu cca 23 %. Zásadní útlum výroby tepla z uhlí je předpokládán mezi roky 2035 až 2040, kdy by mělo dojít ke snížení o polovinu. Dodávky tepla z uhlí by přitom měly být z větší části nahrazeny zem-

ním plynem. Zde vidíme prostor pro další snížení emisí CO_2 nasazením jaderných zařízení s malými modulárními reaktory pro dodávky tepla obyvatelstvu a průmyslu.

Podle platné legislativy je možné připravovat lokalitu pro nový jaderný zdroj bez znalosti konkrétního typu, pouze se znalostí požadovaného tepelného a elektrického výkonu. Vzhledem k délce celého povolovacího procesu v ČR a k výše uvedeným faktům doporučujeme zahájit tyto přípravné aktivity co nejdříve. K výběru vhodné lehkovodní technologie SMR pro tyto lokality je možné přistoupit až po prvních realizacích těchto technologií (FOAK) ve světě po roce 2025.

Ing. Lubor Žežula

je absolventem ČVUT v Praze – Fakulty strojního inženýrství (1982), specializace jaderné energetické stroje a zařízení. Od roku 1982 pracuje na různých pozicích v ÚJV Řež, a. s.. V letech 2007-2016 působil jako zástupce ČEZ, a. s. v Administration Group sdružení European Utility Requirements (EUR), v letech 2007–2016 byl členem expertní skupiny Working Party on Nuclear Energy Economics (WPNE) OECD Nuclear Energy Agency (NEA) v Paříži. Od roku 2017 je členem Management Board for the Development, Application and Validation of Nuclear Data and Codes (MBDAV) OECD NEA a v současné době je členem expertní skupiny IEA/NEA Projected Costs of Electricity Generation OECD NEA. Od roku 2008 je členem Technical Working Group on Advanced Technologies for LWRs (TWG-LWR) MAAE ve Vídni. Od roku 2010 zastává také pozici ředitele Technologické platformy „Udržitelná energetika ČR".

Reference:

[1] https://www.mpo.cz/cz/energetika/elektroenergetika/jaderna-energetika/narodni-akcni-plan-rozvoje-jaderne-energeticky-v-ceske-republice--166679/
[2] https://cvvm.soc.cas.cz/cz/tiskove-zpravy/ostatni/ekologie/5001-verejnost-o-jaderne-energetice-kveten-2019
[3] https://www.mpo.cz/dokument158059.html
[4] Hodnocení zdrojové přiměřenosti ES ČR do roku 2040 (MAF CZ), ČEPS, a.s., 18. 10. 2019
[5] Studie „Vývojové trendy v teplárenství, elektroenergetice a plynárenství a těžbě hnědého uhlí a dopady ekologizačních investic", Invicta BOHEMICA, s.r.o., 2018
[6] Špaček T. a kol.: Centrální a decentrální výroba elektřiny a tepla, EGÚ Brno, a. s., prosinec 2017
[7] https://world-nuclear-news.org/Articles/Argentinean-projects-to-resume-after-hiatus
[8] https://www.nuscalepower.com/technology/technology-overview
[9] https://www.neimagazine.com/news/newscnnc-launches-smr-project-7326353
[10] https://nbn.media/china-confirmed-plans-to-begin-construction-on-the-linglong-one/
[11] https://nuclear.gepower.com/build-a-plant/products/nuclear-power-plants-overview/bwrx-300
[12] https://www.youtube.com/watch?v=H3UvxEJG308
[13] https://www.ge.com/news/press-releases/ge-hitachi-nuclear-energy-begins-nrc-licensing-process-bwrx-300-small-modular
[14] https://www.ge.com/news/press-releases/ge-hitachi-initiates-vendor-design-review-its-bwrx-300-small-modular-reactor
[15] https://www.mpo.cz/cz/energetika/strategicke-a-koncepcni-dokumenty/vnitrostatni-plan-ceske-republiky-v-oblasti-energetiky-a-klimatu--252016/

Join us for the SUSEN 2020 virtual conference

SUSEN CONFERENCE 2020

CVŘ

October 15th, 2020
Live video stream: www.susen2020.com

The Conference SUSEN is the annual event organized by the Research Centre Řež (Centrum výzkumu Řež s.r.o.) and it will give an overview of the research and development of new technologies for current and future generations of nuclear reactor systems and the nuclear fusion reactors. It is following the national R&D activity of SUStainable ENergy, a large-scale research infrastructure project and Research for SUSEN project based on four pillars, presented in the following sections of the SUSEN2020 conference: 1. Technological Experimental Circuits; 2. Structural and System Diagnostics; 3. Nuclear Fuel Cycle; 4. Material Research

CONFERENCE PROGRAMME

section 1: 09:00 – 10:30

- High Heat Flux Test Facility HELCZA
  J. Prokůpek; R. Jílek; T. Kubásek (CVŘ)
- Calculated and Measured Spectra of 14 MeV Neutron Generator
  E. Novák (CVŘ)
- EERA JPNM: Past, Present and Future of Research on Nuclear Materials in Europe
  L. Malerba (CIEMAT)

section 2: 10:30 – 11:40

- Nuclear Fuel Cycle Research Activities
  J. Prehradný (CVŘ)
- Analysis of Microscopic Particles Containing Uranium or Plutonium for Nuclear Safeguards
  J. Lorinčík (CVŘ)
- R&D Activities for Damaged Core Status Analysis in JAEA/CLADS and Collaboration with CVŘ on Debris Solidification
  A. Sudo (JAEA/CLADS)

section 3: 11:50 – 13:00

- Non-Destructive Testing of Concrete in Civil Engineering
  Z. Hlaváč (CVŘ)
- Principles of Inspection Procedure for 3D Measurements in NPPs
  J. Brom (CVŘ)
- National Japanese Research on Concrete Degradation under Neutron and Gamma-Ray Irradiation Environments
  I. Maruyama (Nagoya University)

section 4: 13:00 – 14:10

- Performance of Structural Materials in Heavy Liquid Metals
  L. Košek (CVŘ)
- Effect of Surface Treatment on Environmentally-Assisted Cracking Initiation of Steel in High-Temperature Water Coolant Environments
  M. Zimina (CVŘ)
- Effects of Laser Shock Peening on Static and Dynamic Mechanical Properties of Austenitic Stainless Steels Used in Nuclear Industry
  J. Brajer; J. Kaufman; Y. Sano (Osaka University)

EUROPEAN UNION
EUROPEAN REGIONAL DEVELOPMENT FUND
INVESTING IN YOUR FUTURE
OP Research and Development for Innovation
EUROPEAN UNION
European Structural and Investment Funds
Operational Programme Research, Development and Education

Projekt R4S a jeho význam pro rozvoj Centra výzkumu Řež

Ing. et Ing. Markéta Kryková, Ph.D., Ing. Marek Mikloš, Ph.D., Ing. Jan Prehradný, Ph.D., Ing. Josef Strejcius

Projekt Výzkum pro SUSEN je z jedním z nejvýznamnějších výzkumných projektů v oblasti energetiky v České republice. K řešení výzkumných témat využívá infrastrukturu vybudovanou v rámci operačních programů Věda, Výzkum a Vzdělávání a Výzkum a Vývoj pro Inovace – Centrum Udržitelná energetika SUSEN. Projekt zcela zásadním způsobem přispěl k získání významného místa vědeckých týmů Centra výzkumu Řež v mezinárodních i národních výzkumných konsorciích a platformách, a to díky excelentní úrovni jak vybavení, tak zejména know-how vybudovanému v rámci řešení projektu. Projekt je rozdělen do 4 hlavních oblastí: Technologické experimentální okruhy, Strukturální a systémová diagnostika, Jaderný palivový cyklus a Materiálový výzkum. Článek shrnuje hlavní zaměření jednotlivých programů a dosažené výsledky, které tvoří znalostní základnu pro další vývoj v oblasti jak současné, tak i budoucí energetiky.

Project Research for SUSEN is one of the most significant power engineering research projects in the Czech Republic. The project is based on the research infrastructure built within the Operational Programme Research and Development for Innovation and Research, Development and Education – The Sustainable Energy Centre. The project had a major contribution to the significant position of the Research Centre Řež in the national and international consortia and platforms, especially due to the excellent standard of the equipment as well as obtained know-how. The project is divided into four research programmes: Technological Experimental Circuits, Structural and System Diagnostics, Nuclear Fuel Cycle and Material Research. This article is summarizing the main focus of each programme and major achievements which create the knowledge basis for future research and development for current as well as future power supply installations.

ÚVOD

V lednu 2016 byl zahájen jeden z nejvýznamnějších výzkumných projektů Centra výzkumu Řež (CVŘ), ale i České republiky zaměřený na energetiku, a to projekt Výzkum pro SUSEN (dále R4S, logo viz obr. 1) v rámci programu Ministerstva školství, mládeže a tělovýchovy Národního programu udržitelnosti II.

Obr. 1: Logo projektu R4S

Hlavním cílem projektu R4S je zajištění udržitelnosti SUSEN, projektu výzkumné infrastruktury budované ze strukturálních fondů. Hlavní cíl je věcně naplňován výzkumem chování materiálů a komponent v běžných i extrémních podmínkách a médiích, chování těchto médií a stanovení vzájemných vztahů mezi složením, strukturními vlastnostmi a povrchovými vlastnostmi materiálů, včetně modelování vlastností zcela nových materiálů, a to na nově vybudované výzkumné infrastruktuře v podmínkách extrémních teplot, prostředí a namáhání.

Jedním z hlavních přínosů projektu R4S bylo vybudování a oživení komplexní infrastruktury pro vývoj v jaderné energetice, a to nikoli pouze z pohledu experimentálního vybavení, ale i know-how a lidských kapacit, které tvoří světově unikátní centrum pro výzkum a vývoj stávajících i nových energetických systémů. Tato skutečnost umožnila CVŘ získat

významné postavení ve výzkumné komunitě a roli klíčového partnera pro výzkumně-vývojové úkoly zadávané provozovateli, výrobci i servisními organizacemi provozovaných průmyslových celků.

Projekt je rozdělen do 4 hlavních oblastí: Technologické experimentální okruhy (TEO), Strukturální a systémová diagnostika (SSD), Jaderný palivový cyklus (JPC) a Materiálový výzkum (MAT). Tyto programy jsou detailněji popsány v dalších kapitolách.

VÝZKUMNÝ PROGRAM TECHNOLOGICKÉ EXPERIMENTÁLNÍ OKRUHY

Hlavní zaměření výzkumného programu Technologické experimentální okruhy (TEO) je výzkum a vývoj reaktorů IV. generace, termojaderné fúze a inovativních technologií pro energetiku. Výzkumný program přispívá k řešení výzkumných otázek, které povedou k aplikaci energetických instalací nové generace a řeší zejména zásadní otázky definované požadavky na bezpečnost, spolehlivost a účinnost těchto technologií. Jedná se zejména o kvalifikaci konstrukčních materiálů a komponent, postupů jejich výroby, definici podmínek v pracovních okruzích z chemického hlediska, validaci výpočetních kódů z oblasti termohydrauliky, modelování a experimenty studující přestupy tepla a vliv ionizujícího záření jak na chování konstrukčních materiálů, tak na funkčnost a spolehlivost monitorovacích a diagnostických systémů.

REAKTORY IV. GENERACE

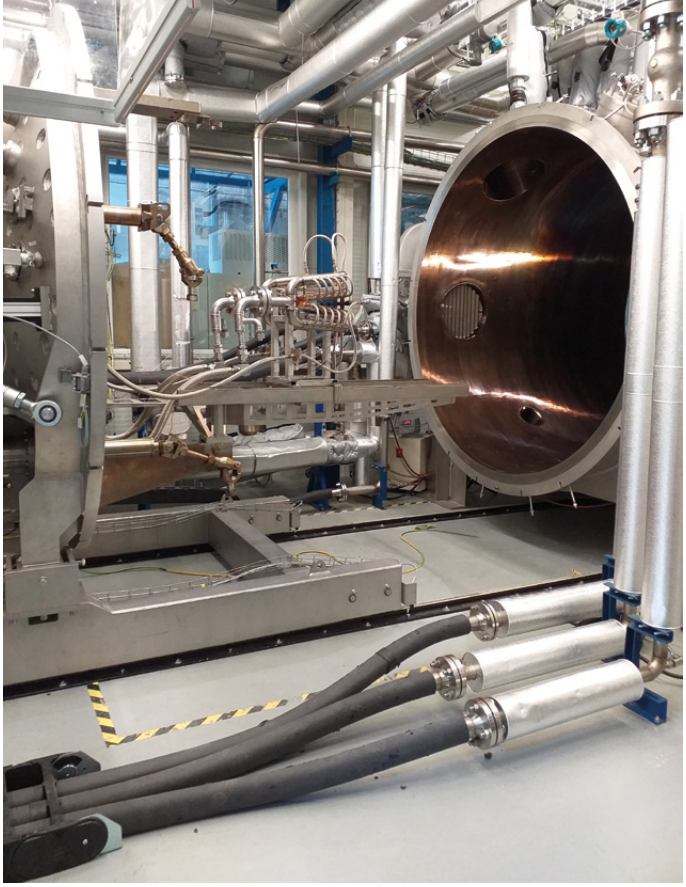
Jako reaktory IV. generace je označováno 6 typů konceptů, z nichž CVŘ spolupracuje na vývoji superkritickou vodou chlazeného reaktoru (SCWR), vysokoteplotního, plynem chlazeného reaktoru (VHTR), rychlého, plynem chlazeného reaktoru (GFR), olovem chlazeného rychlého reaktoru (LFR) a reaktoru chlazeného tekutými solemi (MSR). Díky aktivitám R4S bylo možné vyvinout metodiky testování a kvalifikace materiálů, komponent a technologií, které umožnily zapojení do významných mezinárodních i národních konsorcií a platforem.

Hlavním tématem je výzkum chování konstrukčních kovových i nekovových materiálů a komponent (zejména vliv povrchových úprav a dalších modifikací, jako je zpevnění ocelí dispergací oxidů) v prostředí superkritické vody a vysokoteplotního helia v reaktorových smyčkách, které simulují pracovní prostředí budoucích reaktorů. Dále kvalifikace komponent a výzkum přestupu tepla pro výměníky a další komponenty pro vysokoteplotní reaktory typu GFR a VHTR využívající zařízení S-ALLEGRO (obr. 2).

TERMOJADERNÁ FÚZE

Výzkum termojaderné fúze je v CVŘ zaměřen především na vývoj technologií pro reaktory ITER a DEMO. V uplynulých letech se podařilo výzkumnému týmu zapojit se do programu EUROFusion, který zastřešuje téměř kompletně výzkum v této oblasti na území Evropské unie, ale unikátnost infrastruktur umožnila i získání několika tendrů od evropske agentury Fusion for Energy. zajišťujici vystavbu reaktoru ITER.

Obr. 2: Smyčka S-ALLEGRO



Obr. 3: Příprava experimentu namáhání měděných terčů vysokým tepelným tokem, HELCZA

Hlavními výzkumnými směry jsou kvalifikace komponent typu první stěny a divertoru na odolnost vůči vysokým tepelným tokům v zařízení HELCZA (obr. 3), dále výzkum chování eutektika Pb-Li a korozní odolnosti konstrukčních materiálů tomuto prostředí a v neposlední řadě také experimenty se zdrojem 14 MeV neutronů pro verifikaci teoretických modelů a neutronických výpočtů benchmarková měření neutronových spekter a rozvoj knihoven jaderných dat pro fúzní aplikace.

INOVATIVNÍ TECHNOLOGIE V ENERGETICE

Program TEO není zaměřen pouze na čistě jadernou energetiku, ale jeho významnou částí jsou i technologie pro využití jak v klasické energetice, tak systémy přispívající k redukci polutantů a další ekologické zátěže. Aktuálně je jedním z hlavních otázek výběr vhodného konstrukčního materiálu a širší aplikace těchto technologií je často limitována právě cenou těchto materiálů, která je enormně vysoká. Jedná se zejména o fosilní bloky s vysokou účinností využívající jako pracovní médium ultrakritickou vodu, ale i okruhy využívající superkritický oxid uhličitý, u kterých je vysoká finanční náročnost vybudování instalace kompenzována znatelně menšími rozměry točivých strojů a vyšší účinností oběhu. Další oblastí jsou obnovitelné a nízkoemisní zdroje energie a technologie využívající odpadní technologické teplo. Mezi zkoumané technologie patří například koncentrátory solární energie (CSP), systémy pro akumulaci energie či vodíkové technologie. Tímto výzkumem přispívá projekt R4S i k rozvoji nízkouhlíkové, obnovitelné a udržitelné energetiky, tedy i mimo jadernou oblast.

VÝZKUMNÝ PROGRAM STRUKTURÁLNÍ A SYSTÉMOVÁ DIAGNOSTIKA

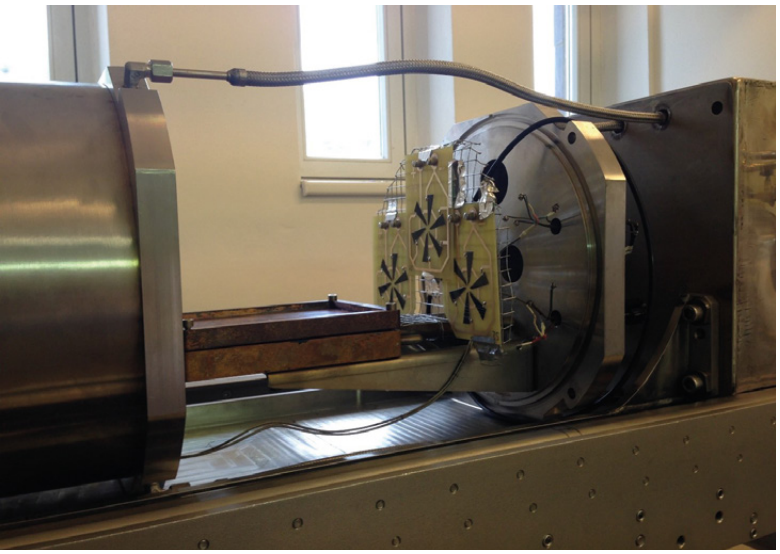
Tento výzkumný program je tematicky zaměřen na strukturální a systémovou diagnostiku jaderných elektráren (JE). Jde především o prodlužování životnosti JE současné generace (Gen II) o dvacet a více let a s tím související výzkumné aktivity. Středně až dlouhodobé cíle se týkají strukturální a systémové diagnostiky jaderných elektráren Gen III a Gen IV, na které budou již kladeny poměrně odlišné požadavky na funkce a spolehlivost diagnostických systémů.

ACCIDENT TOLERANT FUELS – BUDOUCNOST BEZPEČNÉHO PROVOZU JE

Největší prioritou současných i budoucích jaderných elektráren je neustálé zvyšování bezpečnosti a spolehlivosti jejich provozu. Jedním z mnoha faktorů ovlivňujících bezpečný chod jaderné elektrárny je i jaderné palivo, kterému je zejména od havárie ve Fukušimě věnovaná velká pozornost. Centrum výzkumu Řež se také věnuje rozsáhlému výzkumu pokrytí jaderného paliva na bázi zirkoniových slitin a jejich nástupců,

Obr. 4: Testování metodiky 3D skenování OKT trubiček v parogenerátoru JE Temelín

tzv. Accident Tolerant Fuels (ATF). Někteří výrobci paliv (zejména v USA) již ve spolupráci s provozovatelem jaderné elektrárny a dozorem uvedli do provozu tzv. Lead Test Assemblies (LTA) s těmito typy paliva a pokrytí. Ovšem toto je pouze jeden krok k mnohaletému procesu licencování ATF pro provoz. Proto se CVŘ také zaměřuje na materiály ATF pokrytí (viz obr. 4). Provádí tak mechanické zkoušky a mikrostrukturní analýzy zirkoniových (Zr) slitin a povlaků na bázi chromu a chrom-nitridu deponovaných ve formě jednoduchých vrstev a multivrstev, nerezových stabilizovaných ocelí, keramického pokrytí na bázi SiC aj.

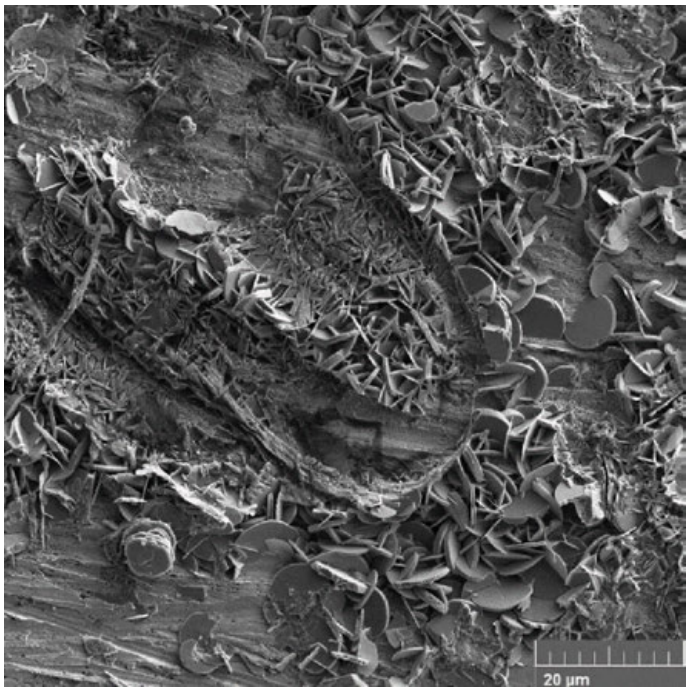


Obr. 5: Ozařovací pozice solárních článků v Gama ozařovně

Metodické postupy testování palivového pokrytí se zaměřují jak na provozní oblast, tak na suché i mokré skladování paliva. V rámci problematiky palivového pokrytí byly ve stíněných komorách Centra výzkumu Řež postupně optimalizovány a zavedeny standardní tahové, tlakové zkoušky pokrytí (Ring Tensile Test, RTT; Ring Compression Test, RCT), creepové zkoušky aj. aplikovány nejprve na referenční a poté na ozářené materiály. Základní mechanické zkoušky rovněž doplňují zkoušky zaměřené na konkrétní problematiku palivových proutků, například na přítomnost křehké fáze hydridů v mikrostruktuře tvárné kovové matrice Zr-slitin způsobující jejich výrazné zkřehnutí (mechanismus Delayed Hydride Cracking, DHC), která je často řešena na mezinárodních konferencích. Mechanické zkoušky doplňují základní i pokročilé metody světelné a elektronové mikroskopie pro hodnocení výchozích stavů, mikrostrukturní a chemické analýzy pokrytí po vysokoteplotní oxidaci probíhající při haváriích typu LOCA (Loss of Coolant Accident) až po detailní vyhodnocení radiačního poškození pomocí transmisní elektronové mikroskopie (TEM) s vysokým rozlišením. Pro simulaci namáhaní palivového pokrytí se rovněž využívají „in-situ" techniky integrované v komorách elektronových mikroskopů, kterými lze pozorovat např. šíření trhlin v mikrostruktuře pokrytí, chemické a mikrostrukturní změny při tepelném zatížení či pohyb dislokací a radiačně-indukovaných vad pozorovaných v TEM. „In-situ" techniky v elektronové mikroskopii jsou v posledních letech velkým trendem v oblasti výzkumu jaderných materiálů. K běžným provozním problémům jaderného paliva patří i poškozování vlivem cizích předmětů, tzv. debris fretting. Právě za účelem studia chování nových ATF pokrytí CVŘ vyvinulo metodiku testování nových slitin pokrytí za pomocí otěru.

RADIAČNÍ STÁRNUTÍ BETONŮ

Další oblastí vědeckého zájmu ve světě a v CVŘ je studium radiačního stárnutí biologického stínění jaderného reaktoru. V CVŘ v současnosti probíhá příprava pevných i práškových vzorků betonových směsí a pojivových hmot pro následnou fázovou analýzu pomocí rentgenové difrakce (XRD), Ramanovy a infračervené spektroskopie (FTIR) a dalších metod světelné mikroskopie v procházejícím světle a skenovací a transmisní elektronové mikroskopie. Hlavním cílem tohoto mezinárodního výzkumu (probíhající významná spolupráce s několika japonskými partnery) je charakterizace fázových změn různých typů agregátů vlivem neutronového záření a rovněž popis vlivu gama záření na pojivové hmoty, které způsobují vznik trhlin mezi agregáty a pojivem a degradaci biologického stínění. Nejvýznamnějším milníkem je započetí dlouhodobého ozařování různých typů agregátů v březnu 2020 pro studium napuchání agregátů vlivem neutronového záření.



Obr. 6: Biofilm na uhlíkové oceli v nesterilním prostředí po expozici 240 dnů za anaerobních podmínek

VÝVOJ NEDESTRUKTIVNÍCH METOD A PODPORA LTO

Prioritou pro provoz současných jaderných bloků se staly požadavky na prodlužování provozu za projektovanou životnost, které vedou k požadavkům na přesnější kontroly zařízení. Z tohoto důvodu nedestruktivní kontroly v posledních několika letech zažívají velký rozvoj. Je to dáno zejména novými pokročilými technologiemi, které jsou při vývoji zařízení využívány. Mezi příklady může patřit například masivní nasazování ultrazvukové techniky Phased array, ale také i využívání nových technologií, jako je například 3D skenování. Postupné zavádění těchto znalostí a metodik i do klasické energetiky a tím detailnější znalost stavu technologií a zbytkové životnosti je významným krokem v české energetice za poslední roky. Mezi příklady přenosu know-how může patřit například automatizované vyhodnocování stavu trubek kondenzátoru vířivými proudy, aplikace 3D profilometrie při sledování tečení parovodů, nové metody při diagnostikách parních turbín, které CVŘ ve spolupráci s ČEZ umožnila zavést do provozu (viz obr. 4). Samozřejmostí je i kvalifikace těchto metod. Hlavní organizací, jejíž know-how a výzkumná databáze je v ČR využívána CVŘ, patří bezesporu EPRI (Electric Power Research Institute). Informace z jejich výzkumné činnosti jsou mnohdy upraveny a následně aplikovány v ČR. Významná spolupráce byla navázána i s organizací ENIQ (European Network for Inspection and Qualification). Jejich tzv. Recommended Practices byly využity např. při zavádění kvalifikací na klasických elektrárnách v ČR.

OD JÁDRA K VESMÍRNÝM APLIKACÍM

Testy radiační odolnosti komponent určených pro vesmírné technologie nabývají v současné době na významu. Tento trend souvisí s novými přístupy ke stavbě malých družic, tzv. CubeSatů, jež v současnosti nevyvíjí jen renomované a ve vesmírném průmyslu etablované společnosti, ale naopak vědecko-výzkumné organizace či konsorcia menší soukromých společností, univerzit a škol. Aby byla zajištěna dostatečná kvalita, vyvstává čím dál vyšší poptávka po informacích o výdrži, stabilitě a životnosti satelitů při současném požadavku na co nejnižší pořizovací cenu. Té lze docílit nákupem snadno dostupných, ale zároveň prověřených součástek, u nichž byly provedeny testy odolnosti v požadovaném rozsahu. Technologie v CVŘ byly primárně postaveny za účelem vývoje a testování materiálů pro jaderné elektrárny současné i budoucí generace, nicméně jejich využití je mnohem širší. Jednou z možností je vytváření ekvivalentních podmínek, jaké panují ve vesmíru, v našich laboratořích. Proto vznikl projekt zaměřený na testování komponentů pro vesmírný průmysl. Ve spolupráci pracovišť Gama ozařovna (obr. 5), Laboratoř neutronových generátorů a slovenské společnosti RMC s.r.o. probíhá v CVŘ projekt na testování degradace elektrických vlastností solárních článků vlivem neutronového a gama záření. Do budoucích studií je uvažováno využití dispozic Centra vysoce citlivých analytických přístrojů CVŘ (například elektronové mikroskopy). Infrastruktury CVŘ využívají v rámci testování komponent pro vesmírné aplikace taktéž soukromé společnosti.

VÝZKUMNÝ PROGRAM JADERNÝ PALIVOVÝ CYKLUS

Projekt R4S pomohl intenzivně rozvíjet jednu z velmi důležitých oblastí, a tou je podpora jaderného palivového cyklu (JPC) – zejména zadní část palivového cyklu. Podpora konce palivového cyklu je ve světě rozdělena na dva směry – prvním z těchto směrů je vývoj a optimalizace tzv. uzavřeného palivového cyklu, kdy je použité jaderné palivo přepracováno

a znovu využito ve formě tzv. MOX (mixed oxide fuel) paliva. Druhý směr se zabývá otevřeným palivovým cyklem – v tomto případě je palivo po vyvezení z reaktoru a po určité době nuceného chlazení ukládáno do kontejnerů a úložišť. Přesto v obou případech zůstává určité množství aktivního odpadu, a to nejenom z použitého paliva, ale také z běžného provozu. Tento odpad je pak podle míry aktivity fixován do pevných matric a ukládán do speciálně upravených skladů, kde postupně dochází k poklesu aktivity. Dalo by se tak říci, že hlavním tématem laboratoří zabývajících se zadní částí palivového cyklu je vypořádání se s odpady z provozu jaderných zařízení, jejich optimalizace, přepracování, fixace a uložení.

Řada laboratoří spojených pod společným názvem Jaderný palivový cyklus ve své podstatě plní funkci podpůrných laboratoří, a přesto se díky projektu R4S podařilo v těchto laboratořích zahájit samostatný výzkum, dosáhnout řady zajímavých výsledků a navázat spolupráci mezi různými vědeckými organizacemi. Jedním z typických příkladů je rozvoj dvou analytických laboratoří. První z laboratoří je laboratoř analytické chemie, která má na starost nejenom analytickou chemii z výzkumných projektů celé CVŘ, ale také podporu reaktoru LVR-15. Díky projektu R4S si laboratoř vybudovala vlastní výzkumný program, který se zabývá zejména odpadovým hospodářstvím z kapalných odpadů a technologickými vodami z chladicích okruhů elektráren.

PRVKOVÁ A IZOTOPOVÁ MIKROANALÝZA

Základem pro činnosti v této aktivitě je soubor vysoce citlivých analytických zařízení, jako je například hmotnostní spektrometr sekundárních iontů (SIMS), alfa-gama spektrometr či rentgenový difrakční spektrometr (XRD); je postavena jako podpora pro materiálový výzkum. Díky projektu SUSEN a R4S se podařilo v této laboratoři zahájit výzkumný program zabývající se vývojem nových typů transmutačních detektorů s cílem vylepšení metodik měření neutronových charakteristik a také vývojem vlastních metodik na detekci extrémně nízkých koncentrací radioaktivních prvků v přírodních vzorcích materiálu. V neposlední řadě projekt R4S umožnil laboratoři rozvoj v oblasti vysoce citlivých analýz týkajících se detekce uranu a plutonia ze stěrů bezpečnostních inspektorů Mezinárodní agentury pro atomovou energii (MAAE), díky čemuž se laboratoř zúčastnila mezinárodních srovnávacích testů v rámci kontrolní sítě pro dodržování smlouvy o nešíření jaderných zbraní. V rámci těchto srovnávacích testů laboratoř prvkové a izotopové mikroanalýzy usiluje o začlenění do uskupení laboratoří NWAL (Network of Safeguards Analytical Laboratories) při MAAE. Účast v NWAL by byla pro Českou republiku zcela jedinečnou šancí dokázat světu kvalitu naší vědy a výzkumu.

OPTIMALIZACE A ZPRACOVÁNÍ RADIOAKTIVNÍCH, TOXICKÝCH A JINÝCH NEBEZPEČNÝCH ODPADŮ

Důležitým tématem projektu R4S jsou též odpady, zejména radioaktivní. V laboratoři optimalizace a zpracování radioaktivních, toxických a jiných nebezpečných odpadů se podařilo vyvinout dvě unikátní zařízení. Prvním z nich je experimentální technologická linka zaměřená na solidifikaci odpadů do pevných matric. Dalším zařízením je technologie pro bezplamennou oxidaci pod hladinou roztavené soli (MSO – molten salt oxidation). V průběhu řešení projektu R4S se laboratoř postupně etablovala na poli fixace odpadů, provozní optimalizace obou zařízení, podařilo se jí vyvinout několik funkčních vzorků a postupně vyladit obě zařízení. V závěru projektu R4S se podařilo získat významnou roli v mezinárodním projektu PREDIS (Developing pre-disposal activities identified in the scope of the European Joint Programme in Radioactive Waste), kde je optimalizace a zpracování odpadů řešena v rámci celoevropského sdružení Joint Programme. V rámci aktivit tematicky spojených s problematikou hlubinných úložišť umožnil projekt R4S vytvoření vlastního programu zaměřeného na studium mikrokoroze v anaerobním prostředí simulujícím podmínky hlubinného úložiště a v neposlední řadě také studium horninových vlastností a chování hornin ve specifických podmínkách. Tyto aktivity jsou velmi přínosné nejenom pro účely hlubinného úložiště, ale také pro široké spektrum aktivit mimo jadernou oblast. Laboratoř

je uzpůsobena pro výzkum chování materiálů pod zemí, a tudíž je možné sledovat degradaci stavebních materiálů, konstrukčních materiálů, dálkového vedení plynu nebo například chování hornin v podmínkách hlubokého sucha, což je problematika zejména poslední dobou velmi aktuální (výsledky viz obr. 6).

Jaderný palivový cyklus se samozřejmě věnuje také přímo zpracování a optimalizaci použitého paliva. Za tímto účelem je vystavěna speciální laboratoř tzv. fluorové chemie, kde jsou vyvíjeny moderní a pokročilé metodiky na přepracování použitého paliva, separaci uranu a plutonia a v poslední době také cílený výzkum nových typů reaktorů s využitím chlazení formou roztavené soli. V tomto směru je v laboratoři realizován velmi pokročilý korozní výzkum solí na materiály chladicích smyček zmíněných reaktorů. Všechny tyto aktivity jsou realizovány s českými i mezinárodními partnery – jedněmi z příkladů jsou japonské firmy Marubeni a Hitachi, které v naší laboratoři realizovaly výzkum možností přepracování paliva z havarované jaderné elektrárny Fukushima-Daiichi.

TĚŽKÉ HAVÁRIE

Program JPC se dále zabývá těžkými haváriemi, zejména výzkumem chování taveniny paliva ve spojení s konstrukčními a stavebními materiály, výzkumem jejich vzájemné interakce, chování a fyzikálními a chemickými vlastnostmi. Laboratoř v době realizace projektu R4S dosáhla takových kvalit, že v současnosti spolupracuje na řešení hned několika mezinárodních projektů pod záštitou OECD/NEA, jeden z těchto projektů dokonce sama připravuje. I zde byl v posledních letech pro japonského partnera Mitsubishi Heavy Industries realizován velký komplexní projekt zaměřený na výzkum fyzikálně-chemických vlastností coria v návaznosti na elektrárnu Fukushima-Daiichi.

Projekt R4S umožnil prakticky běh všech zmíněných laboratoří. Vzhledem k intenzivnímu vědeckému potenciálu laboratoří je velmi obtížné nalézt financování, které kompletně pokryje provozní i personální potřeby laboratoří. Přestože se jedná o kvalitní laboratoře na světové úrovni, jejich zaměření je natolik specifické, že mnohdy není jednoduché nalézt přesah do nejaderných průmyslových aplikací.

VÝZKUMNÝ PROGRAM MATERIÁLOVÝ VÝZKUM

Výzkumné aktivity v oblasti materiálového výzkumu byly řešeny v přímé souvislosti s udržitelností programu Materiálový výzkum projektu SUSEN, byly zaměřeny na splnění konkrétních dílčích cílů: Stanovení vlastností mezních stavů ocelí a niklových slitin v podmínkách daných technologií chlazení tekutými kovy pro reaktor LFR, Výzkum mechanismů korozně-mechanického poškozování a Stanovení degradačních mechanismů žárupevných ocelí při cyklickém namáhání.

V rámci řešených aktivit byl realizován unikátní výzkum kompatibility konstrukčních materiálů s chladivem na bázi eutektika Pb-Bi a olova byla ověřována jednak na základě dlouhodobých expozičních testů v experimentální korozní smyčce, jednak z výsledků tahových zkoušek s pomalou rychlostí deformace. Použitá výzkumná infrastruktura – smyčka a korozní autoklávy, jejíž konstrukce byla součástí výzkumných prací – je unikátní a snese srovnání s obdobnými zařízeními ve světě. Rovněž výsledky našeho výzkumu jsou kladně přijímány zahraničními partnery obdobného zaměření.

Výzkum mechanismů korozně-mechanického poškozování byl zaměřen na problematiku koroze chromových martenzitických ocelí. Byla studována kinetika růstu korozních bodů (pittingu) ve vodním prostředí znečištěném chloridy na ocelích používaných pro lopatky NT dílů parních turbín, pro stanovení podmínek nukleace korozních trhlin z korozních důlků byly prováděny testy vysokocyklické únavy lopatkových ocelí T552, T671, MLX17 v parním kondenzátu a lité oceli COR 13/4 v říční vodě. Vyvinuté metodiky stanovení S-N křivek s kontinuálním měřením elektrochemického šumu nebo měření rychlosti šíření únavových trhlin ve vodě jsou v ČR unikátní.
V dílčím cíli Stanovení degradačních mechanismů žárupevných ocelí byla studována nízkocyklická únavová pevnost 9 % Cr žárupevných ocelí, tečení a kombinace tečení a únavy austenitické oceli HR3C.

ZÁVĚR

Projekt Výzkum pro SUSEN umožnil ve všech oblastech, kterými se zabývá, významný posun směrem k světové úrovni a v mnoha případech přispěl k rozvoji pracoviště takovou měrou, že je ho bez přehánění možno řadit mezi světovou špičku. Výzkumné práce definovaly propojení mezi vybudovanými unikátními zařízeními a jejich spojení v jeden funkční synergický celek jak mezi sebou, tak s jadernými reaktory LR-0 a LVR-15 a přispěly ke vzniku světově unikátního know-how, díky kterému je Centrum výzkumu Řež významným členem národních i nadnárodních konsorcií a platforem a vyhledávaným partnerem pro výzkumně-vývojové práce jak provozovateli, tak výrobci a servisními organizacemi průmyslových celků, zejména energetických. Implementací projektu se Česká republika zařadila mezi světové lídry v oblasti inovací pro energetiku a výzkumu a vývoje v oblasti reaktorů stávající generace, generace IV a termojaderné fúze.

Ing. et Ing. Markéta Kryková, Ph.D.

Působí jako zástupkyně ředitele sekce Výzkum a vývoj v energetice ve společnosti Centrum výzkumu Řež s.r.o. Je absolventkou VŠCHT v Praze a ČVUT v Praze. Působí jako členka výkonného výboru EERA JPNM a jako místopředsedkyně a zástupce EUATOM v řídicím výboru pro vývoj superkritickou vodou chlazeného jaderného reaktoru v rámci platformy Generation IV International Forum. Má bohaté zkušenosti s účastí v mezinárodních projektech investičního i výzkumného charakteru (OP VaVPI, OP VVV, FP7, Horizon 2020). Je koordinátorkou evropsko-čínsko-kanadského projektu ECC-SMART, jehož tématem je vývoj superkritickou vodou chlazeného malého modulárního reaktoru.

EVROPSKÁ UNIE
EVROPSKÝ FOND PRO REGIONÁLNÍ ROZVOJ
INVESTICE DO VAŠÍ BUDOUCNOSTI

OP Výzkum a vývoj pro inovace

EVROPSKÁ UNIE
Evropské strukturální a investiční fondy
Operační program Výzkum, vývoj a vzdělávání

Jednotlivá témata věnovaná vybraným výstupům projektu Research for SUSEN, realizovaného v Centru výzkumu Řež s.r.o., budou prezentována též na online konferenci SUSEN 2020, pořádané u příležitosti ukončení projektu dne 15. října tohoto roku. Více informací o konferenci naleznete na http://susen2020.com

Všechny příspěvky na stránkách 32 až 144 jsou recenzované.

Úprava HPGe Gama-spektrometru pro charakterizaci vysokoaktivních vzorků

Mgr. David Zoul, Ing. Markéta Koplová, PhD., Bc. Petr Švrčula

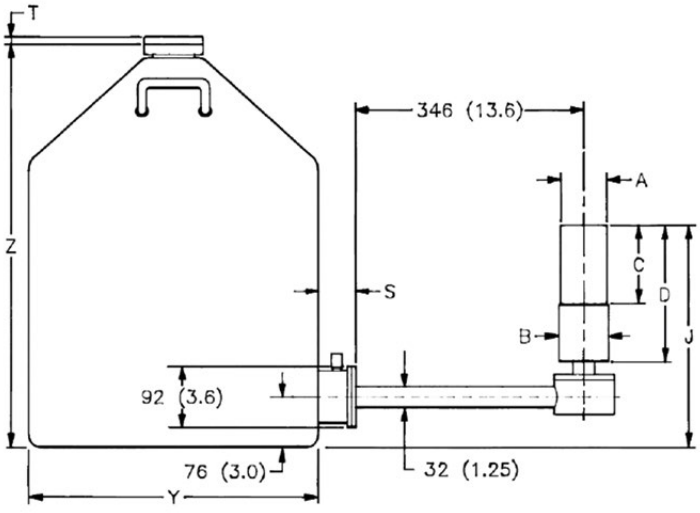
V oddělení Materiálové a mechanické vlastnosti společnosti Centrum výzkumu Řež byla dokončena první etapa rekonstrukce měřicí trasy HPGe spektrometru využívaného k charakterizaci radionuklidového složení vzorků ozářených v jaderném reaktoru, identifikaci složení zcela neznámých vzorků a k charakterizaci složení a aktivit radioaktivních odpadů. Úprava spočívá v doplnění o stínicí olověnou vložku, která umožňuje vložení wolframových dírkových kolimátorů, a o přesný dálkově ovládaný výtah vzorkovnice, který dovolí přesné nastavení vzdálenosti zdroj–detektor, což je důležité pro přesné stanovení aktivity vzorku.

At the Department of Material and Mechanical Properties of the Research Centre Řež, the first stage of the reconstruction of the HPGe semiconductor spectrometer has currently been completed, consisting of supplementing the spectrometer with a shielding lead insert, which enables the insertion of tungsten pinhole collimators. The production of a precise remote-controlled elevator of the samples is also underway, which will allow precise setting of the source–detector distance. Knowledge of the exact radionuclide composition and activities of individual radionuclides allows not only to characterize the composition of samples irradiated in a nuclear reactor, but also to identify the composition of completely unknown samples and the characterization of radioactive waste.

1. ÚVOD

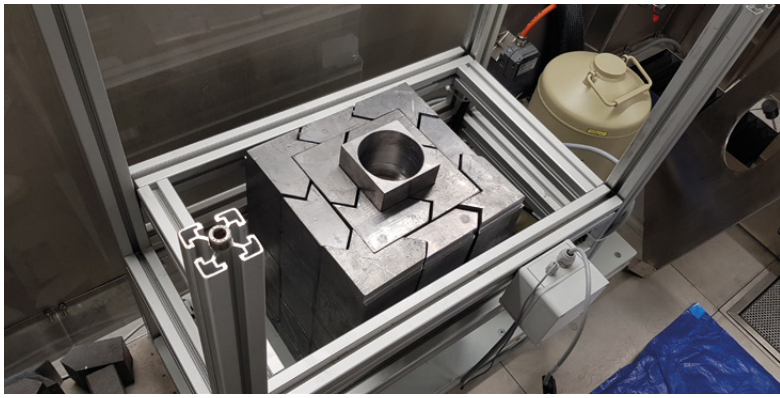
Kapalným dusíkem chlazený polovodičový High-Purity Germanium (HPGe) detektor GEM10-70-PL firmy ORTEC (obr. 1) tvoří spolu s předzesilovačem, zesilovačem, řídicí jednotkou a pokročilým ovládacím softwarem GamWin, vybaveným rozsáhlou knihovnou spekter známých radionuklidů, špičkový systém pro gama spektroskopii radioaktivních vzorků.

V roce 2019 byly na horkých komorách Radiochemie II Centra výzkumu Řež charakterizovány ozářené vzorky monokrystalu ZnO vyžíhané v Zn atmosféře, určené pro následné studium metodou pozitronové anihilační spektroskopie na Katedře fyziky nízkých teplot Matematicko-fyzikální fakulty Univerzity Karlovy v Praze.

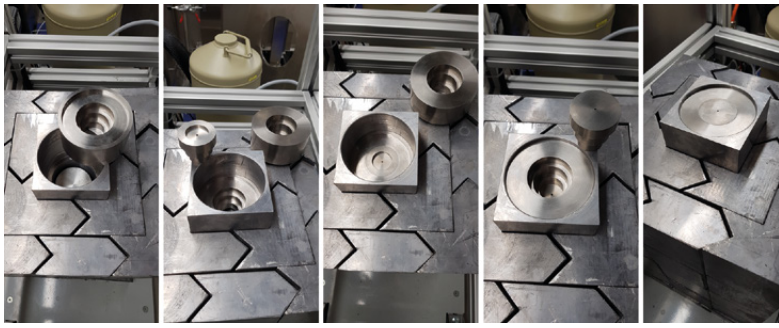


Obr. 1: Kapalným dusíkem chlazený polovodičový High-Purity Germanium (HPGe) detektor GEM10-70-PL firmy ORTEC

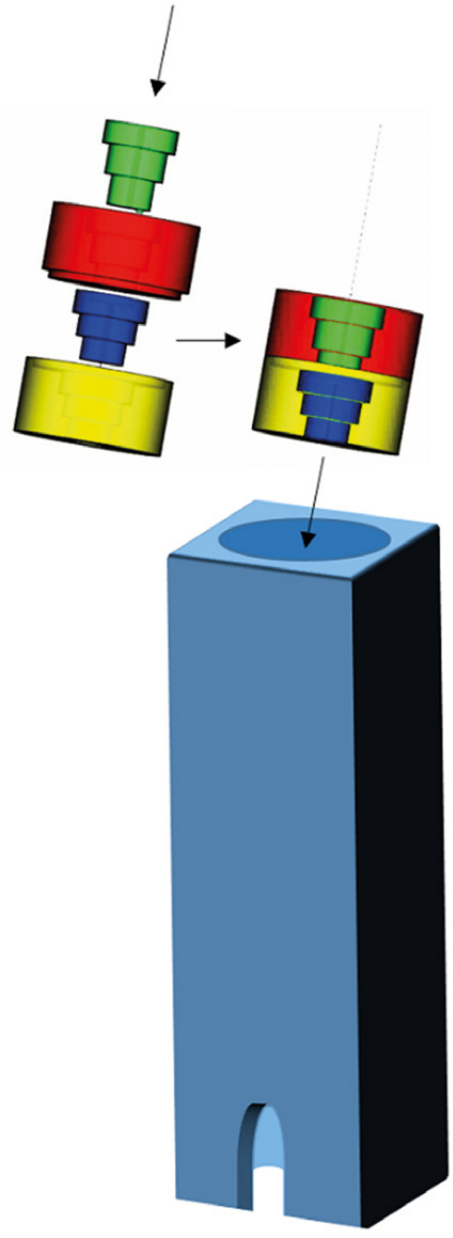
Obr. 3: Dostínění HPGe detektoru olověnou vložkou obklopenou dvěma vrstvami olověných cihel >



Obr. 4: Postupné vkládání komponovaných wolframových dírkových kolimátorů do olověné vložky HPGe detektoru v



Každý ze vzorků vykazoval příkon dávkového ekvivalentu cca 30 mSv/h ve vzdálenosti 100 mm (aktivita 4 GBq), takže i v nejvyšší dosažitelné vzdálenosti zdroj-detektor, která činila 750 mm, byl spektrometr stále zahlcen příkonem 0,5 mSv/h a udával mrtvou dobu velmi blízkou 100 %. Měření za těchto podmínek je prakticky bezcenné, neboť přítomné sumace zkreslí jednak odezvu, jednak i tvar měřeného spektra. Situaci bylo nutno řešit konstrukční změnou našeho zařízení, která zčásti stále ještě stále probíhá.



Obr. 2: Olověná vložka a komponované wolframové kolimátory s aperturou ⌀ 1, nebo 2 mm. ■

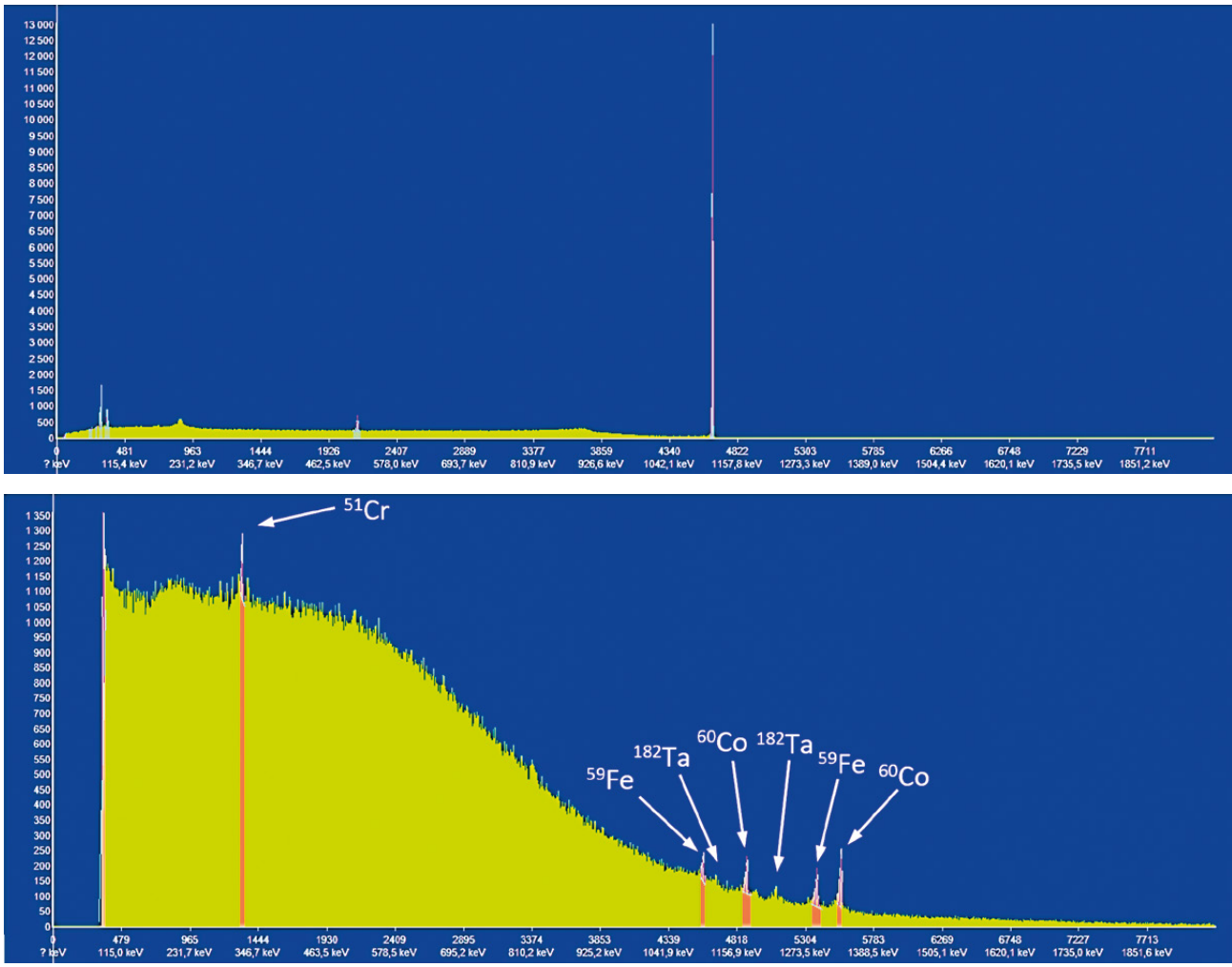
2. REKONSTRUKCE GAMA-SPEKTROMETRU

Již v první fázi úprav se nám podařilo situaci vyřešit zacloněním HPGe detektoru skládaným wolframovým dírkovým kolimátorem s otvorem průměru 1 nebo 2 mm, který dodala firma INKOSAS, vsazeným do speciálně konstruované olověné vložky, obklopující samotný HPGe detektor, kterou vyrobilo Centrum výzkumu Řež (obr. 2, 4). Okolo této vložky bylo dále vyskládáno stínění tloušťky 100 mm z olověných cihel (obr. 3) (podobná konstrukce se používá například na pracovišti LR-0 pro snížení toku fotonů z ozářeného paliva [1]). Na tento kolimátor bylo pochopitelně nutno provést novou účinnostní kalibraci detektoru. K tomu využíváme radionuklidový etalon EG 3X s obsahem 489 kBq ^{241}Am (60 keV), 310 kBq ^{137}Cs (662 keV) a 228 kBq ^{60}Co (1 173 keV a 1 333 keV).

3. GAMA-SPEKTROMETRICKÁ CHARAKTERIZACE VYSOKOAKTIVNÍCH VZORKŮ

Výsledky spektroskopie ukazuje obr. 5, kde je vidět zřetelný pík ^{65}Zn na 1 115 keV. Vlevo od něj pozorujeme anihilační pík na 511 keV. Na energii 208 keV je rovněž patrný comptonovský pík zpětného rozptylu a nalevo od něj rentgenovské K-čáry wolframu a olova, tedy materiálů, z nichž jsou vyrobeny kolimátory.

Obr. 5: Gama spektrum ozářeného ZnO o aktivitě 4 GBq



Obr. 6: Gama spektrum ozářené sondy o aktivitě 300 GBq

Dalším charakterizovaným vzorkem byla sonda pro testování permeačních a korozních vlastností vzorků z materiálu EUROFER v PbLi eutektiku, ozářená v reaktoru LVR-15. Dávkový příkon ve vzdálenosti 1 000 mm od sondy byl 54 mSv/h (aktivita 300 GBq). Ačkoliv v gama-spektru (obr. 6) pozorujeme již výrazně zvýšené pozadí od brzdného záření, stále poměrně zřetelně rozeznáváme fotopíky ^{51}Cr (320 keV), ^{59}Fe (1099 keV a 1292 keV), ^{182}Ta (1121 keV a 1221 keV) a ^{60}Co (1173 keV a 1333 keV).

4. ZBÝVAJÍCÍ KROKY

Následující etapa spočívá v konstrukci dálkově ovládaného výtahu na vzorky, který bude umístěn nad detektor a bude schopen vyvézt plastovou vzorkovnici se vzorkem do přesně definované vzdálenosti od detektoru (obr. 7). S dokončením této poslední úpravy je počítáno do konce roku 2020.

Po úplném dokončení rekonstrukce lze očekávat prolomení hranice 1 TBq pro charakterizaci vysokoaktivních vzorků.

Prezentované 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.

Obr. 7: Konstrukce dálkově řízeného výtahu na vzorky, který umožní přesné nastavení vzdálenosti zdroj-detektor

Stav demonstračních projektů vodíkových technologií v České republice

Ing. Anna Tocháčková, Ing. Jan Kulas, Ing. Petra Ruskayová

Článek popisuje stav demonstračních projektů vodíkových technologií v České republice. Společnost ÚJV Řež, a. s. spolu se svou dceřinou společností Centrum výzkumu Řež s.r.o. zaujímají vedoucí pozice v oblasti vodíkových technologií v ČR. ÚJV Řež se zabývá především vodíkovou mobilitou a využitím vodíkových technologií pro akumulaci elektrické energie. Výzkumná organizace Centrum výzkumu Řež disponuje moderní vodíkovou laboratoří, kde jsou v současnosti zkoumány vysokoteplotní palivové články a elektrolýza.

This article describes state of pilot projects of hydrogen technologies in the Czech Republic. Company ÚJV Řež and its subsidiary Research Centre Řež are leaders in this field in the Czech Republic. ÚJV Řež specialises mainly in hydrogen mobility and accumulation of energy into hydrogen. Research Centre Řež is equipped with state-of-the-art hydrogen laboratory currently specialising in high temperature fuel cells and electrolysis.

ÚVOD

V posledních dvaceti letech je kladen velký důraz na eliminaci emisí skleníkových plynů ve všech oborech lidské činnosti. Vodík se ukázal být univerzální molekulou, která může sloužit jako vektor energie a přímo i nepřímo dopomoci dekarbonizaci mnoha průmyslových a energetických procesů a dopravy. Ve světě patří mezi lídry v oboru vodíkových technologií Japonsko, Korea a v Evropě Německo. V České republice dochází oproti státům západní Evropy k poměrně pomalému rozvoji vodíkových technologií. Mezi průkopníky a inovátory v tomto oboru v ČR patří především ÚJV Řež, a. s., její dceřiná společnost Centrum výzkumu Řež s.r.o. a VŠCHT Praha. V této publikaci je popsáno několik významných projektů týkajících se vodíkových technologií v ČR.

DOPRAVA

Už v roce 2009 uvedla společnost ÚJV Řež v Neratovicích do provozu první neveřejnou vodíkovou plnicí stanici a je autorem projektu prvního českého prototypu autobusu, poháněného energií ze tří zdrojů, který byl několik let úspěšně testován v běžném provozu. Autobus vznikl v rámci konsorcia ÚJV Řež, ŠKODA ELECTRIC, Proton Motor (Německo), LindeGas a Arriva Praha. Podvozek a karoserii dodala firma Iveco Irisbus Citelis. Elektrický trakční motor autobusu je primárně napájen elektřinou, kterou vyrábí membránový palivový článek o výkonu 48 kW od firmy Proton Motor. Při akceleraci a jízdě do kopce pomáhají palivovému článku akumulátory a ultrakapacitory, které umožňují ukládat energii při brždění a při jízdě z kopce. Díky využívání hybridní koncepce se zvyšuje účinnost celého systému[1].

Obr. 1: Autobus poháněný energií ze tří zdrojů – TriHyBus (zdroj: ÚJV Řež)

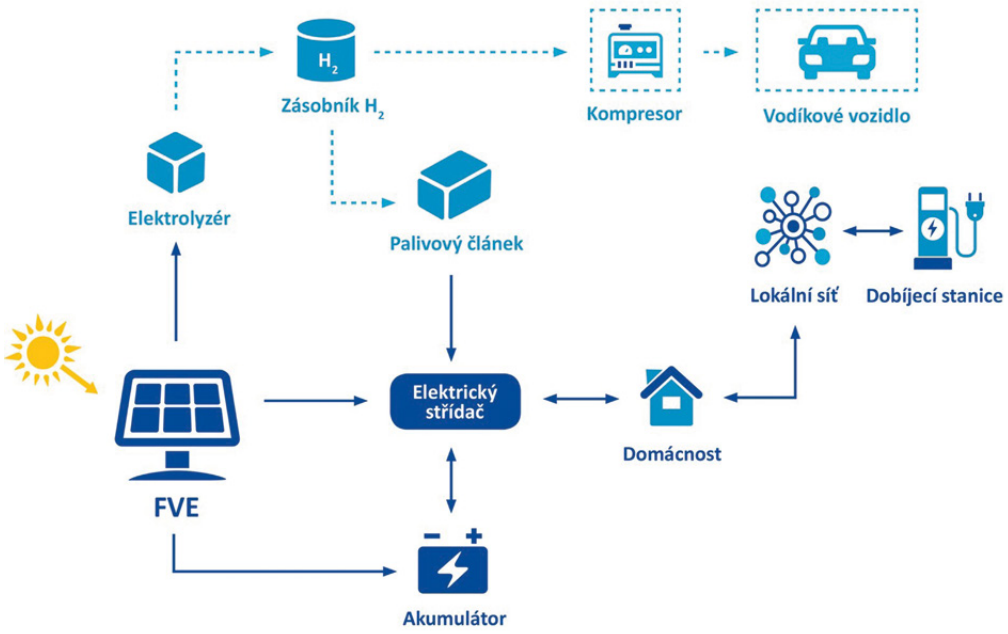
V roce 2017 si nechalo Ministerstvo dopravy v návaznosti na začlenění vodíku do Národního akčního plánu čisté mobility (NAPČM) vypracovat studii využití vodíkového pohonu. Závěrem studie bylo doporučení Ministerstvu dopravy podpořit výstavby vodíkových plnicích stanic, jelikož jsou jedním ze základních stavebních kamenů využití vodíku v dopravě[2]. Následně byla vyhlášena v roce 2018 první výzva na vodíkové plnicí stanice. Na základě této výzvy bude realizována výstavba čtyř vodíkových plnicích stanic – v Praze, Brně, Ostravě a Litvínově. Následující rok (2019) byla vyhlášena druhá výzva na vybudování plnicích stanic, ve které bylo alokováno 100 milionů korun[3].

V návaznosti na NAPČM zahájilo ÚJV Řež, spolupráci se společností Zebra Group a SVÚM Čelákovice. Spolupráce se zaměřuje na vývoj vodíkového prodlužovače dojezdu pro malá elektrifikovaná užitková vozidla. Dále ÚJV Řež spolupracuje se společností APT, se kterou vyvinula malou vodíkovou plnicí stanici pro malé dopravní prostředky využívající vodík o nižším tlaku (250 bar). Plnička se nachází v areálu ÚJV Řež přímo vedle zařízení na akumulaci přebytků energie z fotovoltaických panelů do vodíku. Díky tomu je vodík pro plnění vozidel vyráběn prostřednictvím malé místní fotovoltaické elektrárny[4].

VYUŽITÍ VODÍKU JAKO ZDROJE ČISTÉ ENERGIE V ÚSTECKÉM KRAJI

V loňském roce podepsal Ústecký kraj se 17 významnými subjekty z řad municipalit, institucí, firem a výzkumných organizací, včetně ÚJV Řež, Memorandum o partnerství a spolupráci při rozvoji komplexního využití vodíku jako zdroje čisté energie v Ústeckém kraji.

Obr. 2: Akumulace energie a elektrolytická výroba vodíku a vodíkové vozidlo HyVan (zdroj: ÚJV Řež)



Obr. 3: Schéma akumulace elektrické energie z OZE do vodíku (zdroj: ÚJV Řež)

Cílem této spolupráce je připravit a realizovat aktivity podporující komplexní využití vodíku v Ústeckém kraji se zaměřením na vodík, který vzniká v technologických procesech místních firem. Idea projektu je, že vodík bude v kraji zpracován, distribuován a využit jako čistý, bezemisní zdroj energie, například pro hromadnou dopravu. Tím vzniká uzavřený cyklus výroby, distribuce a využití[5]. Obdobný cíl má i projekt z programu TA ČR THÉTA zabývající se využitím vodíkových technologií v Moravskoslezském kraji.

AKUMULACE A ZDROJE ELEKTRICKÉ ENERGIE

Pilotní projekt akumulace elektrické energie z obnovitelných zdrojů energie (OZE) do vodíku (Power-to-gas technologie) byl realizován v roce 2013 v ÚJV Řež. Technologie se skládá z malé fotovoltaické elektrárny umístěné na střeše jídelny. Vyrobená elektrická energie je spotřebována modelovým domem a její přebytky jsou akumulovány v bateriích (vykrývají špičkový odběr, nutný zdroj pro rozjezd palivového článku) nebo přeměněny na vodík pomocí elektrolýzy vody (PEM elektrolyzér). Vyrobený vodík je následně uskladněn v zásobní nádrži vodíku. Při nedostatku energie je vodík využíván v palivovém článku k výrobě energie.

Vyrobený vodík (přebytky vodíku) lze alternativně přeměnit pomocí metanizace oxidu uhličitého na syntetický zemní plyn (SNG), který má stejné využití jako těžený zemní plyn. V roce 2015 byla technologie akumulace energie v Řeži obohacena o pilotní metanizační jednotku, která využívá katalytické metanizace pro produkci SNG[6]. Druhou možností je tyto přebytky vodíku využít v malé plnicí stanici v areálu ÚJV Řež.

V rámci projektu MPO Trio FV10529 byl úspěšně vyvinut, realizován a otestován funkční vzorek „Svazku alkalického elektrolyzéru". Hlavní součástí funkčního vzorku cely alkalického elektrolyzéru je membrána, která odděluje katodový a anodový prostor a zajišťuje migraci OH-iontů. Katodový a anodový prostor společně tvoří celu elektrolyzéru. Tyto cely lze sériově zapojit za sebou do svazku, a tím docílit požadovaného výkonu elektrolyzéru. Jako elektrolyt byl v tomto svazku použit roztok hydroxidu draselného o koncentraci 10 hm. %. Funkční vzorek byl testován v reálných podmínkách, kdy výkon elektrolyzéru byl flexibilně řízen podle výkonu fotovoltaické elektrárny v areálu ÚJV Řež. V návaznosti na tento projekt by měl být vybudován reverzní alkalický palivový článek.

POWER-BOX 180 W

Ve spolupráci s VŠCHT Praha navrhl a zrealizoval ÚJV Řež funkční prototyp přenosného stejnosměrného zdroje napájení s vodíkovým palivovým článkem pod názvem Power-Box 180 W. Zdroj elektrické energie je tvořen palivovým článkem. Výkyvy ve spotřebě elektři-

Obr. 4: Přenosný stejnosměrný zdroj napájení Power-Box 180 W (zdroj: ÚJV Řež)

ny jsou kompenzovány pomocí akumulátorů. Power-Box je určen pro napájení medicínských přístrojů a při transportu raněných nebo orgánů pro transplantaci na velké vzdálenosti, jako záložní zdroj pro polní nemocnice nebo k napájení komunikačních zařízení[7].

PROJEKT CATAMAC

ÚJV Řež spolupracuje také se zahraničními partnery. Jedním z příkladů této spolupráce je projekt CATAMAC. Cílem projektu je navrhnout a zkonstruovat poloprovoz pro výrobu katalytických vrstev pro vodíkový palivový článek. Poloprovoz je založený na inovativní technologii aerosolové syntézy platinových nanočástic pomocí jiskrového výboje. Zařízení bude sloužit k výrobě vzorků katalytických vrstev pro sestavy membrány a elektrod (MEA) pro palivový článek. Ve spolupráci s tchajwanskými partnery bude otestován výkon vzorků MEA v reálném svazku vodíkových palivových článků.

CENTRUM VÝZKUMU ŘEŽ

V Centru výzkumu Řež byla v rámci projektu SUSEN vybudována nová vodíková laboratoř, orientovaná na vysokoteplotní elektrolýzu. Laboratoř je zaměřená jak na testování a degradaci cel, tak na energetické bilance vysokoteplotních vodíkových technologií a jejich spojení s pokročilými jadernými reaktory. CVŘ se také věnuje nízkoteplotní elektrolýze a její aplikaci pro energetiku, dopravu a průmysl obecně.

ZÁVĚR

Vodíkové technologie v České republice mají svoji specifickou historii a vývoj. Oproti státům západní Evropy se zde vodíkové technologie rozvíjejí pomaleji. V posledních letech však lze pozorovat zvýšený zájem o toto odvětví jak ze strany výzkumných organizací, tak od průmyslových subjektů. Centrum výzkumu Řež a ÚJV Řež jako součásti Skupiny ÚJV v oblasti vodíku intenzivně spolupracují – v Řeži tak vzniká „vodíkové údolí", které pokrývá výzkum, vývoj i aplikaci vodíkových technologií v praxi.

Prezentované 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.

Reference:
1. TriHyBus. https://www.ujv.cz/file/edee/2017/06/trihybus_z.pdf.
2. HYTEP – Česká vodíková technologická platforma. Technologický foresight a implementační akční plán využití vodíkových technologií pro čistou mobilitu. (2019).
3. Ministerstvo dopravy poskytne na podporu infrastruktury pro alternativní paliva 100 milionů korun z OPD. https://www.opd.cz/stranka/ministerstvo-dopravy-poskytne-na-podporu-infrastruktury-pro-alternativni-paliva-100-milionu-korun-z-opd.
4. Kulas, J. & Cesnak, F. Vodíkové technologie v dopravě. Energ. 21 4, (2019).
5. Ústecký kraj sází na vodík. https://icuk.cz/ustecky-kraj-sazi-na-vodik/?fbclid=IwAR034KY-228GuAY9HnHP0PxFKONYyMdw4-vjRhJAbhjMoh8IwZV-6bKfUKsMc (2019).
6. Kulas, J. & Cesnak, F. Vodíkové technologie v energetice. Energ. 21 6, (2019).
7. Power-box 180W. https://www.ujv.cz/file/edee/produkty_sluzby/nejaderna_energetika/vodikove_technologie/produktove_listy/ujv_pl_power_box_a4_cz_final.pdf.

Korozní zkoušky ocelí v tavenině olova pro nový typ reaktoru

Ing. Lukáš Košek, Ing. Lucia Rozumová, Ph.D., Dr. RNDr. Anna Hojná

Vývoj rychlých reaktorů chlazených tekutým olovem je podmíněný odolností vybraných konstrukčních materiálů. V článku jsou uvedeny příklady experimentální techniky pro náročné zkoušky odolnosti v tekutém olovu při vysoké teplotě a příklady výsledků expozice různých materiálů.

The development of fast reactors cooled by liquid lead is strongly influenced by selection of structural materials and their corrosion resistance in the coolant – liquid lead. The article presents examples of experimental facilities for the high temperature corrosion tests in liquid lead and selected results of tested materials.

ÚVOD

Technologie chlazení rychlých reaktorů tekutým kovem není žádnou novinkou – tavenina sodíku je nasazena v praxi od 70. let, ovšem pro vysoké náklady byla využívána zejména pro výrobu plutonia a výhody, jako např. pasivní bezpečnost [1], nižší produkce aktinoidů a vyšší stupeň vyhoření 130 (experimentálně až 200) GWd/tU [2] byly vedlejší. Nyní, s přechodem na bezemisní energetiku a pod tlakem veřejnosti na uzavření palivového cyklu, získává chlazení kovy opět na atraktivitě. Jednou z možností jak zlevnit rychlý reaktor množící palivo je chlazení těžkými tekutými kovy (Pb, PbBi). Odpadá zde problém s reaktivitou sodíku, ovšem za cenu potíží s korozní odolností konstrukčních materiálů. Zatímco sodík je prakticky nekorozivní k austenitickým ocelím, těžké tekuté kovy mají schopnost z oceli vyluhovat rozpustné legury (zejména Ni), přenášet je a deponovat v chladnějších částech okruhu, kde pak zhoršují přestup tepla, a v krajním případě mohou okruh i ucpat [3]. Ze stejných důvodů se chladivo musí chránit před kontaminací kyslíkem. Korozi přenosem hmoty lze minimalizovat udržováním oxidické vrstvy, která zpomaluje difuzní děje, a tím i rozpouštění konstrukčního materiálu [4, 5]. Za studené války byly v Sovětském svazu používány k pohonu ponorek jaderné reaktory chlazené eutektickou slitinou PbBi s nízkým bodem tání. Zde byly vytěženy přednosti kovem chlazených reaktorů na maximum: vysoký výkon při minimálním objemu, možnosti regulace výkonu díky rychlému spektru, lehčí netlaková obálka reaktoru i samostínění těžkým kovem [6]. Jenže Bi je drahý, je prekurzorem radiotoxického Po-210 a zvyšuje korozi, a tak nové demonstrační energetické reaktory, jako BREST 300 a ALFRED, budou chlazeny čistým olovem [2,7]. Účinek olova na materiály byl ve světě mimo Rusko méně zkoumán než účinek slitiny PbBi kvůli poměrně vysokému bodu tání 330 °C, který komplikuje konstrukci i provoz jak nových reaktorů, tak i experimentálních zařízení. Referenční materiály pro konstrukci evropského reaktoru ALFRED jsou austenitické nerezové oceli – typ 316L pro komponenty a 15-15Ti pro pokrytí paliva. Odolnější materiály jsou ve vývoji, nicméně certifikace nového materiálu pro jaderný program trvá i desítky let, a proto byly pro demonstrační reaktor zvoleny již osvědčené oceli a uvažuje se o aplikaci ochranných povlaků pro snížení koroze a kontaminace chladiva korozními produkty. Centrum výzkumu Řež je členem konsorcia FALCON vyvíjejícího reaktor ALFRED, protože se vlivem tekutých kovů dlouhodobě zabývá a byla zde vybudována nová infrastruktura pro výzkum koroze v těžkých tekutých kovech: smyčka a statické tanky pro korozní zkoušky, cely pro mechanické zkoušky v tekutém kovu a izo-

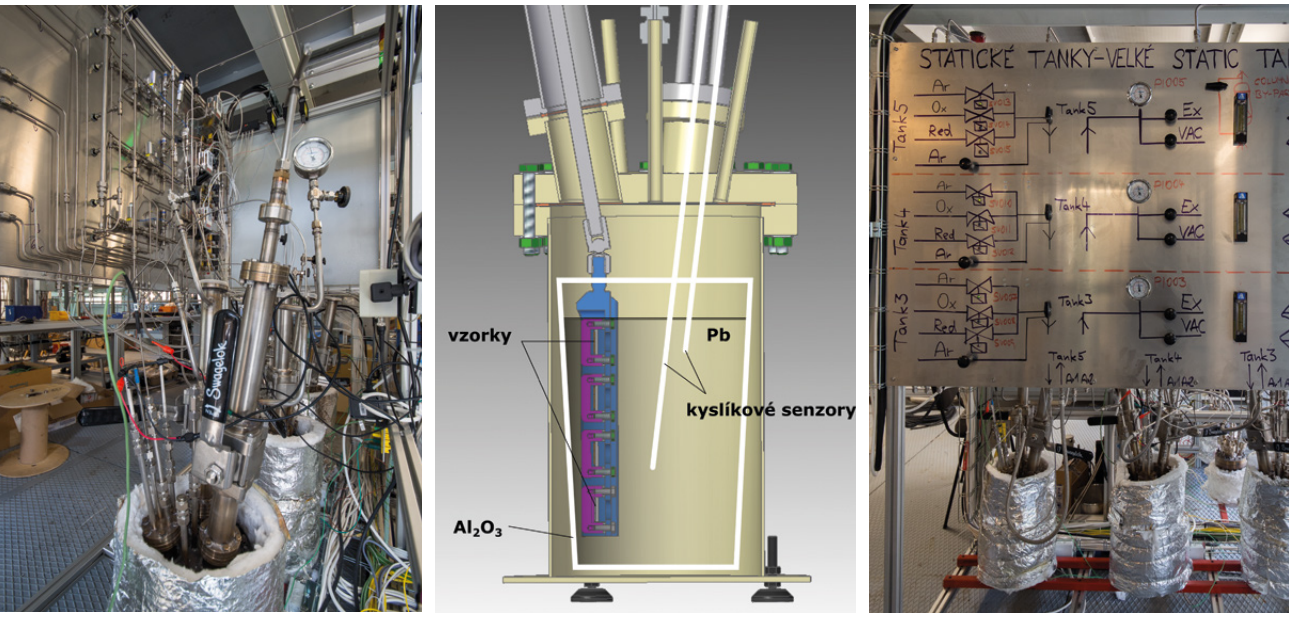
termní zkušební stand na zkoušení komponent (např. čerpadla). V článku jsou uvedeny příklady výsledků expozice různých materiálů v těchto zařízeních.

VÝSLEDKY

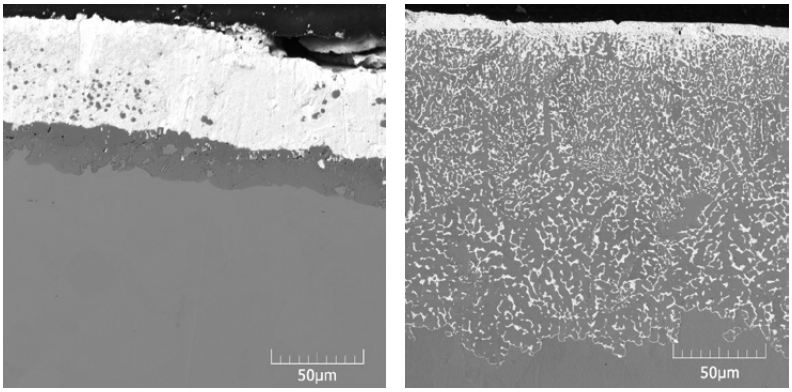
Statický tank (obr. 1) je ideální zkušební zařízení pro rychlé hodnocení korozní odolnosti materiálu nebo pro simulaci přechodových či havarijních stavů. Díky nehomogenní distribuci kyslíku dochází v nemíchaném prostředí při teplotách nad 500 °C k nebezpečné lokalizované korozi již v řádu stovek hodin [8]. Expoziční testy pomáhají konstruktérům reaktoru určit limity jednotlivých materiálů pro bezpečný provoz. Ve statických tancích se studují např. krátkodobé exkurze do vysokých teplot nad 600 °C, vliv extrémně nízké či vysoké koncentrace kyslíku, anebo se provádějí krátkodobé zkoušky odolnosti povlaků. Příklad působení různého obsahu kyslíku na ocel 316L je uveden na obr. 2.

Pro korozní testy v proudícím kovu byl vybudován korozní okruh – smyčka MatLoo (Material Research Loop), obr. 3, kde jsou simulovány podmínky nominálního provozu reaktoru. Ve smyčce MatLoo se provádějí dlouhodobé korozní testy např. feritických ocelí T/P 91 nebo EUROFER a také austenitických nerezových ocelí a jejich svarů a protikorozních povlaků v rámci projektu GEMMA (Generation IV Materials Maturity) po požadovanou dobu 16 000 h. Nominální podmínky provozu reaktoru ALFRED jsou: 480/400 °C, rychlost proudění olova do 2 m/s a koncentrace kyslíku ~1E-7 hm. %. Koncentrace kyslíku je záměrně zvolena nad termodynamickou stabilitou oxidů železa tak, aby oxidace ocelí byla co nejpomalejší. Zatím bylo dosaženo 11 500 h kontinuálního provozu. Korozní odolnost vzorků je průběžně vyhodnocována.

Dosažené výsledky ukazují (obr. 4), že feritické oceli tvoří poměrně silné vrstvy (~30 μm /8 000 h), ale nerezové oceli se chrání extrémně tenkou oxidickou vrstvou (~1 μm /8 000 h) složenou ze spinelů obsahujících i Ni (byť samotný NiO_2 již stálý není). Rovněž se významně projevuje kvalita povrchu vzorků, např. leštěný povrch nezabránil průniku olova pod oxidickou vrstvu a mezi zrna, zatímco soustružený povrch byl odolný po dobu nejméně 8 000 h. Obr 4. uvádí výsledky charakterizující různé chování materiálů s různým povrchem v tekutém olovu. Vzorky T/P 91 a A321 byly soustružené, vzorek A316L byl elektroleštěný pro odstranění deformované zóny po mechanickém obrábění. Na ferriticko-martenzitické oceli T/P 91



Obr. 1: Statický tank je otápěná netlaková inertizovaná nádoba pro expoziční zkoušky s přechodovou komorou pro vkládání vzorků. Nemíchaná tavenina olova je oddělena od stěn keramickou vložkou z Al_2O_3, dále jsou zde termočlánky, elektrochemické sensory kyslíku (obdobné lambda sensorům ve spalovacích motorech), plynový panel a řídicí systém, hlídající teplotu a koncentraci kyslíku.



Obr. 2: Vliv koncentrace kyslíku (vlevo 1E-6 hm.% O a vpravo 1E-9 hm.% O) na korozi oceli Typ 316L, exponované ve statickém tanku po dobu 1 000 h v tavenině olova na 550 °C. Přítomnost kyslíku a tvorba oxidické vrstvy (vlevo) dokáže zabránit vyluhování Ni a penetraci Pb do struktury oceli (vpravo) i za vysoké teploty pro tuto ocel. Je použito zobrazení elektronovým mikroskopem s detektorem SEM-BSE, kde těžší prvky, jako Pb, jsou zobrazeny bíle a lehčí, např. O, jsou tmavší.

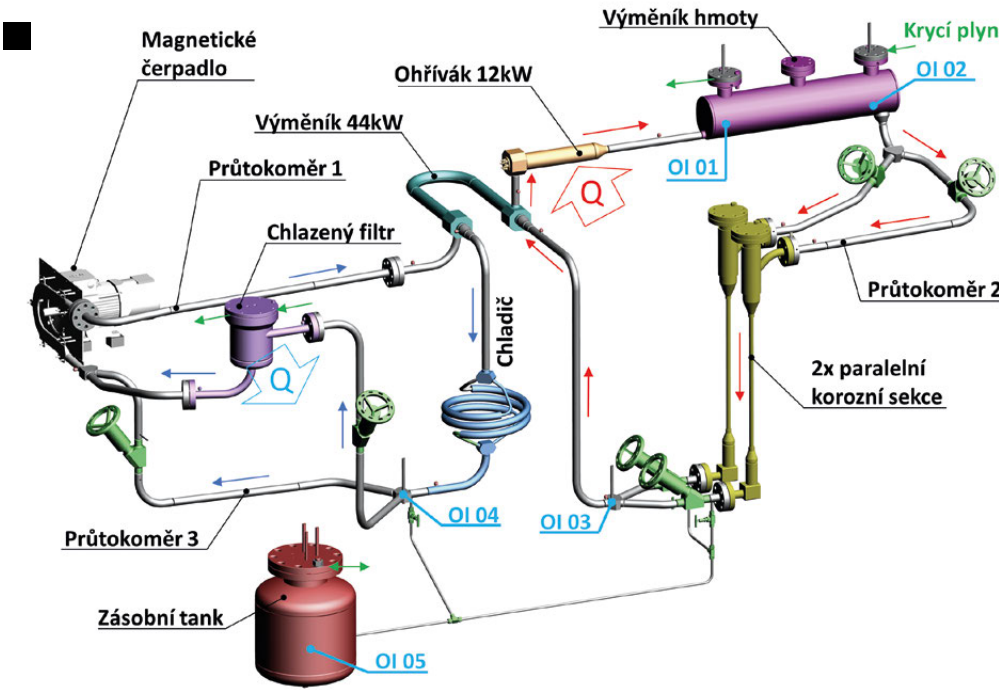
roste typická vrstva skládající se z (1) interní oxidační zóny, kde materiál podléhá vysokoteplotní oxidaci kyslíkem difundujícím přes korozní vrstvu z povrchu oceli; (2) porézní mezivrstvy, tvořené Fe-Cr spinelem, přes kterou proniká Fe difuzí na povrch; a (3) magnetitu, který vzniká na povrchu z interakce Fe s kyslíkem [9]. Původní povrch vzorku je zhruba na rozhraní Fe-Cr spinel / Fe_3O_4. Austenitická ocel AISI 321 se pokrývá souvislou oxidickou vrstvou o tloušťce kolem 100 nm, kterou lze pozorovat jen na elektronovém mikroskopu pomocí přípravy vzorku fokusovaným iontovým svazkem, technikou FIB. Třetí vzorek je ocel AISI 316L s elektroleštěným povrchem, kde můžeme pozorovat loupání oxidické vrstvy, pronikání olova pod její povrch a následně i po hranicích zrn do materiálu.

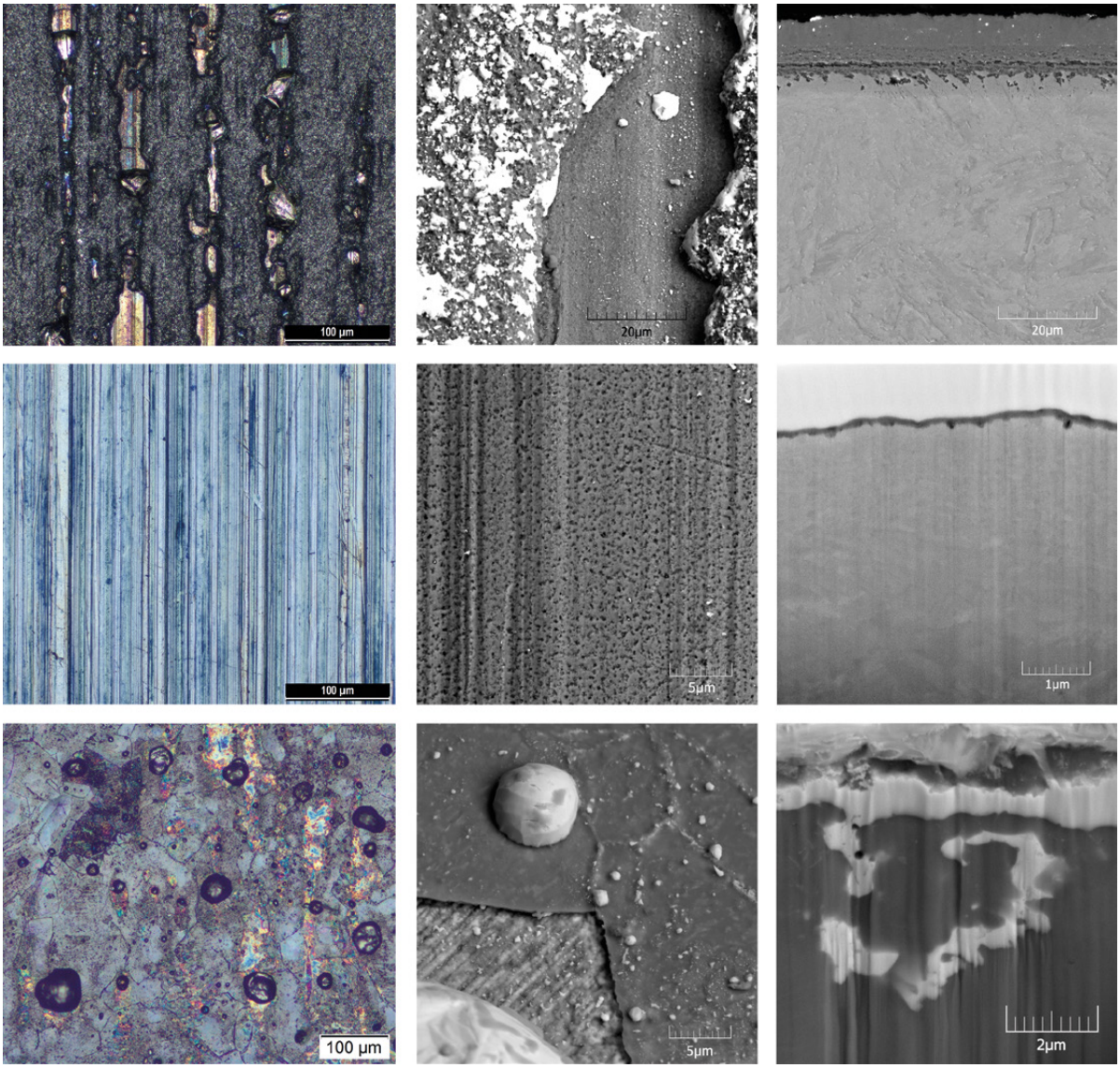
ZÁVĚR

Bylo zjištěno, že Pb chladivo je za vyšších teplot méně agresivní k austenitickým materiálům než slitina PbBi. Austenitické nerezové oceli odolávají lokalizované korozi za nominálních provozních podmínek reaktoru ALFRED nejméně po dobu 8 000 h v porovnání se statickými podmínkami, kdy dochází k lokalizovanému napadení již po 1 000 h [10]. Vzhledem k plánované životnosti komponent, např. 50 000 h pro pokrytí paliva, se jedná o dobu velmi krátkou, ve které se teprve začíná stabilizovat povrchová vrstva a začínají se projevovat účinky interakce s chladivem. Ukázalo se, že je třeba rozšířit výzkum korozní odolnosti o sledování vlivu průmyslových úprav povrchů při výrobě komponent a také o zkoušky komponent. Při spolupráci se SIGMA Výzkumný a vývojový ústav na konceptu hlavního cirkulačního čerpadla pro reaktor ALFRED bylo zjištěno, že pro řádnou funkci a vysokou hydraulickou účinnost stroje může relativní rychlost lopatek oběžného kola a čerpaného olova dosahovat i 15–20 m/s, přičemž chování konstrukčních materiálů za takových podmínek není v literatuře dobře popsané [11].

Samotný provoz experimentálních zařízení přinesl otázky ohledně (1) monitoringu správ-

Obr. 3: Neizotermní korozní smyčka MatLoo. Ve studené větvi s teplotami 350–400 °C je umístěno magnetické čerpadlo, chlazený filtr s obtokem a průtokoměry. V horké větvi je hlavní ohřívák, výměník hmoty pro řízení koncentrace kyslíku v médiu, a dvě paralelní korozní sekce se vzorky, umožňující výměnu vzorků bez přerušení provozu, s průtokoměrem pro dělení toku. Smyčka je osazena pěti senzory monitorujícími rozpuštěný kyslík, OI 01–OI 05.





Obr. 4: Korozní vzorky ocelí T/P 91 (horní řada), AISI A321 (uprostřed) a AISI A316L (dole) exponované po dobu 4 000 h v tavenině Pb při 480 °C při rychlosti proudění 1,6 m/s a koncentraci kyslíku 1E-7 hm. %. V levém sloupci je povrch vzorku ve viditelném světle, kde můžeme vidět vrstvu magnetitu u T/P91, drážky po soustružení na AISI 321 a hranice austenitických zrn na elektro-leštěném vzorku AISI 316L. Uprostřed je detail povrchu vzorků zobrazený SEM-BSE (lehké prvky jsou tmavé, těžké jsou bílé). V pravém sloupci je SEM-BSE pohled pod povrch: pro T/P 91 byl zhotoven metalografický výbrus, druhé dva obrázky jsou získané pomocí techniky FIB (Focused-Ion Beam) – na povrchu je ochranná vrstva Pt, pod kterou je tmavší oxidická vrstva, světlejší ocel a bílé Pb.

né funkce kyslíkových senzorů, které jsou nezbytné pro řízení chemie okruhu a životnosti reaktoru, (2) vlivu rozpuštěných látek na měření koncentrace kyslíku, (3) termodynamické stability oxidických vrstev při různých provozních stavech zařízení, (4) odstraňování korozních produktů z chladiva, (5) inspekce za provozu aj. Tyto otázky by měly zodpovědět budoucí výzkumné projekty.

Prezentované 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.

Reference:

[1] V. I. Subbotin, "Nuclear power safety principles," in Proceedings of conference Heavy liquid coolants in nuclear Technology, Obninsk, 1999.
[2] International Atomic Energy Agency, Status of Fast Reactor Research and Technology Development - IAEA-TECDOC-1961. 2012.
[3] D. Fénon, Nuclear Corrosion Science and Engineering. Woodhead Publishing, 2012.
[4] I. V Gorynin, G. P. Karzov, V. G. Markov, and V. a Yakovlev, "Materials for nuclear-reactor shells," Met. Sci. Heat Treat., vol. 41, no. 9–10, pp. 384–388, 1999.
[5] J. Zhang and N. Li, "Analysis on liquid metal corrosion-oxidation interactions," Corros. Sci., vol. 49, no. 11, pp. 4154–4184, 2007, doi: 10.1016/j.corsci.2007.05.012.
[6] O. Reistad and P. L. Olgaard, Russian nuclear power plants for marine applications, no. April. 2006.
[7] L. Damiani, M. Montecucco, and A. Pini Prato, "Conceptual design of a bayonet-tube steam generator for the ALFRED lead-cooled reactor," Nucl. Eng. Des., vol. 265, pp. 154–163, 2013, doi: 10.1016/j.nucengdes.2013.06.021.
[8] "Liquid Metal Cooled Reactors: Experience in Design and Operation," At. Energy, no. IAEA-TECDOC-1569, 2007, doi: IAEA-TECDOC-1569.
[9] L. Martinelli et al., "Oxidation mechanism of a Fe-9Cr-1Mo steel by liquid Pb-Bi eutectic alloy (Part I)," Corros. Sci., vol. 50, no. 9, pp. 2523–2536, 2008, doi: 10.1016/j.corsci.2008.06.050.
[10] Rozumová, L.; Košek, L.; Hojná, A.; Vít, J.; Halodová, P., "Comparison of corrosion behavior of the austenitic steel 316L in static and flowing liquid lead", Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, 2020.
[11] Košek, L.; Zavadil, L., "Development and numerical study of Main Circulation Pump for LFR ALFRED, model validation and mittigation of corrosion issues by coating application", In Fifth International Workshop on Structural Materials for Innovative Nuclear Systems (SMINS-5) Jul 8-11, 2019; p. 111.

Iniciace korozně-únavových trhlin v oběžných kolech vodních turbín

Ing. Josef Strejcius, Ing. Zbyněk Špirit, Ing. Zdeněk Fulín, Ing. Michal Chocholoušek

Vodní elektrárny jsou důležitým zdrojem elektrické energie. Rozvoj obnovitelných zdrojů závislých na počasí znamená velké zatížení pro přenosové a distribuční sítě a „voda" stále více přebírá roli akumulačního prvku celé přenosové soustavy. Rychlé a časté změny provozních režimů turbín, spojené s vibracemi, mají za následek iniciaci a šíření korozně únavových trhlin a v konečném důsledku závažné havárie turbín.

Centrum výzkumu Řež s.r.o. spolupracuje s provozovatelem turbín na vývoji metodiky pro kvalifikovaný odhad rizika únavového poškození oběžných kol z oceli COR 13/4. V příspěvku jsou prezentovány materiálové zkoušky pro stanovení podmínek iniciace korozně-únavových trhlin – Wöhlerovy křivky pro dynamické namáhání s různou asymetrií cyklu.

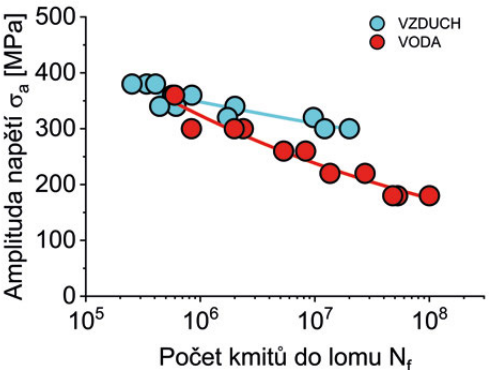
Hydropower plants are an important source of electricity. The development of weather-dependent renewables means a heavy burden on transmission and distribution networks, and „water" is increasingly taking on the role of an accumulation element of the entire transmission system. Rapid and frequent changes in turbine operating modes, associated with vibration, result in the initiation and propagation of corrosion fatigue cracks and, ultimately, severe turbine accidents.

Research Centre Řež cooperates with the turbine operator on the development of a methodology for a qualified estimate of the risk of fatigue damage to impellers made of COR 13/4 steel. The paper presents material tests for determining the conditions of corrosion-fatigue crack initiation – Wöhler curves for dynamic stress with variuos cycle asymmetry.

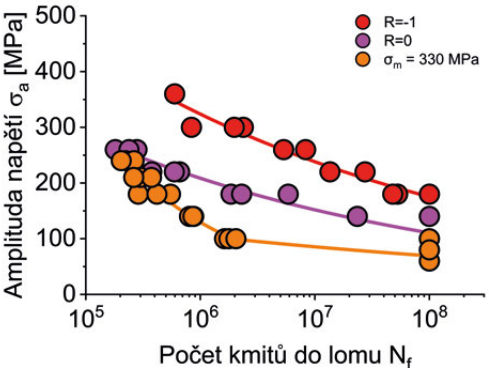
Vodní elektrárny jsou důležitým zdrojem elektrické energie. Dodávky elektřiny z vodních elektráren v roce 2011 se podílely 17 % na spotřebě elektrické energie [1]. Celosvětový instalovaný výkon vodních elektráren dále roste. V roce 2021 bude v Číně uvedena do provozu již třetí vodní elektrárna s instalovaným výkonem nad 10 000 MW (sedmá co do velikosti na světě) s roční produkcí 39 TWh. Firmy GE Hydro Solutions (USA) a Voith (Německo) dodaly pro tento projekt dvanáct 850 MW Francisových turbín [2].

U nás s ohledem na hydrologické podmínky nehrozí výstavba tak obrovských vodních děl, nicméně vodní elektrárny v České republice plní významnou úlohu v národním energetickém mixu. Rozvoj obnovitelných zdrojů závislých na počasí – fotovoltaiky a větrných elektráren – znamená velké zatížení pro přenosové a distribuční sítě a „voda" – zvláště v přečerpávacích elektrárnách – stále více přebírá roli akumulačního prvku celé přenosové soustavy. Od vodních turbín se očekává, že svůj výkon dokážou flexibilně přizpůsobovat momentálním požadavkům sítě, a to ideálně v celém spektru, od nuly až po maximální výkon. Rychlé a časté změny provozních režimů turbín spojené s vibracemi mají za následek iniciaci a šíření korozně únavových trhlin a v konečném důsledku závažné havárie turbín [3].

Při hodnocení únavy oběžných kol je nezbytné vzít v úvahu následující faktory: konstrukci kola, materiál, proces odlévání, který neodmyslitelně vytváří vady, jako jsou licí dutiny a svařovací proces, který indukuje významná zbytková napětí a vytváří teplem ovlivněnou zónu v blízkosti linie ztavení se základním materiálem. Společnost Centrum výzkumu Řež spolupracuje s VUT v Brně a provozova-



Obr.1: Wöhlerovy křivky oceli COR 13/4 na vzduchu a ve vodě při střídavém namáhání tah–tlak (R = -1) >



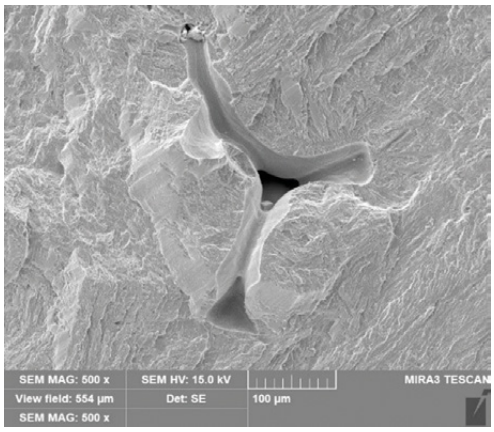
Obr.2: Wöhlerovy křivky oceli COR 13/4 ve vodě při střídavém, mírném namáhání a při statickém předpětí σm = 330 MPa v

telem turbín ČEZ, a. s. na vývoji metodiky pro kvalifikovaný odhad rizika únavového poškození oběžných kol z martenziticko-austenitické korozivzdorné oceli GX4CrNi13-4+QT1 (COR 13/4). Za tímto účelem bylo potřebné v první fázi definovat podmínky, za kterých dochází k iniciaci trhlin, a následně stanovit rychlosti jejich šíření v závislosti na působících mechanických silách.

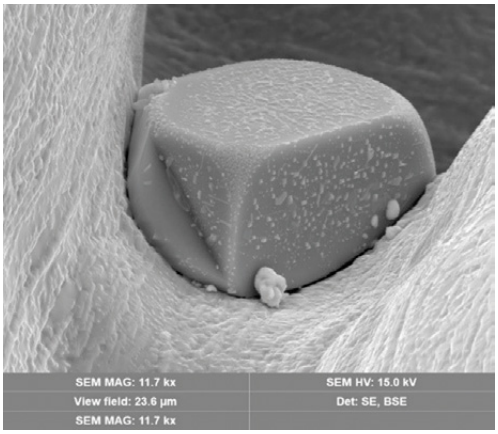
Zkušební tělesa pro zkoušky vysokocyklové únavy (VCÚ) byla vyrobena z přilitých bloků z výroby rozváděcích lopatek firmy Litostroj Engineering a.s. Ocel byla tepelně zušlechtěna kalením 1 050 ±15 °C/15 h/vzduch// popuštěním 610 ±10 °C/18 h/vzduch// žíháním 580 ±10 °C/pec. Byly ověřeny základní mechanické vlastnosti materiálu a přechodová teplota. Metalografická analýza potvrdila, že materiál je izotropní, struktura v optickém mikroskopu se jevila jako popuštěný martenzit, byly detekovány četné oxidické vměstky, karbidické fáze a malé množství δ-feritu. RTG difrakcí bylo v oceli detekováno 18 % reformovaného austenitu, což koresponduje s publikovaným zjištěním u ekvivalentní oceli CA6NM [4].

Zkoušky VCÚ na hladkých tělesech s válcovou pracovní částí s ø 8 mm byly prováděny na elektromagnetickém pulzátoru se silovou kapacitou ±250 kN. Pracovní část zkušebních těles byla umístěna v měřicí korozní cele, kterou protékala voda chlazená na 15 ±1 °C s obsahem chloridu sodného v koncentraci 500 mg/l. Do zkušební cely přes porty v horním víku byly vloženy stříbrochloridová elektroda pro měření oscilací elektrodového potenciálu zkušebního vzorku a pomocná elektroda z materiálu stejného chemického složení, jako měl zkušební vzorek pro registraci elektrochemického proudového šumu. Signály z elektrod a zkušebního vzorku byly zaznamenávány a vyhodnocovány potenciostatem v ZRA režimu. Podrobnější informace o experimentálním materiálu a použité metodice zkoušek VCÚ jsou v práci autorů Strejcius J. a kol. [5].

V grafu na obr. 1 jsou vyneseny S-N křivky oceli COR13/4 při střídavém namáhání tah–tlak na vzduchu a ve vodě. Je evidentní, že v pevnostních analýzách nelze spoléhat na tabelovaná data získaná na vzduchu, ale je nutno únavovou pevnost ověřovat experimentálně s přihlédnutím k vlivu vodního prostředí (v daném případě činí rozdíl v hodnotách stanovených časovaných mezí únavy 120 MPa). V grafu na obr. 2 jsou vyneseny životnostní únavové křivky oceli COR 13/4 ve vodě při střídavém, mírném a pulzujícím zatěžování (při středním předpětí σ_m = 330 MPa) v tahu–tlaku při frekvenci zatěžování 123 Hz. Ze srovnání křivek vyplývá, že tolerance k působení dynamických sil s rostoucím středním předpětím klesá, u vzorků staticky zatížených na 330 MPa dochází k únavovému porušení již při amplitudách 100 MPa.



Obr. 3: Licí vada v oceli COR 13/4



Obr. 4: Krystal MnS uvnitř licí kavity v oceli COR 13/4

Oběžná kola vodních turbín jsou velmi rozměrná tělesa s velkou hmotností vyráběná odléváním. A s procesem lití jsou, jako bylo již výše konstatováno, spojeny různé vady: hlavně jde o nemetalické fáze (vměstky) a dále pak licí vady – kavity. Tyto vady v závislosti na poloze mohou dále negativně snižovat únavovou pevnost dané komponenty. Při laboratorních testech VCÚ se existence vad projeví větším rozptylem naměřených hodnot. Na obr. 3 je příklad licí vady detekované v lomové ploše přetrženého vzorku. Vada má charakter kavity s délkou cca 300 µm, v daném případě byla relativně hluboko pod povrchem vzorku, a přesto si ji únavová trhlina „našla". Na detailu kavity na obr. 4 je vidět během chladnutí vyrostlý krystal sirníku manganu.

Vliv vad na iniciaci korozně-únavových trhlin v oceli 13/4 byl studován na vrubovaných vzorcích.

Prezentované 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.

Reference:
[1] Xin L., Yongyao L., Zhengwei W.: A review on fatigue damage mechanism in hydroturbines. Renewable and Sustainable Energy Reviews, Volume 54, February 2016, Pages 1-14
[2] https://news.cgtn.com/news/2020-06-29/China-s-new-mega-hydropower-station-put-into-operation--RIVM2owUUg/index.html
[3] Trudel, A.: Recent trends in the design of hydropower components subjected to cycling and fatigue; towards improved technical design specifications. Hydrovision International 2017, At Denver, USA
[4] Thibault D., Gagnon M, Godin S.: Bridging the gap between metallurgy and fatigue reliability of hydraulic turbine runners. 27th IAHR Symposium on Hydraulic Machinery and Systems (IAHR 2014) IOP Publishing, IOP Conf. Series: Earth and Environmental Science 22 (2014) 012019 doi:10.1088/1755-1315/22/1/012019
[5] Strejcius, J.; Špirit, Z.; Fulín, Z.: Korozně únavové vlastnosti oceli 13%Cr4%Ni pro komponenty vodních turbín. Sborník z 14. konference „Zvyšování životnosti komponent energetických zařízení v elektrárnách" Sep 24-26, 2019; 2019; p. 109-114

Injektorový systém pro vysokoteplotní mineralizaci radioaktivních a nebezpečných organických odpadů

Ing. Jan Hadrava, Ing. Vojtěch Galek, Petr Pražák, Ing. Pavel Pejchar

Injektorový systém byl vyvinutý pro účely dávkování kapalného nebo pevného radioaktivního/nebezpečného odpadu v systému bezplamenné mineralizace pod hladinou taveniny soli (MSO). Tříplášťová konstrukce injektoru umožňuje vířivé spalování s krátkým plamenem přímo v injektorovém systému. Dostatek chladicího média znemožňuje spékání obsahu popelovin ve složení zpracovaného odpadu. Užitným vzorem je pak úplná mineralizace odpadů v injektorovém systému a následná interakce produktů spalování s taveninou soli.

The injection system was developed for the purpose of dosing liquid or solid radioactive/hazardous waste in a molten salt (MSO) mineralization system. The three-shell construction of the injector allows vortex combustion with a short flame directly in the injection system. The enough of the coolant prevents sintering of the ash in the composition of the treated waste. The utility model is the complete mineralization of waste in the injector system and the subsequent interaction of combustion products with the salt melt.

1. ÚVOD

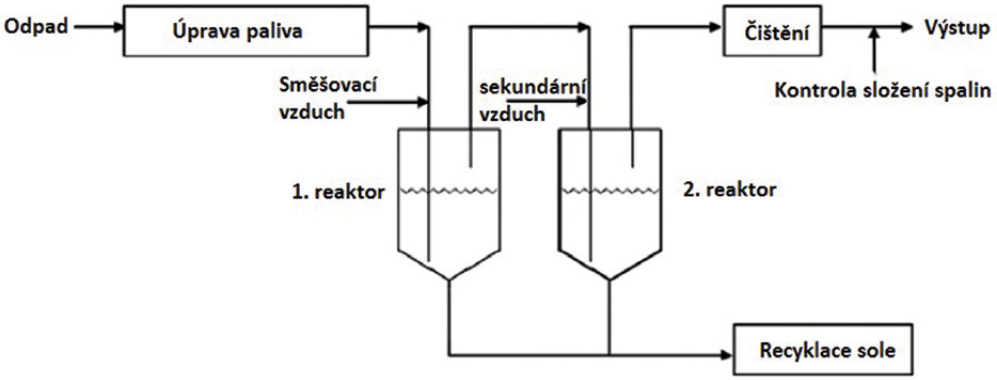
Bezplamenná oxidace v tavenině soli MSO (molten salt oxidation) je tepelný zušlechťovací proces nebezpečných a radioaktivních odpadů. Odpadem pak můžou být maziva, scilintační roztoky, dekontaminační roztoky, rozpouštědla, chlorované bifenyly a alkeny, vinylchloridy, polychlorované dibenzodioxiny a furany a freon R12 z přepracování jaderných paliv. Organický podíl v odpadech je při MSO okysličovadlem mineralizován a anorganický a radioaktivní materiál je zdržován v tavenině. Tato technologie je považována za alternativu běžného spalování a může být řešením při likvidaci nebezpečných odpadů. Veškeré odpady obsahující organický uhlík jsou společně s přebytkem spalovacího vzduchu vedeny v reakční nádobě pod hladinu taveniny soli, která má teplotu v rozsahu 800–950 °C. Taveninou je obvykle Na_2CO_3, K_2CO_3 nebo jiné alkalické soli, případně jejich eutektické směsi [1].

Za těchto teplot dochází ke katalytické bezplamenné oxidaci organických složek na anorganické produkty, jako je CO, CO_2, H_2O, N_2 atd. Po oxidaci následuje neutralizace kyselých plynů včetně halogenidů a sirných složek v tavenině. Roztavená sůl zastává několik funkcí. V prvním případě jako dispergační médium pro zpracovávaný odpad i pro spalovací vzduch. Přítomnost solí urychluje oxidační reakce, takže zastává roli i jako katalyzátor. Dále tavenina podporuje úplnou chemickou reakci vlivem přímého kontaktu reaktantů a stabilního přenašeče tepla, který odolává teplotní rázům. Roztavené soli pomáhají udržet většinu popela, odpadních plynů, radionuklidů a jiné nespalitelné složky odpadu.

Při použití Na_2CO_3 probíhá proces dle reakce č. 1 [1]:

$$2C_xH_y + ((2x + b)/2)\ O_2 \rightarrow 2\times CO_2 + yH_2O \qquad 1)$$

Obr. 1 [2]: Dvoustupňový systém bezplamenné mineralizace odpadů v tavenině soli MSO



Produkty bezplamenné oxidace jsou odváděny horní částí reaktoru k systému čištění spalin. Plyn musí být zbaven hrubých nečistot včetně stržené soli a vodní páry. Halogeny a heteroatomy, jako je síra, se převedou na kyselé plyny, které reagují s taveninou za vzniku NaCl nebo Na_2SO_4. Ty jsou akumulovány v roztavené soli. Následující model předpokládá situaci s konstantním objemem taveniny při stále teplotě. Zachování hmoty na povrchu bublinek plynné fáze a taveniny je řízeno podle rovnice č. 2 [2]:

$$dm_k/dt = V\omega_k W_k + As_k W_k \qquad (k = 1, ..., K_g) \qquad 2)$$

Ve vzorci je m_k hmotnost plynné fáze složky k v bublince, V je objem bublinky, ω rovnovážná konstanta plynné fáze složky k v bublince, W molární hmotnost fáze k, A plocha bublinky, s_k rovnovážná konstanta plynné fáze složky k u povrchu bublinky.

Technologie MSO produkuje menší množství odpadního plynu než při běžném spalování, protože nevyžaduje doplňkové palivo k udržení plamene. Provoz zařízení je při teplotách několik stovek stupňů efektivnější než při spalování odpadů plamenem. Přítomnost taveniny mimo jiné znemožňuje únik zplodin oxidické reakce spalin produkované oxidací radioaktivních materiálů. Další složky odpadního plynu, které jsou zachytávány roztavenou alkalickou solí, jsou kyselé plyny. Není tak vyžadován mokrý vypírací proces pro čištění spalin vycházejících z reaktoru. Princip bezplamenného spalování může být jednostupňový nebo dvoustupňový.

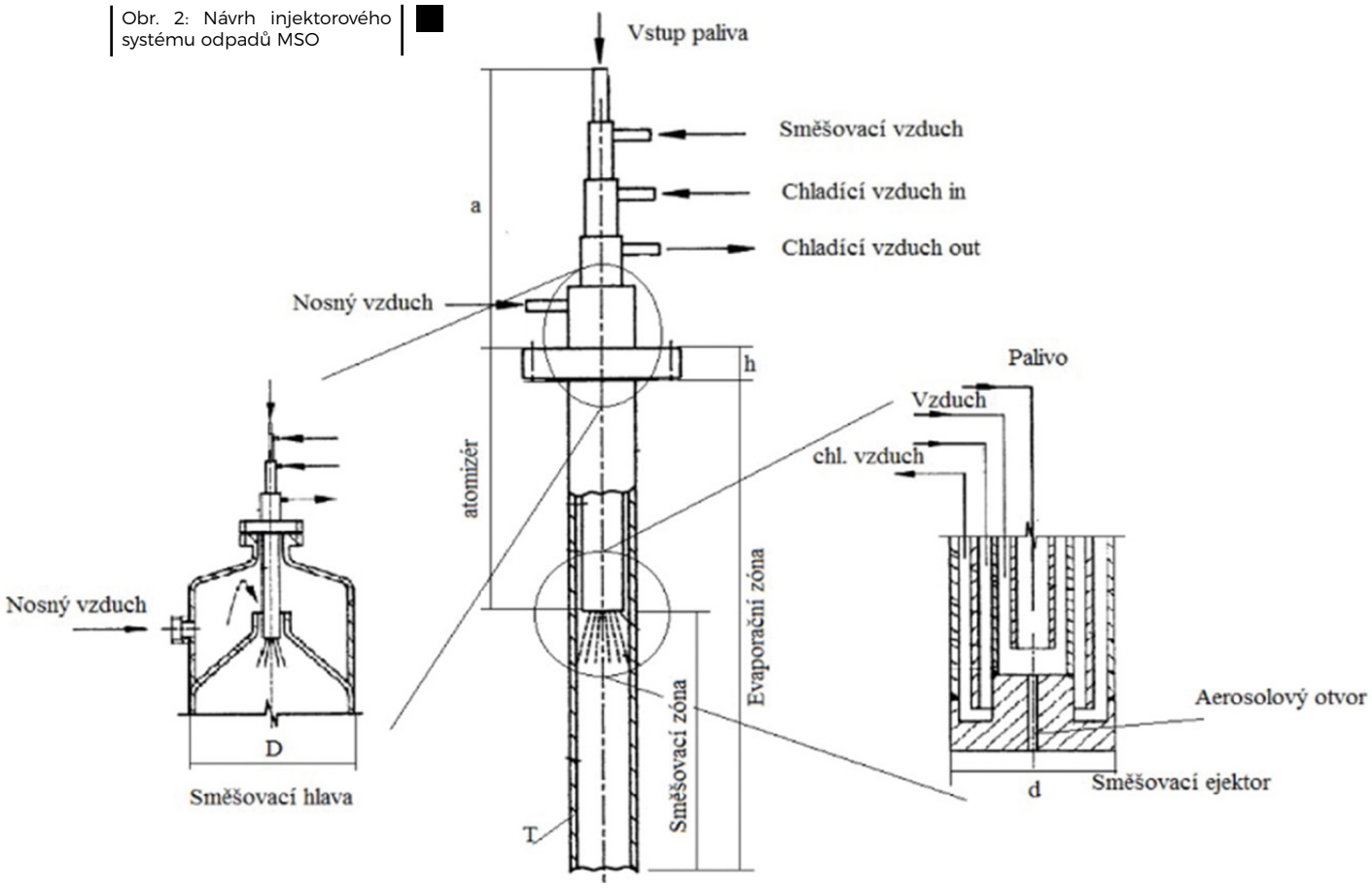
DVOUSTUPŇOVÝ SYSTÉM

Při nedokonalém spalování odpadů vznikají plyny, jako je CO, kyselé plyny a některé uhlovodíky. Při zvýšeném organickém podílu v odpadech dochází k větší produkci těchto plynů. Jedna reaktorová nádoba nestačí k další oxidaci těchto složek a ty snižují životnost čisticího systému za výstupem z reaktoru. Proto je vhodné použít druhý reaktor, kde budou nežádoucí plyny dále oxidovány dle obr. 1 [2]. Výstup z prvního reaktoru je tak veden k dávkovacímu zařízení v druhém reaktoru společně se sekundárním spalovacím vzduchem. Kvůli přítomnosti druhého oxidačního zařízení lze v prvním reaktoru udržovat nižší teplotu a druhý reaktor může být provozován za vyšších teplot.

2. NÁVRH SYSTÉMU DÁVKOVÁNÍ ODPADŮ

Jednou z klíčových částí systému je dávkování odpadů (paliva). Dávkování paliva má být variantní a má umožňovat bezpečné a spolehlivé kontinuální či kvazikontinuální dávkování kapalných i pevných paliv do reaktoru tak, aby bylo možné oxidační proces řídit i množstvím dávkovaného paliva. Předmětem našeho výzkumu bylo mimo jiné navrhnout systém dávkování odpadů, viz obr. 2. Systém má zajišťovat odlišný způsob dávkování pro oba typy paliv s možností výměny dávkovacího zařízení při odstavení celé technologie. Aby byla zajištěna celková oxidace odpadu a jeho likvidace, bývá dávkovací systém vybaven vstupem pro sekundární spalovací vzduch. Ten současně plní funkci nosného plynu a rozprašovače kapalného odpadu ve směšovací zóně dávkovacího za-

Obr. 2: Návrh injektorového systému odpadů MSO



řízení na obr. 2. Aby nedocházelo ke tvorbě strusky po celé délce dávkovacího zařízení, je nutné oxidační zónu ochlazovat. Ke chlazení se může použít vzduch, voda nebo jiné chladicí médium, jako je ethylenglykol. V případě pevných odpadů je třeba upravit zrnitost před vstupem do dávkovacího zařízení. Konec dávkovacího zařízení musí být zapuštěn dostatečně hluboko do taveniny soli, aby docházelo ke správné oxidaci odpadů. Těsná blízkost hladiny nebo spalování přímo na hladině by znamenaly nedokonalé zpracování nebezpečných nebo radioaktivních odpadů. Garančním palivem bude turbínový olej TB32 MG a polystyrenové iontoměniče.

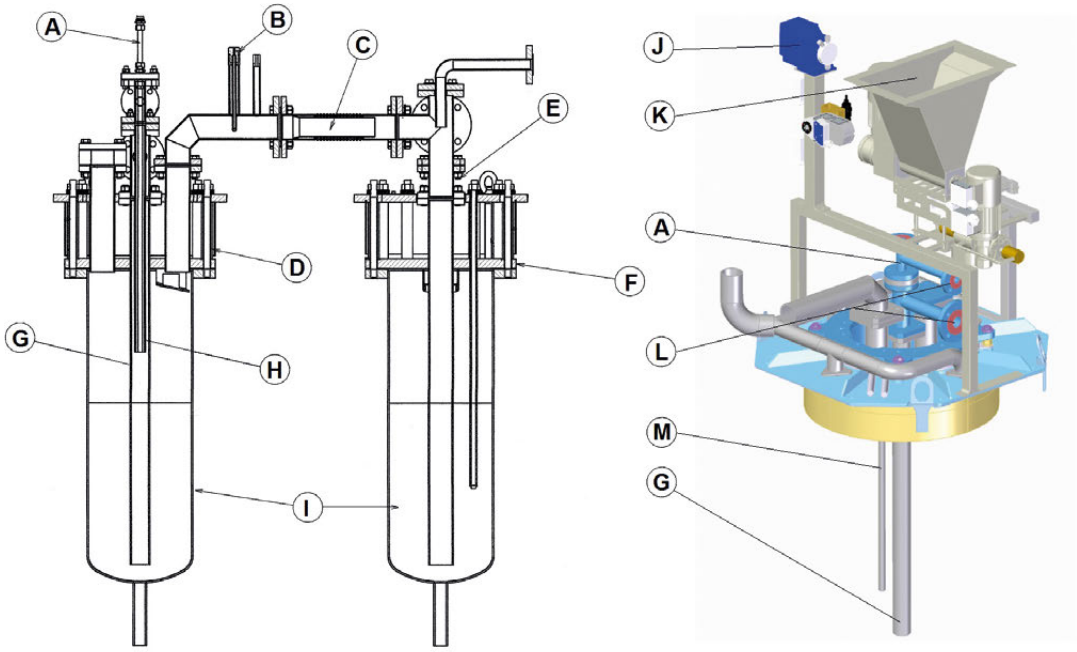
Palivo bude dávkováno vnitřní trubkou koaxiálního dávkovacího injektoru první reaktorové nádoby. Společně s dávkovaným palivem bude do reaktoru vedeno pod hladinu taveniny i oxidační medium (vzduch). Primární vzduch (po ohřátí v elektroohřívači na teplotu do 400 °C) bude přiváděn vnější trubkou koaxiálního injektoru, který bude ukončen pod hladinou taveniny, cca 50 mm nade dnem reaktorové nádoby. Sekundární vzduch (o teplotě okolí) bude přiveden vnější trubkou koaxiálního injektoru druhé reaktorové nádoby a do vnitřní trubky koaxiálního injektoru za turniketem nad víkem první reaktorové nádoby. Vnitřní trubka bude ukončena cca 150 mm nad předpokládanou hladinou taveniny soli.

Oxidační médium i spalovaná složka se budou po vstupu do reaktoru ohřívat. Vhodnou volbou poměru primárního a sekundárního vzduchu bude možné zabránit případným potížím při dávkování směsi, například samozápalem na cestě směsi před kontaktem s roztavenou solí. Proces bude dimenzován tak, aby bylo možné pomocí nastavení primárních parametrů procesu (maximální množství kapalného paliva 1,5 kg/h, stechiometrický koeficient přebytku vzduchu do $\lambda = 2$, teplota procesu v rozsahu 850–1 000 °C) dosáhnout na výstupu z reaktoru do systému čištění spalin koncentraci CO ve spalinách na úrovni do 100 $mg \cdot m^{-3}$ – přepočteno na suchý plyn a normální stavové podmínky.

3. REALIZACE NÁVRHU INJEKTOROVÉHO SYSTÉMU ODPADŮ MSO

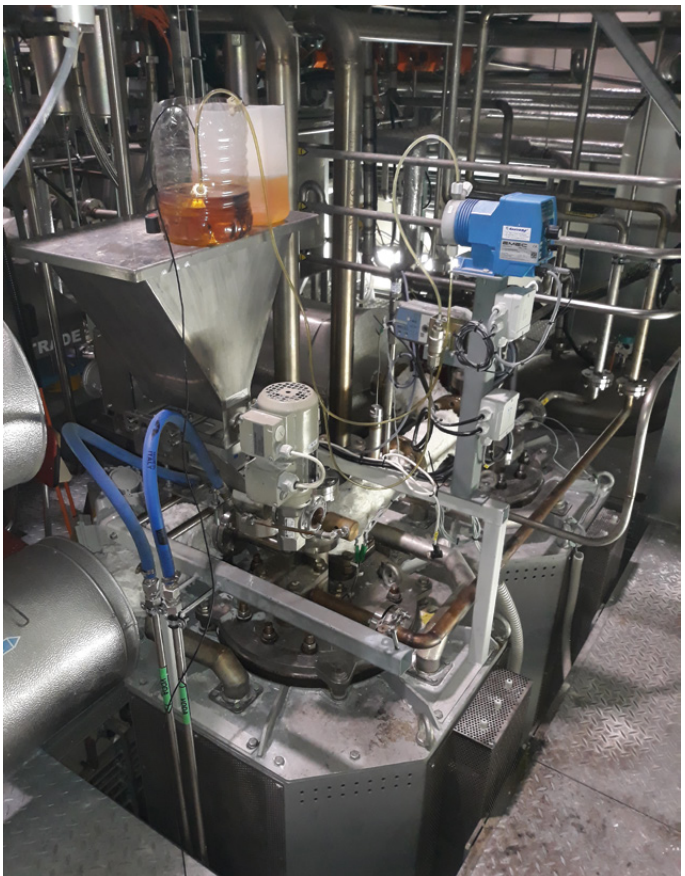
Nástavba reaktoru je složena z přívodu předehřátého vzduchu, chladicího vzduchu, ná-

Obr. 3: Injektorový systém MSO v CVŘ: A – Injektorový systém; B – snímače teploty a tlaku; C – kompenzátor tepelné dilatace; D – reaktorové víko první nádoby; E – Injektorový systém druhé nádoby; F – reaktorové víko druhé nádoby; G – vnější plášť injektorového systému; H – atomizér; I – reaktorové nádoby s taveninou; J – peristaltické čerpadlo kapalných odpadů; K – násypka s podavačem pevných odpadů; L – primární a sekundární vzduch/chlazení; M – snímač teploty taveniny



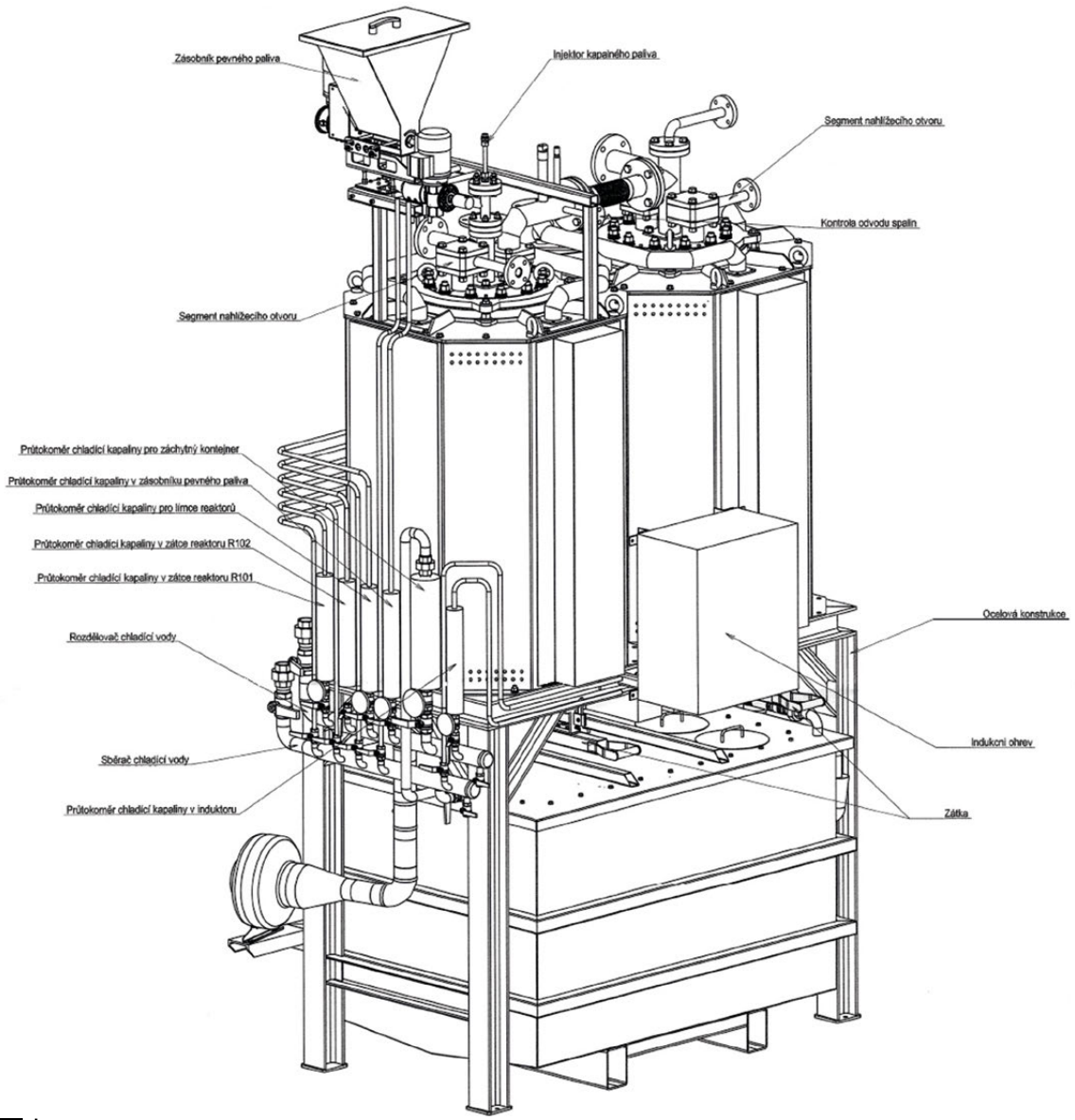
sypky soli a injektorového systému na obr 3. Tříplášťová konstrukce injektoru umožňuje vířivé spalování s krátkým plamenem přímo v injektorovém systému. Organický odpad je dávkován do prvního pláště trubkové konstrukce. Stechiometrické množství vzduchu nebo jeho přebytek jsou injektorovány druhým pláštěm v místě, kde končí dávkovač prvního pláště. Třetí plášť zahrnuje vstup chladicího vzduchu pro první dva pláště. Dostatek chladicího média znemožňuje spékání obsahu popelovin ve složení zpracovaného odpadu. Výsledkem je pak úplná mineralizace odpadů v injektorovém systému a následná interakce produktů spalování s taveninou soli. Součástí injektoru je i dávkovací systém na obr. 4 a 5 s možností modularizace dle druhu použitého skupenství odpadů, který umožňuje kontinuální dávkování odpadů s důrazem na konstantní množství vsázky za jednotku času.

Obr. 4: Víko nádoby MSO s injektorovým systémem



4. ZÁVĚR

Několik evropských zemí, producentů odpadů a organizací pro nakládání s odpady čelí produkci radioaktivního pevného organického odpadu nízké a střední úrovně, u nichž současné metody úpravy vytvářejí formy odpadu, kde bezpečného a dlouhodobého skladování nebo odstraňování je obtížné dosáhnout. Případně prokazují nedostatečnou stabilitu a/nebo jsou příliš vysoce reaktivní v alkalických podmínkách, které převládají v mnoha konečných úložištích. Ve skutečnosti je možné rozlišovat upravené a nezpracované odpady, které jsou produkovány různými typy původců odpadu a které lze jednotně označit jako radioaktivní pevný organický odpad „RSOW". Jejich fyzikálněchemické vlastnosti však mohou být docela rozmanité. Společná charakteristika všech těchto odpadů je, že obsahují pevné organické sloučeniny, jejichž stabilita a/nebo reaktivita by se mohla ukázat jako nekompatibilní s dlouhodobým řešením pro nakládání s odpady.



Obr. 5: Celkový pohled na injektorový systém, reaktorové pece a chladicí hospodářství

Prostřednictvím mezinárodního projektu THERAMIN bylo stanoveno, že možnosti tepelného zpracování by mohly představovat vhodné řešení pro přeměnu nestabilních a/nebo reaktivních RSOW na stabilnější anorganické konečné produkty s lepší manipulovatelností.

Technologie MSO a vyvinutý dávkovací systém vyhovují mezinárodním předpokladům o zpracování pevných i kapalných odpadů včetně omezení důsledků pro životní prostředí. Implementačním partnerem užitného vzoru injektorového systému i technologie MSO jsou coby spoluřešitelé firmy ATEKO a.s., a BOHEMIA MACHINE s.r.o., které zajišťují technickou podporu a aplikovatelnost v průmyslovém odvětví. Vzhledem k modularitě systému lze injektor využívat i v neodpadových oblastech s důrazem na speciální druhy vstupního paliva do atomizéru.

Prezentované 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.

Reference:

[1] Lin, C., Chi, Y., Jin, Y., Jiang, X., Buekens, A., Zhang, Q., & Chen, J. (2018). Molten salt oxidation of organic hazardous waste with high salt content. https://doi.org/10.1177/0734242X17748364

[2] Yang, H., Cho, Y., Eun, H., & Kim, E. (2019). Destruction of chlorinated organic solvents in a two-stage molten salt oxidation reactor system, (September 2007). https://doi.org/10.1016/j.ces.2007.01.055

Principles of Inspection Procedure for 3D Measurements in NPPs

Ing. Jaroslav Brom, Ing. Jan Patera, Pavel Zahrádka

Využití 3D profilometrie v jaderných elektrárnách se v poslední době stalo nedílnou součástí provozních kontrol realizovaných během odstávek. Díky tomuto měření je možné relativně rychle určit stav dané komponenty, a to jak z hlediska rozměrových změn, tak i možného opotřebení způsobeného provozem nebo tvorbou povrchových defektů, jako jsou korozní důlky atd. Mezi další výhody patří kompletní záznam dat v CAD modelu a jeho možné srovnání s budoucími měřeními. Měření jsou v současné době zaměřena na hlavní komponenty jaderných elektráren, mezi které patří tlaková nádoba reaktoru, parní generátor, turbína atd. Článek pojednává o zásadách inspekčního postupu.

The use of 3D profilometry at nuclear power plants has recently become an integral part of in-service inspections performed during outages. Thanks to this measurement, it is possible to determine the condition of a given component relatively quickly, both in terms of dimensional changes and possible wear and tear caused by operation or the formation of surface defects such as corrosion pits, etc. Other advantages include a complete data record in a CAD model and its possible comparison with the future measurements. Measurement is currently focused on the main components of a nuclear power plant, which include the reactor pressure vessel, steam generator, turbine, etc. The article discusses principles of inspection procedure.

This article discusses the inspection procedure for 3D measurements used in nuclear power plants from the point of view of: Measuring equipment, Expected imperfections, Work in a radiation environment, System calibration and verification, Evaluation of measured data (constraints resulting from data processing requirements). The last chapter presents examples and lessons learned from 3D scanning in NPPs.

1. MEASURING EQUIPMENT

3D equipment that Research Centre Řež (CVŘ) uses to measure profiles is Hexagon Romer Arm with 3D laser scanner RS4.

The scanner emits a visible 7,520-point laser beam, linearly oriented using a polygon mirror to sense the surface at 100 Hz. The profile is measured using the triangulation principle, where the incident laser light is reflected from the object surface into the scanner camera. The precise spatial position of the 3D scanner is measured using angles at the joints of the measuring arm.

Main parameters of 3D scanner:

- Scan speed: 752,000 dots/s
- Working distance: 165 mm
- Minimum point spacing: 0.011 mm
- Accuracy (2σ): 0.028 mm
- Operating temperature: 5–40 °C
- A three-sided steel plate standing on three screws is used to secure the position of the 3D equipment.

IMPACTS ON THE INSPECTION PROCEDURE (IP) FROM THE POINT OF VIEW OF THE MEASURING EQUIPMENT:

1.1 DIMENSION AND SPATIAL CONSTRAINTS

When scanning, access to the scanned surface is required (approx. 165 ±50 mm above the surface; perpendicular to the scanned surface max. approx. 45° from the perpendicular, for very shiny surfaces 15°), which cannot always be achieved. For this reason, IP requires to remove a replica of non-scannable parts of the surface.

Fig. 1: Solid tripod

1.2 MEASURING EQUIPMENT MOUNTING CONSTRAINTS

The measuring device must be stable during the measurement. For this reason, if the arm cannot be attached with magnets, IP requires to use a specially made solid tripod – a three-sided steel plate standing on three screws to secure the position of the 3D equipment (see figure 1). In some cases, the tripod is screwed on.

2. EXPECTED IMPERFECTIONS

The measuring equipment accuracy is 0.028 mm. This accuracy is achieved in ideal laboratory conditions.

IMPACTS ON THE INSPECTION PROCEDURE (IP) FROM THE POINT OF VIEW OF THE EXPECTED IMPERFECTIONS:

2.1 EXPECTED IMPERFECTION CONSTRAINTS

To verify the accuracy of real measurements, IP requires min. one control measurement by removing the replica followed by its 3D scanning in ideal conditions. This result is compared with direct 3D measurement, but the difference must not be greater than 20 %.

3. WORK IN A RADIATION ENVIRONMENT

Working in a radiation environment requires compliance with the radiation protection requirements of the control zone operator. Limits on surface contamination apply to the removal of equipment from the controlled zone.

IMPACTS ON THE INSPECTION PROCEDURE (IP) FROM THE POINT OF VIEW OF A RADIATION ENVIRONMENT:

3.1 RADIATION CONSTRAINTS

IP requires to eliminate or reduce the possibility of surface contamination to a minimum level:

- Wrapping of power supply cables in plastic cover in the colour used in the control zone. In an environment with high surface radiation, the measuring device is also protected by a plastic cover.
- Use of plastic cover for storage space on the transport case, measuring computer, etc. and under a three-point tripod.
- Change of protective gloves in case of any contact of the hands with the surrounding technology. Compliance with this requirement is checked by the 2nd employee participating in the inspection.
- Elimination of cables using battery power of the measuring equipment and laptop.

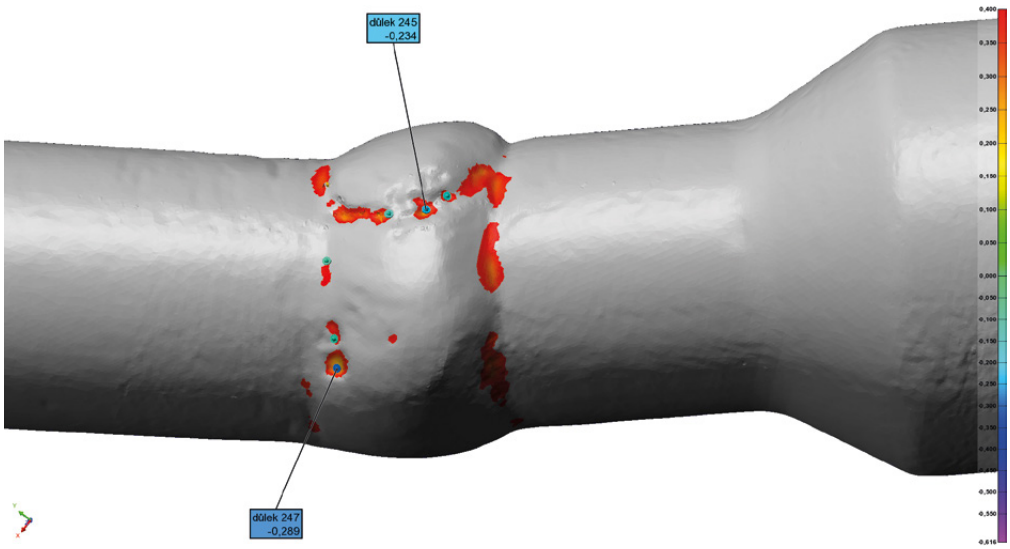
4. SYSTEM CALIBRATION AND VERIFICATION

The 3D measuring device achieves high accuracy thanks to the design solution of the given manufacturer. The equipment is regularly calibrated by the equipment manufacturer (once a year). However, the device is prone to large shocks and impacts that can affect the guaranteed accuracy.

IMPACTS ON THE INSPECTION PROCEDURE (IP) FROM THE POINT OF VIEW OF CALIBRATION OR VERIFICATION:

4.1 CALIBRATION AND VERIFICATION REQUIREMENTS

IP requires that in the interval between regular calibrations, a limited calibration of the measuring instrument be performed in the CVŘ before each exit to the NPP. In addition, IP requires that shocks be recorded during transport and measurement that could affect the accuracy of the measurement. In case of recording such a shock, verification of the accuracy of the measurement is required before the measurement (shock recorded during transport to the measured surface)



or after the measurement (shock recorded during the measurement). These calibrations and verifications are part of the measurement protocol.

5. EVALUATION OF MEASURED DATA

Although the 3D measuring device is the same, each task requires special evaluation procedures developed by the CVŘ to meet the customer's requirements for profile evaluation.

5.1 REQUIREMENTS RESULTING FROM DATA PROCESSING REQUIREMENTS

For each application, data processing requirements are discussed with the customer, such as finding pits/scratches with a depth and/or width greater than a predefined value, finding changes during repeated measurements, etc. These special requirements are incorporated into the IP as requirements for a specific inspection. Further, macro scripts are used for evaluation, which enable much more accurate data alignment, global defect evaluation and faster data processing. These macro scripts are created by CVŘ specifically for each application.

6. EXAMPLES OF 3D SCANNING IN NPP

The 3D scanning method has been used successfully, for example, for:

1. Application for Steam Generator – profile measurement of ferritic pulse tubes inside the steam generator in order to determine the dimensions and depths of the corrosion pits.

Lessons learned:
When measuring pipelines inside the PG, a total of about 80–90 % of the total surface was measured, also thanks to the improved stabilization of the tripod. The results show that it is possible to identify and describe pits with the required accuracy by 3D measurement even in an abnormal environment.

2. Application for bolts – profile measurement of defects in the threads of bolts connecting the reactor pressure vessel and the reactor head.

Lessons learned:
Using a color map, pits up to 150 μm deep were found. The acquired scans will serve as a reference for monitoring the pits during the next outage.

3. Application for Reactor Pressure Vessel (RPV) – profile measurement of sealing groove on the main dividing plane of reactor pressure vessel and the seal imprint into the reactor head surface.

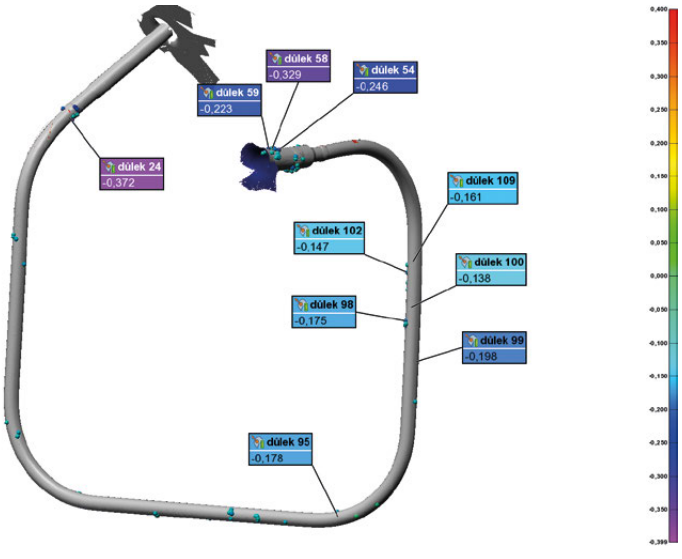


Fig. 2: Example of displaying found pits on the SG pipeline with displaying detail of selected pits

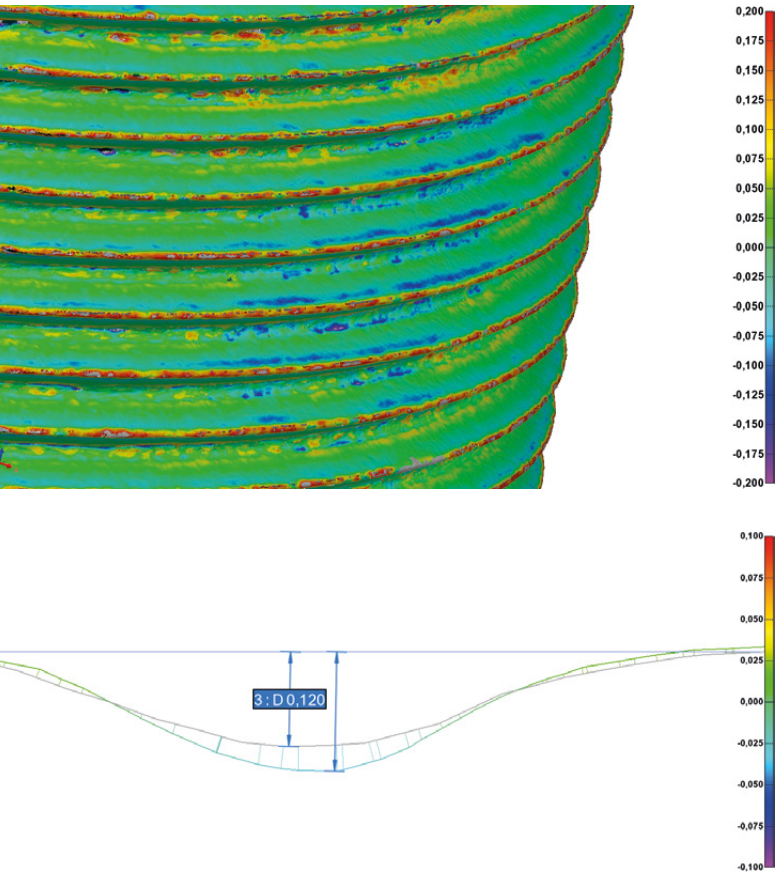


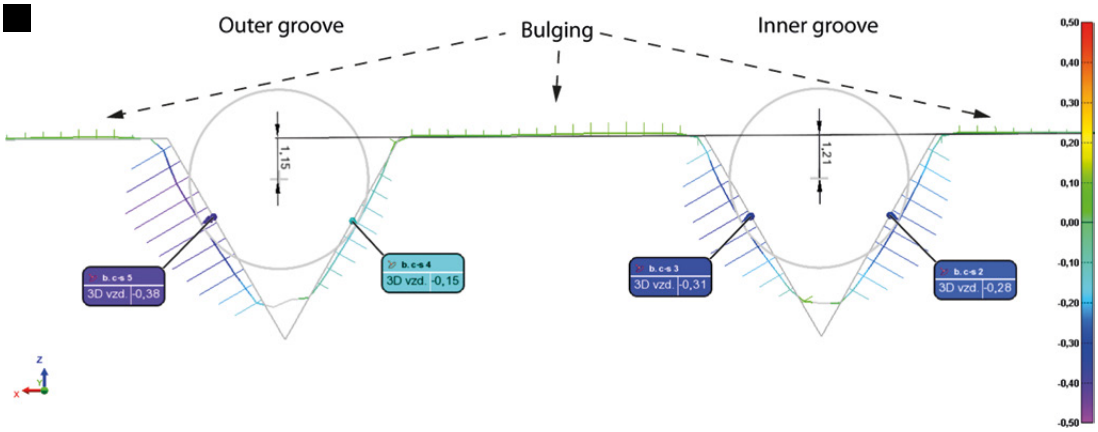
Fig. 3: Example of colour map showing deviations from the ideal shape (left side) and details of the largest pit found (right side)

Lessons learned:

- On the RPV, a 5 mm diameter ball pitch is measured and evaluated for comparison with the current measurement.
- A more accurate evaluation of RPV has been developed – the imprints are evaluated via groove deviations from ideal shape.
- Two silicone replicas of RPV grooves were removed to verify the accuracy of 3D scanning. The replica was scanned on site. The results of the 3D scan of the grooves and their replicas showed an excellent match and the deviations of both measurement methods are at the measurement error level of 0.01 mm.
- The scans obtained serve as a reference for monitoring trends during subsequent outages.

The presented work was financially supported by the Ministry of Education, Youth and Sport Czech Republic – project LQ1603 Research for SUSEN. This work has been realized within the SUSEN Project (established in the framework of the European Regional Development Fund (ERDF) in project CZ.1.05/2.1.00/03.0108 and of the European Structural and Investment Funds (ESIF) in the project CZ.02.1.01/0.0/0.0/15_008/0000293).

Fig. 4: Sectional view of the main dividing plane through the centre of the threaded hole. The gray colour represents the CAD model used in the evaluation and the inscribed circle Ø 5 mm, the colour map shows the deviations in the scanned surface.



References:
[1] Zahrádka: Pro3D měření tras odvzdušnění a tras kontroly těsnosti meziprostoru uvnitř PG4 na HVB1 ETE, Report number 3490 (2020)
[2] Zahrádka, Patera: 3D skenování hlavní dělicí roviny a víka tlakové nádoby HVB 2 ETE. Report number 3206 (2019)

Analýza mikroskopických částic obsahujících uran nebo plutonium pro posílení inspekční činnosti a systému mezinárodních záruk

RNDr. Jan Lorinčík, CSc., Mgr. Kristína Sihelská, Ing. Klára Řezanková, Ph.D., Ivan Elantyev, MSc.

Odběr environmentálních vzorků na místech zárukových inspekcí a analýza jednotlivých mikroskopických prachových částic je účinným nástrojem IAEA na odhalení nedeklarovaných jaderných materiálů nebo aktivit. Mikroskopické množství materiálu obsažené v jedné částici je však velkou výzvou pro analytické metody a postupy. V CVŘ byly vyvinuty dvě certifikované metodiky analýzy environmentálních vzorků založené na analýze stop štěpných produktů (Fission Tracks) a na metodě SIMS. Dosažená technická úroveň laboratoří CVŘ umožnila vznik spolupráce s JAEA zaměřené na společné provozování analýz v rámci sítě laboratoří NWAL IAEA. Popisované metodiky jsou k dispozici organizacím státní správy pro posílení inspekční a kontrolní činnosti a pro jaderně-forenzní vyšetřování.

The collection of environmental swipes at places of inspections and the analysis of individual microscopic dust particles is one of the efficient tools of the IAEA for detecting undeclared nuclear materials and activities. However, the microscopic amount of material in a single particle poses substantial challenges to analytical methods. Two certified methods for the analysis of environmental samples have been developed at CVŘ is based on the fission tracks analysis and the other one on the SIMS technique. The achieved technical level of CVŘ laboratories enabled collaboration with JAEA towards running joint analyses within the NWAL IAEA. The described methods are available to the state authorities for the strengthening of inspection operations and controls and for nuclear-forensic investigation.

1. ÚVOD

Počátek tzv. environmentálního vzorkování jako součásti mezinárodního systému záruk lze vystopovat do období první války v Zálivu v roce 1991. Krátce po vyhlášení příměří navštívil Irák akční tým IAEA s cílem získání důkazů o programu na vývoj jaderné zbraně. Tým inspektorů musel improvizovat, protože válkou zničené jaderné provozy neumožnily odběr konvenčních vzorků, a tak použil bavlněné ručníky na provedení improvizovaných stěrů povrchů předmětů s cílem najít stopy materiálů přítomných před zničením zařízení. Analýzou těchto kontaminovaných ručníků se podařilo identifikovat celé spektrum obohacení uranu a přinést důkazy o rozsáhlém programu Iráku na výrobu jaderné zbraně.

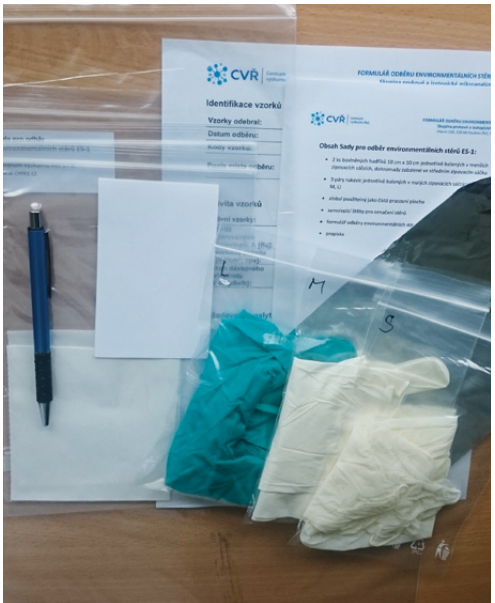
Zároveň se tím prokázalo selhání tehdejšího systému zaměřeného na vedení evidence JM, na kontrolu JM v jaderných zařízeních a na ověření konzistence s deklarovanými údaji. Tato situace vyžadovala posílení tradičních zárukových opatření. Za tímto účelem byl přijat Dodatkový protokol (DP), který podstatně zvýšil schopnost IAEA odhalit nepřiznaný materiál nebo nezákonnou aktivitu. Klíčovou pravomocí inspektorů podle DP je přístup k úplnému jadernému cyklu (od těž-

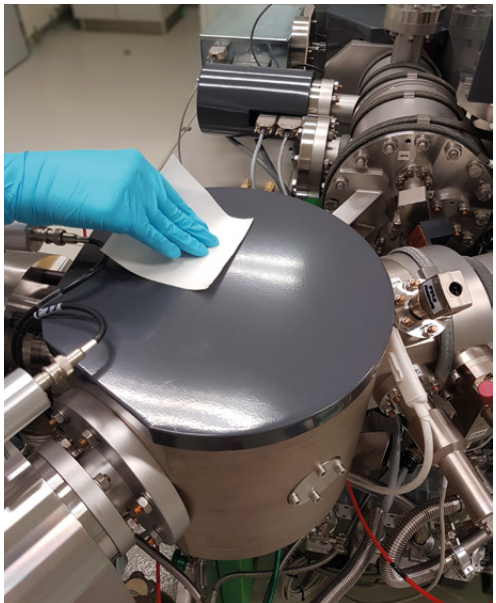
by uranové rudy až po zpracování nebo uložení jaderného odpadu) a hlavně do jiných než deklarovaných prostor, kde mohou být sejmuty environmentální vzorky. Implementace environmentálního vzorkování v roce 1996 spolu s vytvořením Sítě analytických laboratoří (NWAL) akreditovaných IAEA (včetně „centrální" laboratoře v Seibersdorfu u Vídně) a s přijetím DP v roce 1997 tak znamenala zásadní změnu a posílení systému mezinárodních jaderných záruk.

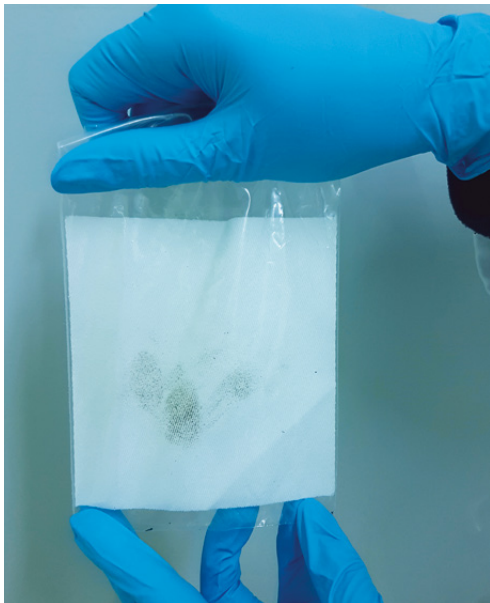
Analýza environmentálních vzorků (EV) je v současné době pokládána za jeden z nejúčinnějších nástrojů pro odhalování nepřiznaného JM a nezákonných jaderných aktivit. Tato účinnost je založena na faktu, že procesy výroby, skladování, transportu, manipulace s jaderným materiálem uvolňují do okolního prostředí mikroskopické částice. Tyto částice nesou informaci o jejich chemické, radiologické i geologické historii, která může být využita pro zjištění původu, procesu výroby a potenciálního využití zdrojového materiálu. Navíc těchto částic se vzhledem k adhezním i aerodynamickým charakteristikám nelze zbavit nebo je skrýt a možnost jejich zachycení environmentálním stěrem je vysoká. Za zmínku stojí, že zpravidla jde o velmi malé množství jaderného materiálu, které nepředstavuje žádné zdravotní nebo radiologické riziko.

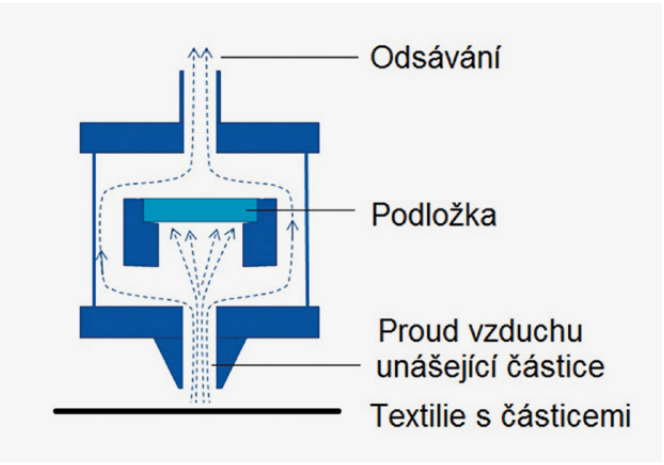
Avšak toto malé množství materiálu v environmentálních stěrech klade extrémní nároky na analytické metody, které musí být schopny z množství materiálu řádově 10 pg změřit poměry izotopů uranu nebo plutonia s vysokou přesností. Analytické metody, které používá IAEA pro analýzu EV, lze rozdělit do dvou skupin: metody pro objemové analýzy a metody pro analýzy jednotlivých částic. Objemové analýzy umožňují detekci a měření izotopového složení U a Pu při extrémně nízkých koncentracích. Sejmutý stěr prachu EV je při nich zpracován jako celek, např. rozpuštěn v kyselině a analyzován jednou ze dvou hmotnostně spektrometrických metod: hmotnostní spektrometrií s termální ionizací (TIMS) [1], hmotnostní spektrometrií s indukčně vázaným plazmatem (ICPMS) [2]. Zatímco objemová analýza poskytuje zprůměrované hodnoty izotopového složení EV, částicová analýza spočívá v analýze jednotlivých zájmových částic o velikosti okolo 1 μm, které mohou být rozptýleny na EV mezi velkým množstvím dalších částic nejaderného i jaderného původu. Výhodou analýzy jednotlivých mikroskopických částic z EV z hlediska zárukových inspekcí je nemožnost zamaskovat technologii a historii kontrolovaného JM promícháním nebo naředěním materiálů o různém izotopovém složení. Dvěma metodami pro izotopovou analýzu jednotlivých mikroskopických částic JM využívanými v síti NWAL IAEA jsou SIMS [3] a kombinace analýzy stop štěpných produktů (Fission Tracks, FT) s TIMS (FT–TIMS) [4]. Obě metody jsou schopny nalézt jednu zájmovou mikroskopickou částici (např. částici s vysoce obohaceným uranem) mezi statisíci

Obr. 1: (a) Sada pro odběr environmentálního stěru ES-1, (b) Stírání plochy zařízení v místě kontroly, (c) Environmentální stěr v zipovacím sáčku









Obr. 2: (a) Nákres řezu impaktoru, (b) Plastový impaktor (jednorázově používaný), (c) Extrakce částic pomocí plastového impaktoru uvnitř jednorázově použitelného rukavicového boxu.

nespecifickými částicemi nebo nezájmovými uranovými částicemi (přírodní izotopové složení) a stanovit její izotopové složení s vysokou přesností.

CVŘ se problematikou zárukových analýz začalo zabývat v rámci plnění projektů SUSEN a R4S [5], kdy vedle vývoje nových analytických metod řešilo poměrně ambiciózní cíl stát se členskou laboratoří sítě NWAL IAEA. Za tím účelem byly v CVŘ vyvinuty nebo implementovány analytické postupy, které budou stručně popsány v následujícím textu.

2. ODBĚR ENVIRONMENTÁLNÍCH VZORKŮ

Odběry EV jsou prováděny vyškolenými pracovníky pomocí Sady pro odběr environmentálních stěrů. Na základě zkušeností ze spolupráce s IAEA zhotovilo CVŘ Sadu s označením ES-1 (obr. 1), jejíž obsah tvoří: 2 ks bavlněné textilie 10 cm × 10 cm, 3 páry rukavic o různé velikosti, 3 ks zipovací sáčky, propiska, formulář odběru vzorku, samolepky pro označení vzorku, alobal o velikosti A3 pro vytvoření čisté plochy na odkládání předmětů. Výše jmenované předměty jsou umístěny v jednom velkém zipovacím sáčku.

3. ANALÝZA ENVIRONMENTÁLNÍCH VZORKŮ

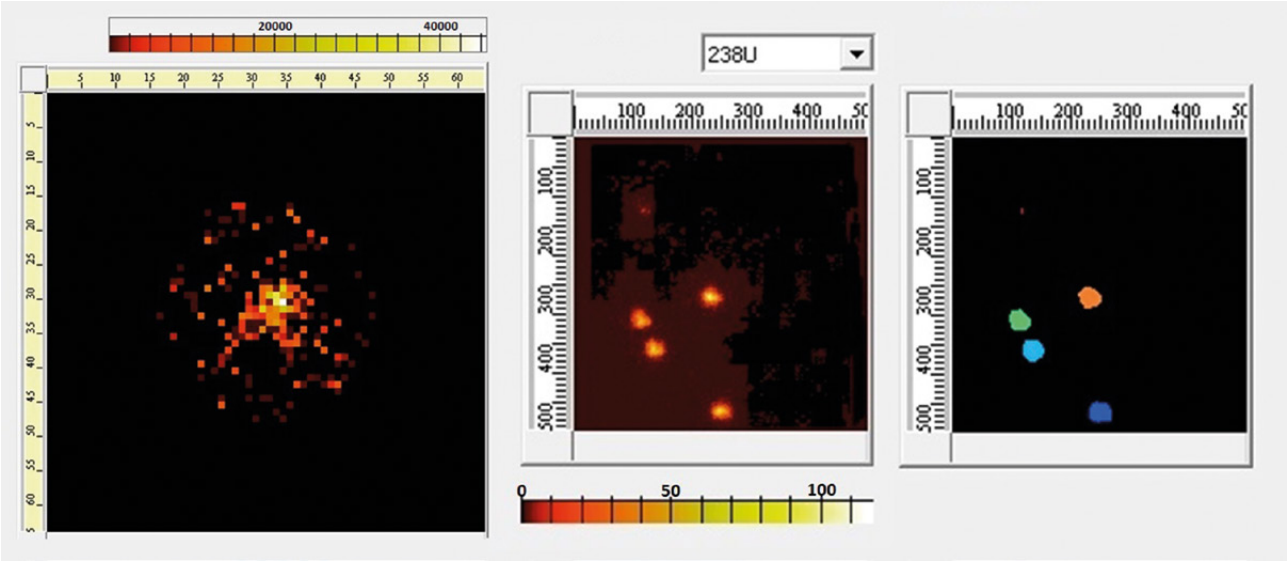
Analytickou proceduru EV lze rozdělit do tří hlavních kroků: 1. extrakce částic z bavlněné textilie a jejich nanesení na křemíkovou podložku, 2. identifikace zájmových částic (většinou vysoce obohaceného uranu) mezi obrovským množstvím částic nespecifického prachu, 3. stanovení poměrů izotopů uranu (zpravidla $^{234}U/^{238}U$, $^{235}U/^{238}U$, $^{236}U/^{238}U$) u zájmových částic pomocí hmotnostní spektrometrie.

3.1 EXTRAKCE ČÁSTIC

V CVŘ byly vyvinuty dvě metody extrakce částic, které lze pro jednoduchost nazvat jako „mokrá extrakce" a „suchá extrakce". V případě mokré extrakce se stěr nebo jeho odstřižená část vloží do kádinky s etanolem, sonikuje v ultrazvukové lázni, několikastupňově centrifuguje a nakonec se do roztoku přidá malé množství kolódia pro fixaci částic. Několik mikrolitrů připravené suspenze je napipetováno na čistou křemíkovou podložku. Po odpaření etanolu je vzorek připraven na ozařování ve výzkumném reaktoru nebo ke vložení do hmotnostního spektrometru. Mokrá extrakce je prováděna v laminárním boxu a po každém jednotlivém úkonu jsou použité nástroje a pracovní plocha otřeny etanolem napuštěnou tkaninou. V případě suché extrakce je na podložku z křemíku nejdříve nanesena tenká lepivá vrstva vazelíny. Takto přiravená podložka se vloží do tzv. vakuového impaktoru, což je sací hlavice z plastu s vnitřními kanálky a otvory, které upravují proudění nasávaného vzduchu s částicemi tak, aby co nejrovnoměrněji dopadaly na dovnitř umístěnou podložku (obr. 2). Při zapnutém sání se impaktorem pohybuje v pravidelných tazích po celém stěru. U této metody probíhá extrakce v jednorázově použitelných rukavicových boxech. Jednorázově použitelné nástroje, pomůcky a časté utírání pracovní ploch patří mezi nezbytná technická opatření na minimalizaci křížové kontaminace, tj. kontaminace částicemi uvolněnými při zpracování předchozích stěrů.

3.2 IDENTIFIKACE ZÁJMOVÝCH ČÁSTIC

Na křemíkové podložce mohou být naneseny tisíce až desítky tisíc částic, z nichž pouze nepatrné množství, jednotky až desítky, mohou být zájmové částice, tj. částice obsahující



Obr. 3: (a) Rozložení ^{238}U v kruhové analyzované oblasti o poloměru 8 500 µm. Čtvercové body odpovídají jednotlivým polím 500 µm × 500 µm a jejich barevný odstín množství U v daném poli (b) Iontový obraz $^{238}U^{+}$ jednoho z polí z (a). (c) Obraz (b) po segmentaci a identifikaci částic.

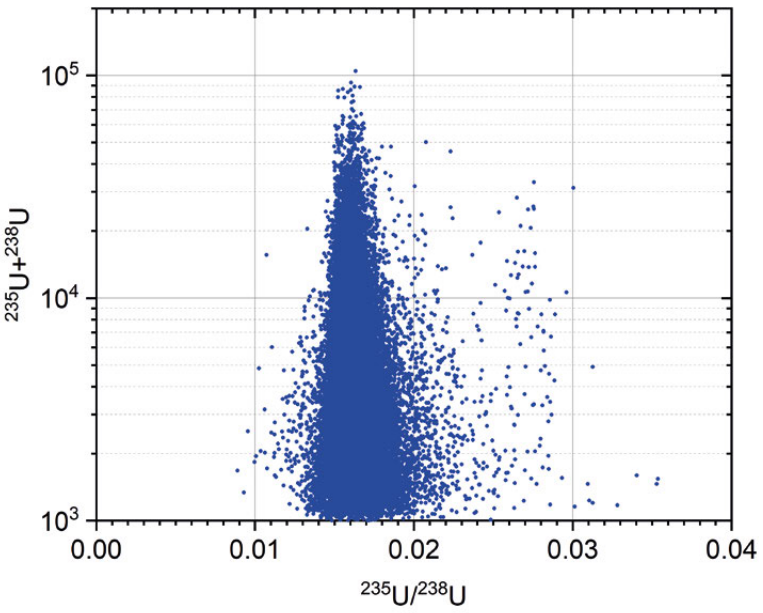
vysoce obohacený uran nebo plutonium. Tyto částice mají zpravidla velikost okolo jednoho mikrometru a v optickém mikroskopu, který bývá používán hmotnostními spektrometry k navigaci po analyzovaném povrchu, se zobrazí jako tmavé tečky, podobně jako ostatní druhy částic neznámého složení. Klíčovým úkolem před vlastní izotopovou analýzou je tedy najít a vybrat pouze ty částice, které obsahují jaderný materiál, a zaznamenat si jejich polohy vůči referenčním značkám. Pak je možné zájmové částice identifikovat podle těchto souřadnic.

V CVŘ jsou pro účely zárukových analýz provozovány dva analytické postupy na vyhledávání a identifikaci zájmových částic: 1. metoda APM–SIMS (Automated Particle Measurement SIMS), 2. metoda analýzy stop štěpných produktů (Fission Tracks, FT).

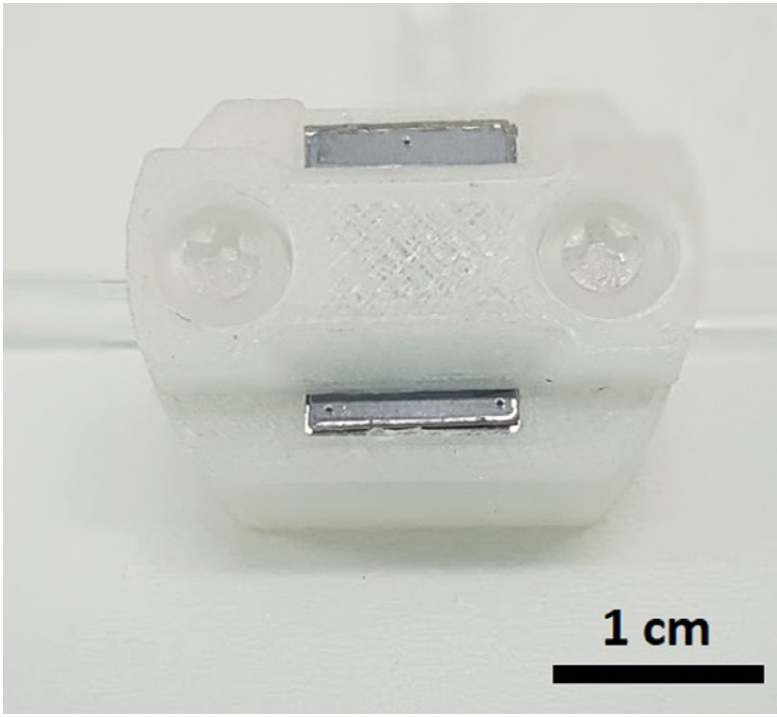
3.2.1 APM–SIMS

Metoda SIMS patří do třídy tzv. zobrazovacích hmotnostní spektrometrů a tato vlastnost je využita pro hledání zájmových částic. Principem metody SIMS [6] je emise ionizovaných atomárních částic z povrchu vzorků pevného skupenství v důsledku působení zfokusovaného svazku urychlených iontů, přičemž v případě analýzy uranu se jako primární ionty používají O_2^{+} o energii 10 keV. Emitované sekundární ionty nesoucí informaci o izotopovém složení povrchu vzorku jsou separovány v magnetu podle poměru hmotnosti a elektrického náboje m/e a jejich intenzity změřeny citlivým detektorem.

Vlastní identifikace uranových částic spočívá v sejmutí iontově-izotopového obrazu $^{238}U^{+}$ nebo $^{235}U^{+}$ povrchu vzorku a v odlišení částic-podobných objektů od pozadí v intenzitním



Obr. 4: Semilogaritmický rozptylový diagram obohacení a naměřených intenzit signálu izotopů uranu ze stěru uranové palivové pelety. Každý bod reprezentuje jednu částici. Z tohoto diagramu lze usuzovat na přítomnost dvou hlavních populací částic s poměry $^{235}U/^{238}U$ okolo 0.016 a 0.027.



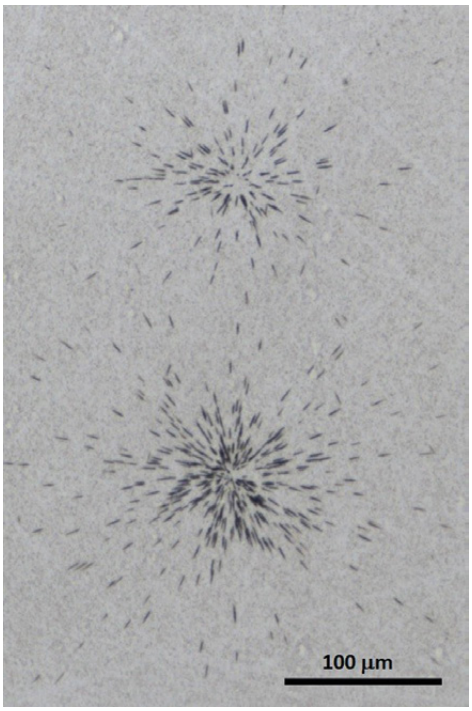
Obr. 5: Skladba podložka–částice–detektor fixována v plastových svorkách vytištěných na 3D tiskárně. Svorky jsou spojeny plastovými šroubky a maticemi. Na obrázku jsou vidět tři tmavé body, které představují 200 µm otvory v průsvitném detektoru Lexan pro vytvoření referenčních značek souřadnicového systému na povrchu šedivě lesklého křemíku pomocí FIB.

profilu tohoto obrazu. Vzhledem k velkému množství částicových objektů v iontových obrazech je zásadní automatizace snímání iontových obrazů s jejich následnou obrazovou analýzou. K tomu slouží software APM [7], kterým je vybaven SIMS IMS7f instalovaný v CVŘ a který umožňuje provádět dvojrozměrné skenování podložky o průměru 25 mm v relativně krátké době 4–6 hodin. APM software rozdělí kruhovou analyzovanou oblast na řadu čtvercových polí a sejme jejich iontové obrazy. Následně APM aplikuje na každé pole pokročilé funkce zpracování obrazu, které umožňují rozlišit částicové objekty od pozadí. Výsledkem APM analýzy jsou iontové obrazy polí na podložce (obr. 3), rozptylový diagram obohacení částic (obr. 4) a seznam částic s jejich souřadnicemi, intenzitami ^{235}U a ^{238}U, velikostmi a dalšími předvolenými parametry. Tato data následně slouží pro výběr jednotlivých mikročástic uranu pro jejich přesnou izotopovou analýzu. Kritériem pro výběr částic jsou poměry izotopů $^{235}U/^{238}U$ a intenzita těchto izotopů. Počet vybraných částic by měl být takový, aby reprezentoval všechny hlavní populace částic s různým obohacením.

3.2.2 FISSION TRACKS

Důvodem pro provozování druhé metody identifikace částic je její mimořádná průkaznost. Zjednodušeně řečeno, u FT jsou častice JM identifikovány pomocí tepelných neutronů, a tím tato metoda získává vysokou míru objektivity. Principem FT je vystavení podložky s nanesenými prachovými částicemi toku tepelných neutronů, které způsobí štěpení ^{235}U, ^{239}Pu a dalších štěpitelných nuklidů, jejichž štěpné produkty zanechají v přiloženém průhledném detekčním materiálu poruchové stopy, které lze dále zviditelnit chemickým leptáním a analyzovat pomocí optického mikroskopu. Prachové částice jsou fixovány na křemíkové podložce a vloženy do neutronového pole jako součást pevně spojené skladby podložka–detektor (obr.5) umístěné v plastovém ozařovacím pouzdře. Jako zdroj neutronů je využíván výzkumný reaktor LVR-15 provozovaný CVŘ. Doby ozařování se pohybují okolo 2 minut v ozařovacím kanálu tzv. potrubní pošty s příkonem fluence termálních neutronů 3×10^{13} $n \cdot cm^{-2} \cdot s^{-1}$. Tato dávka je dostačující pro získání stop štěpných produktů pro mikrometrové částice a zároveň je při ní vliv úbytku nuklidů ^{235}U na přesnost měření izotopových poměrů zanedbatelný.

Po ozáření jsou ve skenovacím elektronovém mikroskopu FIB–SEM (Lyra 3, Tescan, Česká republika) pomocí fokusovaného iontového svazku (FIB) skrz otvory v detektoru Lexan vytvořeny na křemíkové podložce 3 referenční značky. Následně jsou detektory od podložky odděleny a vyvolány leptáním za zvýšené teploty v roztoku hydroxidu sodného. Latentní stopy, které vznikají v důsledku interakce vysoce energetických produktů štěpení s hmotou detektoru, jsou procesem leptání zvětšené a pozorovatelné optickým mikroskopem (obr. 6). Počet a velikost stop závisí na typu štěpitelného nuklidu, jeho koncentraci, fluenci tepelných neutronů a jejich energetickém spektru. Pozice středu, ze kterého se hvězdicově rozbíhají latentní stopy, určuje polohu částic vůči třem referenčním značkám, které se u křemíkové podložky a plastového detektoru přesně překrývají, a tím je zaručena jednoznačná korespondence mezi jejich souřadnými systémy. Výsledkem FT analýzy jsou souřadnice zájmových částic vztažených vůči referenčním bodům, jejichž velikost a tvar lze snadno identifikovat optickým navigačním systémem hmotnostního spektrometru.



Obr. 6: (a) Kompozitní fotografie detektoru se stopami štěpných produktů a třemi otvory sloužícími jako referenční značky pro transformaci souřadnic. (b) Dvě skupiny paprskovitých stop štěpných produktů lokalizující polohu dvou částic s obsahem uranu.

3.3 MĚŘENÍ IZOTOPOVÝCH POMĚRŮ

Jakmile jsou známy souřadnice zájmových částic a je proveden výběr konkrétních částic, dochází k přesnému měření poměrů izotopů uranu pomocí SIMS. Použitým přístrojem SIMS je model IMS 7f (výrobce Cameca, Francie), stejně jako u předchozího kroku hledání částic pomocí APM. Posunem stolku se vzorkem se vybraná částice umístí doprostřed zorného pole přístroje. Měření probíhá v režimu skenování iontového svazku přes částici s parametry: primární ionty O_2^+, energie 15 keV, proud 0,5 nA, sken 10 µm × 10 µm. Měřenými izotopy jsou ^{234}U, ^{235}U, ^{236}U, ^{238}U. Pro zpřesnění měření ^{236}U je navíc měřen hydridový iont $^{238}U\,H^+$, který slouží ke korekci intenzity $^{236}U^+$ z důvodu hmotnostní interference od iontu $^{235}U\,H^+$.

Nezbytnou součástí procesu měření je kalibrace spektrometru na tzv. hmotnostní frakcionaci, což je jev, při kterém dochází k ovlivnění původních poměrů izotopů ve vzorku vlastním měřicím procesem. Pro účel kalibrace jsou používány certifikované standardy uranových částic CRM 129-A [8], CRM 030-A [9] nebo CRM 010 [10], případně jejich kombinace nanesená na jedné podložce. Toto kalibrační měření se provádí ve stejný den před měřením izotopových poměrů jednotlivých částic.

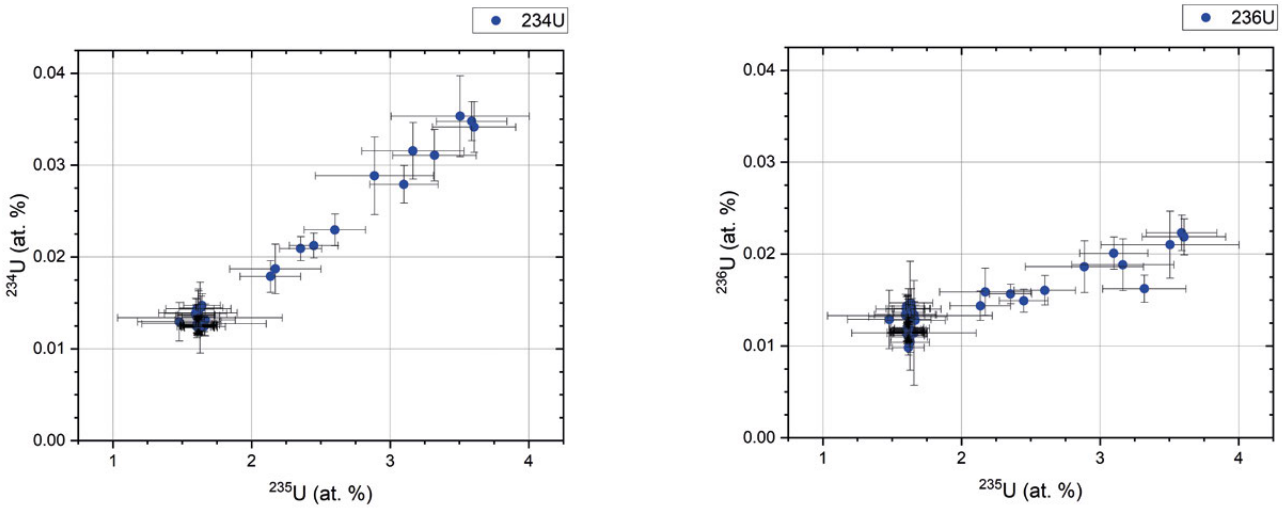
Finálním výstupem analýz daného environmentálního stěru je tabulka se seznamem částic a pro každou částici obsahující izotopové poměry $^{234}U/^{238}U$, $^{235}U/^{238}U$, $^{236}U/^{238}U$ včetně nejistot. Data z tabulky lze názorně zobrazit do grafické podoby na obr. 7. Z grafů je vidět, že body leží na přímce a že rozsah obohacení je 1,6 % – 3,6 %. Maximální hodnotu obohacení pak lze porovnat s deklarovanými hodnotami organizace nebo státu majícího uzavřenou smlouvu o nešíření jaderných zbraní. Přítomnost ^{236}U indikuje, že v nějakém technologickém kroku byl přidán uran ozářený v jaderném reaktoru. Pro podrobnější interpretaci výsledků analýzy jsou potřeba informace o technologiích jaderného palivového cyklu, obohacování uranu a konstrukci jaderných reaktorů.

4. UPLATNĚNÍ METODIK ANALÝZY ENVIRONMENTÁLNÍCH STĚRŮ

Při vývoji metodik začalo CVŘ v roce 2015 spolupracovat s SÚJB v rámci Podpůrného programu České republiky pro IAEA na úkolu vývoje FT. V roce 2020 byla mezi CVŘ a Státním úřadem pro jadernou bezpečnost uzavřena Rámcová smlouva o provádění identifikace mikročástic jaderných materiálů, která umožní posílení inspekční a kontrolní činnosti v České republice.

Spolupráce s IAEA v rámci Podpůrného programu ČR a zejména prokázání technické úrovně laboratoře CVŘ vedlo v roce 2017 k pozvání na technický seminář NWAL IAEA v oboru částicových analýz. Krátce poté bylo

Obr. 7: Rozptylové diagramy obohacení jaderného materiálu přítomného ve stěru. Body s chybovými úsečkami reprezentují měření jednotlivých částic.



CVŘ osloveno NWAL laboratoří CLEAR JAEA s nabídkou spolupráce. CVŘ využilo této možná se v budoucnu již neopakující příležitosti a navázalo s JAEA úzkou spolupráci na provozování metodiky FT–TIMS s cílem její akreditace pro NWAL IAEA. Oba partneři mají rozdělené úlohy tak, že CVŘ provádí identifikaci částic pomocí japonské modifikace metody FT a JAEA provádí měření izotopového složení individuálních částic pomocí metody TIMS. Začátkem roku 2019 byla společná metodika FT–TIMS úspěšně akreditována pro analýzu environmentálních stěrů obsahujících uranové částice. V současné době, v roce 2020, probíhá akreditace pro využití metodiky pro analýzu plutoniových částic, po které se ze strany IAEA zvyšuje poptávka. CVŘ, potažmo Česká republika, má tak jedinečnou možnost stát se jako jedenáctá země členem elitní sítě laboratoří NWAL IAEA a přinášet podstatný příspěvek mezinárodní komunitě prostřednictvím analýz environmentálních vzorků pro monitorování smlouvy o nešíření jaderných zbraní.

Nezanedbatelným přínosem provozování laboratoře pro částicovou analýzu environmentálních vzorků v České republice je vznik nového znalostního potenciálu v oblasti analýz částic jaderných materiálů a předávání znalostí studentům ve spolupráci s FJFI ČVUT v Praze a dalšími akademickými pracovišti.

Vývoj popisovaných metodik byl finančně podpořen Ministerstvem školství, mládeže a tělovýchovy – projekt CZ.1.05/2.1.00/03.0108 Udržitelná energetika (SUSEN), projekt LQ1603 Výzkum pro SUSEN a projekty smluvního výzkumu s SÚJB (č. smluv 02/190019, 02/180013, 17/02/0334, 16/01/0033, 15/01/0085). Pro ozařování vzorků na výzkumném reaktoru bylo využito infrastruktury CANAM, projekt LM2015056. Za odbornou podporu patří poděkování Centrální analytické laboratoři ÚJV Řež, a.s. Velké poděkování patří též Ing. Františku Susovi, CSc., dlouholetému pracovníku CVŘ a ÚJV Řež, za uvedení autorů článku do problematiky metody FT.

Reference:

[1] Suresh K. Aggarwal, Anal. Methods, 2016,8, 942-957
[2] G. R. Eppich, Z. Mácsik, R. Katona, S. Konegger-Kappel, G. Stadelmann, A. Köpf, B. Varga and S. Boulyga, J. Anal. At. Spectrom., 2019,34, 1154-1165
[3] Y. Ranebo, P. M. L. Hedberg, M. J. Whitehouse, K. Ingenerid, S. Littmann, J. Anal. At. Spectrom., 2009, 24, 277–287 |
[4] Konomi T. Esaka, Fumitaka Esaka, Jun Inagawa, Kazunari Iguchi, Chi-Gyu Lee, Satoshi Sakurai, Kazuo Watanabe and Shigekazu Usuda. Japanese Journal of Applied Physics Vol. 43, No. 7A, 2004, pp. 915–916
[5] Projekt Udržitelná energetika (Sustainable Energy, SUSEN) a projekt R4S (Research for SUSEN), www.susen2020.cz
[6] J. Lorinčík, Z. Bastl, Z. Šroubek, Hmotnostní spektrometrie sekundárních iontů (SIMS) v knize Metody analýzy povrchů: iontové, sondové a speciální metody, editoři L. Frank, J. Král, Academia, 2002, str. 147-201.
[7] P. Peres,P. M. L. Hedberg, S. Walton, N. Montgomery, J. B. Cliff, F. Rabemananjaraa, M. Schuhmacher, Surface and Interface Analysis, 2012, 45(1), 561–565.
[8] Certificate of analysis CRM U129-A, Uranium Oxide (U3O8) Assay and Isotopic Standard, New Brunswick Laboratory, U.S. Department of Energy, 2008, Argonne, IL
[9] Certificate of analysis CRM U030-A, Uranium Isotopic Standard, New Brunswick Laboratory, U.S. Department of Energy, 2013, Argonne, IL
[10] Certificate of analysis CRM U010, Uranium Isotopic Standard, New Brunswick Laboratory, U.S. Department of Energy, 2008, Argonne, IL

Mechanical and Microstructural Studies of Zr-1Nb Alloy Cladding for Fuel Rods

RNDr. Mariia Zimina, Ph.D., Giuseppe Giovanni Scatigno PhD CEng MIMMM, Mgr. Jan Klouzal, Ing. Martina Malá

Pro palivo reaktorů typu VVER vyráběné firmou TVEL je jako pokrytí paliva použita binární slitina E110 (Zr-1Nb). Povlakové trubky jsou vyráběny postupným tažením, tvářením za studena a sekvencí žíhání a kalení, jejímž výstupem je slitina v rekrystalizovaném stavu. Ve VVER podmínkách tato slitina dosahuje výborné korozní odolnosti a dobrých mechanických vlastností. V článku jsou shrnuty požadavky na pokrytí jaderného paliva a jeho příprava. Dále se popisuje metodika provádění zkoušek mechanických vlastností povlakové trubky v příčném i podélném směru. Tyto zkoušky byly optimalizovány a vyhodnoceny pomocí FEM modelů vytvořených v kódu ABAQUS. Experimentální výsledky jsou s uvážením anizotropie povlakové trubky v souladu s modelem plasticity slitin Zr-1Nb podle kódu FRAPTRAN.

Zr-1Nb is a binary zirconium-based alloy used as a cladding material for fuel rods for water-water energetic reactors (VVER) manufactured by TVEL company. The cladding tubes are produced by the combination of extrusion, cold rolling and a number of annealing and quenching steps resulting in the final product in the recrystallized state. Zirconium-based alloy with 1 wt. % of niobium provides excellent corrosion and mechanical properties in the VVER conditions. This paper contains the methodology of mechanical testing of tensile specimens in transversal and axial direction of the cladding. The simulation of tensile tests was obtained using ABAQUS code and was further compared with experimental data. The results show that the plasticity model of FRAPTRAN code with an anisotropy considered can be applied to both axial and transversal directions of the non-irradiated cladding tubes although further validation is required.

STATE OF THE ART

When thinking of a nuclear reactor generating heat through nuclear fission, engineers and physicists must think of a way to harvest the power produced inside the fuel containing the fissile elements (typically uranium and plutonium isotopes) while containing the radioactive products of the nuclear fission reaction. To this purpose the fuel is typically contained within a hermetically sealed cladding. There are a number of challenges that must be considered during the material selection, namely: compatibility between the fuel and the cladding, compatibility between cladding and the coolant (the medium used to transport the generated heat out of the reactor), neutron absorption and activation, thermal properties, mechanical properties and so on. Early reactors successfully used uranium metal as fuel. However, it had several drawbacks, mainly low melting point (circa 1,100 °C). The researches turned their attention to ceramic fuels with melting points between 2,500 and 3,000 ˚C. Light water reactors became the industrial standard. In these reactors, uranium dioxide, UO_2, became the fuel of choice because of chemical compatibility with water. UO_2 is used in the form of pressed and sintered pellets.

Along with the fuel, the cladding needed to be selected. The balance between the safety (integrity) and economy (neutron transparency, manufacturability, lifetime in core, usually limited by the corrosion) was sought. It must be noted, that integrity of the cladding is required not only for the period of the operation in the core, but also for the storage of the spent fuel before its disposal to the final repository or reprocessing.

In order to optimize the heat transfer and the fuel – moderator mixing, the fuel of energetic reactors is manufactured in form of long thin pins (fuel rods), the cladding therefore has a form of thin-walled tube (usually free standing) with welded end caps. It was rapidly understood that Zr is nearly neutron transparent and therefore, at least from the point of view of neutron parasitic absorption, an excellent choice of cladding material for reactors operating with the thermal neutrons [1], as opposed to Hafnium.

Zr itself has good thermal transfer properties and excellent compatibility with UO_2 fuel. However, in order to achieve desired the corrosion performance in water (both boiling or subcooled) at 290–350 ˚C (operating temperature of the current LWRs), mechanical properties and creep resistance (coolant pressure is about 8 MPa in the boiling reactors and 15.5 MPa in pressurized reactors), alloying is necessary. Alternatively, high-purity Zr without significant iron content was alloyed with niobium. The addition of Nb has been deemed beneficial also for grain size engineering and recrystallisation rates, as Nb can pin gran boundaries and prevent them from growing further than needed. Obviously, it is not only the content of the alloying elements, but also their distribution in the alloy what matters and therefore the manufacturing process (mainly the quenching) underwent optimization. Zr alloys are still evolving to further improve the corrosion and mechanical properties and allow longer residence times in the core (currently limited to 5–6 years).

It is clear, that the cladding is dealing with demanding chemical, physical, and engineering conditions, especially the neutron irradiation. The understanding of clad behavior has largely improved with time. Different manufacturers have developed different Zr alloys which differ in alloying elements and/or thermomechanical process [2] [3]. By optimization of the characteristics such as grain size, precipitates size and distribution, phases alteration, and crystallographic orientation, the performance of Zr alloys is still gradually improving [4], even over the state of the art alloys E110 (TVEL, Zr-1%Nb), M5™ (Framatome, Zr-1%Nb) and Opt. Zirlo™ (Westinghouse, Zr-1%Nb-0.7%Sn).

In Czech Republic, the zirconium alloy clad material is used in the two WWER nuclear power plants. E110 is used exclusively at Dukovany NPP, but Temelín NPP has experience with wide range of alloys (Low-tin Zry-4, Zirlo™, E110 and Opt. Zirlo™). In order to support safe and reliable operation, CVŘ has developed methodologies to perform and evaluate microstructural analysis and mechanical testing of the irradiated samples of the cladding tubes. As aforementioned, Zr alloys must be able to operate at high temperature during normal operating conditions, and at even higher temperatures during postulated accidents. Two main aspects are studies in the mechanical tests:

- Short-term mechanical properties (viscoplastic flow) at the strain rates ranging from 0.1 s^{-1} down to 0.0001 s^{-1}. These conditions are relevant to operational transients, in which the power excursion causes thermal expansion of the fuel pellets up and beyond the contact with the cladding tube, and to the postulated handling incidents involving spent fuel.

- Creep at the operational temperatures. Pellet-cladding interaction is a key parameter that affects the creep resistance of the cladding. During the operation, pellet--cladding interaction evolves due to the consequences of radiation (e.g. swelling, radiation hardening, void formation). Any positive change in fuel rod power, especially those related to the reactor restart after the refueling outage, induces additional stress in the cladding. In order to mitigate it, restrictions on the power rise rate of the reactor are imposed, but in order to derive these, the creep behavior of the cladding must be known.

At the high temperature witnessed by the cladding, several processes start becoming energetically favorable, such as, diffusion, dislocation migration, slip, grain growth and recrystallisation. The understanding of these

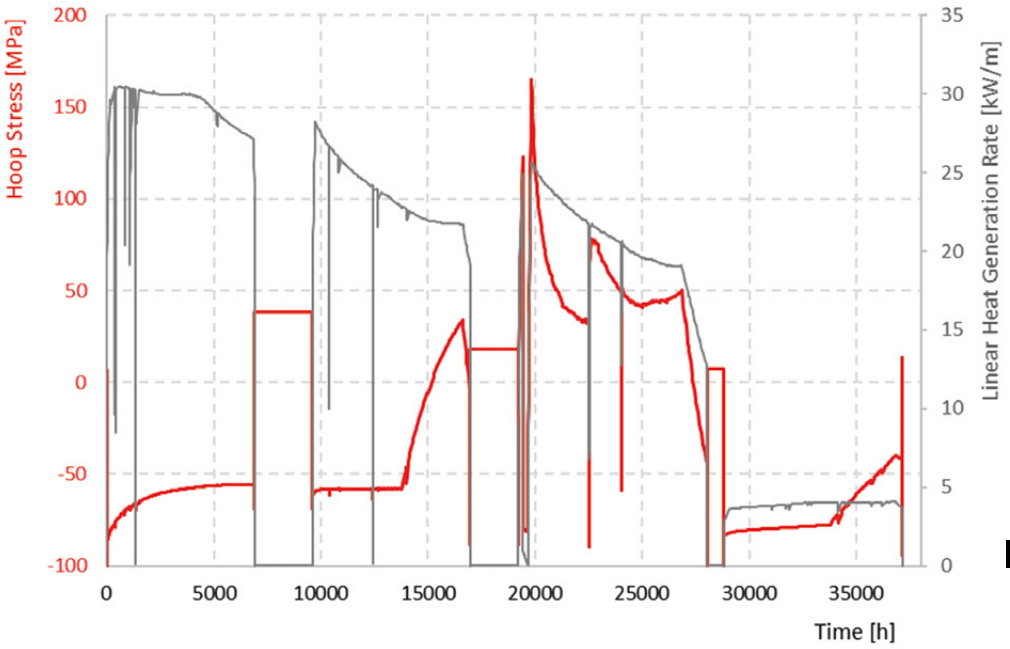


Fig. 1: Example of the power history (grey) and associated calculated hoop stress in the cladding tube of the WWER fuel rod

phenomena is key to predict creep behaviour. In other words, a sound understanding of the relation between the cladding creep and its microstructure is key to reliable and safe operation of the plant.

METHODOLOGY AND RESULTS

The work performed by the CVŘ team has developed a strong methodology to analyze and test real ex-core irradiated samples, through the mechanical testing of tensile specimens in transversal and axial direction of the cladding. The mechanical tests are coupled with a numerical analysis of a fuel rod. Firstly, an integral fuel performance code is used to determine the conditions observed by the fuel during the operation. Fig. 1 shows and example of the predicted history of the hoop stress in the cladding tube of a fuel rod during the operation.

Afterwards, a numerical finite elements model (ABAQUS) [5] was used to optimize the sample dimensions and testing methodology by predicting the stress – strain distribution within the sample during the testing, as is shown in Fig. 2.

The same finite element models were used to interpret the measured force-displacement (short-term mechanical testing) or displacement-time (creep) curves and adapt the ma-

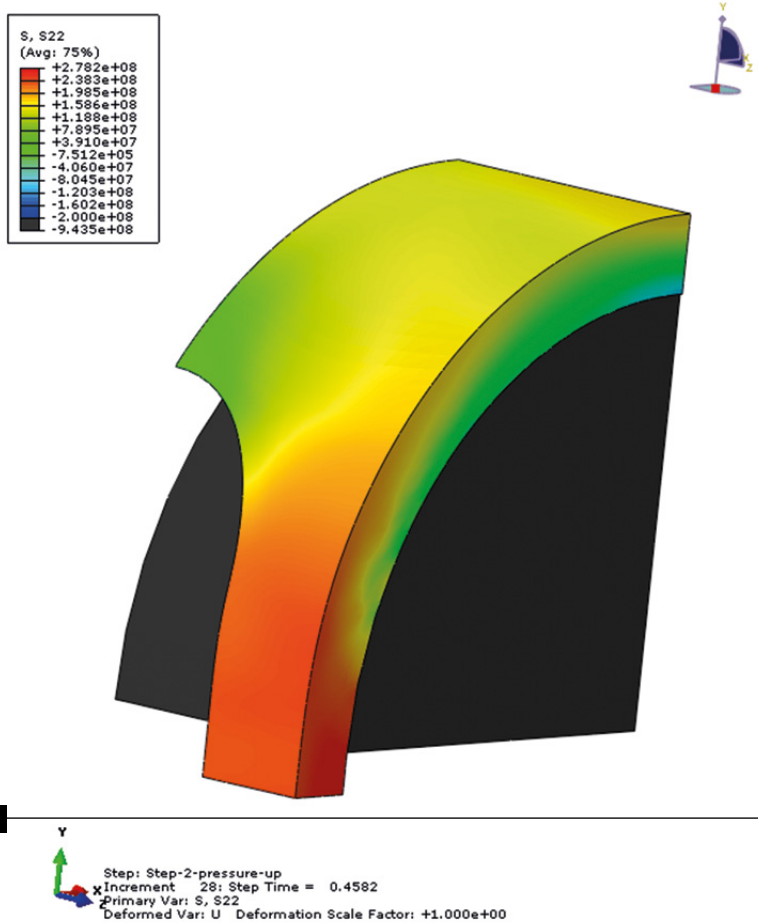


Fig. 2: Determination of the stress distribution in the samples – transversal direction (left) and axial direction (right) relative to the original cladding tube, calculated by ABAQUS code

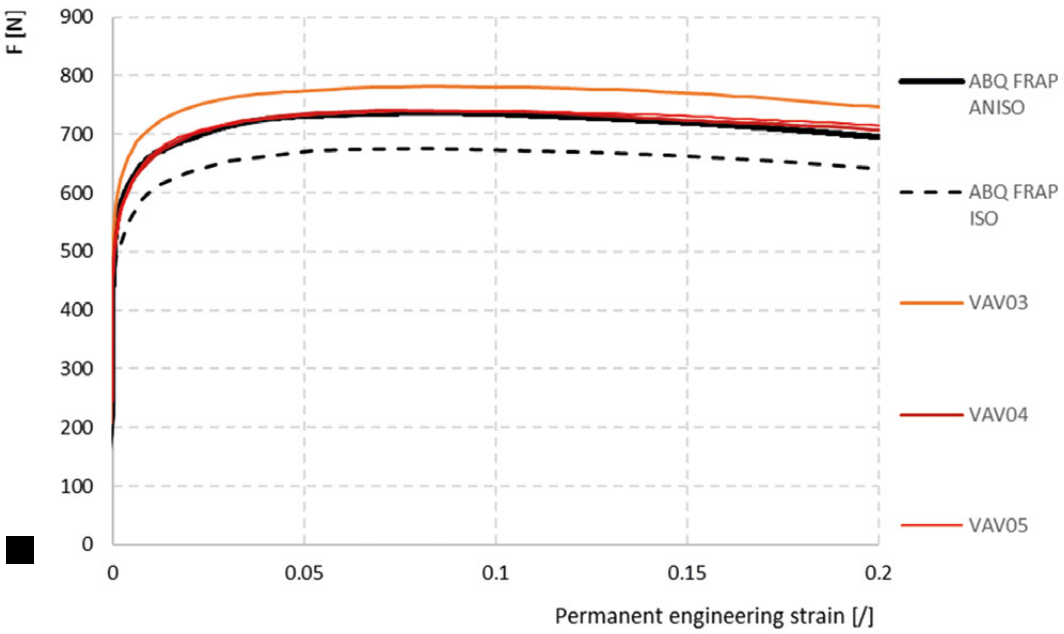
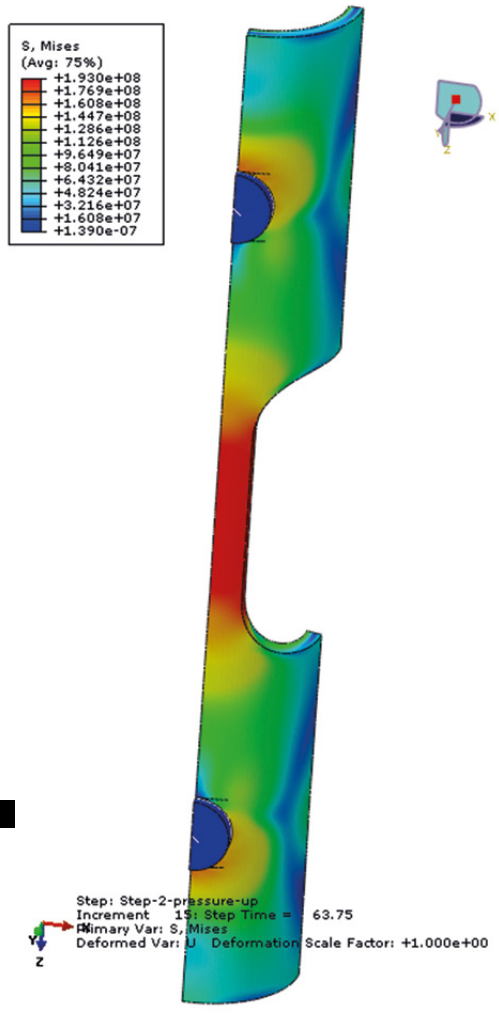


Fig. 3: Comparison of the measured (red lines) and modelled (black lines) Force: permanent strain curves. The calculation was performed with isotropic (solid line) and anisotropic (dashed line) models

terial property laws (currently the plasticity model of FRAPTRAN code with an anisotropy considered) [6]. The adapted material property laws will be used for the safety assessment.



CONCLUSIONS

The methodology of testing of irradiated Zr-1Nb claddings in axial and transversal direction was developed and tested on nonirradiated material in CVŘ hot cells. Obtained results were compared to the existing creep and plasticity models and were found to be in agreement. This unique testing method is now already used for testing of irradiated cladding.

The presented work was financially supported by the Ministry of Education, Youth and Sport Czech Republic – project LQ1603 Research for SUSEN. This work has been realized within the SUSEN Project (established in the framework of the European Regional Development Fund (ERDF) in project CZ.1.05/2.1.00/03.0108 and of the European Structural and Invest--ment Funds (ESIF) in the project CZ.02.1.01/0.0/0.0/15_008/0000293).

References:
[1] Qin, W., Nam, C., Li, H. L., & Szpunar, J. A. (2007). Tetragonal phase stability in ZrO_2 film formed on zirconium alloys and its effects on corrosion resistance. Acta Materialia, 55(5), 1695–1701. https://doi.org/http://dx.doi.org/10.1016/j.actamat.2006.10.030
[2] Y.R. Than, R.W. Grimes, B.D.C. Bell, M.R. Wenman, Understanding the role of Fe, Cr and Ni in Zircaloy-2 with special focus on the role of Ni on hydrogen pickup, Journal of Nuclear Materials, Volume 530, 2020, 151956, ISSN 0022-3115, https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2019.151956
[3] Than YR, Wenman MR, Bell BDC, Ortner SR, Swan H, Grimes RWet al., 2018, Modelling and experimental analysis of the effect of solute iron in thermally grown Zircaloy-4 oxides, Journal of Nuclear Materials, Vol: 509, Pages: 114-123, ISSN: 0022-3115
[4] Platt P, Mella R, DeMaio W, Preuss M, Wenman MRet al., 2017, Peridynamic simulations of the tetragonal to monoclinic phase transformation in zirconium dioxide, Computational Materials Science, Vol: 140, Pages: 322-333, ISSN: 0927-0256
[5] ABAQUS 6-12-3. SIMULIA, 2012
[6] K.J. Geelhood, W.G. Luscher, J.M. Cuta, I.A. Porter: FRAPTRAN-2.0: A Computer Code for the Transient Analysis of Oxide Fuel Rods, PNNL-19400, Vol.1 Rev2, 2016

Investigation of Materials Interaction with Molten Corium

Mgr. Mykhaylo Paukov, Mgr. Bence Mészáros, Ing. Jan Hrbek, Ing. Monika Kiselová

Těžké jaderné havárie vedly ke značným ekonomickým a sociálním škodám a k negativnímu názoru veřejnosti na vhodnost používání jaderných elektráren. Za určitých podmínek by se mohla aktivní zóna reaktoru roztavit a vytvořit komplexní směs zvanou korium. Popis chování koria, jednoho z klíčových faktorů ke zvýšení bezpečnosti jaderných reaktorů, je prováděn pomocí integrálních výpočtových kódů, které jsou založeny na omezených datech. Tato práce, prováděná v laboratoři studeného kelímku v CVŘ, poskytuje experimentální údaje o interakci koria s tyčemi z nerezové oceli a o interakci proudu roztaveného koria s betonem.

Severe nuclear accidents led to significant economic, social damage, and negative public opinion regarding the appropriateness of using the nuclear power plant. The reactor core could melt and form a complex mixture called corium. The knowledge of corium behaviour, one of the keys to increasing the safety of nuclear reactors, is carried out using by integral calculation codes, which based on limited data. This work, carried out in the Cold Crucible Laboratory in the Research Centre Řež, provides experimental data on the interaction of corium with stainless steel rods and the interaction of a jet of molten corium with concrete.

INTRODUCTION

Severe nuclear accidents, in particular, in 1957, in the UK [1], in 1979, in the USA [2], in 1986, at the Chernobyl nuclear power plant (NPP) in the USSR [3], in 2011, at the Fukushima-1 NPP in Japan [4], [5], as well as some other incidents, led not only to significant economic and social damage but also to negative public opinion regarding the appropriateness of using the NPP.

The main protective barriers that prevent the release of radioactive fission products are the fuel matrix and the cladding of the fuel cell, the walls of the reactor vessel and the primary circuit, and the sealed envelope of the reactor building. Accidents with core melting represent the most significant radiation hazard – severe accidents [6]. In order to limit the radioecological consequences of severe accidents, should be created reliable localization systems for the core melt. For this, it is possible, firstly, to distribute the core melt of a nuclear reactor over a large surface, and secondly, take measures to change its composition, properties, and characteristics to mitigate undesirable effects. The description of corium progression events is mainly carried out using by integral calculation codes. These tools are usually based on limited data. Theoretical models designed to predict the behaviour of the corium interacting with materials in the core as well as with the materials below it, including concrete, need to be improved based on experimental data. This experimental work was carried out in the Cold Crucible Laboratory in the Research Centre Řež. The results of the interaction of corium with stainless steel and a jet of molten corium with a concrete plate are present in the paper.

EXPERIMENTAL PART

The material was located, melt, and measured in a cold crucible (CC), based upon the induction melting principle. The experiments were carried out using the induction system IS-160 (parameters are in Ref. [7]) in an air atmosphere. The temperature was measured by chromatic pyrometer [8]. Corium was represented by 70 % UO_2 and 30 % Zr, ZrO_2, some inseparable compounds from them, and fission elements.

The rods with length 120 mm, mass 72.5 g, and diameter 10 mm were done of the stainless steel kind 316L.

The information about the melting procedure can be found in Ref. [7]. When the melting pool was formed and stabilized at temperature 2,300 ˚C (temperature obtained from the surface of the melt) for the time 900 s, the stainless steel rods were dipped in the melt by 40 mm for the time: 1 s, 3 s, 7 s. The interaction area was 1,335.2 mm^2.

In the experiment with the interaction of the molten corium with concrete, melt formation conditions was the same as in the previous experiment, after stabilizing for 900 s at 2,300 ˚C the hole in the bottom of the CC was opened and the molten corium was discharged onto the concrete plate. The hole diameter in the bottom of CC was 12 mm. The mass of the loaded corium was 5,000 g, the mass of the discharged melt was 4,500 g (the rest remained in the form of a skull on the walls and bottom of the crucible), the discharging time was 8 s, while the diameter of the stream was 7.9 mm.

DISCUSSION

Interaction of corium with stainless steel.
As can be seen from Fig. 1. (sample 1) one-second interaction was not enough to start the rod melting. A legible face is visible on the rod, which was formed by a colour-changed oxide film on the surface. At the end of the rod, there is a molten material, namely, hardened corium, which was formed at the moment of the interaction of the rod, the temperature of which was much lower than the melt temperature and which prevents the instant melting of the rod, being a thermal insulator. After removing the solidified corium layer, it was found that the rod did not change its shape. No reflow elements detected on the rod. Sample 2 (Fig. 1.) is no different on the surface in appearance from sample 1. However, after removing the solidified layer, it is seen that the end of the rod was melted and steel and corium have interacted and fused together. Sample 3 (Fig. 1.) was melted. Part of the rod immersed in the melt remained in the melt.

Interaction of molten corium with concrete.
As a result of the fact that the concrete slab had about 20 % water, the interaction of molten corium with concrete led to an active reaction with the release of a huge amount of energy. The concrete slab has cracked due to an explosion. But despite this, a funnel formed by a stream of molten corium is easily guessed in the concrete slab. The funnel has an average diameter of 30 mm and a maximum depth of 25 mm. The melt poured perpendicular to the surface area of the concrete, which led to the fact that the melt flowed almost to one point, melting its way into the concrete slab. It is likely that if there was a certain angle between the melt stream and the concrete surface, the melt would flow down the concrete surface without having time to burn caverns in it. This has not yet been experimentally confirmed, and this question is open for further research.

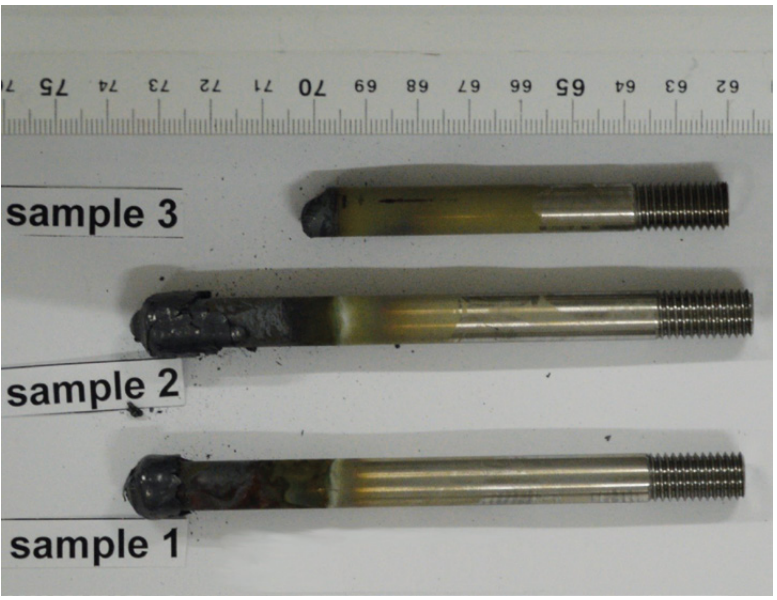


Fig. 1: Rods after the interaction. Sample 1 – 1-second interaction; sample 2 – 3 s; sample 3 – 7 s

Fig. 2: Part of the concrete slab after interaction with the corium melt

CONCLUSIONS

The experimental data on the interaction of the corium melt with stainless steel rods make it possible to calculate the heat flux through the interaction surface. These data can be used for theoretical models for the interaction of corium not only with stainless steel but also with other materials whose thermal parameters are well known.

The interaction of the molten corium with concrete showed that the water content in the concrete composition can play a key role at the time of a nuclear accident, and lead to a series of explosions. And also the fact that the geometry of the core catcher under the reactor pressure vessel of a nuclear reactor has an important role and requires proper study.

The presented work was financially supported by the Ministry of Education, Youth and Sport Czech Republic – project LQ1603 Research for SUSEN. This work has been realized within the SUSEN Project (established in the framework of the European Regional Development Fund (ERDF) in project CZ.1.05/2.1.00/03.0108 and of the European Structural and Investment Funds (ESIF) in the project CZ.02.1.01/0.0/0.0/15_008/0000293).

References:
[1] LORNA, A., Windscale 1957. Anatomy of a Nuclear Accident, 1st ed., Palgrave; (September 12, 2007) (2007) 266 pp.
[2] DAVID, P.A., MAUDE-GRIFFIN, R., ROTHWELL, G., Learning by accident? Reductions in the risk of unplanned outages in U.S. nuclear power plants after Three Mile Island, J. Risk Uncertain. 13 2 (1996) 175.
[3] KISELEV, A.N., SURIN, A.I., CHECHEROV, K.P., Posleavariynoye obsledovaniye 4-go energobloka Chernobol'skoy AES, Atomnaya Energiya 80 4 (1996) 240.
[4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, IAEA INTERNATIONAL FACT FINDING EXPERT MISSION OF THE FUKUSHIMA DAI-ICHI NPP ACCIDENT FOLLOWING THE GREAT EAST JAPAN EARTHQUAKE AND TSUNAMI, (2011) 160 pp.
[5] BABA, M., Fukushima accident: What happened?, Radiat. Meas. 55 (2013) 17.
[6] INTERNATIONAL INSAG-12. NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants: 75-INSAG-3 Rev. 1, Vienna: International Atomic Energy Agency (1999) 97 pp.
[7] HRBEK, J., MÉSZÁROS, B., PAUKOV, M., KUDLÁČ, M., Methodology for Measurement of Density of Liquid Oxides, J. Nucl. Eng. Radiat. Sci. 7 (2021).
[8] FLUKE PROCESS INSTRUMENTS, Endurance® High Temperature Infrared Pyrometers Series Datasheet, (2019).

Zařízení studeného kelímku pro tavení oxidů kovů

Ing. David Rot, Ph.D., Ing. Michal Knedlík

Snahou tohoto článku je představit unikátní vybavení studeného kelímku, jež umožňuje indukční tavení oxidů kovů, tzv. induction skull melting (ISM). Tavení je založeno na principu indukčního ohřevu, kdy je energie od induktoru přenášena do vsázky prostřednictvím takzvaného studeného kelímku. Tento způsob tavby umožňuje dosahovat velmi vysokých teplot taveniny (až 4 000 °C). To je umožněno tím, že na rozhraní mezi studeným kelímkem a taveninou si v průběhu tavby vytváří tavenina vlastní skořepinu (skull). Mezi touto skořepinou a studeným kelímkem přitom zároveň vzniká vzduchová mezera.

This article aims to present unique equipment of a cold crucible (CC) that allows induction melting of metal oxides (the so-called induction skull melting – ISM). Melting is based on the principle of induction heating, in which energy is transferred from the inductor to the load using the CC. This method of melting makes it possible to reach very high temperatures of melt (up to 4,000 °C). This is allowed by the fact that the melt forms its own skull crucible at the interface between the CC and the melt during melting. At the same time, an air gap is created between the skull and the CC.

ÚVOD

Ač je technologie studeného kelímku známa již celou řadu let, stále nalézá uplatnění i v současnosti, např. při výzkumu nových materiálů, studiu fázových diagramů materiálů, simulaci jaderných havárií či výrobě umělých drahých kamenů a mnohém dalším. Obecně technologie studeného kelímku umožňuje tavbu jak oxidů kovů, tak kovů. Oba zmíněné procesy jsou vzájemně poměrně odlišné, a to jak z pohledu mechanické konstrukce studeného kelímku, tak i z pohledu elektrických parametrů vhodného frekvenčního měniče pro indukční ohřev. Ač se věnujeme oběma procesům, tento článek se zaměřuje na prezentaci možností taveb oxidů kovů pomocí zmíněné metody ISM v našich podmínkách.

VLASTNÍ PROCES

V závislosti na konkrétním taveném materiálu (vsázce) a startovacím materiálu lze proces tavby rozdělit do několika fází. V tomto článku jsou prezentovány ukázky z taveb vsázek tvořených Al_2O_3, ZrO_2 a jejich eutektik. Ve všech případech byl startovacím materiálem metalický hliník. V zásadě je možné celý proces tavby od jejího spuštění rozdělit na čtyři fáze: startovací fáze, formovací fáze, stabilizační fáze a ochlazovací fáze.

ZÁKLADNÍ PRVKY ZAŘÍZENÍ

Frekvenční měnič s elektronickou regulací založenou na PLC Siemens, chlazená vakuovatelná pracovní komora, chladicí vodní hospodářství, manipulační systém, filtrační systém pracovní komory, systém sběru mechanických a elektrických dat.

FREKVENČNÍ MĚNIČ

Základem zařízení je frekvenční měnič (HFG160) pro indukční ohřevy od slovinského podniku Induktio, založený na triodovém rezonátoru. Jedná se o poměrně unikátní zařízení z hlediska jeho provozních parametrů. Vzhledem k fyzikálně-chemickým vlastnostem oxidů kovů (v kapalné fázi), jež je možné indukčně tavit, a principu indukčního ohřevu je nezbytné pro dosažení únosného poměru mezi hloubkou vniku a poloměrem vsázky použít velmi vysoké frekvence elektrického proudu vytvářejícího elektromagnetické pole. Konkrétně je důvodem uvedeného velmi nízká elektrická vodivost kapalných fází oxidů kovů, řádově se typicky pohybujeme v rozmezí 1–1 000 S/m.

Jmenovitý činný výkon zařízení je 160 kW (lze regulovat v rozsahu 10–100 %), pracovní

Obr. 1: Přehledová fotografie laboratoře se zařízením pro tavbu ve studeném kelímku. Čísly jsou označeny hlavní součásti zařízení. 1 frekvenční měnič, 2 vakuovatelná pracovní komora, 3 elektrický rozvaděč, 4 řídicí panel, 5 filtrační systém pracovní komory. Na obrázku není vidět chladicí systém, který je na protilehlé straně.

frekvence se pohybuje v rozsahu 1,5–2 MHz. Popisované zařízení studeného kelímku je na obr. 1.

STUDENÝ KELÍMEK

Vlastní tavení vsázky probíhá v kelímku vytvořeném z dutých měděných svisle orientovaných trubek, které jsou bandáží přitlačeny do svislých válcových drážek na povrchu masivního válcového dna. Intenzivní chlazení těchto trubek spoluvytváří na rozhraní při jejich vnitřním povrchu výše zmíněnou skull vrstvu se vzduchovou mezerou. V našich aplikacích používáme vlastní segmentové studené kelímky, jeden z nich je znázorněn na obr. 2.

PRACOVNÍ KOMORA

Funkcí komory studeného kelímku na obr. 3 je zejména: odvádět vyzářenou energii z povrchu taveniny, vytvářet prostor pro ochrannou atmosféru či řízenou oxidaci taveniny a chránit pracovníky před elektromagnetickým polem, zplodinami a případným únikem taveniny. Stěny komory jsou tvořeny dutým pláštěm z nerezové oceli, kde dutinou protéká chladicí voda. Komora disponuje několika průzory ze speciálního skla a otvorem pro dosypávání vsázky do studeného kelímku za provozu. Komora je dále vybavena polohovacím zařízením pro manipulaci se studeným kelímkem. Během taveb se plyny přiváděné a vznikající uvnitř komory extrahují pryč pomocí filtračního zařízení.

CHLADICÍ SYSTÉM

Chlazení celého indukčního systému je realizováno uzavřeným chladicím okruhem ze tří nerezových tanků o celkovém objemu 10 500 l. Intenzivně jsou během provozu chlazeny tyristorové moduly, výkonová trioda s prvky rezonančního obvodu, induktor, studený kelímek, dno studeného kelímku (v závislosti na provedení studeného kelímku) a pracovní komora. U všech vodou chlazených součástí indukčního systému jsou kontrolovány průtoky a teploty na vstupech a výstupech. Generátor je také osazen klimatizačními jednotkami pro udržování konstantní teploty uvnitř skříní generátoru a kvůli odvodu vlhkosti ze skříní, aby se nemohl tvořit kondenzát na vodou chlazených součástech.

Obr. 2: Zobrazený studený kelímek je tvořen naohýbanými měděnými trubicemi o vnějším průměru 10 mm (2 mm tloušťka stěny). Tyto trubice jsou prostřednictvím bandáže přitlačeny do axiálních povrchových drážek masivního měděného dna. V levé části obrázku je zobrazen vyrenderovaný model řezu studeným kelímkem, na modelu je orientačně prostorově znázorněna také tavenina (bílá) a skull vrstva (žlutá). Uprostřed je celkový pohled na reálný studený kelímek. V pravé části obrázku je znázorněn studený kelímek připravený na tavbu (mezery mezi segmenty jsou vyplněny hmotou vsázky).

ŘÍDICÍ SYSTÉM

Princip řízení frekvenčního měniče. Třífázové napájení je přivedené přes tyristorový blok na vysokonapěťový transformátor a z něj následně na vysokonapěťový diodový usměrňovač. Pomocí tyristorového modulu je možné spojitě provádět regulaci frekvenčního měniče od 10 % do 100 %. Maximální trvalé anodové napětí je tak 10 kV. Anodové napětí je přiváděno do rezonančního obvodu přes speciální vodou chlazené vodiče. Vysoké napětí je pak vedeno přes triodu na výstup 6 rezonančních kondenzátorů vždy po 2 paralelně připojených k induktoru. Celé zařízení je řízeno prostřednictvím Siemens Simatic controleru S7 a uživatelského panelu KTP1200.

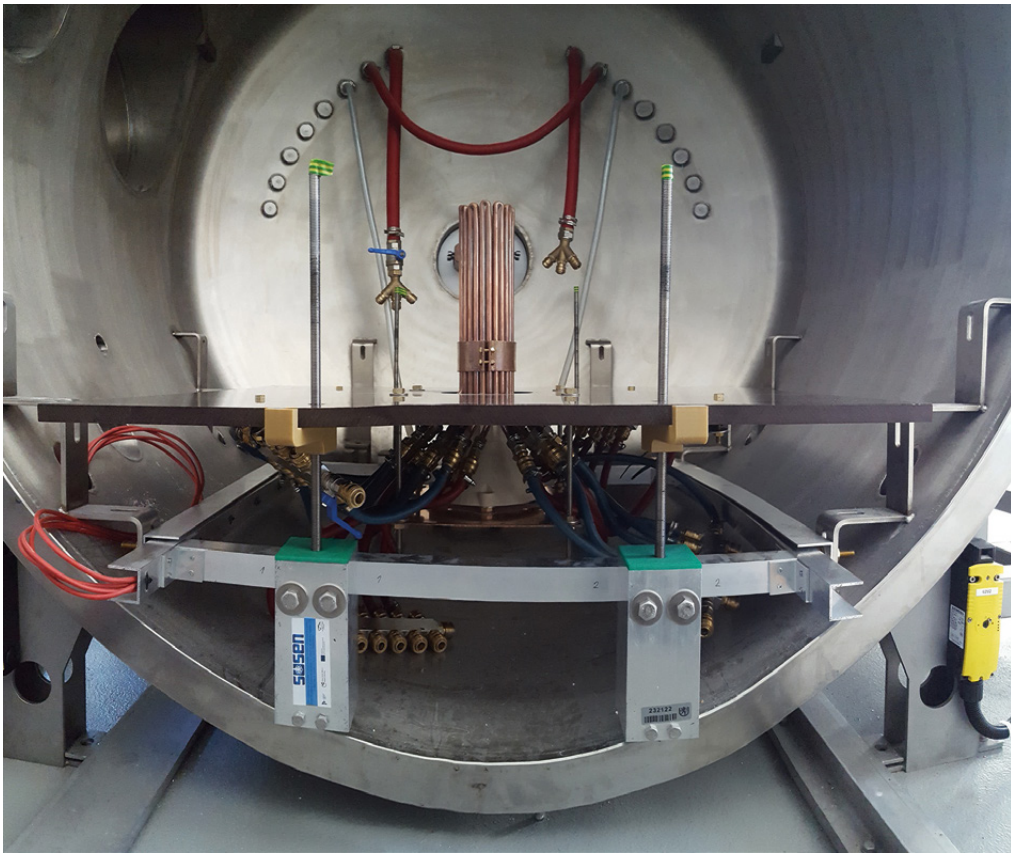
ZÁVĚR

Cílem tohoto článku bylo představení unikátního zařízení studeného kelímku, kterým nyní ZČU v Plzni disponuje, a základního principu jeho funkčnosti. Toto zařízení je vhodné např. pro výzkum nových materiálů, studium fázových diagramů samostatných materiálů (či jejich eutektik), případně při výrobě umělých drahých kamenů a mnoha dalších.

Prezentované 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.

Reference:

[1] MÜHLBAUER, A. History of induction heating and melting. Essen: Vulkan, c2008. ISBN 3802729463.



Obr. 3: Vnitřek pracovní komory se studeným kelímkem v jejím středu. Studený kelímek je uchycen k pertinaxové desce a není tudíž vodivě spojen s pracovní komorou. Každý segment (trubice ohnutá do tvaru písmene U) studeného kelímku je samostatně připojen k chladicí vodě z vodního rozdělovače.

Indukční tavba oxidu hlinitého v zařízení studeného kelímku

Ing. David Rot, Ph.D.

Tento článek popisuje průběh experimentální indukční tavby Al_2O_3 ve studeném kelímku (CC), způsobem označovaným jako induction skull melting (ISM). Průběh experimentu spočívá v přípravě segmentového CC na tavbu. Přehřátí startovacího materiálu (hliníku) a spuštění exotermické reakce, čímž dojde k roztavení části vsázky. Postupné roztavení celé vsázky. Výdrž vsázky v ustáleném stavu při požadované teplotě. Řízené chladnutí vsázky. Vyjmutí ingotu oxidu hlinitého ze studeného kelímku.

This paper describes the experimental induction skull melting (ISM) of Al_2O_3 in a cold crucible (CC). The realization of the experiment consists of the preparation of segmental CC for melting. Starting-material (aluminum) overheating and initiation of an exothermic reaction. Gradual melting of the entire load. Steady-state load endurance at the required temperature. Load controlled cooling. Removing the corundum ingot from the cold crucible.

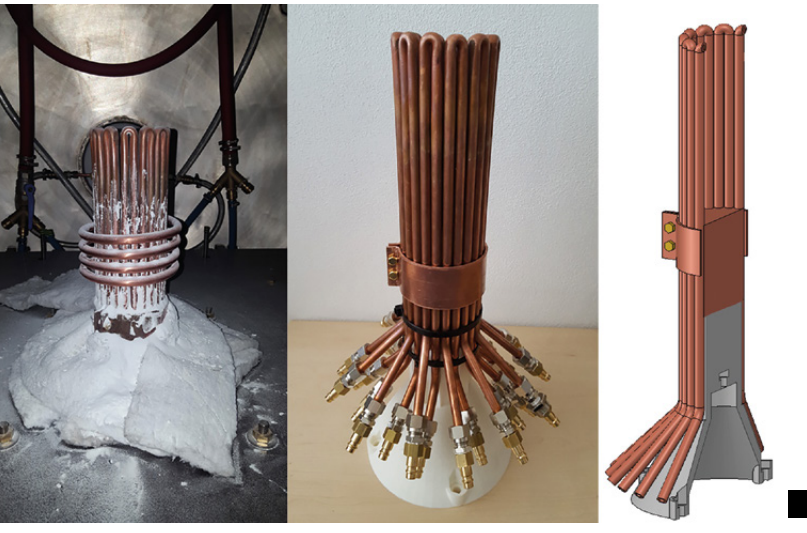
ÚVOD

Úkolem zde popisované tavby bylo získat polykrystalický korundový ingot. Pro realizaci tavby bylo nezbytné navrhnout vhodný studený kelímek s ohledem na hloubku vniku vířivých proudů do taveniny (tekuté Al_2O_3) a na výkon vysokofrekvenčního generátoru studeného kelímku.

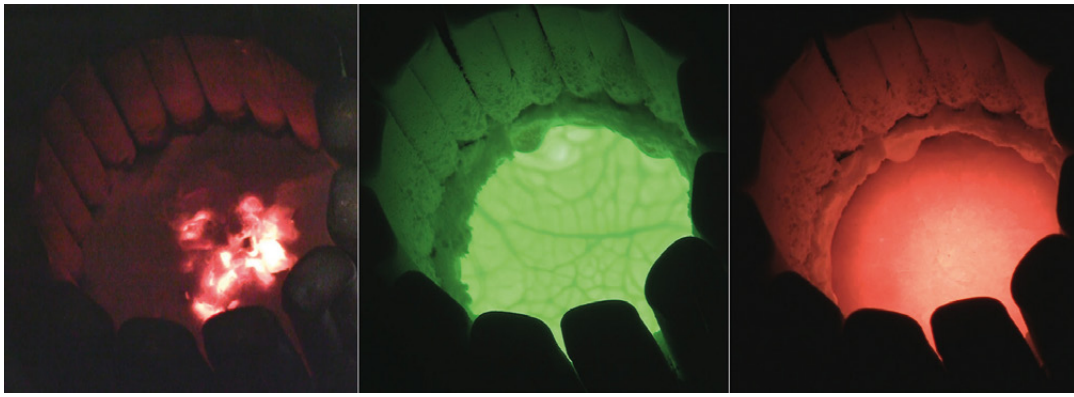
Vlastní realizace experimentu proběhla v několika fázích: příprava segmentového studeného kelímku na tavbu, vložení vsázky (čistého oxidu hlinitého ve formě prášku) do studeného kelímku, vložení startovacího materiálu (čistý hliník) do vsázky. Tavba začala spuštěním indukčního ohřevu, který měl za následek přehřátí startovacího materiálu a následné spuštění exotermické reakce. Tímto způsobem došlo k roztavení části vsázky. Postupně s tím, jak se v důsledku změny skupenství vsázky snižovala její výška, docházelo k jejímu dosypávání do studeného kelímku. Zároveň byl během tavby realizován postupný vertikální posun studeného kelímku vůči induktoru a regulován výkon tak, aby došlo k roztavení celé vsázky. Následovalo udržení vsázky po požadovanou dobu v ustáleném stavu při teplotě 2 500 °C. Po splnění výdrže na teplotě došlo k ukončení indukčního ohřevu a k řízenému chladnutí vsázky.

NÁVRH STUDENÉHO KELÍMKU

Prvním krokem přípravy tavby oxidů kovů je volba vhodných rozměrů studeného kelímku. Výchozím kritériem návrhu jsou fyzikálně-chemické vlastnosti taveniny daného oxidu či dané směsi oxidů kovů. V tomto ohledu má dominantní vliv elektrická vodivost, její velikost však značně závisí na jakosti použitých oxidů kovů a je silně závislá i na teplotě taveniny.



Obr. 1: Zobrazený studený kelímek je tvořen naohýbanými měděnými trubicemi o vnějším průměru 10 mm (2 mm tloušťka stěny). Tyto trubice jsou prostřednictvím bandáže přitlačeny do axiálních povrchových drážek masivního měděného dna. V levé části obrázku je zobrazen studený kelímek po ukončení procesu tavby. Uprostřed je celkový pohled na reálný studený kelímek. V pravé části obrázku je znázorněno vnitřní uspořádání studeného kelímku.



Obr. 2: Vlevo na obrázku je vidět vnitřek studeného kelímku s přehřátým startovacím materiálem před začátkem exotermické reakce, uprostřed je vidět tavenina v ustáleném stavu a vpravo pak chladnoucí tavenina.

Znalost elektrické vodivosti taveniny oxidů kovů je nezbytná pro správné určení hloubky vniku naindukovaných proudů. Ze znalosti hloubky vniku a potřebného tepelného výkonu nutného k roztavení vsázky je možné navrhnout vhodné rozměry studeného kelímku. Studený kelímek je tvořen dvojicemi ohnutých a jednostranně spojených měděných trubic, tzv. segmentů, masivním měděným dnem a měděnou bandáží s mosaznými šrouby, která vše drží pohromadě. V našem případě je použit ještě plastový podstavec pro uchycení kelímku k manipulačnímu stolku. V tomto experimentu použitý studený kelímek je ukázán na obr. 1.

REALIZACE EXPERIMENTU

Průběh samotné tavby se skládá z několika nezbytných kroků.

PŘÍPRAVA KELÍMKU NA TAVBU

Před vložením vsázky, tvořené oxidy kovů práškové konzistence, do kelímku je potřeba ze vsázky a vody vytvořit kašovitou hmotu, kterou se vyplní mezery mezi trubicemi kelímku, aby prášková vsázka ze studeného kelímku po nasypání neunikala.

Po zaschnutí hmoty na trubicích se do studeného kelímku nasype přibližně polovina z celkového množství vsázky určené k tavbě. Při nasypávání vsázky do studeného kelímku je nutné vsázku průběžně pěchovat. Následně se do vsázky vloží startovací materiál a znovu se vsázka i se startovacím materiálem upěchuje.

STARTOVACÍ FÁZE

Nejnáročnější fáze celého procesu. Během této fáze je nutné přehřát vložený startovací materiál a spustit exotermickou reakci. Tím dojde v okolí startovacího materiálu ke změně fáze vsázky, ta tím pádem začne být i elektricky vodivá a elektromagnetická indukce na ni nyní bude působit přímo. V tomto okamžiku je potřeba začít s přisypáváním vsázky do kelímku, protože změnou fáze se snižuje její objem. Ten je však nutné udržovat konstantní.

Zároveň je nezbytné v okamžiku změny fáze vsázky začít se snižováním výkonu generátoru: z plného výkonu, při kterém probíhá startovací fáze, nastavit takovou hodnotu výkonu, aby nedošlo k poklesu teploty již roztavené vsázky pod její bod tavení, ale zároveň nedovolit její výrazné lokální přehřátí. V případě tavby Al_2O_3 jsme regulovali výkon na teplotu vsázky 2 500 °C.

Současně s výše uvedenými kroky je potřeba měnit pozici/výšku studeného kelímku vůči induktoru takovým způsobem, abychom nejvyšší Jouleovy ztráty vytvářeli na rozhraní vsázky již tekuté a ještě pevné. To vše za občasného přisypávání zbytku vsázky tak, aby pozice hladiny vsázky vůči dnu studeného kelímku zůstávala pokud možno neměnná.

TAVBA VSÁZKY

Pokud se výše uvedené kroky podaří úspěšně zvládnout, dojde k roztavení vsázky uvnitř celého kelímku s výjimkou té části vsázky, která je v těsném kontaktu s intenzivně chlazenými trubicemi studeného kelímku. Z tohoto materiálu se na rozhraní postupně vytváří skull vrstva. Mezi touto skull vrstvou a kelímkem se zároveň tvoří vzduchová mezera řádově o velikosti desetin milimetrů.

VÝDRŽ VSÁZKY NA TEPLOTĚ

Roztavenou vsázku je nutné podržet při konstantní teplotě v ustáleném stavu tak dlouho, než dojde k její homogenizaci, aby bylo dosaženo požadované kvality výsledného polykrystalického korundového ingotu.

ŘÍZENÉ CHLADNUTÍ VSÁZKY

Postupným snižováním výkonu frekvenčního měniče a posuvem studeného kelímku vůči induktoru lze ovlivnit proces chladnutí vsázky dle požadavků na výsledný ingot. Pohledy na taveninu ve vybraných fázích ukazuje obr. 2.

VYJMUTÍ VSÁZKY ZE STUDENÉHO KELÍMKU

Konstrukce kelímku je provedena tak, aby se po vychladnutí vsázky a sejmutí bandáže nechala rozebrat. Rozebrání spočívá v odstranění bandáže držící jednotlivé segmenty (dvojice jednostranně spojených trubic) přitlačené do drážek axiálně vyfrézovaných při okraji dna. Obr. 3 uprostřed ukazuje studený kelímek po odstranění bandáže a segmentů, tedy pomocný plastový přípravek, masivní měděné dno a korundový ingot (produkt tavby). Vlevo na tomto obrázku je ingot vsázky vcelku a vpravo pak korundový ingot vsázky rozdělený na dvě poloviny.

ZÁVĚR

Proces tavby ve studeném kelímku není ani zdaleka triviální záležitostí, vyžaduje zkušenosti a připravenost operátorů okamžitě reagovat na dění uvnitř studeného kelímku. Především je nutné bedlivě sledovat stav tavené vsázky.

Mezi nejobtížnější okamžiky patří přechod ze startovací fáze do provozu s roztavenou vsázkou. Při tomto přechodu je nutné přisypávat vsázku do taveniny o teplotě v řádu tisíců stupňů Celsia a mít na zřeteli blízkost induktoru s napětím 10 kV vůči pracovní komoře. Během celého procesu tavby je potřeba pracovat s výkonem vysokofrekvenčního generátoru, regulovat polohu studeného kelímku vzhledem k induktoru a také regulovat ventilační systém pracovní komory.

Toto zařízení je především vhodné pro výzkum fázových diagramů oxidů kovů, nových materiálů na bázi oxidů kovů, jako je např. biokeramika, výrobu umělých drahých kamenů, ale také např. k simulaci jaderných havárií.

Prezentované 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.

Obr. 3: Vlevo je celý ingot po vyjmutí ze studeného kelímku, uprostřed je vidět ingot stojící na odstrojeném studeném kelímku (podstavec, měděné dno, ingot), vpravo pak vnitřek ingotu po jeho rozdělení na dvě poloviny.

Coaxial and Cross Valve Prototypes for Gas Cooled Fast Reactor

Ing. Tomáš Melichar, Ing. Otakar Frýbort, Ing. Petr Hájek, Jan Šefl, Ing. Karel Dočkal, Ing. Radomír Filip

Součástí vývoje demonstrátoru rychlého plynem chlazeného reaktoru ALLEGRO je vývoj tzv. koaxiálních a křížových ventilů. Ty umožňují správnou funkci systému při přechodu z nominálního provozu na režim pasivního odvodu zbytkového tepla. Vzhledem ke koaxiálnímu rozložení heliových okruhů systému a vysokým provozním parametrům se jedná o konstrukčně relativně složité komponenty. V tomto článku bude uveden popis funkce koaxiálního a křížového ventilu a popis konstrukce jejich prototypů, které byly vyvinuty, vyrobeny a patentovány v Centru výzkumu Řež s.r.o.

The development of coaxial and cross valves is ongoing with the development of the gas-cooled fast reactor demonstrator ALLEGRO. The valves allow the proper function of the passive decay heat removal system. Due to the coaxial layout of the helium circuits of the system and due to temperatures, the component requires a relatively complex and innovative design. In this paper, the description of the coaxial and cross valves as well as the design of the valve prototypes that were developed, fabricated and patented at Research Centre Řež will be presented.

INTRODUCTION

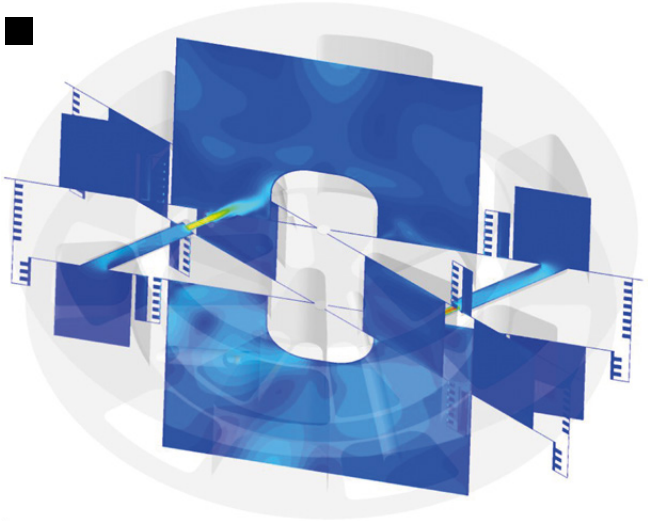
The Gas-Cooled Fast Reactor (GFR) concept ALLEGRO is currently being developed at the V4G4 Centre of Excellence. The ALLEGRO demonstrator, with a nominal thermal power of 75 MW, is in the conceptual study phase. Special attention is paid to the safety systems to ensure safe operation and passive removal of the decay heat during both standard and accidental scenarios. For this purpose, a dedicated DHR loop intended for passive removal of the decay heat using natural convection of helium is being studied intensively. Research Centre Řež (CVŘ) is involved in the development of the whole system as well as the individual components. Moreover, CVŘ operates a large scale experimental facility, S–Allegro, which is a scaled-down ALLEGRO facility that allows experimental verification of systemic behaviour and the testing of components.

Due to extreme operational parameters (temperatures of up to 850 °C and helium pressure of 7 MPa), the coaxial layout of the helium circuits, where the hot leg is placed in the cold one, is expected to deal with the high thermomechanical loads. The unique concept of coaxial valves able to ensure proper function of the system, was developed at CVŘ. There are two coaxial valves: a 'main coaxial valve' located in the primary circuit and a 'cross valve' located in the DHR circuit. Both were developed and designed in the S–Allegro facility and two prototypes were fabricated and installed there. The concept of the coaxial valve was patented by CVŘ. The principle and design of the components are described in the following section of this article.

FUNCTION OF THE COAXIAL VALVES

As mentioned, there are two coaxial valves that have a similar design but different functions. During the nominal operation of the reactor, the main coaxial valve is open while the DHR cross valve is closed. In this regime, the main valve allows helium flow in both legs of the primary circuit while minimising pressure drop in the component. The function of the cross valve during nominal operation is to separate the DHR circuit but also allow for the preconditioning of the DHR circuit. A small part of the helium flow in the reactor vessel enters the outer leg of the DHR circuit and is directed to the inner leg of the cross valve. This is ensured by slanted orifices between the inner and outer leg of the pipeline while

Fig. 1: Flow field in the cross valve



straight flow is avoided in both legs. A small flow rate of hot helium passes through the DRH circuit and preheats its structures. When the helium leaves the DHR circuit, it is again redirected from the outer leg to the inner leg and then returns to the reactor vessel. The preheating of the DHR circuits accelerates the establishment of natural convection when the reactor is switched from the nominal to the 'DHR' operational regime. During 'DHR' operation, the main coaxial valve is closed, separating the primary circuit and opening the cross valve. In this regime, all helium leaving the reactor can pass through the DHR circuit along the 'standard' route (from the inner leg through the heat sink to the outer leg, without crossing). Passive decay heat removal is thus ensured.

DESIGN OF THE PROTOTYPES

The design of both valves is very similar. They consist of a static and a revolving disc that have larger diameters than the outer tube of the coaxial pipeline; therefore, they cover the entire flow area of both legs. Both have the same shape and are equipped with six large orifices. In the open state, the orifices overlap one another, which allows for straight flow in both legs. The valve is closed after 30 degrees of the rotation of the revolving disc, which results in the blockage of the whole flow area by the solid parts of both discs. Moreover, both discs of the cross valve are equipped with additional slanted orifices that allow for the cross flow of a small part of the helium stream between the inner and the outer leg. The valves were designed for a maximum temperature of 850 °C in the inner part and 550 °C on the outer part, bounded by the external pressure tube. To prevent diffusion bonding during the high temperature operational regime, contact of the discs must be avoided. For this purpose, the undesirable flow between the legs is reduced by a labyrinth sealing applied on the lateral surfaces of the discs. The movement of the revolving disc is ensured by a high temperature ceramic roller bearing. The prototypes are pneumatically controlled; however, passive control based on the pressure differences in the loop might be implemented. The design was optimized using thermal hydraulic and structural analyses. The flow field in the cross valve calculated using the CFD method is shown in Figure 1.

The prototypes were fabricated, assembled and installed in the S-Allegro experimental facility. The design was experimentally verified for steady state conditions. In the following experimental campaigns, the performance of the valves will be evaluated during various operational regimes. The design will be further optimised, based on the experimental data, to develop a reliable components for the GFR demonstrator. A CAD model of the cross valve in both open and closed state is shown in Figure 2. The final assembly of the cross valve prototype can be seen in the same figure.

The presented work was financially supported by the Ministry of Education, Youth and Sport Czech Republic – project LQ1603 Research for SUSEN. This work has been realized within the SUSEN Project (established in the framework of the European Regional Development Fund (ERDF) in project CZ.1.05/2.1.00/03.0108 and of the European Structural and Investment Funds (ESIF) in the project CZ.02.1.01/0.0/0.0/15_008/0000293).

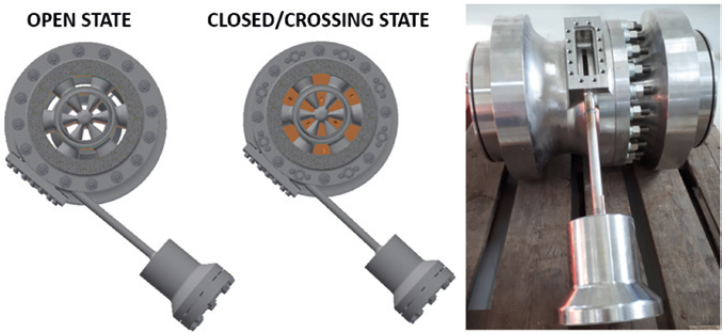


Fig. 2: CAD model of the cross valve (left), assembly of the cross valve prototype (right)

Microstructural Evaluation of Nickel Based Alloy Inconel 718 after Exposure in SCWL

Ing. Daniela Marušáková, Mgr. Claudia Aparicio Ordonez, Ph.D., Ing. Rostislav Fukač

V rámci projektu R4S byl výzkum v superkritické vodě realizován expozicemi v superkritické vodní smyčce (SCWL). Jedním z testovaných materiálů byl Inconel 718, který je jednou z vhodných slitin pro nový typ reaktorů IV. generace, konkrétně superkritický vodou chlazený reaktor (SCWR). Vzorky byly vystaveny demineralizované vodě s teplotou 395 °C a tlakem 25 MPa, po dobu 1 000 hodin.

Pro vyhodnocení mikrostruktury Inconelu 718 po expozici v superkritické vodě byly použity skenovací elektronová mikroskopie (SEM) s energiově disperzní spektroskopií (EDS) v kombinaci s rentgenovou difrakcí (XRD). Všechny tyto metody potvrdily růst krystalů oxidu železnato hlinito-chromitého – spinelid Fe (Al, Cr)2O4 s průměrnou velikostí 1 μm na povrchu materiálu.

Within the R4S project, material research in supercritical water was realised by exposures in Supercritical Water Loop (SCWL). One of tested material was Inconel 718 which is candidate alloy for the new type of Generation IV reactors (GIV), specifically Supercritical Water-Cooled Reactor (SCWR). Specimens were exposed to the demineralised water with temperature 395 °C and pressure 25 MPa for 1,000 hours.

Scanning Electron Microscopy (SEM) with Energy Dispersive Spectroscopy (EDS) in combination with X-Ray Diffraction (XRD) were used to evaluate the microstructure of Inconel 718 after the exposure to supercritical water. All these methods confirmed a growth of crystals Iron Aluminum Chromium Oxide – hercynite and chromite Fe(Al,Cr)2O4 with average size of grain about 1 μm on the surface of specimens.

INTRODUCTION

To reach the higher thermal efficiency in production of energy, SCWR has been proposed as one of the Generation IV reactor concepts [1]. This concept is based on the success of SCW in fossil power plants for over three decades [2]. SCW refers to water with the temperature and pressure above the critical point of water at 374.15 °C and 22.1 MPa. To obtain higher efficiency, modern fossil power plants are expected to operate at temperatures up to 650 °C or even higher, and pressures up to 34.5 MPa [3]. The thermal characteristics of supercritical water (SCW) and the absence of any phase changes in this medium will result in a higher thermal efficiency and plant simplification as compared to current Light Water Reactors (LWRs) [1].

Inconel 718 (Ni-19Cr-18Fe-5Nb-3Mo) has been selected as candidate cladding or structural material for the GIV. This material has been successfully utilized in the aerospace, chemical and nuclear industries [4] due to its good combination of high-temperature strength and corrosion/oxidation resistance. Inconel 718 is solid – solution strengthened nickel-based alloy.

EXPERIMENTAL

Flat specimens of Inconel 718 were manufactured as thin plate with dimensions 2×15×40 mm. The chemical composition is shown in Tab. 1. They were cleaned in ultrasonic bath, dried and their weight was measured before (and after) the SCW exposure.

Tab. 1: Chemical composition of Inconel 718 [Wt %]

Alloy	Cr	Fe	Ni	Ti	C	Al	Nb	Mo
718	18.9	17.1	49.7	1.1	4.6	0.8	4.8	3.0

Tab. 2: Parameters of supercritical water in SCWL

Time [hours]	Temperature [°C]	Pressure [MPa]	pH	Fe [µg/l]	TOC [µg/l]
1,001	390	25	5.5 to 6.8	<50 to 92	886 to 251

Tab. 3: Weight gain after first, second and third exposure to SCW

Specimen	Weight [g] before exposure	Weight [g] after exposure	Weight gain [g]
A4	9.70377	9.70398	0.00021
A5	9.71570	9.71587	0.00017

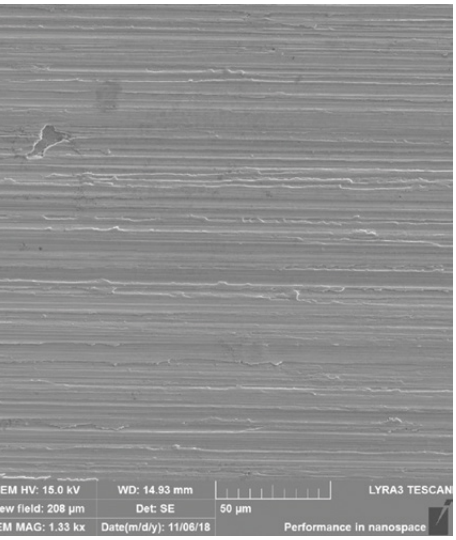
Specimens were exposed to supercritical water conditions in supercritical water loop for 1,000 hours. Parameters of the medium are shown in Tab. 2.

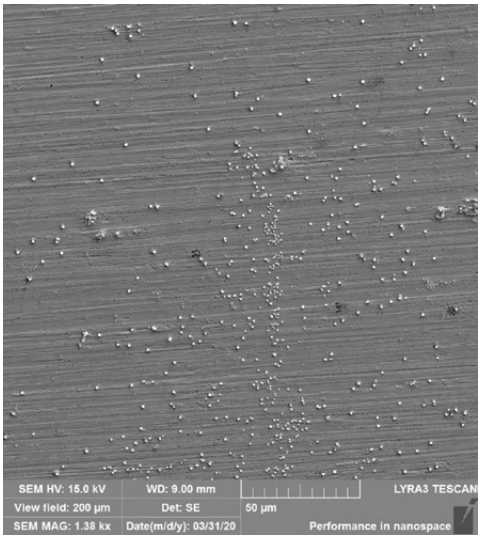
Gravimetric and microstructure evaluation was carried out before and after the SCW exposure – on the surface and also in cross-section on metallographic samples. Analytical device used for evaluation was SEM TESCAN Lyra3 GMU equipped with a field emission gun with EDS for chemical microanalysis. Grazing incidence X-ray diffraction (GIXRD) pattern on the surface of Inconel 718 was collected using an Empyrean 3rd generation diffractometer (Malvern-PANalytical). The diffractometer is equipped with a Co X-ray tube (X-ray wavelength 0.1789 nm, 40 kV, 40 mA), focusing X-ray mirror for Co-radiation, 5-axis cradle, and a multichannel detector PIXcel3D (1D mode). During the measurement the incident angle (ω) was fixed to 1°, while the diffraction angle 2θ varied from 20 to 100° with a step size of 0.026°. Before measurements, calibration of height and tilt was performed for the sample. The identification of crystalline phases was performed using the High Score Plus software (PANalytical) that includes the PDF-4+ database.

RESULTS AND DISCUSSION

Weight changes before and after experiment have been evaluated, see results in Tab. 3. There is weight gain 0.00017–0.00021 g after the SCW exposure for 1,000 hours. All results are seen in Tab. 3.

At first, surface of the specimens before/after SCW exposure were analyzed by SEM with EDS to evaluate the changes in microstructu-





<< Fig. 1: Surface of Inconel 718 as-received. MAG 1.33k×

< Fig. 2: Surface of Inconel 718 after the SCW exposure. MAG 1.38k×

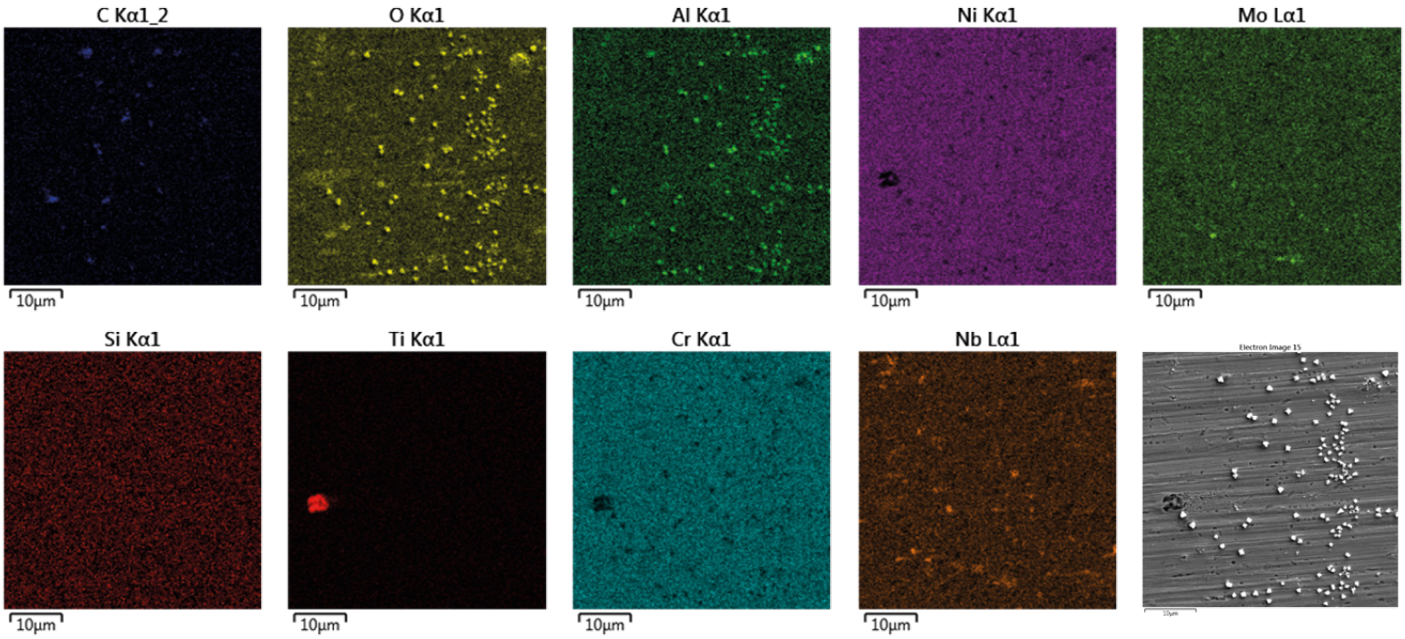


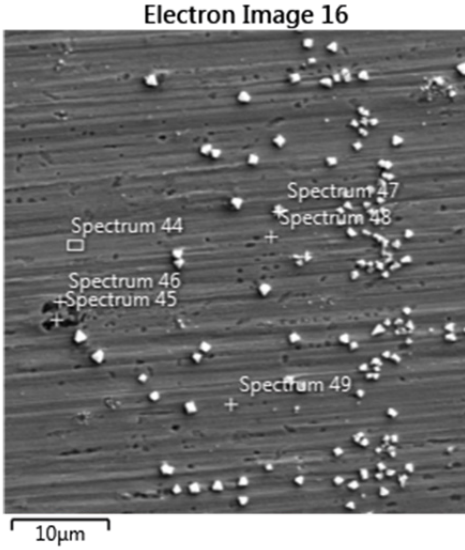
Fig. 3: Chemical mapping of Inconel 718 on the surface after the SCW exposure

re and chemical composition. Fig. 1 and 2 show surfaces, where growth of crystals after the SCW exposure is seen on Fig. 2.

Elementary chemical mapping and point analysis by EDS are in Fig. 3, Fig. 4 and chemical composition in Tab. 4. Crystals on the surface in Fig. 2, Fig. 3 and Fig. 4 consist mainly of oxygen with aluminium. Other particles, which should be under the surface, and also in matrix, consist of nickel with niobium and molybdenum or titanium with carbon.

After the surface analysis, cross-sectional cut was made to observe the microstructure of the matrix. There is a same SEM magnification 554× in BSE mode on as received specimen, Fig. 5 and after the SCW exposure, Fig. 6 to compare the size of grains, which is same before/after the SCW exposure. Both specimens obtain Nb, Ti (C,N) particles in line chaining. Also twins in grains are observed in both specimens. Cross-sectional cut has not confirmed presence of any layer. View in detail shows crystals of aluminum oxygen on the surface, Fig. 8. The height of crystals is less than 1 µm.

Fig. 4: Point analysis of Inconel 718 on the surface after the SCW exposure with crystals of Al-O



Tab. 4: Chemical composition of point analysis on the surface of Inconel 718 after the SCW exposure

Element / Spectrum	Fe	Ni	Cr	Mo	Nb	Ti	Al	O	C
44	16.5	47.4	17.8	2.9	4.4	1.0	1.0	5.5	3.5
45	2.9	2.7	2.0	0.0	6.0	48.8	0.4	34.8	1.1
46	5.1	4.3	4.9	0.0	5.7	42.0	0.5	37.4	0.0
47	25.6	26.8	7.0	1.1	2.0	0.5	5.7	23.9	6.8
48	13.9	36.6	20.2	2.8	6.3	1.2	2.2	16.9	0.0
49	17.3	47.9	18.6	2.5	4.4	1.0	0.8	4.5	2.9

Next step to identify the compounds in the crystals on the surface was by XRD. The main phases identified are the base Inconel alloy and iron aluminum chromium oxide $Fe(Al,Cr)_2O_4$, Fig. 9. Chromium oxide CrO_2 – with peaks at 2θ 43.3°, 47.8°, and 69.2° – is also observed in the XRD pattern, nickel oxide NiO might be also present, but given the strong overlap of the peaks it cannot be solely confirmed by XRD.

CONCLUSION

Microstructural evaluation of material Inconel 718 after the SCW exposure was carried out by SEM with EDS and XRD. Combination of these methods confirmed growth of crystals Iron Aluminum Chromium Oxide – hercynite and chromite $Fe(Al,Cr)_2O_4$ with average size of grain about 1µm on the surface of specimens after the 1,000 hours exposure. No significant change in the microstructure occurred. Weight gain of specimens was 0.00017–0.00021 g what probably relates to the growth of the crystals on the surface and their number is very low. Because of no significant structural changes in Inconel 718 after the exposure to SCW, material proves to be resistant to this medium, but further experiments for longer exposures are required.

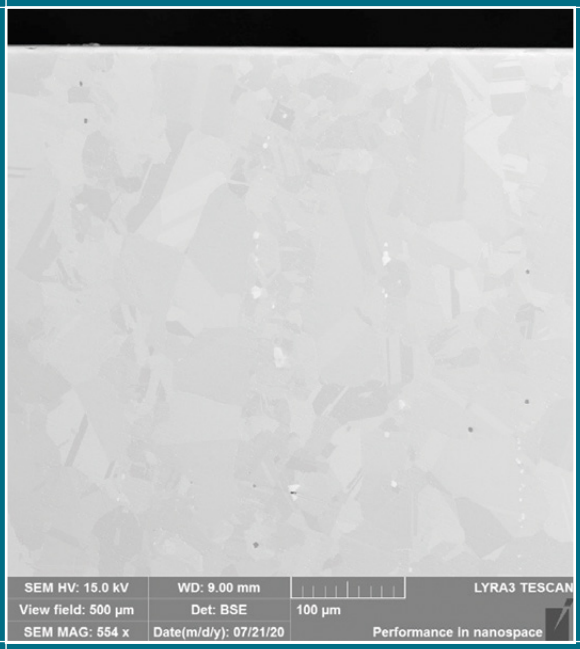


Fig. 5: Cross-section of Inconel 718 as-received. Surface treatment by OPS. MAG 554×

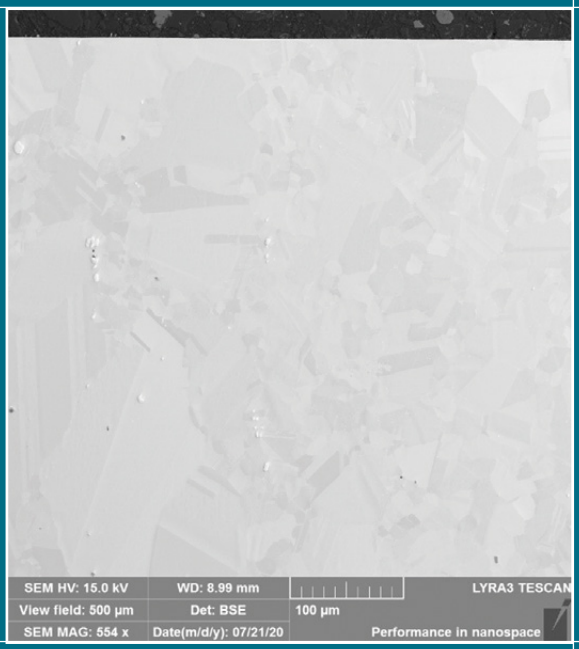


Fig. 6: Cross-section of Inconel 718 after the SCW exposure. Surface treatment by OPS. MAG 554×

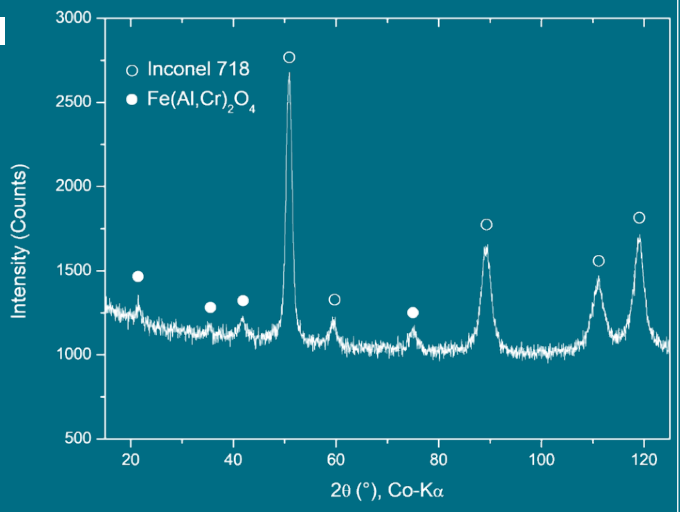


Fig. 9: XRD pattern with identified phases on the surface of Inconel 718 after SCW

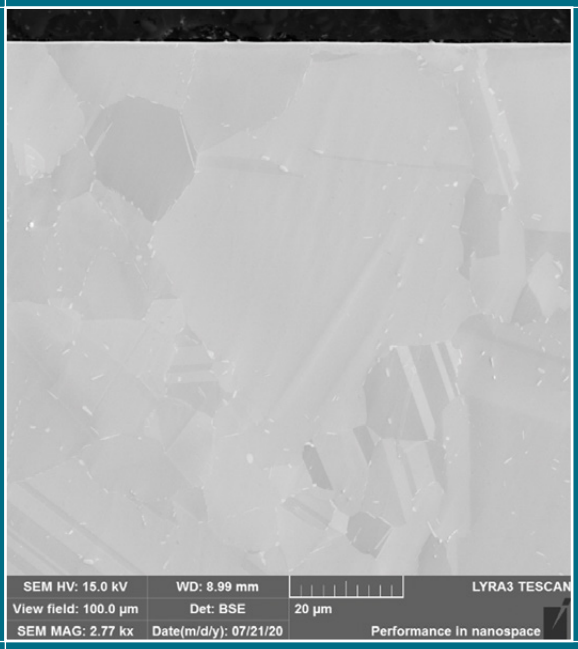


Fig. 7: Cross-section of Inconel 718 after the SCW exposure. Surface treatment by OPS. MAG 2.77k×

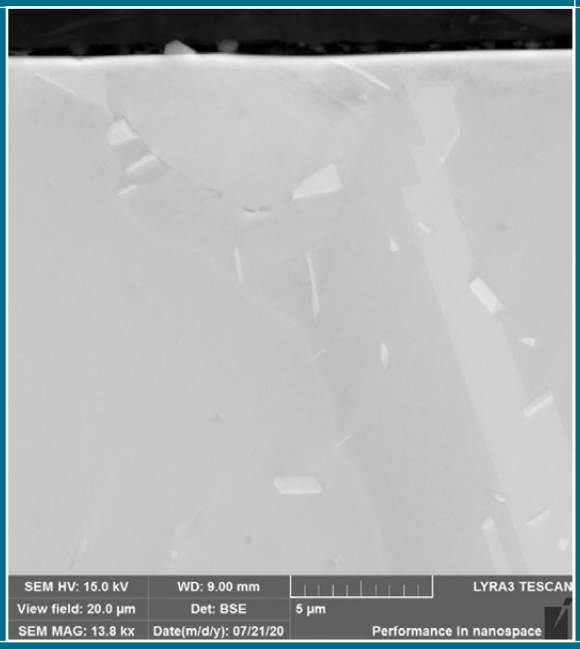


Fig. 8: Cross-section of Inconel 718 after the SCW exposure. Surface treatment by OPS. MAG 13.8k×

The presented work was financially supported by the Ministry of Education, Youth and Sport Czech Republic – project LQ1603 Research for SUSEN. This work has been realized within the SUSEN Project (established in the framework of the European Regional Development Fund (ERDF) in project CZ.1.05/2.1.00/03.0108 and of the European Structural and Investment Funds (ESIF) in the project CZ.02.1.01/0.0/0.0/15_008/0000293).

Reference:

[1] A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, US DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, December 2002. < https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2013-09/genivroadmap2002.pdf />
[2] I.G. Wright, B.A. Pint: An assessment of the high-temperature oxidation behavior of Fe–Cr steels in water vapor and steam, in: Proceeding of NACE Corrosion 2002, Denver, CO, No. 02377, 2002
[3] F. Masuyama: History of power plants and progress in heat resistant steels: ISIJ Int., 41 (2001), pp. 612-625.
[4] C.T. Sims, N.S. Stoloff, W.C. Hagel (Eds.): Superalloys II, Wiley-Interscience, New York (1987)

Měření a modelování spekter neutronů D-T neutronového generátoru 14 MeV

Ing. Evžen Novák, MBA, Ing. Michal Košťál, Ph.D., Ing. Evžen Losa, Ing. Martin Schulc, Ph.D., Mgr. Jan Šimon, Ing. Tomáš Czakoj, Bc. Marek Zmeškal

Na pracovišti Centra výzkumu Řež je již několik let provozován generátor neutronů NSD-350-24-C-W-S typu IEC (Inertial Electrostatic Confinement) zakoupený v rámci projektu SUSEN, který slouží jako zdroj neutronů s energií (reakce D-T) pro pro výzkum fúzních technologií v programu R4S (Research for SUSEN). Přesněji pro ověření knihoven jaderných dat pro fúzi pomocí srovnání vypočítaných spekter s měřenými. Cílem jedné z úloh realizovaných v letech 2019–2020 bylo provést testovací měření neutronových spekter pomocí digitálního spektrometru se scintilačním detektorem typu stilben v energetickém rozsahu 0,8 až 20 MeV s diskriminací gama záření podle tvarů impulsů a srovnat výsledek se spektrem modelovaným pomocí výpočetního kódu GEANT.

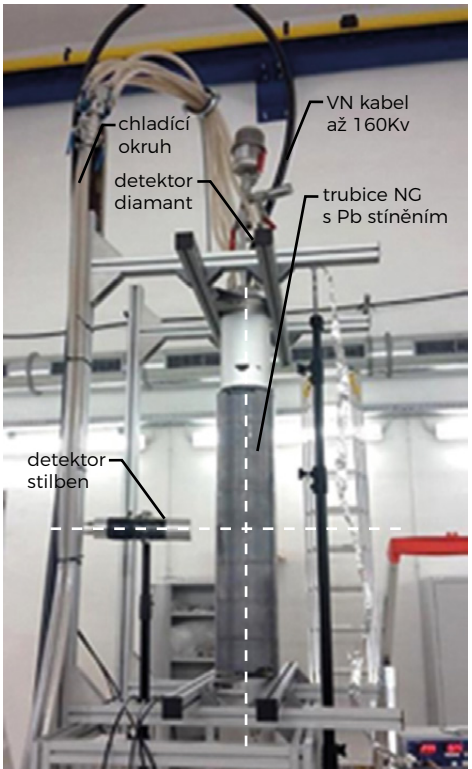
A neutron generator NSD-350-24-C-W-S typu IEC (Inertial Electrostatic Confinement) acquired within the SUSEN project serves as a source of neutrons with an energy of 14 MeV (D-T reaction) for fusion research in the R4S (Research for SUSEN) programme and it has been operating at Research Centre Řež for several years. More precisely, it is used for the verification of nuclear data libraries for fusion by comparing the calculated spectra with the measured ones. The aim of one of the tasks, realized in the years 2019–2020, was to provide a test measurement of neutron spectra using a digital spectrometer with a stilbene scintillation detector in the energy range 0.8 to 20 MeV with gamma discrimination according to pulse shapes and compare the result with the spectrum modeled using the GEANT computational code.

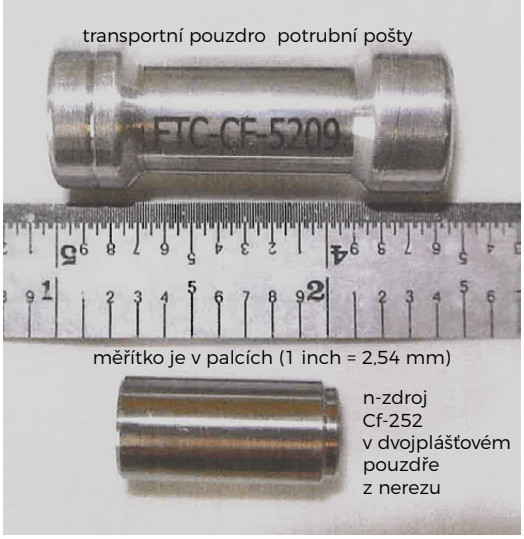
ÚVOD

Neutronový generátor (NG) NSD-350-24-C-W-S typu IEC (válcová uzavřená trubice – „sealed tube" – s plynovou náplní deuteronů (D) a tritonů (T), délka 130 cm, průměr cca 16 cm) produkuje neutrony s energií 14 MeV ve vakuové reakční komoře s rozměry cca prům. 10 × 35 cm na principu vzájemných srážek D a T, tj. D-T reakci, uvolněných do komory ze zásobníku zahřátého na teplotu kolem 500 °C, urychlených vysokým napětím až 160 kV. Reakční komora je chlazena vodou (ztrátový výkon až 24 kW) a kvůli omezení brzdného záření gama stíněna po celé délce olověnými prstenci o tloušťce 1 cm [1], viz obr. 1. Emise neutronů NG může při maximálních hodnotách dosáhnout hodnoty Q ≈1E10 n/s.

Pro optimalizaci rozlišení spektrometru jsme v Laboratoři neutronového generátoru prováděli testy s několika scintilačními detektory a fotonásobiči (napěťovými děliči) jak na neutronovém generátoru tak i na izotopickém

Obr. 1: Neutronový generátor v hale LNG



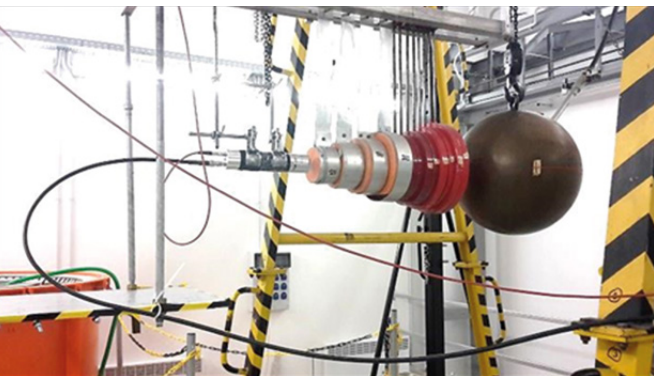


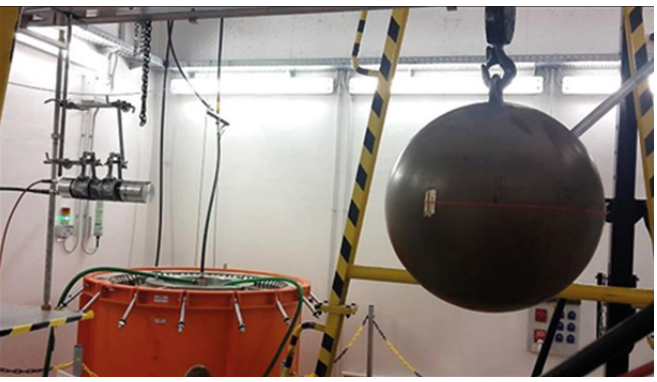
Obr. 2: Izotopický zdroj neutronů FTC-CF-5209 a pouzdro pneumatické potrubní pošty (35 x 13 mm)

zdroji neutronů Cf-252 s emisí Q ≈ 0.9E9 n/s (2015), který byl také pořízen v rámci projektu SUSEN, viz Obr. 2. Metodická měření byla provedena kromě toho i pomocí diamantového detektoru zapůjčeného firmou CRYTUR, spol. s r.o. [2].

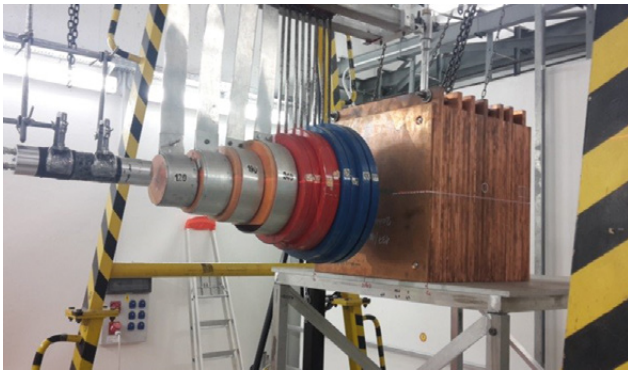
PŘÍPRAVA BENCHMARKOVÝCH SESTAV

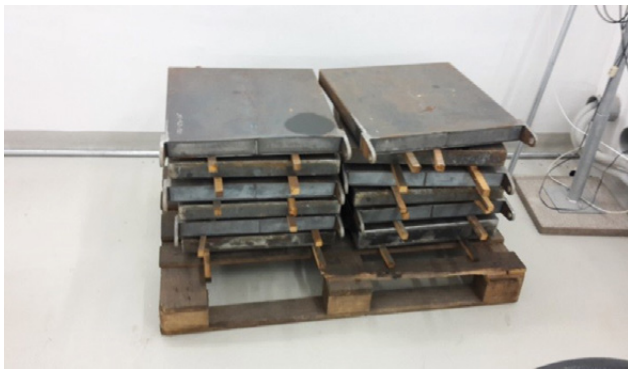
Náš tým připravil několik měřicích sestav typu „benchmark" (jednoduchá geometrie a čisté materiály) pro testování a nastavení neutronového digitálního spektrometru se scintilačním detektorem. Kromě již existujících standardních kulových sestav (o průměru 50 cm) vyrobených ze železa a niklu a „kostek" z nerezové oceli a grafitu (50 × 50 × 50 cm), viz obr. 3, jsme připravili také následující sestavy:





Obr. 3: Standardní benchmarkové sestavy v LNG – Fe50, Ni50 (vzhledově totožná s Fe)





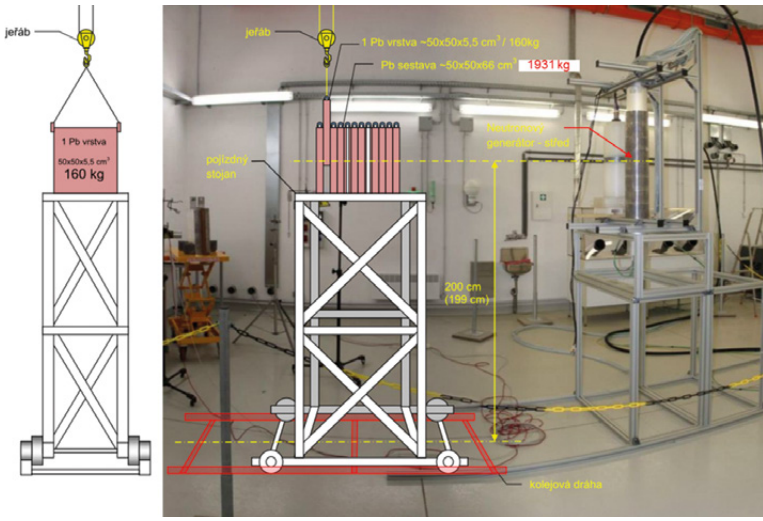
Obr. 4: Nové benchmarkové sestavy – „kostka" Cu (v měřicí pozici) a „kostka" Pb (rozložená)

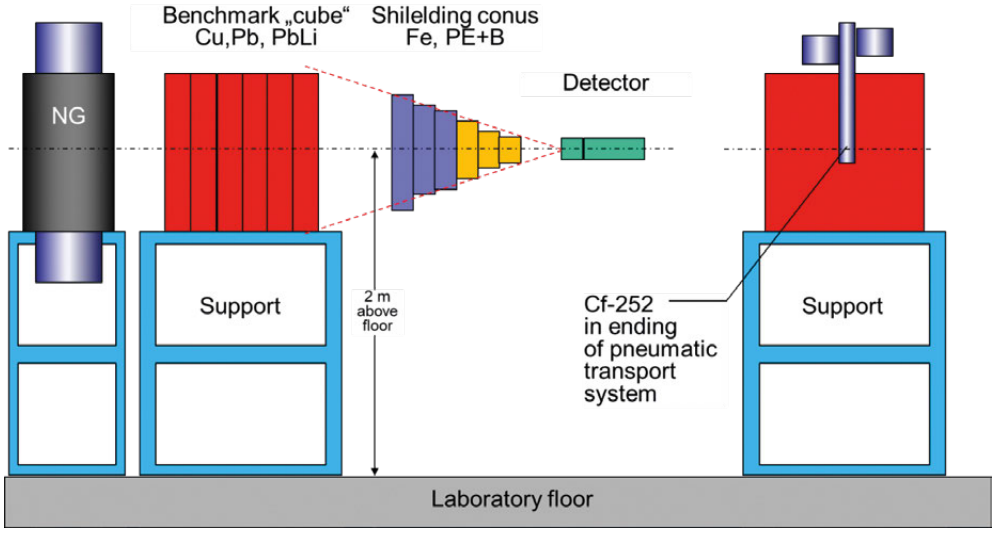
a) Cu „kostku" vyrobenou z desek o celkových rozměrech cca 48 × 48 × 48 cm (viz obr. 4)

b) Pb „kostku" vyrobenou z desek o celkových rozměrech 50 × 50 × 60 cm (viz obr. 4)

Pro umístění sestav byl vyroben v dílnách CVŘ speciální pohyblivý stojan z duralu s nosností 2 000 kg, viz obr. 5.

Obr. 5: Stojan pro umístění benchmarkových sestav





Obr. 6: Princip měření únikových spekter pomocí NG a Cf-252

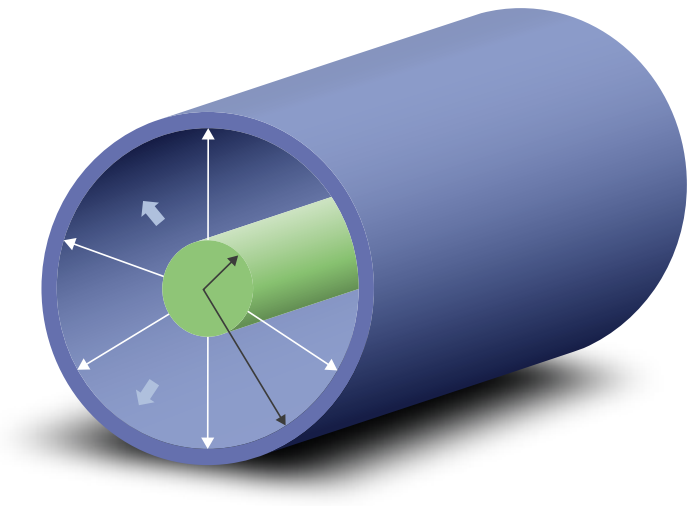
MĚŘENÍ SPEKTER NA IZOTOPICKÉM ZDROJI Cf-252

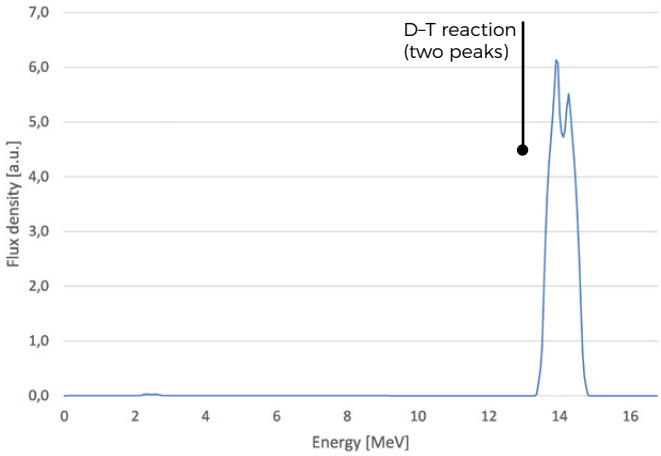
Neutronová (a gama) spektra byla měřena na kulových standardních (benchmarkových) sestavách (Fe koule s průměrem 50 cm) se stilbenem o průměru 45 mm a délce 45 mm. Geometrie měření včetně stínicích kuželů použitých pro stanovení účinku pozadí je na obr. 6. Skutečné benchmarkové měření na kulové sestavě (Fe50) použité pro charakterizaci spektrometru je vidět na obr. 3 [1]. Po provedení charakterizace a optimalizace na zdroji Cf-252 bylo možno následně realizovat měření na vlastním NG.

SIMULACE SPEKTRA NEUTRONOVÉHO GENERÁTORU

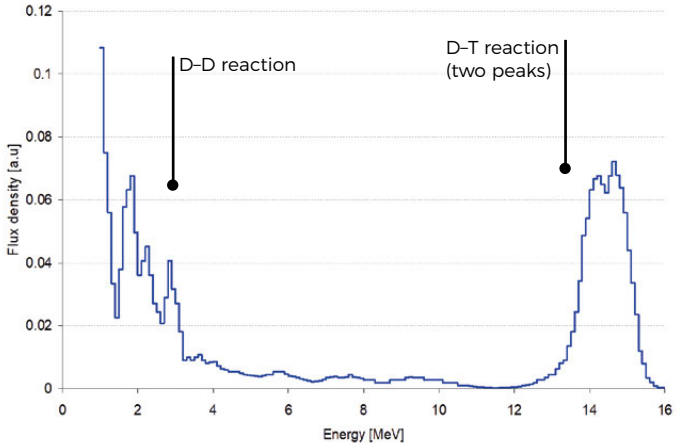
Tvar neutronového spektra generátoru neutronů byl měřen pomocí spektrometru se stilbenem Byl pozorován nekonvenční tvar – spektrum dvojitého píku. Tento tvar byl potvrzen pomocí detektoru s přírodním diamantem. Fyzikální vysvětlení tohoto tvaru je, že pochází z geometrie urychlovací trubice neutronového generátoru pracujícím na principu „IEC“ (Inertial Electrostatic Confinement, inerciální elektrostatické „uvěznění“ (zachycení), viz obr. 7, [1].

Obr. 7: Geometrie reakční komory neutronového generátoru





Obr. 8: Geometrie urychlovací trubice neutronového generátoru



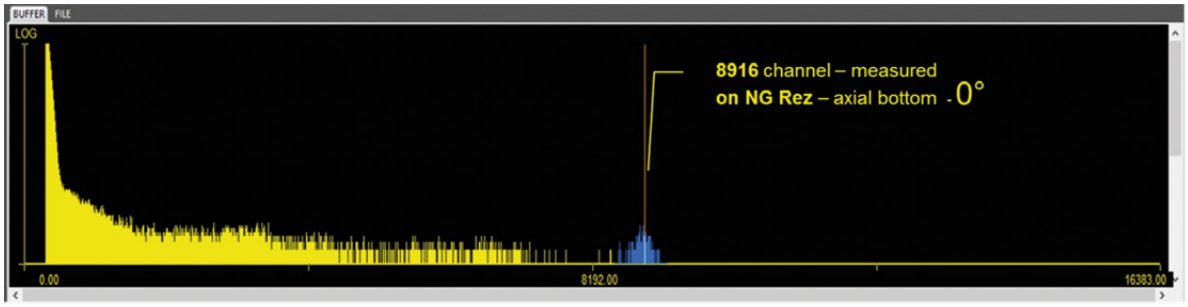
Obr. 9 Neutronové spektrum neutronového generátoru CVŘ měřené „stilbenem“

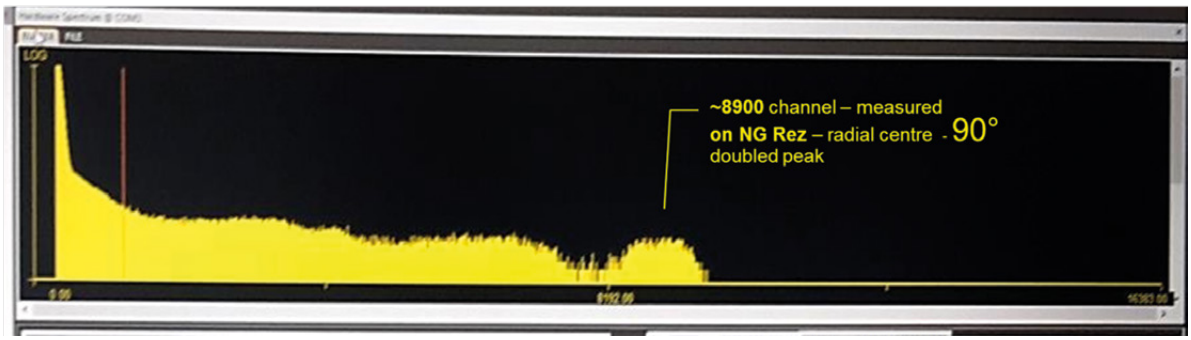
Dva vrcholy představují dva hlavní případy, kdy urychlená částice může interagovat buď ve středu („mřížkovité“) katody nebo projít skrz a interagovat s částicemi směřujícími do středu katody [1].

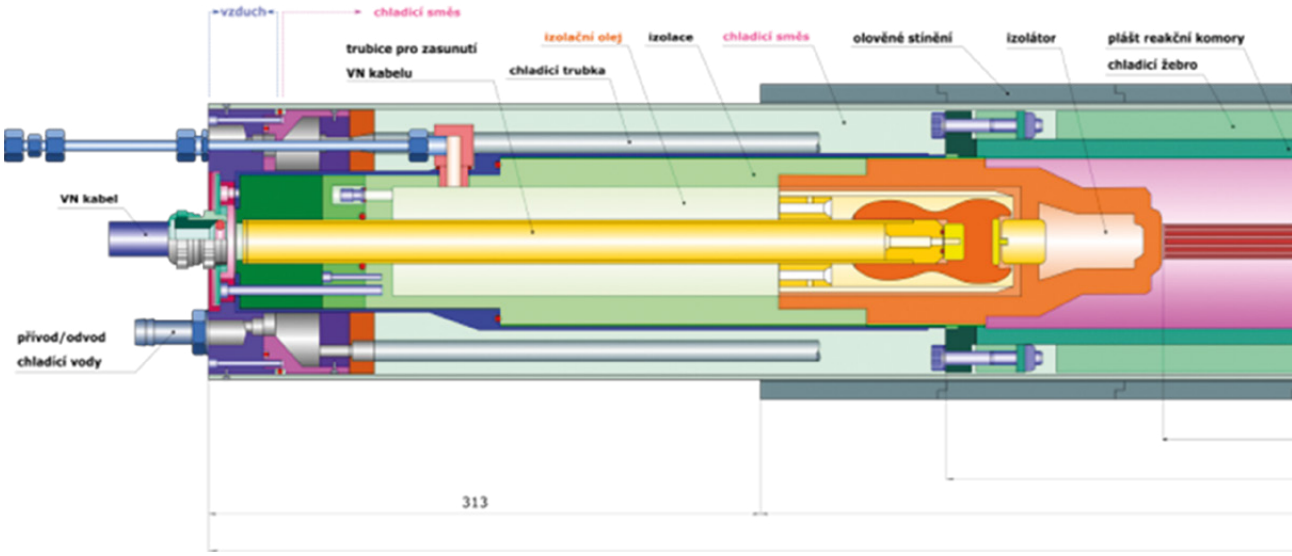
Maxima v těchto dvou případech se liší, protože v prvním případě dopadající částice zasáhne stacionární částici, zatímco ve druhém případě dopadající částice zasáhne částici s podobnou energií, ale opačnou hybností [2]. Provedená simulace tento tvar potvrzuje, viz obr. 8.

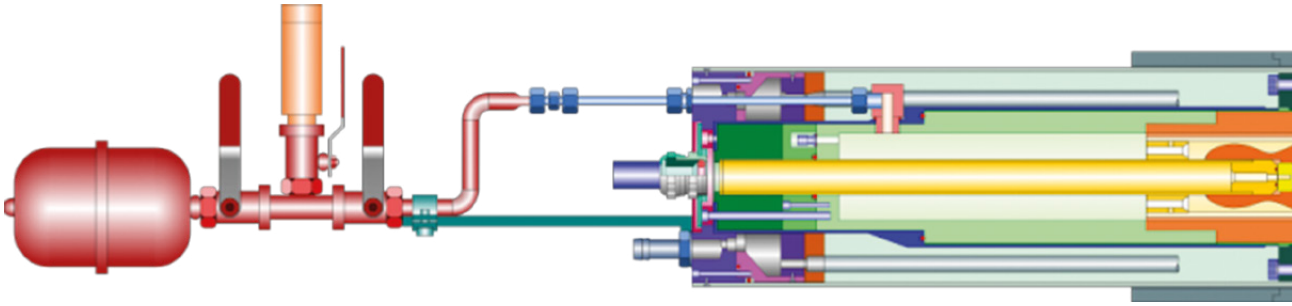
Neutronové spektrum neutronového generátoru bylo měřeno stilbenem (45 x 45 mm) v poloze kolmé na svislou osu trubice NG (viz obr. 1) je na obr. 9. Přítomnost dvojitého píku (reakce D-T) byla později potvrzena měřením diamantovým spektrometrem, viz obr. 10.

Obr. 10: Neutronové spektrum neutronového generátoru CVŘ měřené „diamantem“









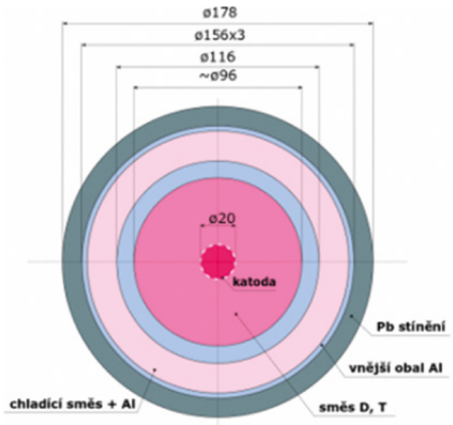
VÝPOČETNÍ MODEL – GEANT

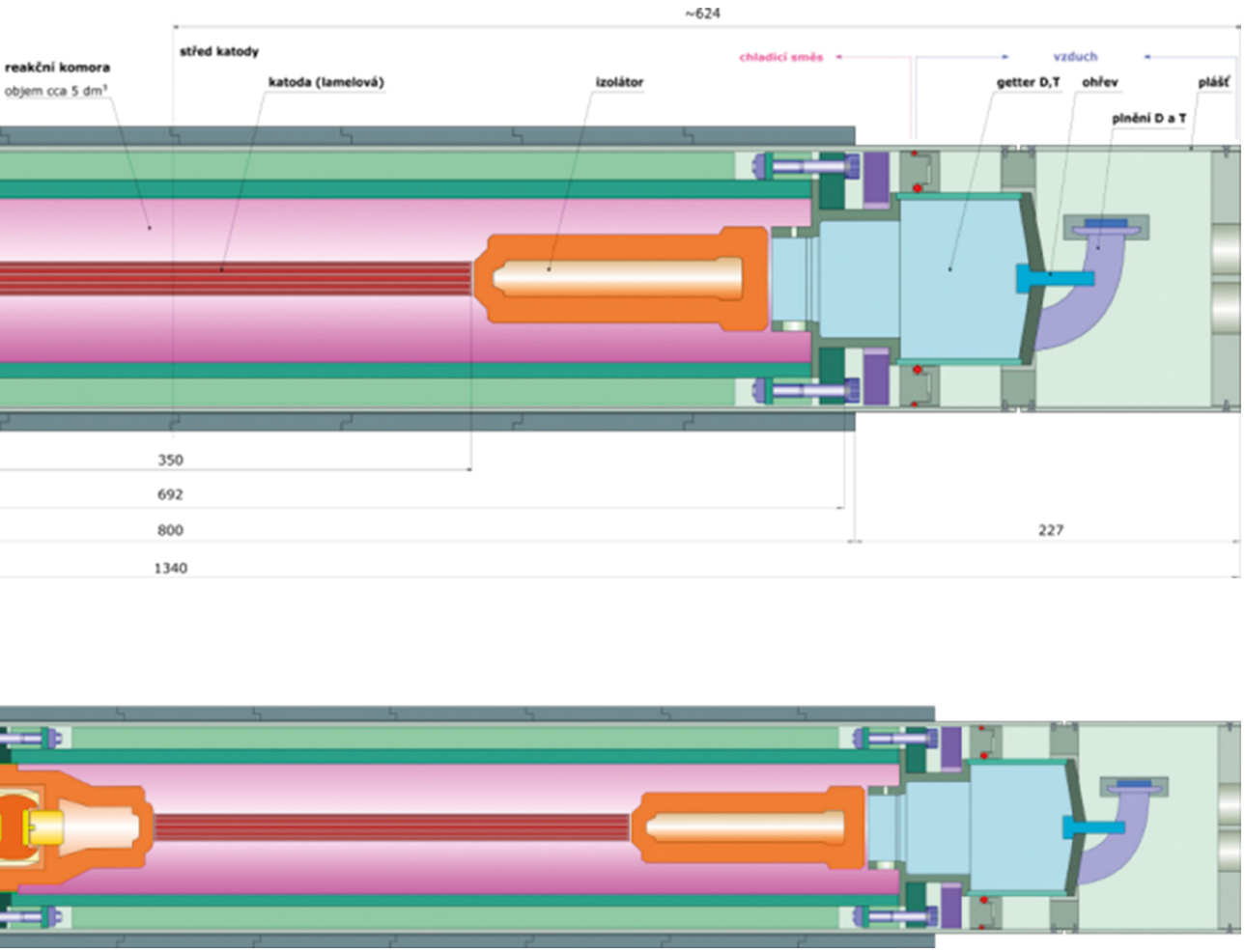
Nejprve bylo nutné prověřit skutečnou konstrukci NG provozovaného v CVŘ, viz obr. 11 a pro kód GEANT byla konstrukce NG zjednodušena, jak je znázorněno na obr. 12.

Samotný model byl připraven ve dvou krocích.

1. krok: NG byl simulován pouze jako holý zdroj neutronů, katoda jako pevný terč D-T, centrální elektrické pole mělo potenciál 80 kV a náhodně simulované deuterony a tritony byly v reakční komoře v poměru 1 : 1.

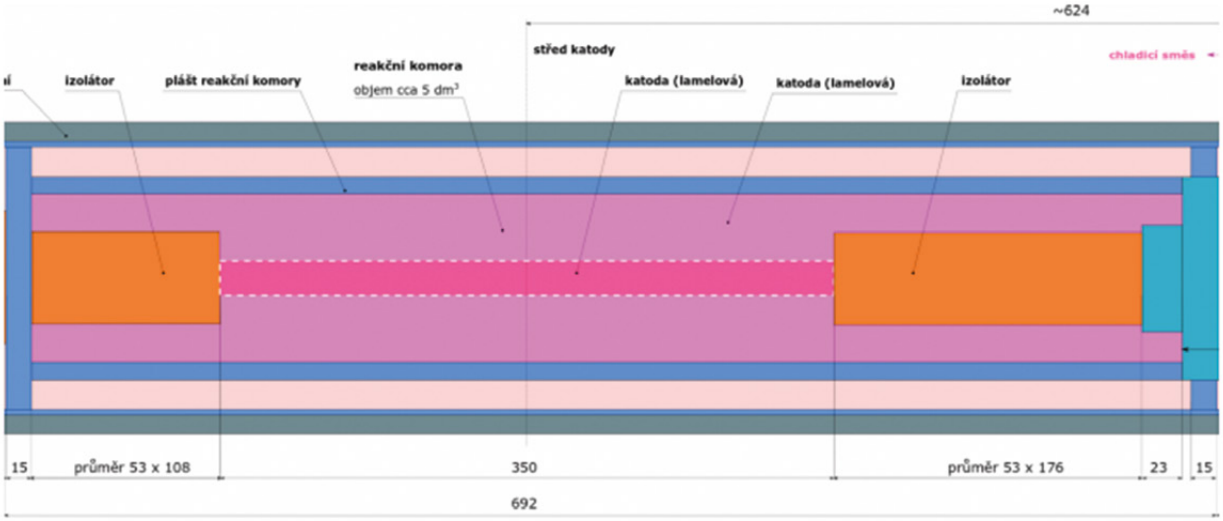
2. krok: Detekce hustoty toku neutronů byla vztažena na jeden vznikající neutron. Jako detektory bylo vytvořeno sedm válcových vrstev s tloušťkou 50 mm a poloměrem 50 mm (jsou umístěny podél celé katody) a poté čtyř soustředných prstenců o průměru 25, 50, 75 a 100 mm s délkou rovnou délce katody. (viz obr. 13).

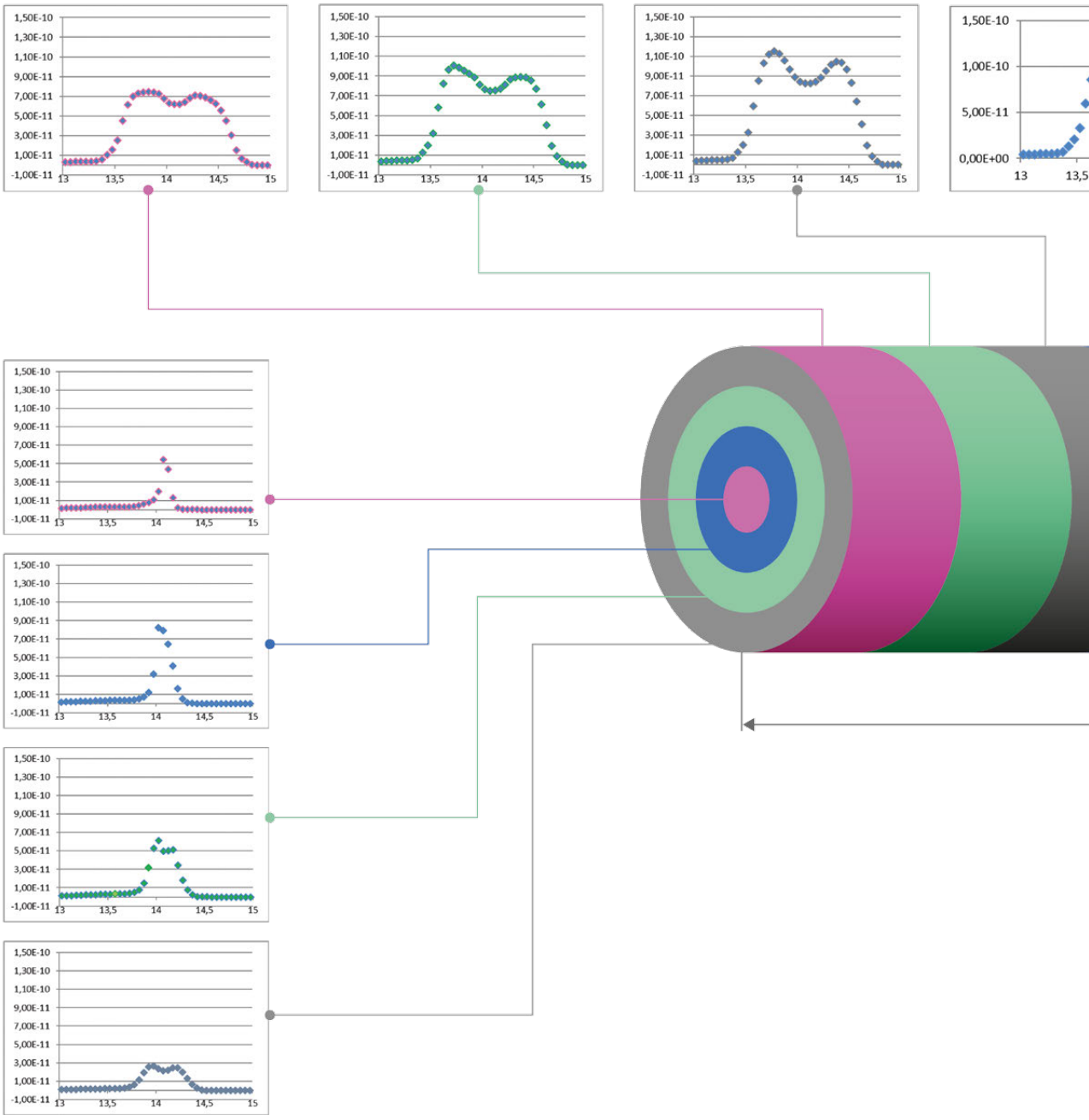




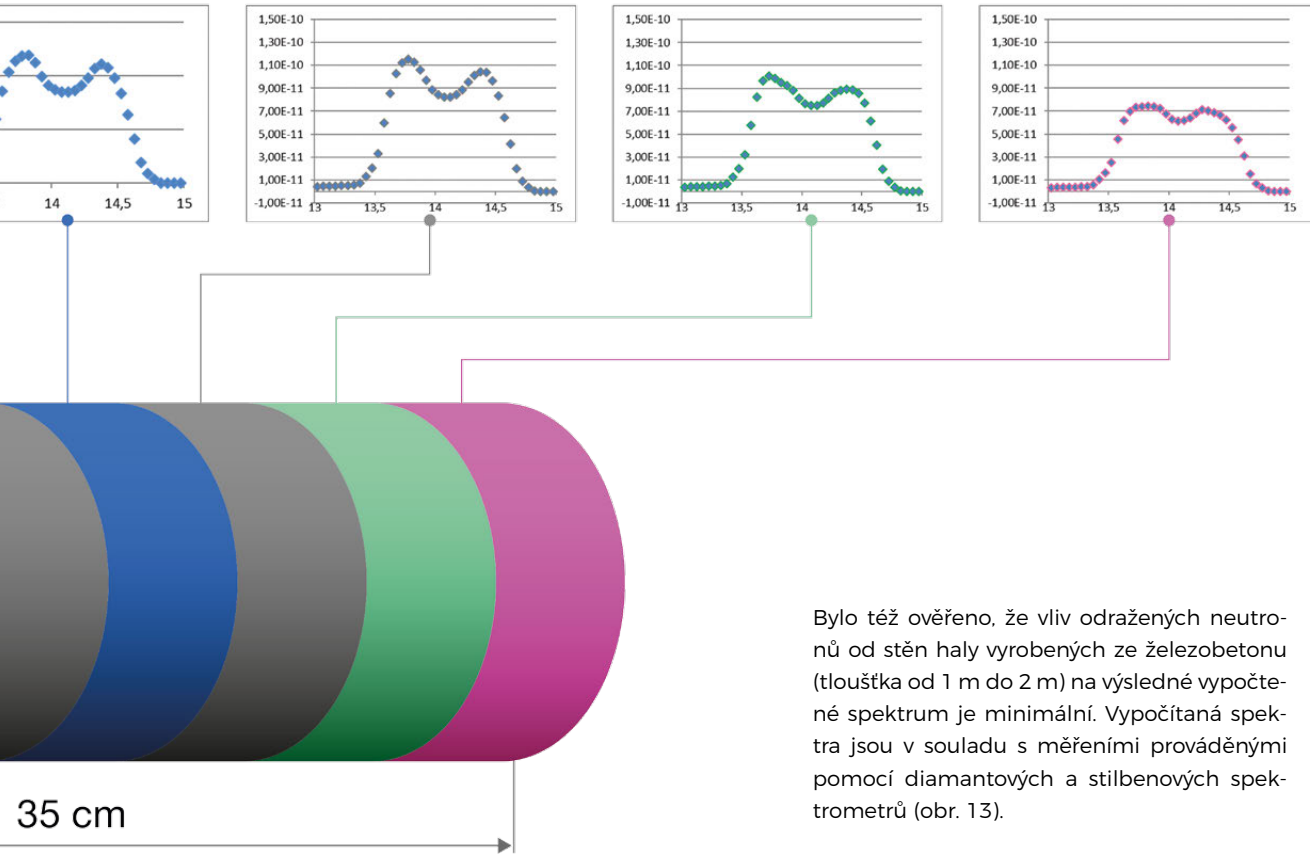
Obr. 11: Skutečná konstrukce NG zdroje provozovaného v CVŘ – dole včetně expanzní nádoby

Obr. 12: Zjednodušená konstrukce NG zdroje pro model GEANT





Obr. 13: Model GEANT a vypočtená spektra v různých částech reakční komory



Bylo též ověřeno, že vliv odražených neutronů od stěn haly vyrobených ze železobetonu (tloušťka od 1 m do 2 m) na výsledné vypočtené spektrum je minimální. Vypočítaná spektra jsou v souladu s měřeními prováděnými pomocí diamantových a stilbenových spektrometrů (obr. 13).

ZÁVĚR

Úspěšně jsme provedli testovací měření digitálním neutronovým spektrometrem na standardních benchmarkových sestavách s pomocí izotopického zdroje Cf-252 a také na neutronovém generátoru. Měření s měděnými, olověnými a nerezovými sestavami na NG jsou plánována na rok 2020. Byl připraven model NG pomocí kódu GEANT, který potvrzuje distribuci neutronového pole měřenou pomocí stilbenu a detektoru na bázi přírodního diamantu kolem NG trubice. Dva píky jsou výsledkem kinematiky částic v urychlovací trubici. V následujícím období bude provedeno mapování neutronového pole generátoru pomocí aktivačních fólií.

Prezentované 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.

Reference:

[1] http://www.nsd-fusion.com/
[2] Olivier Philip, Irina Shestakova, Ken Stephenson; Tereza Janoušková Pavelková, Petr Kynych, Tomáš Marek, Evžen Novák, Filip Mravec, Zdeněk Matěj, "Neutron Energy Mapping for Two Different D-T Generator Technologies with a Diamond Detector", November 2018 DOI: 10.1109/NSSMIC.2018.8824507, Conference: 2018 IEEE Nuclear Science Symposium and Medical Imaging Conference (NSS/MIC).
[3] Martin Schulc, Michal Košťál, Evžen Novák, Vojtěch Rypar, "Measuring neutron leakage spectra using spherical benchmarks with 252Cf source in its centers", Nuclear Inst. and Methods in Physics Research, A 914 (2019) pp. 53–56.
[4] Zdenek Matej, Michal Kostal, Evzen Novak, Petr Alexa, Radim Uhlar, Filip Mravec, Ales Jancar, Frantisek Cvachovec, Vaclav Prenosil, Petr Jancar, CHARACTERIZATION AND COMPARSION OF NEUTRON GENERATORS OF IEC AND LINEAR D T BY THE SPECTROMETRIC SYSTEM NGA-01, PHYSOR 2020: Transition to a Scalable Nuclear Future Cambridge, United Kingdom, March 29th-April 2nd, 2020, will be published.
[5] Agostinelli, S.; Allison, J.; Amako, K.; Apostolakis, J.; Araujo, H.; Arce, P.; Asai, M.; Axen, D.; Banerjee, S.; Barrand, G.; Behner, F.; Bellagamba, L.; Boudreau, J.; Broglia, L.; Brunengo, A.; et al. (2003). „Geant4—a simulation toolkit". Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment. 506 (3): 250. Bibcode:2003NIMPA.506..250A. doi:10.1016/S0168-9002(03)01368-8.

HELCZA – důležitý krok za kýženým cílem dosažení generování elektrické energie termojadernou fúzí

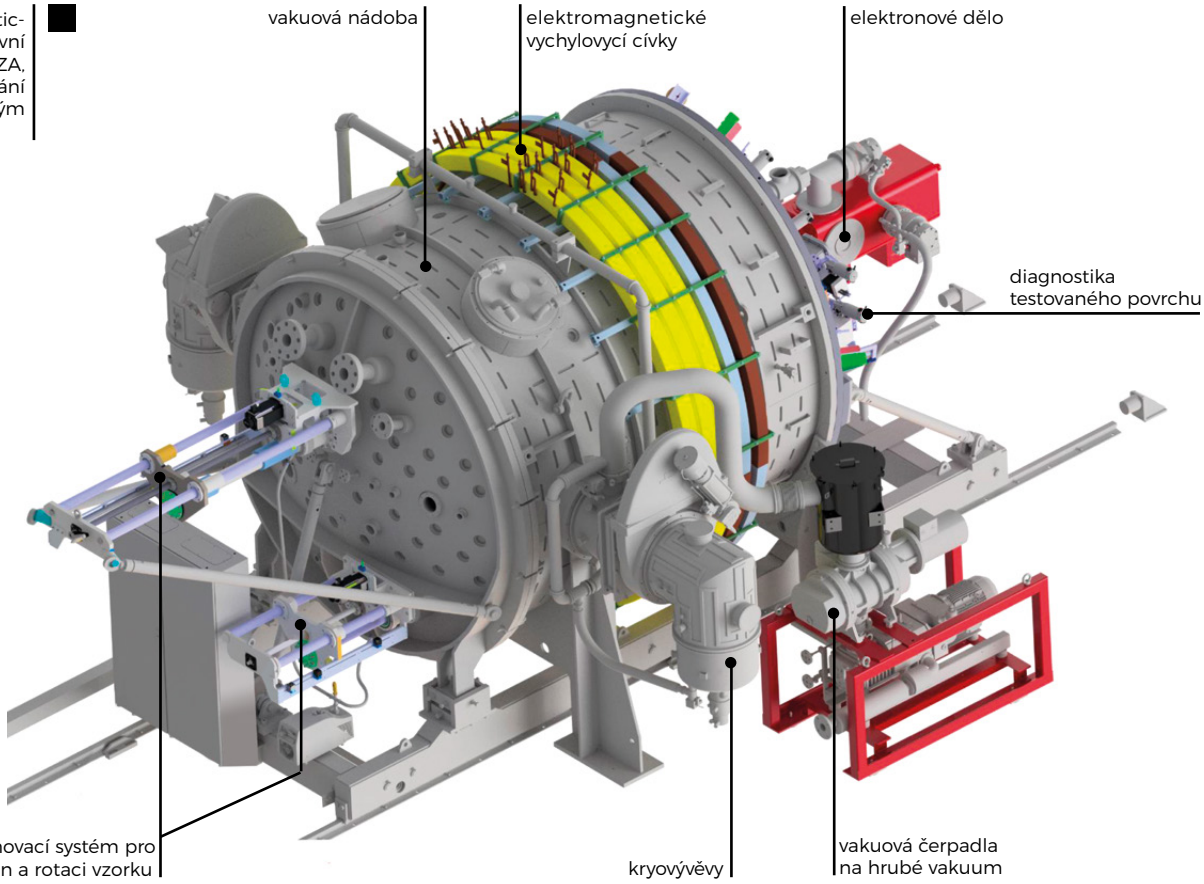
Ing. Bc. Jan Prokůpek, Ph.D.

Termojaderná fúze je proces, při kterém dochází ke slučování lehkých jader atomů např. deuteria a tritia, přičemž při sloučení na jádra těžší dojde k uvolnění energie. Tento proces je možné napodobit za dosažení extrémně vysokých teplot plazmatu složeného z lehkých jader a uvolnit tak dostatečné množství energie, jež se dá dále zpracovat a přeměnit na elektrickou energii. Abychom tohoto cíle dosáhli, je nutné využívat speciálně vyvinuté materiály, které uvolněnou tepelnou energii odvedou a současně vydrží velký energetický nápor. Pro vývoj a testování těchto nových materiálů a komponent slouží zařízení pro testování vysokým tepelným tokem s názvem HELCZA.

Thermonuclear fusion is a process of light atomic nuclei synthesis such as deuterium and tritium. The product of this synthesis are heavier nuclei and energy release. It is possible to generate this process when extremely high temperature plasma composed of light atomic nuclei is achieved; then the fusion energy is released, and it is further possible to work with this energy and convert it to the electricity. To reach this objective it is essential to develop special materials which are capable of absorbing the energy and at the same time sustaining harsh conditions during the energy load. For development and testing of such materials a new dedicated high heat flux test facility HELCZA is used.

Jak bylo řečeno v úvodu, termojaderná fúze je proces slučování lehkých atomových jader na těžší jádra za uvolnění tzv. vazebné energie ve formě kinetické energie těchto fúzních produktů. K tomuto procesu dochází přirozeně uvnitř hvězd, uměle potom v pozemských laboratořích, jako jsou například tokamaky, stelarátory a jiná plazmová zařízení. V zařízeních typu tokamak je nutné dosáhnout velice vysoké teploty plazmatu, sestávajícího z lehkých jader (např. směs deuteria a tritia), aby došlo k překonání potenciálové bariéry a ke sloučení na jádro těžšího prvku. V dnešní době ekonomicky silné státy včetně celé Evropské unie investují nemalé finanční prostředky do projektu ITER, jednoho z největších experimentálních projektů lidstva. ITER je plazmatické zařízení typu tokamak, jež má demonstrovat možnost generování elektřiny z termojaderné fúze. Toto zařízení je momentálně ve výstavbě ve francouzském Cadarache.

Aby takovýto fúzní reaktor mohl fungovat, je potřeba z plazmatu zahřátého na miliony stupňů Celsia energii uvolněnou z fúzní reakce odebírat. Samotné plazma je udržováno magnetickým polem, přičemž při určité konfiguraci tyto siločáry vyvedou fúzní produkty ze žhavého plazmatu a nasměrují je na povrch terčového materiálu. Fúzní produkty tak výrazně ohřívají tento aktivně chlazený terčový materiál, a tím dochází k odvodu tepla do chladicího média, jež je dále odváděno na standardní okruhy pro generování elektrické energie jako v jiných tepelných či jaderných elektrárnách. Samotný princip tedy tkví ve volbě vhodného terčového materiálu a vývoji celých komponent umožňujících efektivní odvod tepla. Tyto komponenty budou vystaveny velice vysokým tepelným tokům uvnitř tokamaku a před jejich instalací je nutné vyvinout správný způsob jejich výroby a následně je otestovat cyklickým tepelným namáháním, aby bylo zaručeno, že budou

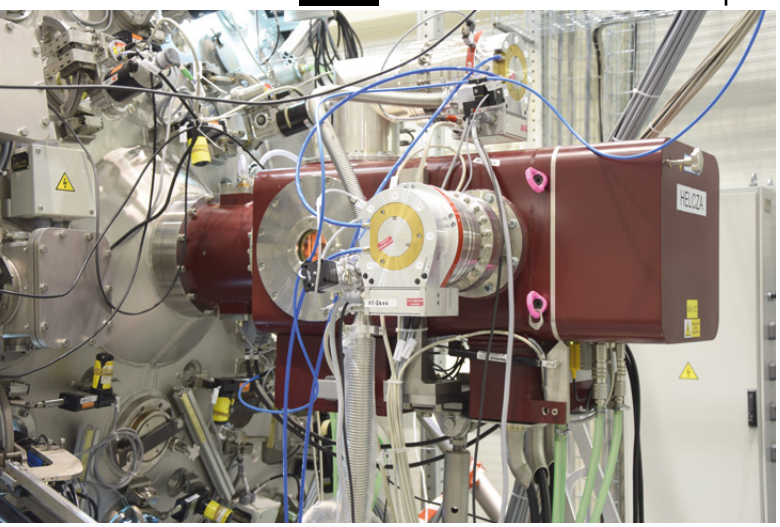


Obr. 1: 3D schematické znázornění hlavní části zařízení HELCZA, kde probíhá testování komponent vysokým tepelným tokem.

dostatečně odolné s dostatečnou životností v podmínkách termojaderného reaktoru, jakým bude i tokamak ITER.

Pro účely cyklického tepelného namáhání vyvíjených komponent existuje ve světě vícero experimentálních zařízení. Některá využívají iontový svazek, jiná laserový, či používají indukční ohřev; nejvíce rozšířená jsou ale zařízení využívající elektronový paprsek. Při dopadu elektronového paprsku na povrch testovaného vzorku dochází k jeho lokálnímu povrchovému zahřátí. Aby došlo k předání určité hodnoty tepelného toku, musí být tento elektronový paprsek rozmítán po povrchu testovaného vzorku tak, jako kdysi fungovaly staré televizory se žhavenými katodami. Zdrojem elektronového paprsku je vysokovýkonové elektronové dělo. Na tomto principu ohřevu povrchu vzorku pracuje i české experimentální zařízení HELCZA (zkratka z anglického High Energy Load Czech Assembly) umístěné na detašovaném pracovišti Centra výzkumu Řež v Plzni.

Zařízení HELCZA je rozsáhlé experimentální zařízení, které bylo vystavěno za účelem cyklického tepelného testování komponent, jež se vyvíjejí pro budoucí generace fúzních zařízení a které budou v blízké budoucnosti nainstalovány do vnitřku vakuové nádoby tokamaku ITER a budou sloužit jako první bariéra ochrany vakuové nádoby před účinky žhavého plazmatu. Jádrem celého zařízení HELCZA, kde probíhá samotné testování, je vakuová nádoba spolu s hlavním zdrojem tepelného namáhání elektronovým paprskem generovaným elektronovým dělem (více 3D schematický obr. 1 hlavní části zařízení HELCZA). Elektronové dělo je umístěno v horizontální poloze (viz o obr. 2), což je u testovacích zařízení tohoto typu ojedinělé, a je schopné dosahovat maximálních parametrů 800 kW v elektronech při urychlovacím napětí 55 kV, což například při testová-



Obr. 2: Elektronové dělo instalované v horizontální poloze na zařízení HELCZA.

dované hodnotě tepelného toku, tepelné absorpční vlastnosti samotného testovaného vzorku a na kvalitě elektronového paprsku umožňující homogenní tepelnou zátěž v celé ploše testované oblasti vzorku. Jeden testovací cyklus znamená, že po určitou definovanou dobu exponujeme danou oblast, a po další definovanou dobu, většinou stejně dlouhou, se tato oblast nechá chladnout. Díky této de-

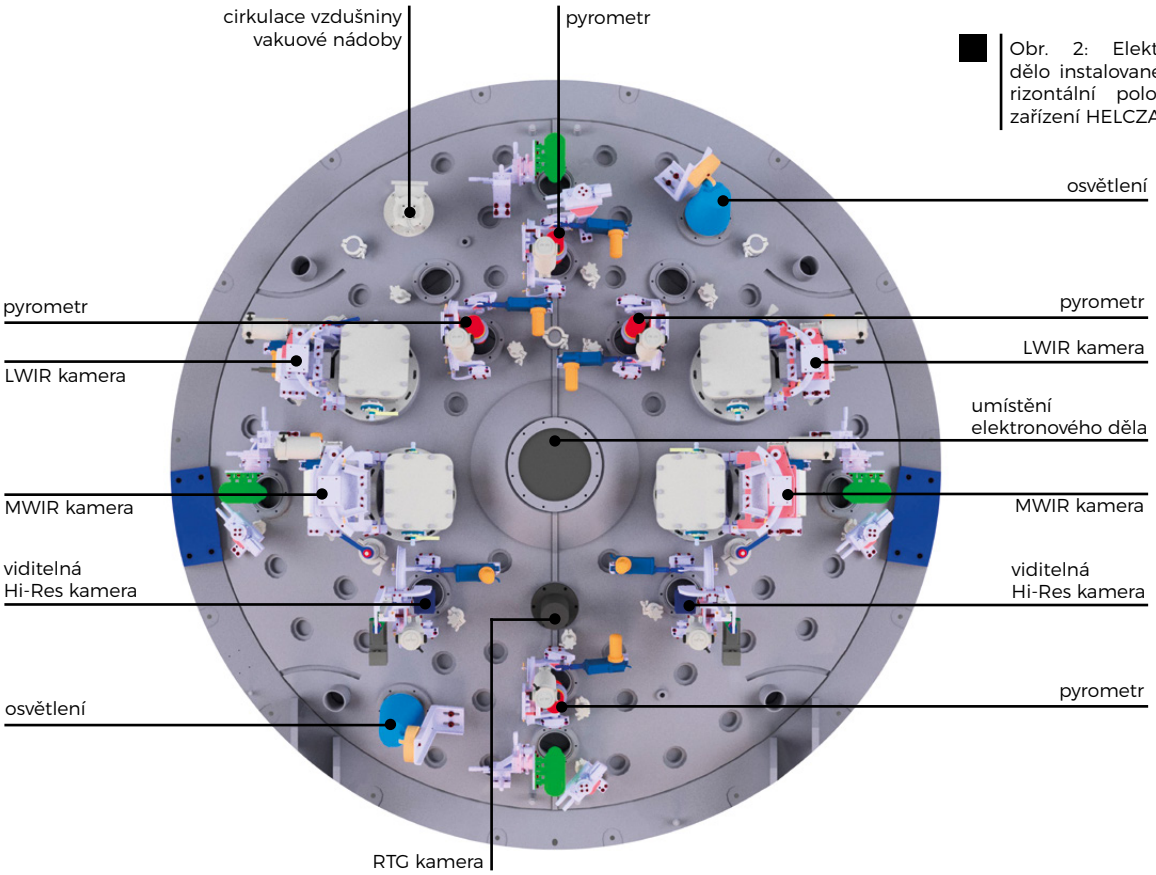
ní divertorového terče obsahujícího wolfram znamená, že kvůli odrazům elektronů od terčového materiálu se do chladicí vody odvede přibližně 400 kW tepelného výkonu. Testovaná komponenta je připevněna na polohovací systém umožňující náklon a rotaci vzorku pro jeho vhodné polohování vůči dopadajícímu elektronovému paprsku. Skrze stěny vakuové nádoby je přivedena chladicí voda pro odvod tepla z testované komponenty a následné kalorimetrické měření předaného tepla chladicímu médiu. Shrnutí hlavních parametrů zařízení HELCZA naleznete v tab. 1.

Velikost cyklicky tepelně namáhané oblasti závisí na následujících parametrech: poža-

Maximální výkon elektronového paprsku	800	kW
Maximální urychlovací napětí	55	kV
Maximální frekvence rozmítání elektronového paprsku	20	kHz
Maximální úhel odklonu elektronového paprsku od osy elektronového děla	40	°
Vzdálenost testovaného vzorku od elektronového děla	0,1 – 2	m
Vzdálenost komponent první stěny a vnitřních divertorových terčů	1,9	m
Maximální potenciální testovaný povrch	4	m^2
Vnitřní průměr vakuové nádoby	2,45	m
Maximální hmotnost testovaného vzorku	1000	kg
Maximální vstupní teplota chladicí vody	150	°C
Maximální provozní tlak chladicí vody	5	MPa
Maximální průtok při 1,8 MPa tlakové ztráty vzorku	60	m^3/h
Maximální výkon ohřívače chladicí vody vzorku	200	kW

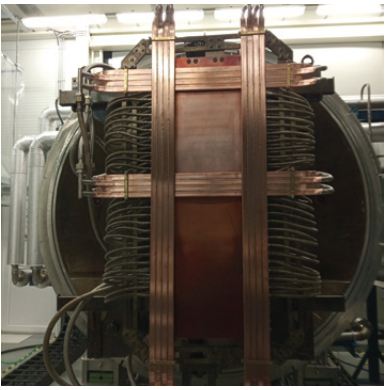
Tab. 1: Hlavní parametry zařízení HELCZA

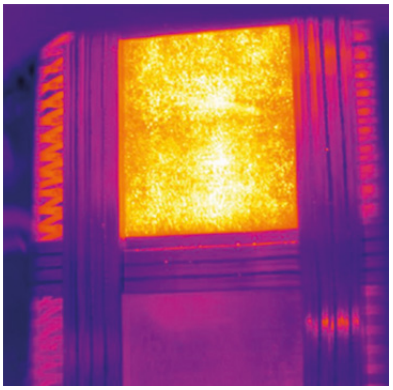
Obr. 2: Elektronové dělo instalované v horizontální poloze na zařízení HELCZA.

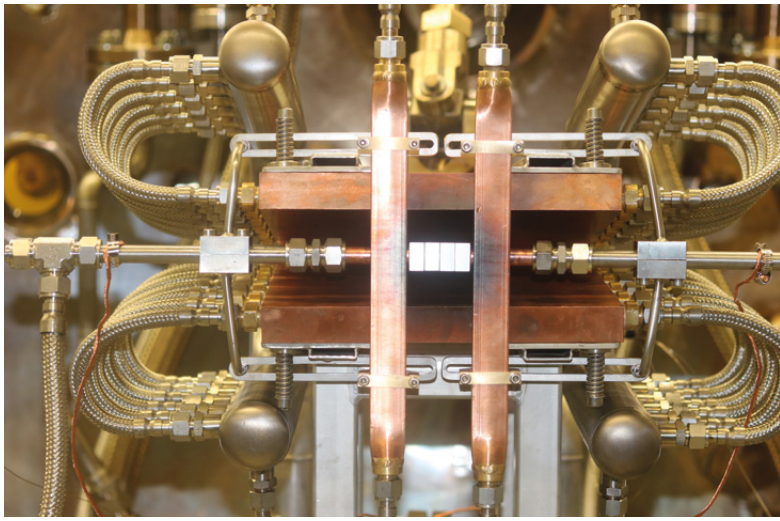


Obr. 4: Instalace malého wolframového vzorku divertorového terče pro jeho cyklické tepelné testování až na hodnotu 20 MW/m².

Obr. 5: Vlevo velký měděný terč o rozměru 0,5 × 1,5 m s vymezeným testovacím oknem o velikosti 334 × 424 mm a vpravo obraz z infračervené kamery během testování.





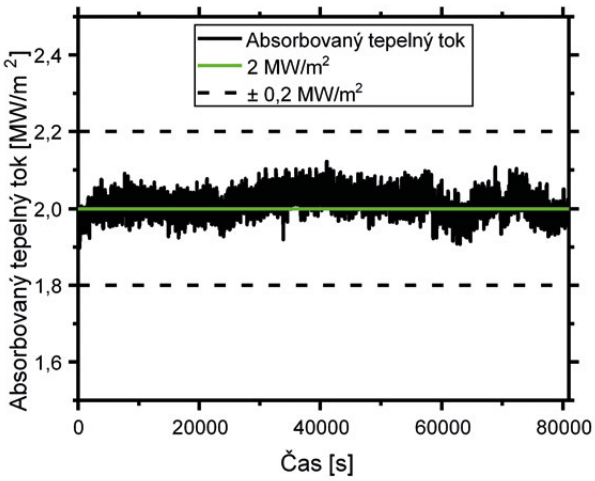


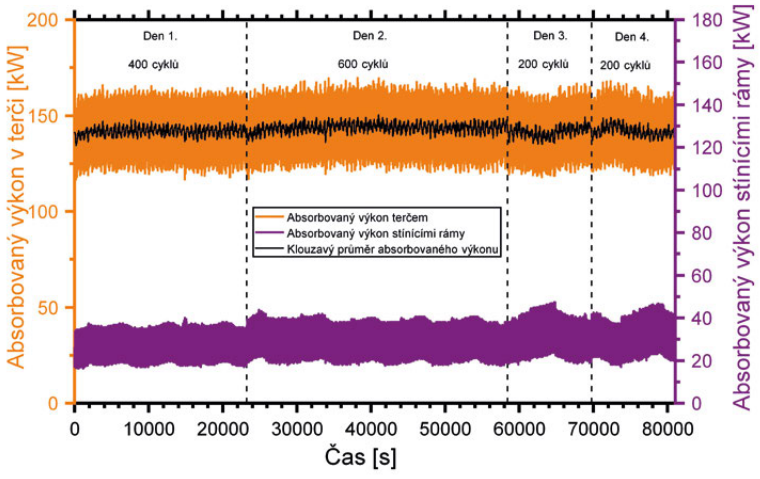
finici jednoho tepelného testovacího cyklu je pro některé druhy testů možné využití paralelního testování, kdy se střídavě tepelně zatěžují dvě oblasti testovaného vzorku, aby se zkrátila celková doba testování. To je výhodné zejména v případech, kdy jsou vyžadovány tisíce tepelných cyklů celého vzorku.

Veškeré podsystémy technologie jsou monitorovány a řízeny skrze centrální diagnostický a řídicí systém. Ten umožňuje naprogramovat jednotlivé testovací sekvence podle požadavků na testovaný vzorek. Hlavními parametry, jež je důležité u testovaného vzorku sledovat, jsou rozložení teploty na testovaném povrchu, kalorimetrické měření absorbovaného tepelného toku v chladicí vodě a rovnoměrnost rozložení tepelného toku na testovaném povrchu, dále přidružené parametry nutné pro testování (např. úroveň vakua či chlazení samotné vakuové nádoby). Rozložení diagnostických přístrojů (infračervené kamery, pyrometry) a dalších přístrojů pro sledování vzorku je možné vidět na obr. 3.

V posledních letech proběhla na zařízení HELCZA celá řada různých testů, od kalibračních testů, cyklování malých wolframových vzorků (viz obr. 4) až po přípravu na testování panelu první stěny tokamaku formou série náročných testů na měděném terči (viz obr. 5), kde se testovalo několik dní s výsledky na obr. 6 prokazujícími stabilitu celého zařízení i při takto náročném testování. V současné době je zařízení HELCZA připravováno na náročné testování prototypů panelů první stěny, kdy následně po výsledcích testů bude zahájena sériová výroba těchto panelů pro termojaderný reaktor ITER.

Prezentované 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.





Aktivity Centra výzkumu Řež v oblasti jaderného palivového cyklu

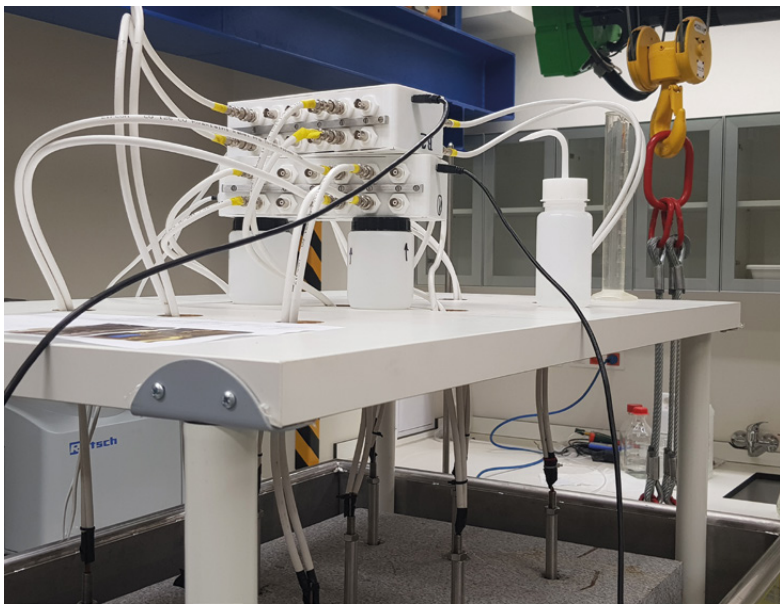
Ing. Jan Prehradný, Ph.D., Ing. Jan Hadrava, RNDr. Jan Lorinčík, CSc., Ing. Martin Mareček, Ing. Tomáš Černoušek Ph.D.

V průběhu řešení výzkumného projektu Výzkum pro Susen (Research for SUSEN – R4S) vznikla v rámci okruhu Jaderný palivový cyklus (JPC) řada velmi zajímavých a unikátních výsledků. Aktivity byly rozděleny do 4 oblastí. První oblast se zabývala modely interakcí bariérových materiálů s prostředím hlubinného úložiště a kinetiky transportu radionuklidů, druhá oblast byla zaměřena na separaci lantanoidů a aktinoidů metodou frakční destilace fluoridů, třetí oblast se věnovala zvýšení účinnosti zpracovávání odpadů a poslední oblastí bylo zvýšení citlivosti analytiky prahových koncentrací. Příspěvek předkládá souhrn všech aktivit, které v rámci projektu probíhaly.

During the research project Research for Susen (R4S), a number of very interesting and unique results were created within the Nuclear Fuel Cycle area. The activities were divided into 4 areas, resp. objectives. The first area dealt with models of barrier materials interactions with the deep repository environment and radionuclide transport kinetics, the second area focused on the separation of lanthanides and actinides by fractional distillation of fluorides, the third area focused on increasing waste treatment efficiency and the last area was increasing sensitivity of threshold concentration analysis. The paper presents a summary of all activities that took place within the project R4S.

Aktivita s názvem Modely interakcí bariérových materiálů s prostředím hlubinného úložiště a kinetiky transportu radionuklidů byla zaměřena na výzkum zabývající se hlubinným úložištěm, které bude v budoucnu sloužit pro ukládání vysoce aktivních radioaktivních odpadů a použitého jaderného paliva. Hlubinné úložiště představuje multibariérový systém skládající se z inženýrské bariérové ochrany představující úložný obalový soubor (ÚOS) a geotechnickou ochranu bentonitem a dále z přírodní bariérové ochrany, kterou tvoří geologické prostředí. ÚOS představuje v tomto multibariérovém systému nepropustnou bariéru proti úniku radioaktivních izotopů do okolí a musí dlouhodobě odolávat vnějšímu prostředí hlubinného úložiště. Prostředí geotechnické ochrany, kterou zajišťuje materiál bentonit, utěsňuje a vyplňuje okolí ÚOS a potlačuje korozní procesy. Tento materiál se vyznačuje nízkou propustností (zpomaluje difuzi kyslíku), bobtnací schopností a plastičností, má neměnné mechanické vlastnosti a zároveň se chová jako iontoměnič (mění kationové složení spodní vody, která proniká k obalovému souboru) a filtr. Díky těmto vlastnostem lze omezovat negativní korozní vlivy vzdáleného okolního prostředí. Geologické prostředí následně plní bezpečnostní funkci ve formě přírodní bariéry s ohledem na možnou ztrátu integrity konstruovaného kontejneru. Všeobecně je hlavním cílem těchto bariér zabezpečit dlouhodobou izolaci radionuklidů od okolního prostředí.

Výzkumné aktivity v průběhu řešení projektu R4S spadající do této oblasti všeobecně zahrnovaly výzkum a mapování korozních a migračních procesů probíhajících v prostředí hlubinného úložiště. V případě dlouhodobých korozních experimentů za anaerobních podmínek se sledovala především korozní rychlost uhlíkové oceli, u které se předpokládá, že bude tvořit vnější plášť úložného obalového souboru v současném konceptu ČR. Dlouhodobé experimenty testování materiálu z uhlíkové oceli za anaerobních podmínek v prostředí modelové bentonitové pórové



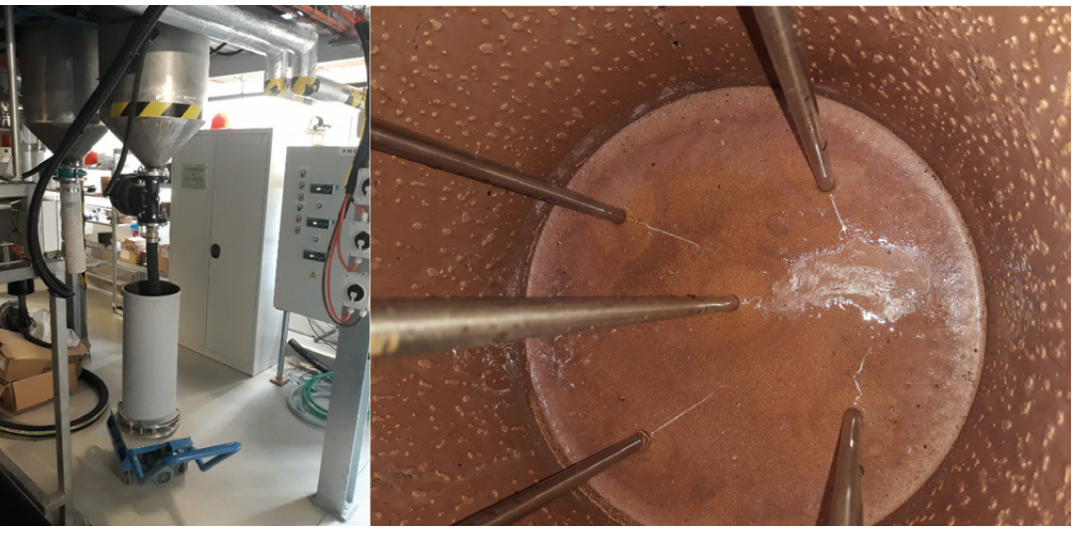
Obr. 1: Vícekanálový vodivostní senzor a jeho instrumentální osazení na horninovém bloku (součást projektu TA ČR TH02030543)

vody ukázaly, že časem dochází ke zpomalování korozních procesů vlivem růstu oxidické vrstvy, která má ochranný charakter. Během 26 měsíců byl například pozorován sedminásobný pokles korozní rychlosti z počáteční korozní rychlosti 3 µm/rok pro 20 °C. Z hlediska korozních procesů byla část experimentů zaměřena na mikrobiální korozi představující druh koroze způsobené vlivem působení mikroorganismů přítomných v korozním systému. Mikrobiální koroze z hlediska modelování korozní rychlosti po uzavření úložiště v podmínkách relevantních pro úložiště přináší zdroj nejistoty, přestože riziko vzniku mikrobiální koroze v hlubinném úložišti je vzhledem k limitním podmínkám prostředí hlubinného úložiště potlačujícím mikrobiální aktivitu nízké. Na základě limitní podmínky aktivity vody lze očekávat možnost vzniku mikrobiální koroze teprve v přechodné fázi geotechnické ochrany, kdy dochází k poklesu teploty, postupnému nasycování bentonitu vodou a prostředí současně umožňuje průběh elektrochemické koroze úložného obalového souboru. Základními faktory, které ovlivňují vznik mikrobiální koroze, jsou materiál, korozní prostředí a mikroorganismy. Především uvažované materiály pro ÚOS jako měď a uhlíková ocel jsou náchylné za určitých podmínek k mikrobiální korozi. Síran redukující bakterie (SRB) představují hlavní skupinu bakterií, které se mohou za anaerobních podmínek podílet na mikrobiální korozi v hlubinném úložišti vzhledem k jejich výskytu a mikrobiální aktivitě v podzemních vodách a bentonitovém materiálu. Výzkum ukázal, že přítomnost SBR přirozeně se vyskytujících ve spodních vodách za anaerobních podmínek nemusí vést ke vzniku mikrobiální koroze. Zatímco za teploty 20 °C byl v krátkodobém horizontu pozorován nárůst korozní rychlosti, pak stejný experiment za zvýšení teploty pro 35 °C ukázal pokles korozní rychlosti. Z hlediska migračních procesů, které nastanou po uvolnění radionuklidů z ÚOS vlivem koroze, byl výzkum zaměřen na horninové prostředí, kde nejdůležitějšími procesy, které ovlivní migraci radionuklidů v dané hornině, jsou advekce, difuze uvnitř horninové matrice a retence. Pro různé druhy granitických hornin se ukázalo, že nejvyšší sorpce cesia a stroncia byla pozorována u minerálů obsahujících významné množství slídy, plagioklasy a kaolinitu. Mikroorganismy mohou také ovlivňovat transportní vlastnosti radionuklidů. V případě SRB bylo potvrzeno, že jsou schopny snížit adsorpci iontů cesia a zvyšovat jejich mobilitu. Cílem výzkumu bylo sledování účinku zvyšování koncentrace iontů cesia zejména na mikrobiální komunitu obsahující SBR. Výsledky ukázaly, že zvyšování koncentrace iontů cesia do koncentrace 0,5 mmol/litr podporovalo proliferaci bakterií, zejména celkovou biomasu a dusičnan redukující bakterie. Při koncentraci cesia 1 mmol/litr došlo k omezení bakteriálního růstu a koncentrace 5 mmol/litr cesia byla pro bakterie smrtelná.

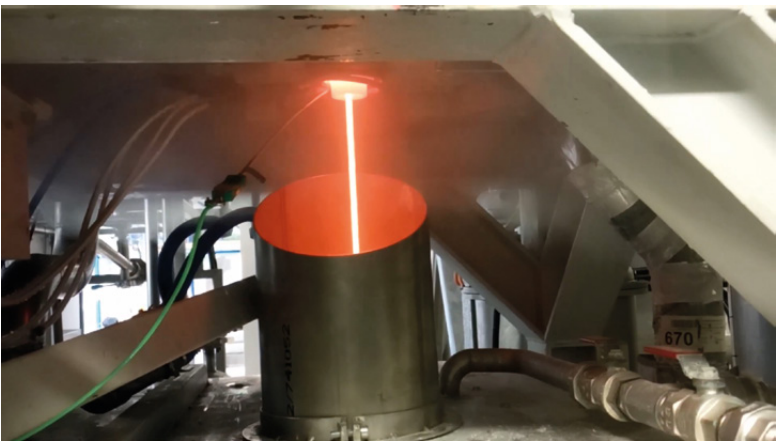
V rámci projektu R4S byl vyvinut vícekanálový vodivostní senzor (obr. 1) pro měření průtoku vody v umělé puklině na bloku granitické horniny sloužící k vytváření modelů transportu radionuklidů granitickou horninou. Tento senzor byl následně uplatněn v rámci projektu TA ČR TH02030543, kde sloužil k přímé aplikaci vyvinutého senzoru do experimentálních podmínek.

Další aktivity byly zaměřeny na technologii frakční destilace fluoridů (tzv. fluoride volatility method) a na oblast reaktorových typů 4. generace, chlazených fluoridovými taveninami.
Metoda frakční destilace fluoridů je separační technologie založená na přímé fluoraci vyhořelého jaderného paliva plynným fluorem a oddělení těkavých produktů od netěkavých. Tato technologie je navržena pro speciální typy použitých jaderných paliv, které nelze účinně přepracovat klasickými hydrometalurgickými procesy z důvodu krátké doby chlazení, vysokého obsahu plutonia nebo omezené rozpustnosti v kyselině dusičné. Další využití této metody je při zpracování poškozených paliv nebo zbytků paliva, kdy je jaderné palivo smícháno s oxidovaným kovovým povlakem materiálu. Technologie frakční destilace fluoridů vyvíjená v rámci projektu R4S byla následně ověřena také komerčním projektem pro japonskou firmu HITACHI–GE. V tomto komerčním projektu byla v radiochemických laboratořích Centra výzkumu Řež ověřena vhodnost fluorační technologie pro zpracování palivových trosek z jaderné elektrárny Fukushima–Daiichi. Provedené experimenty ověřily proces dělení – separace uranu a části plutonia ve formě těkavých hexafluoridů od zirkonia, železa a americia. Při některých ověřovacích experimentech byli přítomni zástupci společnosti HITACHI–GE .

V oblasti reaktorů 4. generace chlazených fluoridovými taveninami byl výzkum zaměřen především na materiálovou kompatibilitu kovových slitin v silně korozně agresivním prostředí fluoridových tavenin. Roztavené fluoridové soli mají některé vhodné fyzikální a chemické vlastnosti pro nové reaktorové systémy: velkou kapacitu pro přenos tepla, vysokou pracovní teplotu za atmosférického tlaku, radiační stabilitu, vysoký bod varu a dostatečnou rozpustnost pro aktinidy. Na rozdíl od plynů mají tekuté soli větší tepelnou kapacitu na jednotku objemu bez nutnosti stlačování a dostatečnou hustotu. Jejich vysoký bod varu a nízký tlak nasycených par dovolují dosáhnout velmi vysokých teplot, které jsou potřebné pro dosažení vysoké účinnosti konverzních cyklů pro produkci elektrické energie a teoreticky i pro produkci vodíku. Přes nesporné výhody fluoridových tavenin je jedním z hlavních problémů pro jejich rozšíření v budoucích reaktorových systémech zajištění dlouhodobé korozní odolnosti konstrukčních materiálů za provozních podmínek. V rámci projektu byl vypracován souhrnný dokument, který popisuje současné poznatky k technologii chlazení pomocí fluoridových tavenin. Následně byly aktivity soustředěny na korozní odolnost vytipovaných slitin, a to především v taveninách LiF-BeF_2 a NaF-$NaBF_4$, kde byla provedena řada experimentů s různými materiály a při různých podmínkách. Ze získaných výsledků byly vypracovány přehledné zprávy uvádějící možnosti využití konstrukčních materiálů, které umožňují konstrukté-



Obr. 2: Experimentální technologická linka a solidifikační stabilizace odpadů



Obr. 3: Výtokové hrdlo tavicího lóže u zařízení MSO

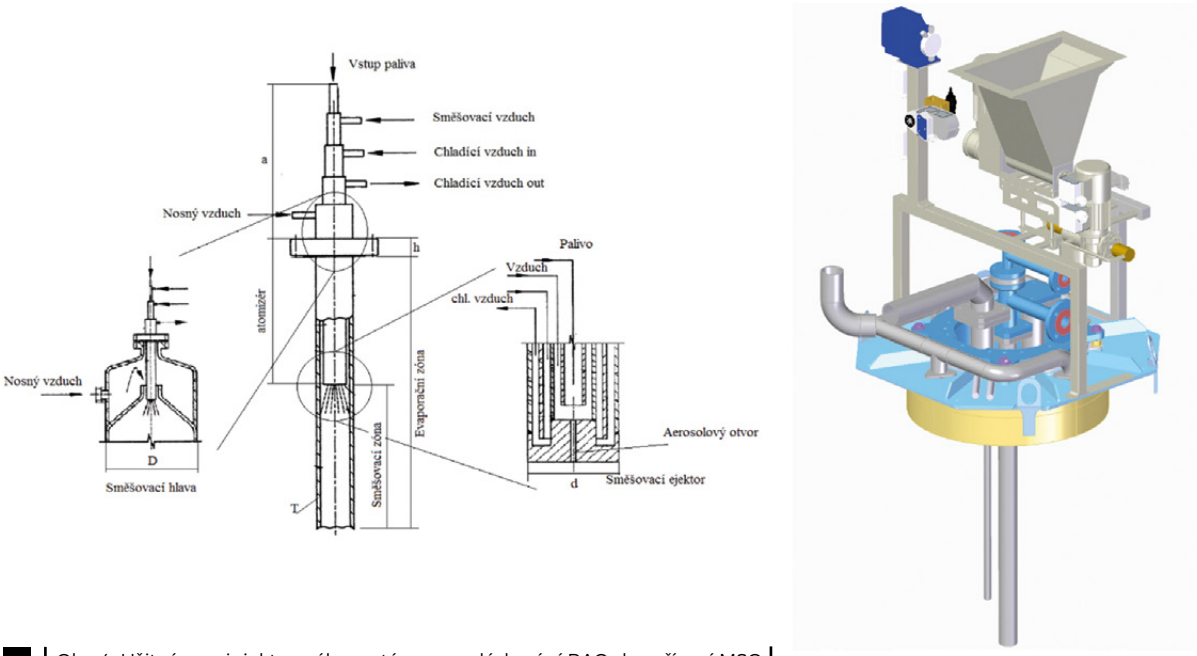
rům nových typů jaderných reaktorů s taveninami soli uvažovat dané materiály spolu s ohledem na jejich vlastnosti při styku s daným médiem. V posledním roce řešení projektu R4S byl zahájen unikátní výzkum testování nových inovativních slitin z 3D tisku ve fluoridových taveninách.

Další aktivita se věnovala zvýšení účinnosti zpracovávání odpadů s důrazem na redukci objemů RAO a stabilizaci nebezpečných odpadů v konečné matrici, zejména s využitím dvou unikátních technologií. Konkrétně se jedná o experimentální technologickou solidifikační linku (ETL) a technologii bezplamenné oxidace v tavenině soli (MSO). Výsledky se tak vztahovaly k těmto dvěma technologiím a týkaly se jejich postupného uvádění do provozu, zajištění plně automatického provozu, dosažení potřebných parametrů a následně také optimalizace a vývoje nových solidifikačních matric pomocí zmíněných technologií. V roce 2017 byla technologická linka ETL v rámci projektu R4S zprovozněna a společně s touto linkou bylo uvedeno do provozu i zařízení MSO, které je na ETL nezávislé, nicméně je možné obě technologie propojit. Zprovozněním obou technologií byla experimentálně prokázána funkčnost jednotlivých technologických uzlů celého systému. U technologické linky ETL se jedná především o odparku, krystalizátor, separační zařízení, sušárnu a solidifikační zařízení.

Na vysokoteplotní technologii (MSO) byla prokázána funkčnost jednotlivých částí tohoto systému. Důraz byl kladen zejména na optimalizaci ohřevu reaktorů, bezplamennou oxidaci kapalných a pevných paliv v tavenině soli, funkčnost dávkovacího zařízení a systému diagnostiky včetně systému čištění spalin. Kromě zmíněných provozních záležitostí byla v roce 2017 publikována souhrnná zpráva sledující stávající a nové možnosti pro ukládání radioaktivních materiálů (RAO) s ohledem na redukci objemu. Cílem zprávy bylo zhodnotit takové metody pro zpracování RAO, u kterých byl jejich konečný objem pouze 50 m^3/1 000 MWe/rok s možností ukládání. Některé teoretické předpoklady byly současně experimentálně ověřeny na nově zprovozněných zařízeních ETL a MSO.

V roce 2018 bylo provedeno testování komplexního systému linky ETL za účelem optimalizace provozních podmínek s důrazem na jakost meziproduktů kaskádového zahušťovacího systému a konečné stabilizace v pevné fázi geopolymerních a polysolixanových matric. Výsledek byl zpracován v metodice o zpracování kapalných odpadů. Na bezplamenné technologii MSO bylo za rok 2018 provedeno celkem 16 experimentů, zahrnujících především oxidaci pevných odpadů s odlišným složením na vstupu. Celá etapa řešení byla navíc popsána v metodice o bezplamenném zpracování odpadů.

V následujícím roce 2019 bylo provedeno celkem 13 scale-up experimentů solidifikačního zařízení za účelem stabilizace pevných RAO v novém druhu matrice. Použitá pojiva byla založena na hlinitokřemičitých a silikátových materiálech kvůli jejich vlastnostem, které předpokládají vhodné tepelné, mechanické a vyluhovací charakteristiky. Použitým odpadem určeným ke stabilizaci byly druhy iontoměničů s odlišným chemickým složením a alkalické soli, které jsou produkovány tepelným procesem MSO pro zpracování radioaktivních organických odpadů. Předmětem experimentů byla optimalizace solidifikačního procesu s důrazem na poměrové složení pl-



Obr. 4: Užitný vzor injektorového systému pro dávkování RAO do zařízení MSO

niva, pojiva a aktivátoru. Z experimentů bylo zřejmé, že nalezení vhodného složení je klíčové pro konečnou podobu matrice s požadovanými vlastnostmi. Dále bylo prokázáno, že k vybranému pojivu se váže pouze jeden druh odpadu určený ke stabilizaci. Hlinitokřemičitany svými vlastnostmi poukazují na použitelnost pro anorganické odpady o určité zrnitosti a polysiloxany jsou vhodné ke stabilizaci organických odpadů s obsahem volně vázané vody do 20 ml/kg % hm.

Jako vyvrcholení všech aktivit týkajících se zvýšení účinnosti zpracovávání odpadů byly započaty práce na užitném vzoru. Předmětem tohoto užitného vzoru je způsob solidifikace radioaktivních a nebezpečných odpadů, zejména nasycených iontoměničů nebo odpadních solí z havarijních roztoků z jaderných elektráren, s použitím geopolymeru. Ty jsou připravovány alkalickou aktivací kaolinitických prekurzorů či vhodných popílků za vzniku téměř amorfní trojrozměrné anorganické polymerní sktruktury, která je tvořena alkalickými hydratovanými aluminosilikáty. Jejich struktura závisí na typu polymerace a na poměru křemíku a hliníku v konečném produktu. Mezi pozitivní vlastnosti geopolymeru patří nehořlavost, odolnost vůči vysokým teplotám a agresivnímu prostředí, nízká pórovitost, hutná mikrostruktura, odolnost vůči rozmrazovacím cyklům a nízká permeabilita. Vyluhovatelnost kontaminantů z geopolymerní matrice je obvykle nižší než při použití cementové matrice. Určitou nevýhodou geopolymerního pojiva je nižší komerční dostupnost.

Další aktivity se zabývaly zvýšením citlivosti analytiky prahových koncentrací prvků v různých matricích. Tyto aktivity jsou využívány nejenom pro analytické potřeby běžících výzkumných projektů, ale zejména jako podpora České republiky v rámci kontroly dodržování smlouvy o nešíření jaderných zbraní. Již v roce 2016 započaly práce na analýze uranových mikroskopických částic metodami Fission Track a hmotnostní spektrometrií sekundárních iontů (SIMS). Byla provedena řada experimentů s mikroskopickými uranovými částicemi, čímž bylo získáno množství dat, která jsou nezbytná pro vytvoření vlastní metodiky analýzy uranových mikroskopických částic. Zároveň byly otestovány a provedeny analýzy mikroskopických uranových částic pomocí nově instalovaného hmotnostního spektrometru sekundárních iontů (SIMS). V roce 2017 probíhaly další experimenty, které navazovaly na předchozí provedené expe-

rimenty z roku 2016. Byly otestovány všechny kroky tvořící ucelenou metodiku uranových mikroskopických částic metodami Fission Track a SIMS.

V roce 2018 byl výzkum rozšířen o získání prvních zkušeností s plutoniovými mikroskopickými částicemi, což bylo velmi obtížné nejenom z hlediska radiační ochrany, ale také z hlediska toxicity samotných analyzovaných částí plutonia. V tomto roce byla navázána spolupráce se specializovanou laboratoří Mezinárodní agentury pro atomovou energii (IAEA), čímž došlo k zaměření se na prověření vlastní metodiky Fission Track na mezinárodní úrovni. Dále byla navázána úzká spolupráce s Japonskou agenturou pro atomovou energii (JAEA) s cílem společného provozování metodiky Fission Track v kombinaci s hmotnostní spektrometrií s termální ionizací (TIMS – Thermal Ionization Mass Spectrometry). Vzápětí byla společně s JAEA zahájena akreditace metodiky FT-TIMS pro uranové částice pro síťové analytické laboratoře (NWAL – NetWork of Analytical Laboratories) IAEA.

V roce 2019 pokračoval vývoj dalších metod stanovení velmi nízkých koncentrací prvků. Byla vyvinuta metodika založená na skenovacím elektronovém mikroskopu s energiově disperzním detektorem rentgenového záření (SEM–EDX) a na samostatném použití SIMS vybaveným softwarem na automatické měření částic (APM – Automated Particle Measurement). Kromě toho byly vyvíjeny analytické postupy pro stanovení nízkých koncentrací toxických prvků v přírodních materiálech a předběžné výsledky prezentovány v samostatné publikaci. V roce 2019 se také podařilo splnit kvalifikační požadavek NWAL IAEA na provozování metodiky FT-TIMS společně s JAEA pro uranové částice. Společně s JAEA byla zahájena akreditace metodiky FT-TIMS, tentokrát pro plutoniové částice.

V současné době probíhá formální certifikace pod certifikační autoritou Státního úřadu pro jadernou bezpečnost u následujících metodik:

- Stanovení izotopů uranu v environmentálních stěrech pomocí metody APM SIMS.
- Stanovení izotopů uranu v environmentálních stěrech pomocí metody FTA SIMS.
- Identifikace a lokalizace dlouhodobých radionuklidů v environmentálních vzorcích pomocí SEM-EDX.
- Stanovení nízké koncentrace americia v environmentálních vzorcích metodou ICP-MS.
- Stanovení nízké koncentrace europia v environmentálních vzorcích metodou ICP-MS.
- Stanovení nízké koncentrace kobaltu v environmentálních vzorcích metodou ICP-MS..

Zároveň probíhá vyhodnocování kvalifikačních testů na provozování metodiky FT-TIMS společně s JAEA v rámci NWAL IAEA.

Předkládaná publikace shrnuje aktivity programu Jaderný palivový cyklus v rámci projektu R4S, který je zaměřen na výzkum a vývoj v oblasti tzv. zadního konce jaderného palivového cyklu, do kterého patří především nakládání s radioaktivními odpady a použitým jaderným palivem. Ve svém poli působnosti pokrývá program JPC všechny důležité oblasti od vývoje technologií pro nakládání s problematickými radioaktivními odpady a technologií pro výraznou redukci objemu radioaktivních odpadů přes geologické ukládání vysoceaktivních odpadů a použitého jaderného paliva až k vývoji vysokoteplotních separačních technologií transuranů a štěpných produktů. V rámci projektu R4S byly zprovozněny unikátní laboratoře a přístroje, významným způsobem byly vybudovány špičkové týmy vědců, kteří společným úsilím posouvají hranice poznání ve světovém měřítku s důrazem na environmentální důsledky jaderné energetiky.

Prezentované 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.

Zkoušky radiační odolnosti solárních článků pro vesmírné aplikace

Ing. Michaela Rabochová, Ing. Evžen Novák, MBA, Ing. Martin Magyar, Bc. Lukáš Procházka

Radiační odolnost komponent určených pro vesmírné technologie získává v současnosti na významu vzhledem k použití levnějších a snadněji dostupných komponent. Tento trend souvisí s rozvojem nových přístupů ke stavbě malých družic, tzv. CubeSatů, za jejichž vznikem již často nestojí jen renomované a ve vesmírném průmyslu etablované společnosti, ale naopak i vědecko-výzkumné organizace či konsorcia menších soukromých společností, univerzit a škol. Sílící požadavky na výdrž, stabilitu a životnost satelitů, a zároveň tlak na co nejnižší pořizovací cenu, kladou důraz na použití snadno dostupných, ale zároveň prověřených dílů s prokázanou odolností v daném rozsahu předpokládaných provozních podmínek. Jednou z mála společností zabývajících se testováním komponent na odolnost vůči gama a neutronovému záření je Centrum výzkumu Řež s.r.o.

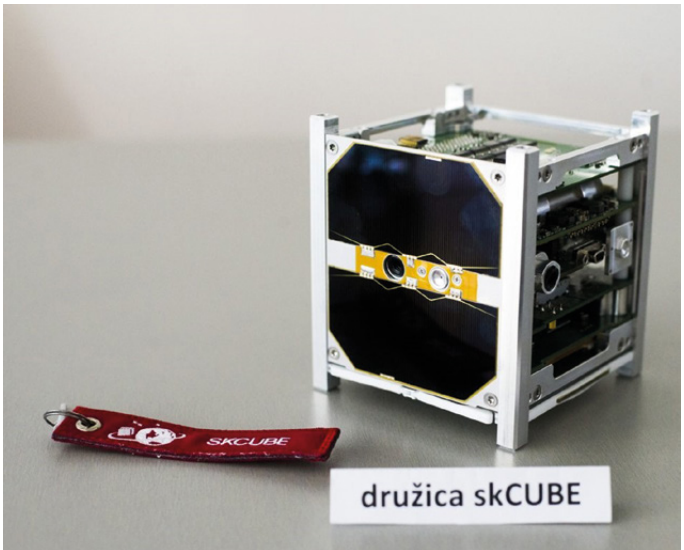
The radiation resistance of space technology components is gaining importance nowadays. This trend is related to the development of new approaches to the construction of small satellites, the so-called CubeSat, whose creation is often caused by already renowned and space-based companies, but on the contrary, scientific research organizations or consortia of smaller private companies, universities, and schools. The increasing demand for satellite durability, stability, and lifetime, as well as the lowest purchase price, emphasizes the use of readily available but also proven durable components within a range of expected functional conditions. Research Centre Řež, tests components for resistance to gamma and neutron radiation.

1. ÚVOD

Projekt radiačního testování solárních článků dedikovaných vesmírným aplikacím byl započat v roce 2018. Předmětem studia byla radiační odolnost eskalovanými dávkami gama záření s aktivitou zdroje 168 TBq. Výsledky byly nečekaně překvapivé ve prospěch značné odolnosti vzorků, a proto vznikl v roce 2019 navazující projekt zaměřený na další složku kosmického záření, tentokráte neutrony. Cílem bylo zjistit, zda a do jaké míry jsou solární články vůči tomuto typu záření odolné a jakým způsobem se degradace materiálu, z něhož jsou vyrobeny, projevuje na jejich elektrických vlastnostech.

2. POUŽITÉ VZORKY A TECHNICKÉ VYBAVENÍ

Do studie vlivu neutronového záření na solární články byly zahrnuty dva typy. Prvním typem byl 3G30A vyrobený v německé společnosti AZUR SPACE Solar Power GmbH [1], druhým pak typ SMX TASC-02X25 společnosti SPECTROLAB, Inc. [2], patřící do holdingu Boeing Corp. Důvodem pro výběr uvedených typů byl předchozí záměr jejich využití pro instalaci na první slovenskou družici skCUBE (obr. 1) společností RMC s.r.o., která pro tento satelit zajišťovala primární zdroj elektrické



Obr. 1: Solární články na skCUBE (6).

Obr. 2: Kosmodrom Šríharikota, odkud startovala skCUBE (7).

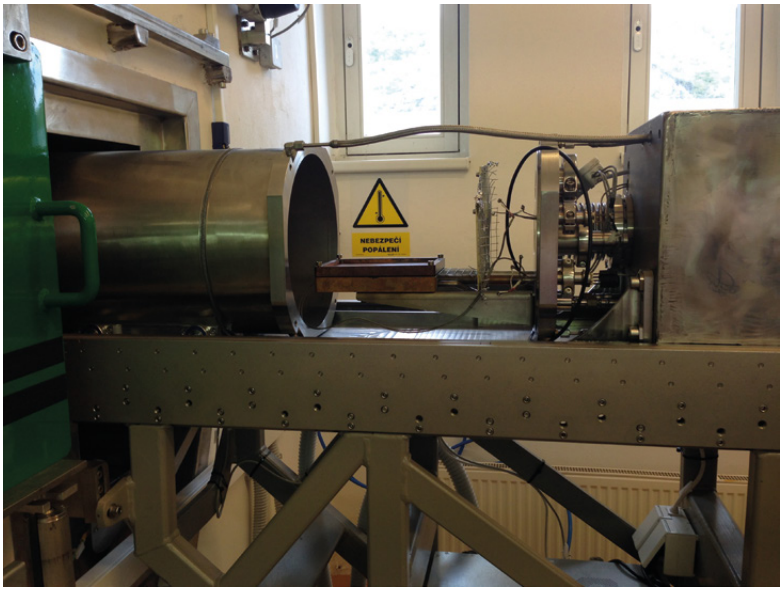
energie ze solárních článků, nabíjení baterií a napájecí zdroj. Slovenská společnost RMC [3] je partnerem Centra výzkumu Řež (CVŘ) [4] v obou projektech zaměřených na radiační odolnost solárních článků. Jako zdroj elektrické energie pro skCUBE byly nakonec vybrány solární články od společnosti AZUR SPACE. CubeSat byl po kompletaci vypuštěn 23. června 2017 na oběžnou dráhu Země z indického kosmodromu Šríharikota (nebo Satish Dhawan Space Centre) [5], obr. 2.

2.1 GAMA ZÁŘENÍ A JEHO VLIV NA SOLÁRNÍ ČLÁNKY

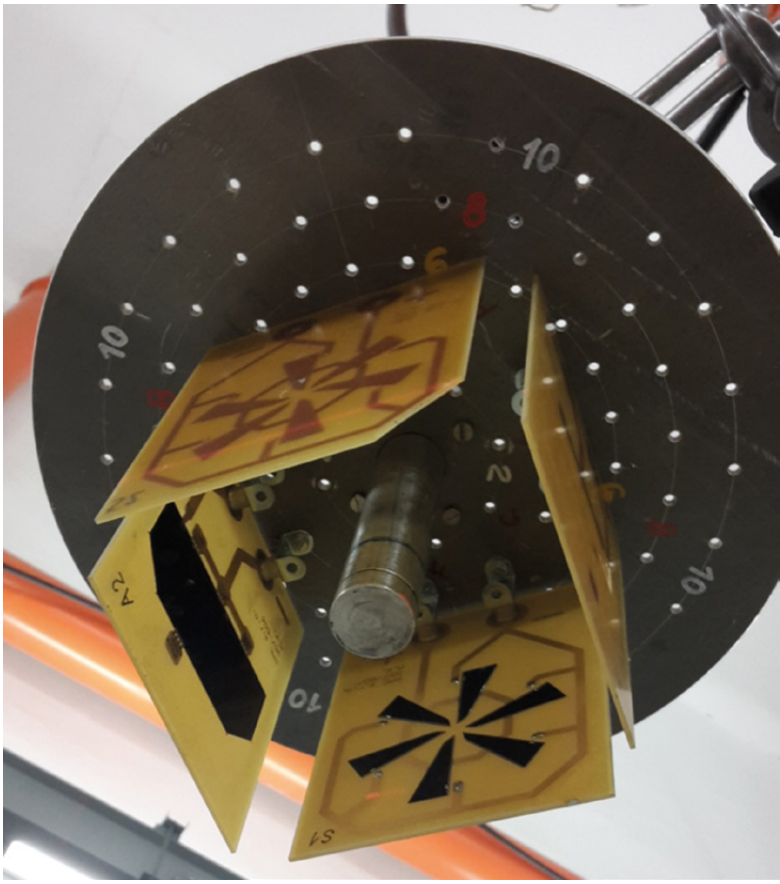
V prvním projektu bylo hlavním tématem posouzení vlivu záření gama na oba typy solárních článků AZUR SPACE a SPECTROLAB. Pro testování bylo připraveno 6 ks solárních článků AZUR SPACE a 36 ks SPECTROLAB. Testování bylo provedeno v laboratoři Gama ozařovna Malý kobalt CVŘ, která disponuje unikátním zařízením nazývaným „experimentální box". Jde o válcovou dvouplášťovou nerezovou schránku, v jejímž vnitřním prostoru lze simulovat v širokém rozsahu různé podmínky vnějšího prostředí. Box je možné vyhřát až na teplotu +400 °C, nebo naopak zchladit vháněním tekutého dusíku mezi pláště válce na kryogenní teplotu až do -196 °C. Prostřednictvím turbomolekulární výměny je také uvnitř boxu možné dosáhnout vysokého stupně vakua. Podrobnější informace o této technologii lze najít ve vydání Československého časopisu pro fyziku 3/2018.

2.2 NEUTRONOVÉ ZÁŘENÍ A SOLÁRNÍ ČLÁNKY

V druhém projektu bylo předmětem zájmu posouzení vlivu neutronového záření na elektrické vlastnosti solárních článků. Projekt navazoval na předchozí výzkum se zářením gama a z tohoto důvodu byly použity pro projekt stejné vzorky. Absorbovaná dávka, při které se očekávaly pozorovatelné změny, byla stanovena ve výši 12 Gy. Kvůli prostorovým (geometrii) a časovým možnostem ozařování bylo nutno zredukovat počty vzorků typu AZUR SPACE a SPECTROLAB na 3 ks od každého typu. Ve větší vzdálenosti od zdroje neutronů (~ 10 cm) jsou ploché vzorky



Obr. 3: Vzorky před ozařováním v Gama ozařovně. >



Obr. 4: Vzorky před ozařováním v Laboratoři neutronových generátorů. v

o rozměrech cca 8 × 4 cm, resp. s průměrem cca 7 cm, ozářeny rovnoměrněji než např. ve 2 cm, avšak doba ozařování pro dosažení absorbované dávky 12 Gy dosahuje hodnot desítek hodin. Ozařování probíhalo v Laboratoři neutronového generátoru CVŘ. Jako zdroj záření byl použit izotopický zdroj neutronů ^{252}Cf s emisí Q = 0,6E8 n/s se střední energií E_n = 2,1–2,37 MeV. Zdroj neutronů (rozměr vnějšího pláště cca ø 9 × 20 mm) byl přepravován ze stínicho kontejneru do ozařovací pozice pneumatickou potrubní poštou v hliníkovém přepravním pouzdru (cca ø 14 × 35 mm).

3. PRŮBĚH TESTOVÁNÍ

V případě studie vlivu gama záření na vlastnosti solárních článků bylo rozhodnuto o ozařování při dvou teplotách: +35 ˚C a -35 ˚C. Tyto teploty vycházejí z údajů teplotních čidel švýcarského CubeSatu měřících teplotu (ohřátí/ochlazení) vnějšího pláště družice s polární dráhou letu v případech, když je vystavena slunečnímu záření, a naopak, když se nachází ve stínu Země. Tato data byla získána prostřednictvím společnosti RMC Vzorky byly rozděleny do dvou stejně početných sad a umístěny do experimentálního boxu (obr. 3), přičemž jedna sada byla ozařována při teplotě +35 ˚C a druhá při -35 ˚C. Vzorky byly ozařovány pro dosažení absorbovaných dávek ve výši 0,5, 1, 2, 10 a 30 kGy. Po každém ozáření na stanovenou dávku byly vzorky transportovány do laboratoře společnosti RMC, která poskytla samotné vzorky solárních článků zbývající po konstrukci slovenského cubesatu skCUBE a která také vyvinula speciální osvitovou komoru pro měření elektrických vlastností (voltampérové charakteristiky a výkonu) solárních článků.

Testování vzorků v neutronovém záření (poli) pak probíhalo obdobně, ovšem pouze za pokojové teploty. V případě neutronového záření bylo třeba postupovat po nižších dávkách (ve výši 0,1, 0,3, 1 a 12 Gy), neboť nebyly k dispozici studie vlivu neutronů se střední energií 2,1–2,37 MeV na materiál testovaných typů solárních článků. Na koncovce potrubní pošty, do které se tlakem vzduchu přemisťuje přepravní pouzdro s neutronovým zdrojem ^{252}Cf, byl připevněn kruhový hliníkový držák zajišťující polohu ozařovaných vzorků ve zvolené vzdálenosti (obr. 4). Časy ozařování pro dosažení požadovaných absorbovaných dávek byly pro danou pozici vzorků stanoveny z fluence v daném místě (MCNP výpočet) a aktuální emise zdroje neutronů a pohybovaly se od jednotek až do desítek hodin. Stejně jako v případě prvního projektu byly elektrické vlastnosti vzorků po každém ozáření na požadovanou dávku vyhodnoceny v osvitové komoře společnosti RMC.

4. VÝSLEDKY MĚŘENÍ ELEKTRICKÝCH VLASTNOSTÍ VZORKŮ PO OZÁŘENÍ

Cílem obou projektů bylo zhodnocení vlivu gama a neutronového záření, tedy dvou složek kosmického záření, na elektrické parametry solárních článků určených pro použití ve vesmíru. Byla provedena porovnání naměřených výsledků a jejich srovnání v neozářeném stavu a po ozáření při dosažení různých absorbovaných dávek vybraných pro jednotlivé složky záření. Na jejich základě bylo stanoveno, zda a do jaké míry u vybraných typů solárních článků došlo k degradaci jejich vlastností.

Výsledky týkající se ozařování solárních článků gama zářením byly značně překvapivé. Teplota +35 °C a -35 °C neměla vliv na testované vzorky. Má se tím za prokázané, že CubeSat může cyklicky střídat teploty v rámci tohoto rozsahu bez vlivu na elektrické vlastnosti jeho solárních článků. Výsledky měření v osvitové komoře ukazují na značnou radiační odolnost měřených solárních článků. V grafech Graf 1 a Graf 2 jsou uvedeny voltampérové charakteristiky solárních článků AZUR SPACE a SPECTROLAB pro různé absorbované dávky gama záření. Rozdíly v hodnotách vybraných elektrických parametrů vzorků mezi neozářeným stavem (0 kGy) a po ozáření na maximální dávku (30 kGy) jsou uvedeny v tabulce Tab. 1.

Podobně jako pro gama záření jsou výsledky měření po ozařování solárních článků v poli neutronů uvedeny v tabulce Tab. 2 a v grafech Graf 3 a Graf 4.

5. ZÁVĚR

Srovnáním naměřených dat lze konstatovat, že solární články testovaných typů AZUR SPACE a SPECTROLAB vykazují značnou radiační odolnost a robustnost v rozsahu a podmínkách provedených testů.

Testování odolnosti vůči radiaci se jeví jako čím dál důležitější disciplína ve vesmírném průmyslu vzhledem k trendu využívání levnějších a dostupnějších komponent. S rychlým rozvojem různých vesmírných projektů, které jsou cíleny zejména na podporu univerzit, malých a středních podniků, v nichž jsou často využívány nikoliv certifikované, ale běžně dostupné komponenty, je provádění takových testů důležité pro predikci odolnosti a zejména předpokládané životnosti těchto komponent, tj. jednotlivých částí satelitu, nebo celého satelitu či CubeSatu.

Protože solární články patří mezi základní funkční prvky každého CubeSatu, mohou testy prováděné v gama a neutronových laboratořích CVŘ přinést nejen odpovědi na vědecké otázky z oblasti materiálových věd, ale také cenné informace pro výrobce a konstruktéry umělých družic Země.

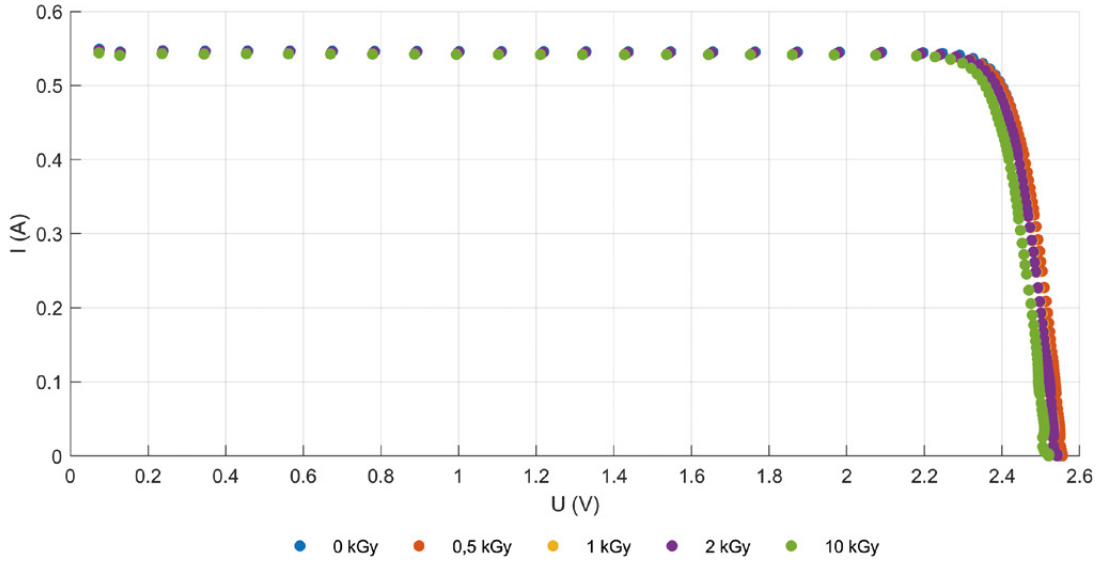
Tab. 1: Vliv ozáření gama – max dávka 30 kGy

Typ vzorku	Pokles napětí naprázdno	Pokles proudu nakrátko	Pokles výkonu	
	[%]	[%]	[W]	[%]
AZUR SPACE	-2,3	-1,3	1,247 → 1,201	-3,69
SPECTROLAB	-2,5	-2,7	0,489 → 0,471	-3,68

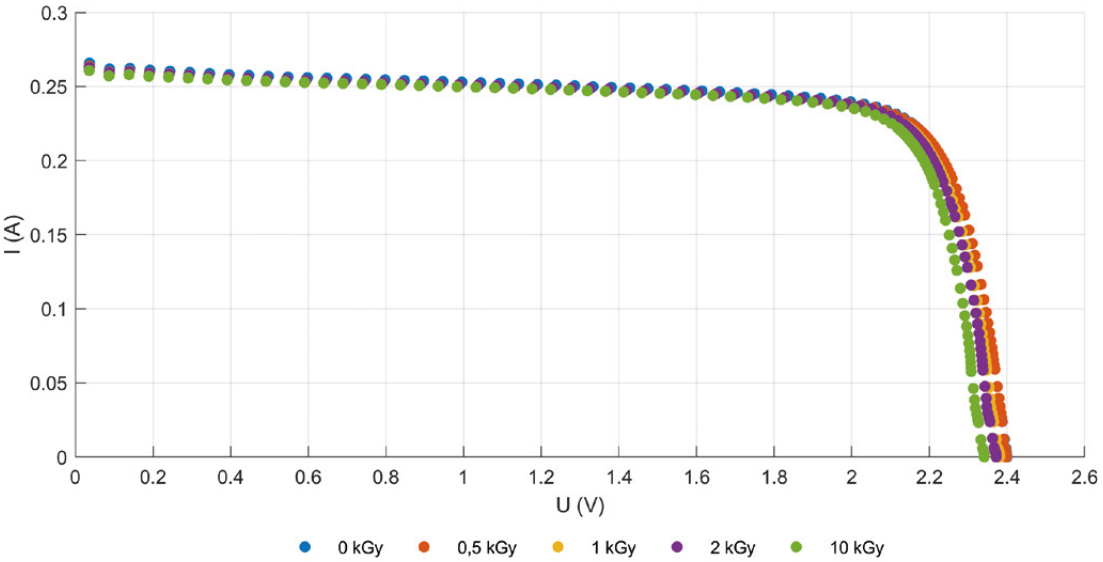
Tab. 2: Vliv ozáření neutrony – max dávka 12 Gy

Typ vzorku	Pokles napětí naprázdno	Pokles proudu nakrátko	Pokles výkonu	
	[%]	[%]	[W]	[%]
AZUR SPACE	-2,1	-0,5	1,204 → 1,156	-3,99
SPECTROLAB	-2,5	+0,9	0,471 → 0,449	-4,67

Graf 1: Voltampérová charakteristika vzorků solárních článků Azur Space – ozařování gama zářením.

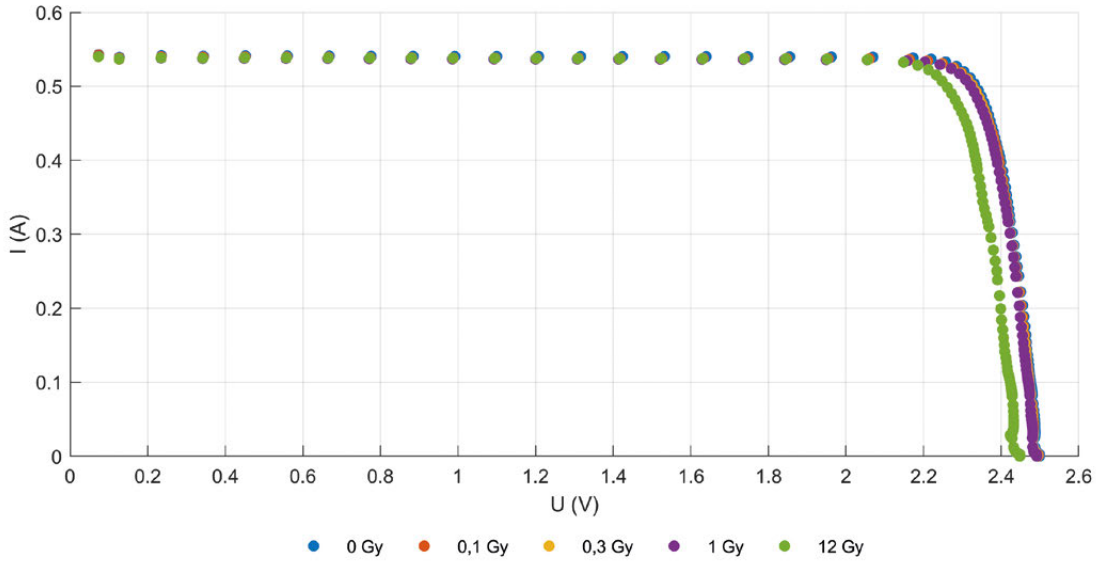


Graf 2: Voltampérová charakteristika vzorků solárních článků Spectrolab – ozařování gama zářením.

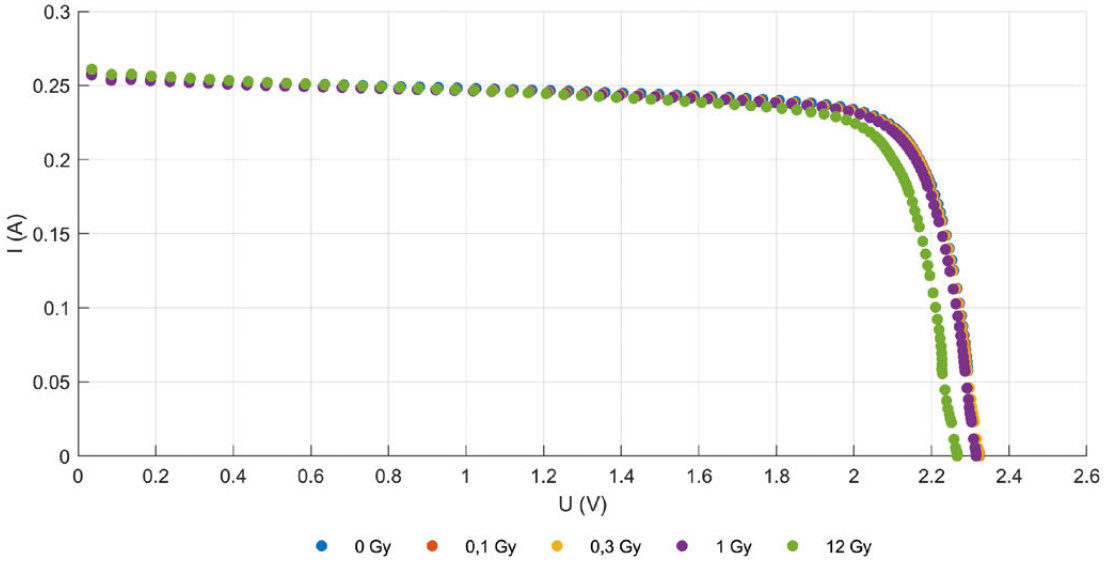


Reference:
[1] AZUR SPACE. We Develop Future From Space To Earth. AZUR SPACE SOLAR POWER GMBH. [Online] [Citace: 6. 4. 2020.] http://www.azurspace.com/index.php/en/.
[2] SPECTROLAB. Home. SPECTROLAB A Boeing Company. [Online] [Citace: 6. 4. 2020.] https://www.spectrolab.com/.
[3] RMC. Home. RMC, s.r.o. [Online] [Citace: 6. 4 2020.] http://www.rmc.sk/.
[4] CVŘ. Home. Centrum výzkumu Řež s.r.o. [Online] [Citace: 6. 4 2020.] http://cvrez.cz/.
[5] Dušan Majer. 500 vesmírných dní českého a slovenského cubesatu. Kosmonautix.cz. [Online] 5. 11. 2018. [Citace: 6. 4. 2020.] https://www.kosmonautix.cz/2018/11/500-vesmirnych-dni-ceskeho-a-slovenskeho-cubesatu/.
[6] Jakub Kotian TASR. The first Slovak satellite goes into orbit. The Slovak Spectator. [Online] 22. 6. 2017. [Citace: 6. 4. 2020.] https://spectator.sme.sk/c/20565893/after-five-years-of-construction-skcube-is-ready-to-fly.html.
[7] Stephen Clark. India's PSLV Poised For Launch With 29 Satellites. Spaceflight now. [Online] 31. 3. 2019. [Citace: 6. 4. 2020.] https://spaceflightnow.com/2019/03/31/indias-pslv-poised-for-launch-with-29-satellites/.

Graf 3: Voltampérová charakteristika vzorků solárních článků Azur Space – ozařování neutrony.



Graf 4: Voltampérová charakteristika vzorků solárních článků Spectrolab – ozařování neutrony.



Prezentované 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.

Tento príspevok vznikol vďaka podpore v rámci operačného programu Výskum a vývoj pre projekt: „Výskum technologickej základne pre návrh aplikácií využívania obnoviteľných zdrojov energie v praxi“, s kódom ITMS: 26220220083, spolufinancovaný zo zdrojov Európskeho fondu regionálneho rozvoja.

Jak a proč se v Řeži zkouší beton?

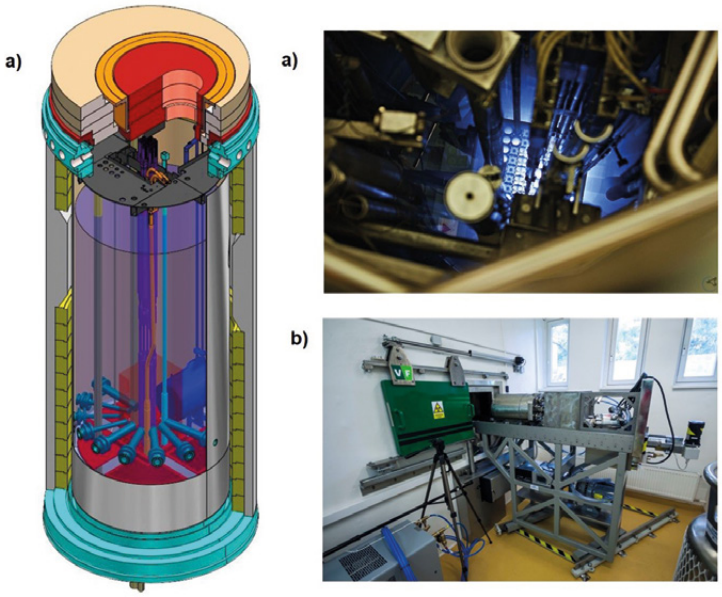
Ing. Zbyněk Hlaváč, Ph.D., Ing. Mgr. Jan Patera, Mgr. Patricie Halodová, Ph.D.

V rámci projektů SUSEN a R4S bylo v Centru výzkumu Řež (CVŘ) vyvinuto několik metodik nedestruktivního zkoušení ozářených vzorků betonu či kameniva. Jedná se zejména o využití nelineární metody dvoufrekvenčního směšování (NWMS), nelineární rezonanční ultrazvukové metody (NRUS), rezonanční zkoušky impakt-echo, ultrazvukové impulzní metody, pyknometrie s využitím vody či helia a rozměrového měření jednotlivých složek betonu pro posouzení celistvosti betonu v důsledku radiačního bobtnání (RIVE). Kvalifikované metody jsou potřeba pro charakterizaci chování betonu v průběhu ozařování, pro zlepšení radiační bezpečnosti a následné modelování účinků záření na beton.

Several methods for non-destructive testing of irradiated concrete or its aggregate samples have been developed in Research Centre Řež under the projects SUSEN and R4S. There are: non-linear wave modulation spectroscopy (NWMS), non-linear resonance ultrasonic spectroscopy (NRUS), resonance test impact-echo, ultrasonic pulse velocity measurement, water or helium pycnometry and dimension measurements to assess the integrity of concrete and radiation-induced volumetric expansion of concrete components (RIVE). To predict the behaviour of concrete with increasing time of irradiation, quantification and modelling of the radiation effects on concrete are required to improve the radiation safety.

ÚVOD

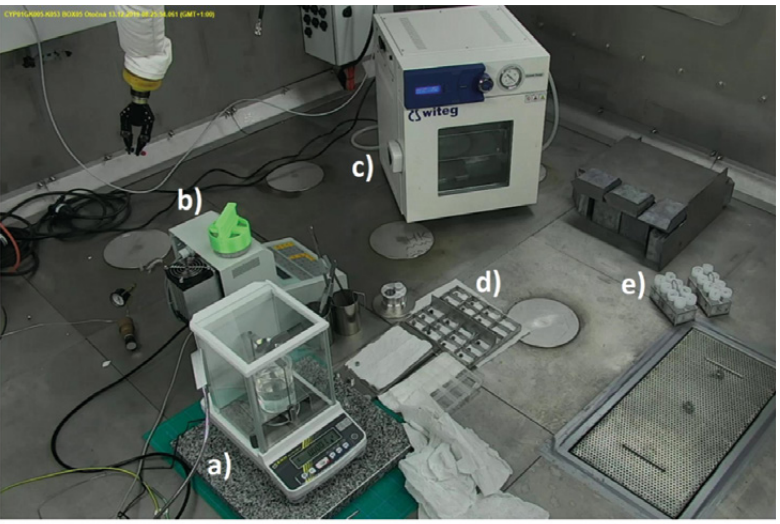
Pochopení degradačních jevů betonových konstrukcí, jako je první biologická stínící stěna a struktura podstavce tlakové nádoby reaktoru, bylo v posledních letech velmi žádoucí, protože tyto struktury mohou po 40 letech překročit úroveň ozáření 1e19 rychlých neutronů (E > 0,1 MeV) na cm^2. To se týká radiačních prostředí specifických pro zařízení na výrobu jaderné energie s vysokým tokem neutronů či vysokou dávkou gama záření po jejich dlouhodobém provozu [1]. Beton vystavený neutronovému ozáření je ovlivněn sekundárními gama paprsky a souvisejícím gama ohřevem. Pro vyhodnocení mechanismu degradace betonových konstrukcí musí být objasněny účinky neutronů, gama záření, zahřívání i sušení na fyzikální vlastnosti betonu a jeho složek (cementový tmel či kamenivo). Je potřeba provést zrychlené experimentální studie, aby bylo možné předpovědět účinek zvýšené dávky neutronů a gama záření při dlouhodobém provozu jaderných reaktorů. Pomocí níže uvedených nedestruktivních metod zkoumají vědci CVŘ účinky záření a tepla na vlastnosti betonu.

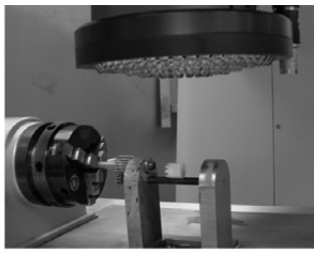


Obr. 1: Zrychlené ozařovací experimenty v Řeži: Výzkumný reaktor LVR-15 a), gama ozařovna b)

ZRYCHLENÉ OZAŘOVACÍ EXPERIMENTY A PIE BETONU V ŘEŽI

V CVŘ běží několik projektů zabývajících se vlivem ozáření na fyzikální či mechanické vlastnosti betonu. Zkušební vzorky jsou ozářeny ve výzkumném reaktoru LVR-15 (Obr. 1a). Jedná se o lehkovodní reaktor s nuceným chlazením a palivem IRT 4M se jmenovitým výkonem 10 MWt. Další experimenty se provádějí pomocí gama ozařování kobaltem Co-60, jehož nominální aktivita je 200 TBq



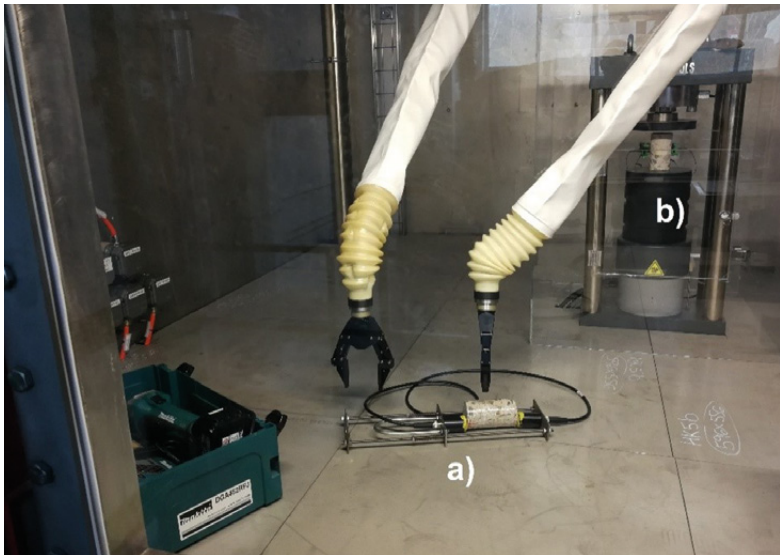


Obr. 2: Horké komory CVŘ: Nedestruktivní zkoušení vzorků po ozáření neutrony – vlevo heliová a vodní pyknometrie, analytické váhy a), heliový pyknometr b), vakuové sušení vzorků c), zkušební vzorky d) a e) – vpravo měření rozměrů ozářených vzorků

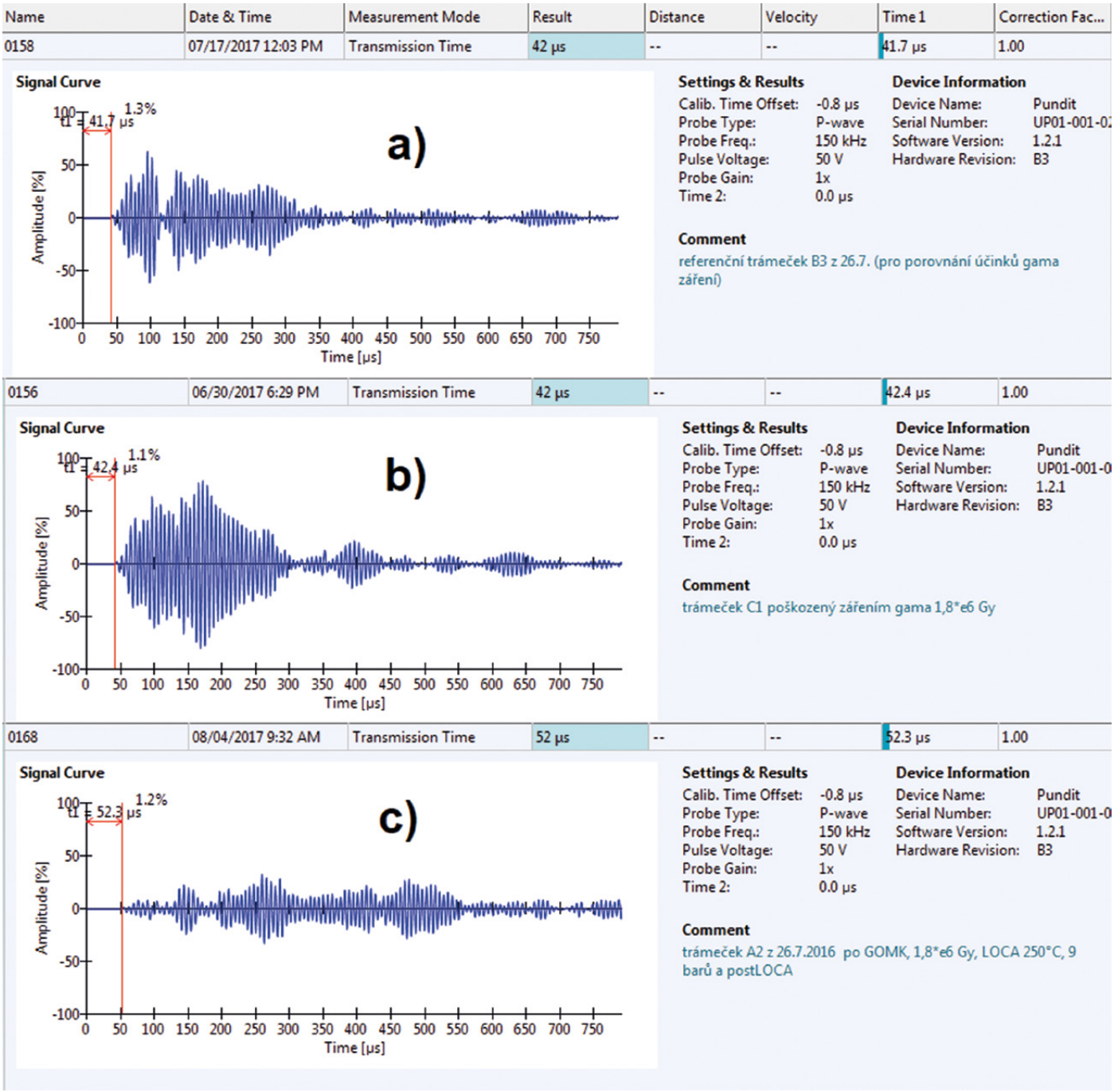
(Obr. 1b). Zkušební vzorky se poté podrobí vyšetření po ozařování (PIE) v zařízení horkých komor CVŘ. Hodnocení fyzikálních změn po ozáření zahrnuje přenos vzorku mezi čtyřmi různými horkými komorami vybavenými analytickými přístroji určenými pro měření jejich fyzikálních parametrů, jako je hmotnost, rozměry či hustota. Rozměrové měření se provádí pomocí 3D automatického vícesenzorového měřicího zařízení pro stanovení rozměrů zkušebních vzorků pomocí dotykové sondy. Měření hustoty, jako jednoho ze základních parametrů souvisejících s fyzikálními vlastnostmi betonu, se provádí pomocí heliové či vodní pyknometrie (Obr 2). Po nedestruktivním testování následují destruktivní zkoušky za účelem vyhodnocení změn pevnosti v tlaku či v tahu po ozáření. Dále pak popis strukturálních změn základních složek (minerálního složení) rentgenovými difrakčními metodami (XRD) a spektroskopickými metodami jako je Ramanova spektroskopie, infračervená spektroskopie Fourierovou transformací (FTIR) a energeticky disperzní spektroskopie (EDX). Kombinací všech metod charakterizace jsme schopni sledovat procesy degradace betonu s rostoucí hladinou ozáření a předpovědět chování v čase i změny integrity betonových konstrukcí používaných v jaderných zařízeních.

MĚŘENÍ BETONU ULTRAZVUKOVOU IMPULZNÍ METODU

Základní fyzikální vlastností materiálu je rychlost šíření elastických vln. Ultrazvuková impulsní metoda využívá této vlastnosti, jednak aby stanovila mechanické vlastnosti jako třeba modul pružnosti nebo pevnost v tlaku, jednak aby sledovala změny fyzikálních vlastností, doby průchodu impulsu či rychlosti impulsu v betonu. Je možné tak sledovat, co se děje s betonem v čase, během zrání, během ozařování či po vážné nehodě v jaderné elektrárně (Obr. 4). Metoda je značně robustní, proto ji můžeme využívat i v radioaktivním prostředí horkých komor (Obr. 3).



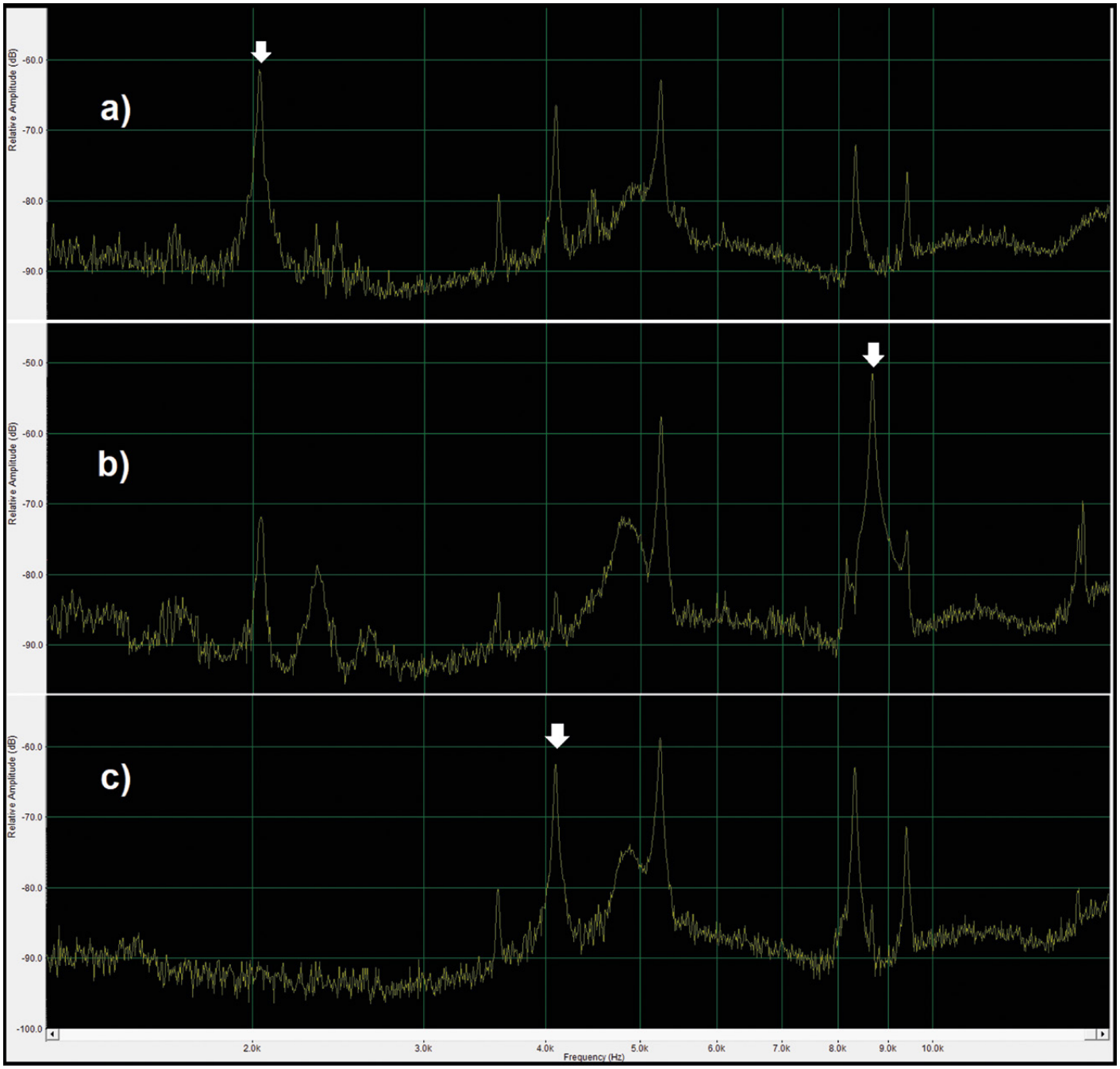
Obr. 3: Horké komory CVŘ: Nedestruktivní zkoušení vzorků ultrazvukovou impulsní metodou a), destruktivní zkoušení betonu v hydraulickém lisu – modul pružnosti



Obr. 4: Ultrazvuková impulsní metoda: Signál po průchodu zdravým vzorkem a), vzorkem ozářeným dávkou 1,8 MGy záření gama b), ozářeným 1,8 MGy a podrobeným simulaci ztráty chladiva reaktoru LOCA «pára + 250 ˚C + 9 barů» c)

REZONANČNÍ METODA IMPAKT-ECHO

Tuto metodu využívá CVŘ pro zkoušení buď neaktivních vzorků, nebo vzorků po ozáření v gama ozařovně. I tato metoda využívá elastických vln podobně jako ultrazvuková impulsní metoda, zde však hraje roli i charakter a tvar kmitání celého vzorku, ne pouze jeho části (Obr. 5). Metoda je proto vhodná ke zkoušení pravidelných těles, nejlépe válců či hranolů (Obr. 6). S její pomocí je možné z podélného či příčného kmitání vzorku odhadnout modul pružnosti materiálu, z torzního kmitání pak modul ve smyku nebo Poissonův poměr příčné a podélné deformace. Dále je možné stanovit homogenitu různých sad vzorků, jejich stárnutí s časem či poškození gama zářením nebo zvýšenou teplotou (stejně jako u ultrazvukové metody).

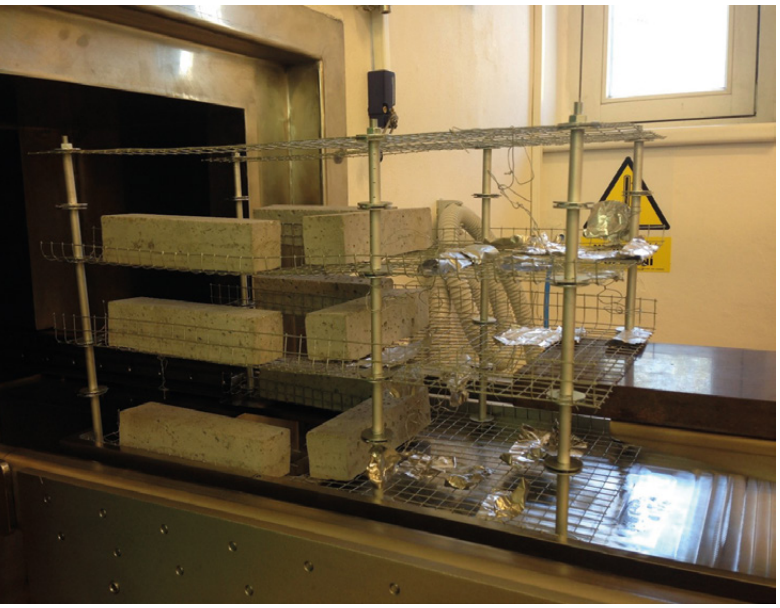


Obr. 5: Rezonanční metoda impakt-echo: Odezva různých způsobů kmitání betonového trámečku ozářeného 1,8 MGy zářením gama – příčné kmitání a), podélné kmitání b), torzní kmitání c)

METODA DVOUFREKVENČNÍHO SMĚŠOVÁNÍ NWMS

Tato metoda slouží k rozpoznání mikroporuch ve zkoumaném materiálu. Využívá opět šíření elastických vln, nyní však i část jejich plastického chování. Při vybuzení dvou signálů v porušeném betonu, který se nechová dostatečně lineárně (pružně), dojde k rozdílné odezvě oproti stejnému případu v materiálu bez mikroporuch (Obr. 8).

Na frekvenčním spektru se vytvoří postranní pásy (intermodulace) kolem hlavních frekvenčních vrcholků. Porovnáním výšky jejich amplitudy získáme nelineární koeficient beta, jehož výše určuje stupeň poškození materiálu. Metodou NWMS je nyní možné zkoušet beton biologického stínění jaderného rektoru typu VVER (Obr. 7). Probíhá příprava prací v horkých komorách a zařazení do zrychlených ozařovacích experimentů.



Obr. 6: Gama ozařovna: Betonové trámečky 40 × 40 × 160 mm při vkládání do gama ozařovny se zářičem kobalt 60 jehož nominální aktivita je 200 TBq

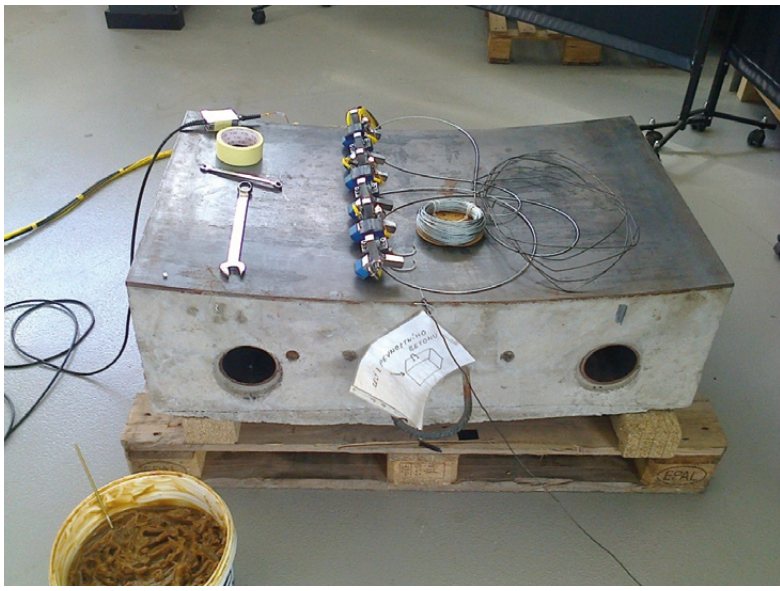
NELINEÁRNÍ REZONANČNÍ ULTRAZVUKOVÁ METODA

Metoda NRUS také porovnává lineární a nelineární chování materiálu, a sice postupným zvyšováním budící amplitudy v oblasti rezonanční frekvence vzorku. Výsledkem je několik rezonančních vrcholků nad sebou, každý z nich buzený jinou amplitudou (Obr. 9). Nelinearita materiálu je provázena snížením rezonanční frekvence při silnějším buzení. Zdravý materiál reaguje na různé intenzity buzení pořád stejně (lineárně).

Všechny výše představené nedestruktivní metody využívá Centrum výzkumu Řež pro testování betonů konstrukcí jaderných zařízení a úložišť radioaktivního odpadu, pro zrychlené ozařovací experimenty i pro vývoj dalších materiálů či nových perspektivních metod.

Vývoj prezentovaných metod byl finančně podpořen Ministerstvem školství, mládeže a tělovýchovy ČR – projekt LQ1603 Výzkum pro SUSEN. Práce byla realizována na velké infrastruktuře Udržitelná energetika (SUSEN), vybudované v rámci projektů CZ.1.05/2.1.00/03.0108 a CZ.02.1.01/0.0/0.0/15_008/0000293.

Použité vzorky betonu byly vyrobeny a testovány v rámci projektu VI20192022154 „Kontrola betonu biologické ochrany po ozáření neutrony z jádra reaktoru“.

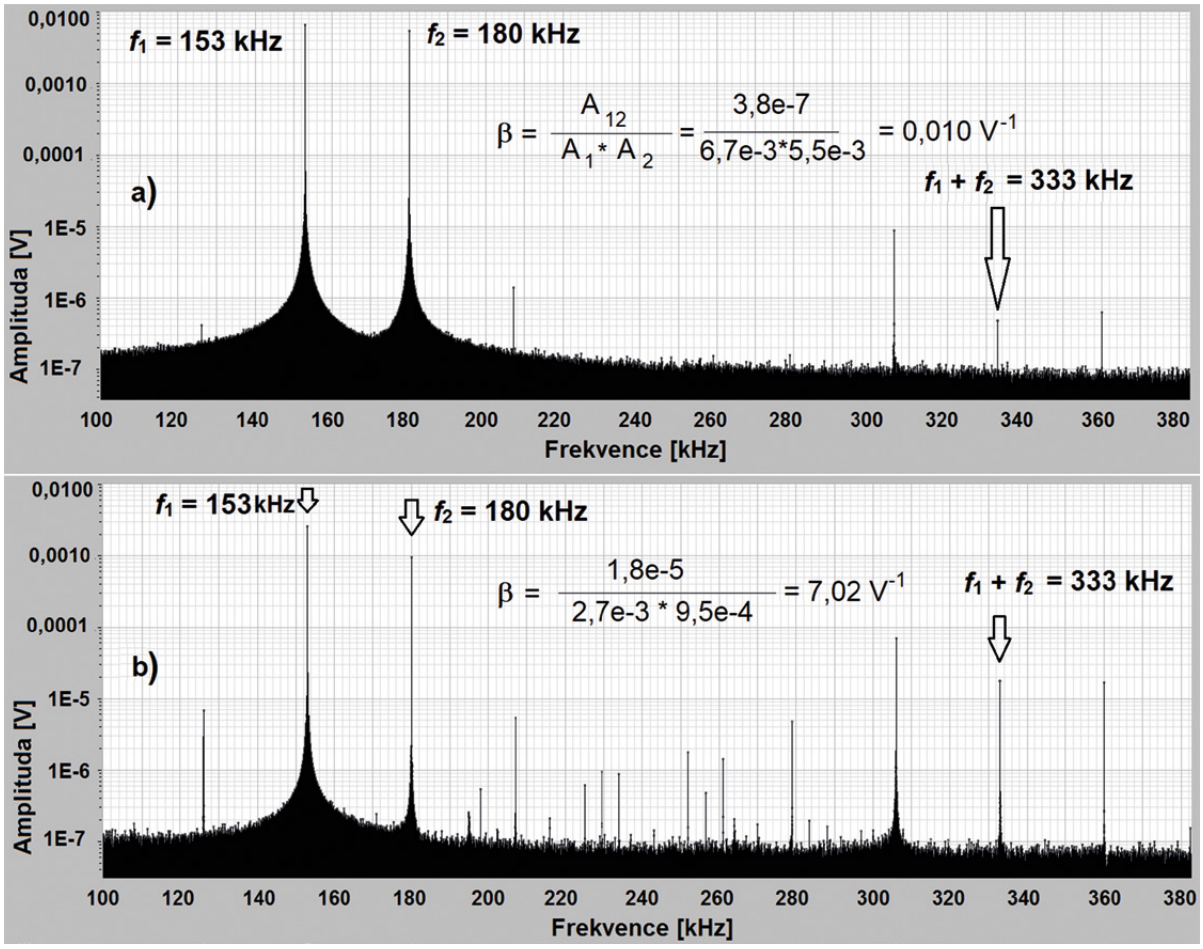


Obr. 7: Metoda NWMS aplikovaná pomocí manipulátoru Horymír v modelu šachty reaktoru VVER-1000 Jaderné elektrárny Temelín

Reference:

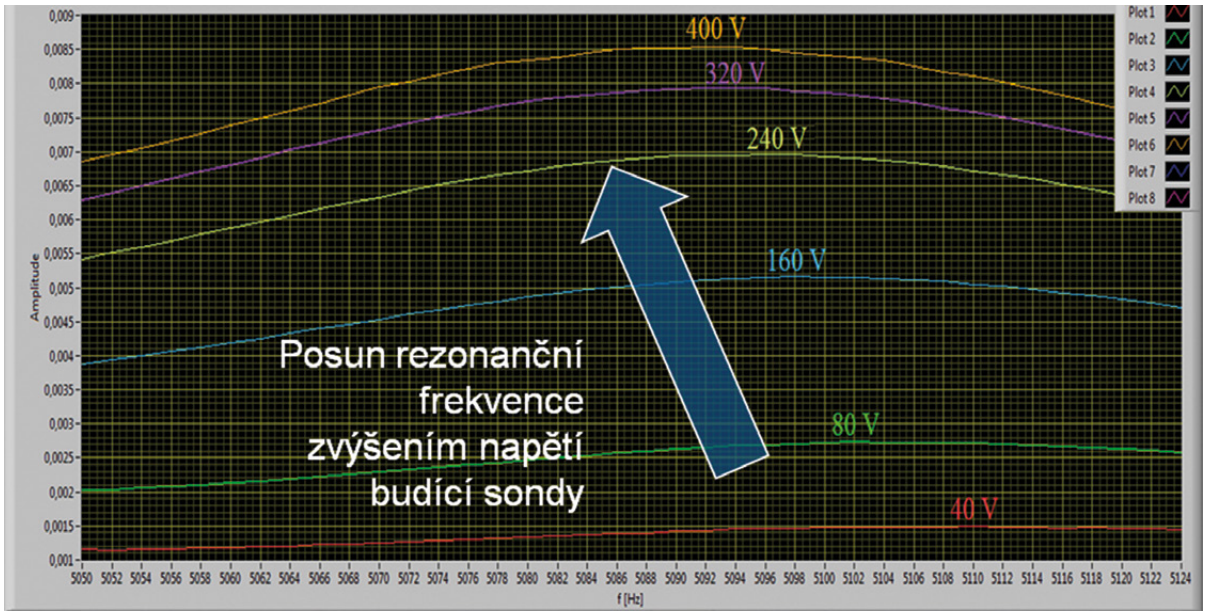
[1] Maruyama, I., Kontani, O., Takizawa, M., Sawada, S., Ishikawao, S. Development of soundness assessment procedure for concrete members affected by neutron and gamma-ray irradiation. Journal of Advanced Concrete Technology, 2017, 15 (9), strany 440–523.

[2] Patera, J., Hlaváč, Z., Jansa, J. Kontrola betonu biologického stínění jaderného reaktoru. Materiály pro stavbu, 2017, 6 (2017), strany 24–27.



Obr. 8: Metoda dvoufrekvenčního směšování NWMS: frekvenční spektrum vzorku před poškozením a), po poškození zvýšenou teplotou 400 ˚C b) [2]

Obr. 9: Nelineární rezonanční ultrazvuková metoda NRUS: Poškozený beton buzený v oblasti frekvencí 5 050 až 5 130 Hz napětím na sondách od 40 do 400 Voltů



Vliv povrchového zpracování na vznik korozního praskání ocelí ve vodním prostředí chladiva primárního okruhu jaderných elektráren

RNDr. Mariia Zimina, Ph.D., Dr. RNDr. Anna Hojná, Ing. Jaromír Janoušek

Austenitické nerezové oceli se používají na komponenty jaderných elektráren díky vynikající odolnosti proti korozi, dobrým mechanickým vlastnostem při zvýšených teplotách a odolnosti vůči neutronovému záření. Proces iniciace trhlin korozní praskání při dlouhodobém působení chladiva je třeba studovat pomocí laboratorních zrychlených zkoušek za náročnějších podmínek, než jaké jsou při provozu v jaderné elektrárně, tj. při vyšší teplotě, zvýšeném zatížení a agresivnějším prostředí. Například laboratorní systém vodní páry s vodíkem za nízkého tlaku umožňuje výrazně zvýšit teplotu zkoušky ve srovnání s vodou primárního okruhu JE při zachování podobných elektrochemických podmínek. V článku je uveden příklad zrychlených zkoušek iniciace korozního praskání v prostředí tlakové vody a nízkotlaké páry, s použitím plochého vzorku s jedním povrchem broušeným a druhým leštěným. Výsledky ukazují, že podpovrchová deformovaná vrstva pod broušeným povrchem účinně zabraňuje vzniku mezikrystalických trhlin, které naopak snadno vznikají z leštěného povrchu

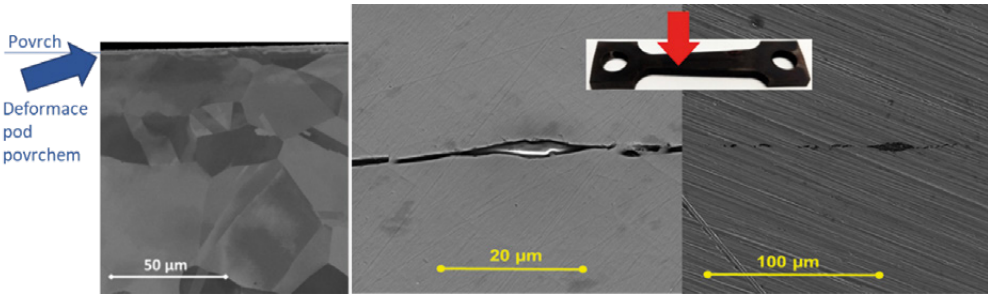
Austenitic stainless steels are widely used for nuclear power plants components due to their excellent corrosion resistance and good mechanical properties at elevated temperatures and their good performance in neutron irradiation environments. To understand the long-term degradation process, it is important to study EAC by reproducing this phenomenon in the laboratory. Reducing the test time using accelerated, and thus more severe, environmental conditions such as higher temperature, increased stress, and more aggressive environment is crucial. The low pressure H_2 system can accelerate oxidation kinetics compared to PWR primary water while maintaining similar reducing electrochemical conditions. EAC of type 316L austenitic stainless steel with two applied surface treatments is investigated using the constant extension rate tensile test in high pressure water and low pressure H_2-steam vapor. The results showed that the ultrafine grained layer formed under the ground surface mitigates the formation of intergranular cracking, while it is promoted on the polished one

ÚVOD

Austenitické nerezové oceli jsou používány na výrobu komponent jaderných elektráren (JE) díky jejich vynikající odolnosti proti korozi, dobrým mechanickým vlastnostem při zvýšených teplotách [1] a dobré odolnosti v prostředí neutronového záření [2]. V nedávné době ale bylo zjištěno, že v důsledku nevhodného povrchového zpracování může dojít při dlouhodobém provozu ke vzniku trhlin korozního praskání [3, 4].

Je známo, že korozní praskání vzniká na povrchu komponenty exponované v korozním prostředí a zároveň zatížené nad prahovou úroveň napětí, které vyvolává ultra pomalou plastickou deformaci. Provozní podmínky komponent JE vyrobených z austenitické nerezové oceli jsou stanoveny tak, aby k praskání nedocházelo, ale při dlouhodobém provozu je těžké zabránit výjimečnému vzniku trhlin. Během dlouhodobého působení chladicí

Obr. 1: Dva typy povrchů – leštěný (vlevo) a broušený (vpravo) - byly aplikovány na dvě ploché protilehlé strany kónického tahového vzorku. Delta ferit obsažený v oceli je vidět i na povrchu.



vody primárního okruhu tlakovodních reaktorů probíhá pomalá korozní reakce a na povrchu komponenty z austenitické nerezové oceli se vytváří tenká ochranná vrstva oxidu. V důsledku lokální oxidační reakce za působení napětí se může oxidace lokálně prohloubit v místech, kde hranice zrn vycházejí na povrch. Tyto oblasti jsou preferenční pro vznik korozních trhlin.

Abychom porozuměli procesu dlouhodobého poškození oceli, je třeba studovat vznik a vývoj korozního praskání v simulovaných podmínkách v laboratoři. To je však možné pouze zkrácením doby testování za použití zrychlených podmínek, tj. při vyšší teplotě, zvýšeném napětí a v agresivnějším prostředí. Takto je možné reprodukovat korozní praskaní, které by se mohlo vyskytnout za skutečných provozních podmínek, zejména mechanismus iniciace a růstu trhlin i jejich morfologii.

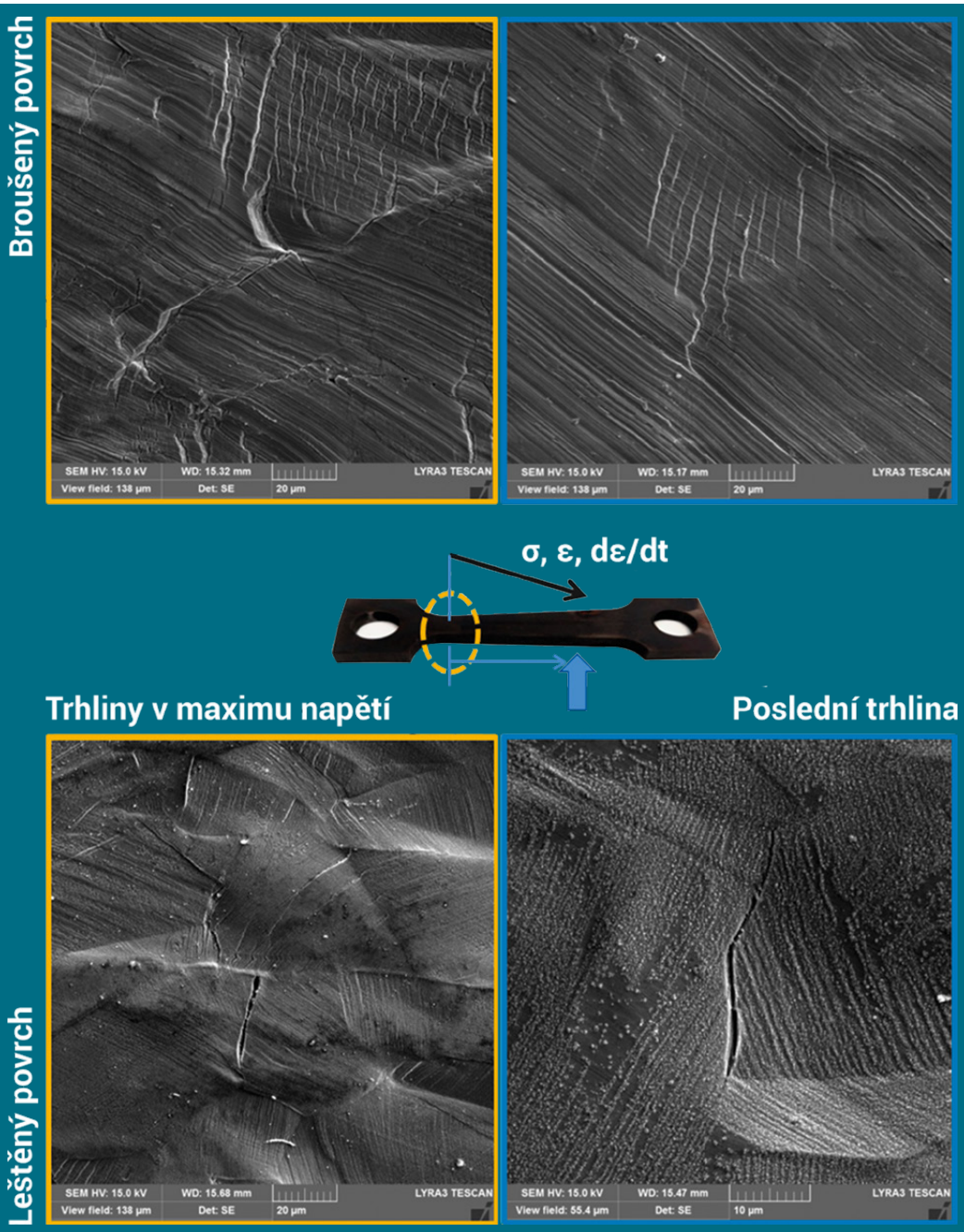
Komponenty JE se vyrábějí technologiemi, ve kterých je zastoupeno tváření za studena. Bylo zjištěno, že při zpracování oceli za studena nesmí vložená deformace překročit 15 % kvůli zvýšenému riziku vzniku mezikrystalického praskání [5]. Vliv různých povrchových úprav (leštění, typické obrábění, pokročilé obrábění, „peening“ atd.) na korozně-mechanické chování austenitické nerezové oceli typu 316L je předmětem současného mezinárodního výzkumu, např. v rámci projektu EC H2020 MEACTOS (Mitigating Environmentally-Assisted Cracking Through Optimisation of Surface Conditions) [6].

VÝSLEDKY

Abychom porozuměli procesu iniciace trhlin v případě dlouhodobého působení primárního chladiva, zvolili jsme pro laboratorní testy metodu urychlení pomocí několika faktorů: 1) Teplotu testu jsme zvýšili z 300 °C na 360–480 °C, přičemž pro vyšší teploty bylo třeba přejít z vodního prostředí na vodní páru s vodíkem (parovodík); 2) zvýšili jsme agresivitu prostředí z redukčního na mírně oxidační – elektrochemicky v režimu stability oxidu NiO – čehož se dosáhlo v prostředí vody (s obsahem LiOH, H_3BO_3, < 10 ppb O_2, simulujícím primární chladivo) bez přídavku vodíku, který se běžně přidává do chladiva primárního okruhu a udržuje se režim bez oxidace Ni, a v parovodíku vhodným poměrem vodní páry ve směsi s Ar-6%H_2; 3) testy jsme prováděli dvěma pomalými rychlostmi plastické deformace, tj. vyššími, než se očekává za abnormálního provozu JE. Všechny tyto tři faktory urychlovaly podmínky zkoušky vysoko nad podmínky na povrch komponenty za provozu. Aby taková urychlená zkouška byla adekvátní jako simulace dlouhodobého působení provozních podmínek a její výsledek mohl být využit pro predikci vzniku tohoto poškození, musí být prokázáno, že vzniklé trhliny reprodukují věrně morfologii provozních trhlin a mechanismus jejich vzniku.

Vliv dvou typů povrchového zpracování, broušení a leštění, na vznik korozního praskání byl zkoumán pomocí série zkoušek s použitím plochých kónických tahových vzorků exponovaných v uvedených laboratorních podmínkách. Dva typy povrchu byly laboratorně připraveny na dvou protilehlých plochých stranách každého vzorku (obr. 1).

Provedli jsme sérii pomalých tahových zkoušek při uvedených teplotách a po zkouškách jsme zkoumali oba povrchy každého vzorku v elektronovém rastrovacím mikroskopu (SEM) TESCAN. Hledali jsme trhliny, které by splňovaly kritéria korozního praskání: (i) orientace trhliny – musí být téměř kolmá

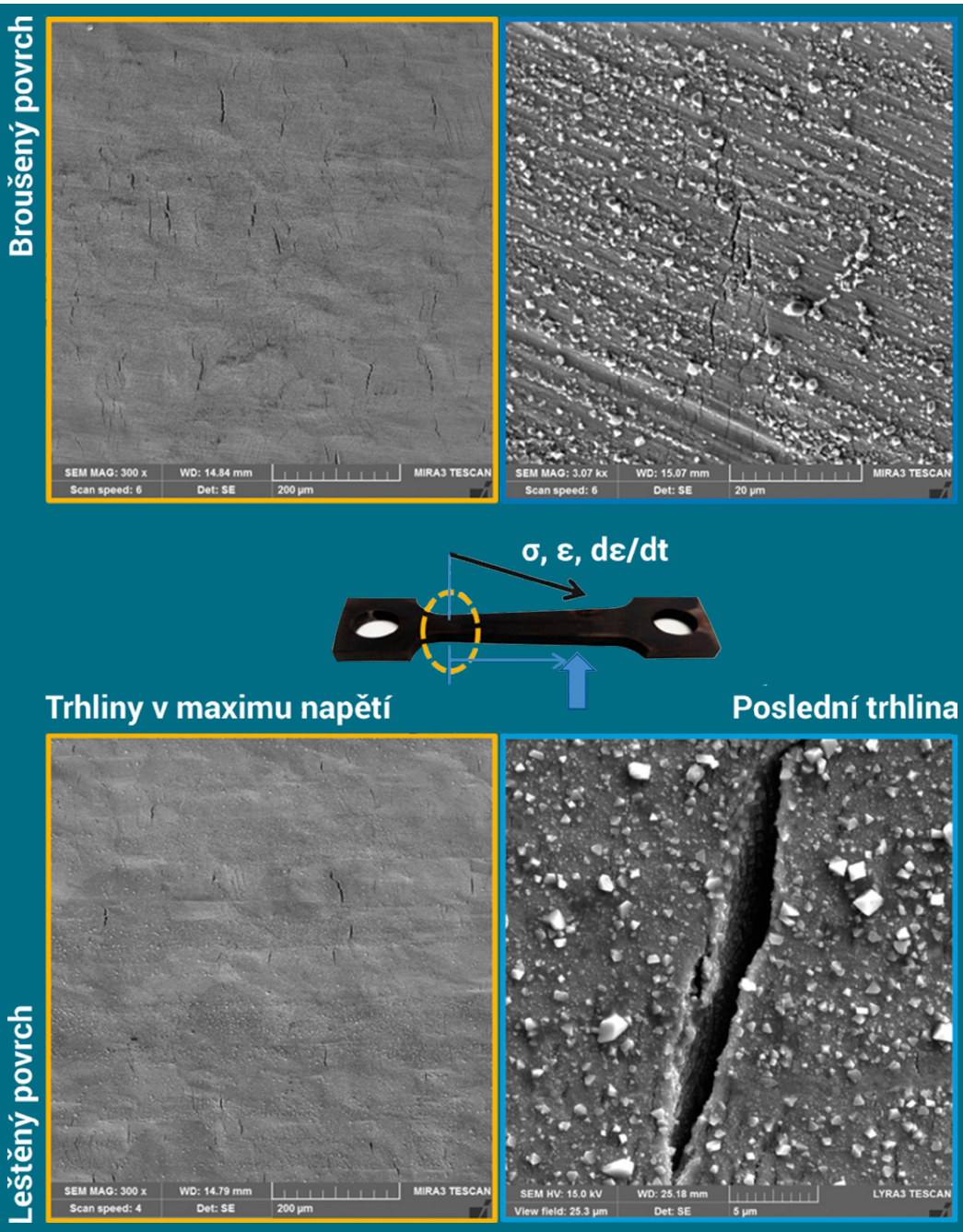


Obr. 2: Vzhled trhlin korozního praskání v oceli typu 316L exponované a) ve vodním prostředí při 350 °C (16 MPa), b) v prostředí vodní páry při 440 °C (0 MPa), nalezených pomocí SEM na broušeném (nahoře) a leštěném (dole) povrchu vzorku, vlevo jsou trhliny vzniklé v maximu zatížení, vpravo poslední trhliny. Směr tahu vždy vodorovný.

k působícímu zatížení, (ii) vzhled linie trhliny na povrchu – musí být rovný, (iii) délka trhliny – musí být alespoň 20 µm a (iv) vzhled vnitřního povrchu trhlin – štěpný nebo stupňovitý mezikrystalický. Pro vyhodnocení prahového napětí, nutného ke vzniku trhlin, jsme využili kónický tvar vzorku. Hledali jsme polohu trhlin podél dříku vzorku směrem od minimálního průřezu k maximálnímu. Z polohy poslední trhliny, splňující výše uvedená kritéria, bylo stanoveno prahové napětí vzorku jako podíl maximálního zatížení dosaženého při testu vzorku vydělené průřezem v místě výskytu poslední trhliny (obr. 2, 3).

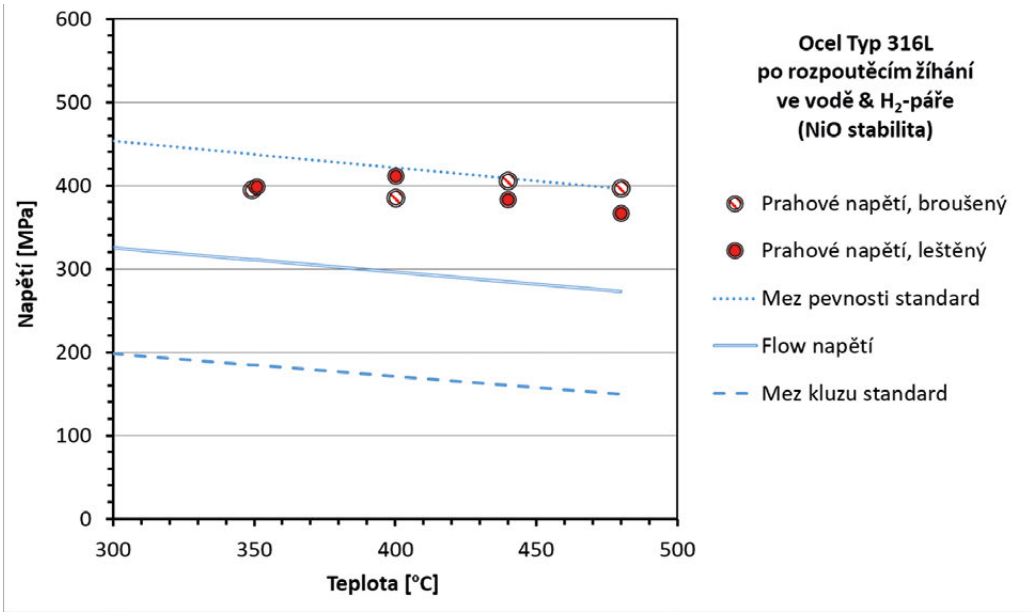
Bylo zjištěno, že v simulovaném tlakovodním prostředí při 350 °C s použitím pomalejší zkušební rychlosti (2×10^{-8} m/s) dochází k iniciaci a šíření typických transkrystalických a mezikrystalických trhlin na broušeném povrchu. Na leštěném povrchu dominují mezikrystalické trhliny [7,8]. V těchto zkouškách se podařilo reprodukovat vznik mezikrystalických trhlin, které jsou typickými trhlinami korozního praskání vyskytujícími se v případech provozního poškození [3, 4].

V prostředí nízkotlaké páry nedošlo ke vzniku korozního praskaní při 350 °C, ale až při zvýše-

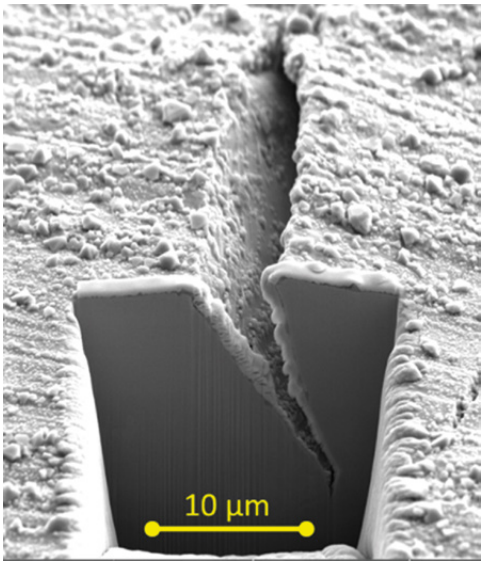


ní teploty na 400 a 440 ˚C, kdy došlo ke zvýšené oxidaci. Nalezli jsme iniciaci typických mezikrystalických trhlin, i když pouze na leštěném povrchu, zatímco na brouseném povrchu byly pozorovány transkrystalické trhliny s příznaky plastické deformace a tvárného charakteru. Dále byly provedeny příčné řezy ke zjištění charakteru a hloubky trhlin. Tyto výsledky ukazují, že ultra jemnozrnná vrstva, vytvořená pod broušeným povrchem během zpracování vzorku, účinně potlačila iniciaci mezikrystalických trhlin za těchto zkušebních podmínek. Při 480 ˚C už byla oxidace velice intenzivní a charakter trhlin se značně lišil od mechanismu korozního praskání za provozních podmínek.

I když morfologie trhlin byla takto rozdílná, úroveň prahového napětí pro vznik korozního praskání byla překvapivě vysoká, 400 ± 30 MPa, nezávislá na teplotě a na povrchovém zpracování (obr. 3). Z toho plyne, že podmínky vzniku korozního praskání oceli 316L nejsou podmíněné jen úrovní napětí, která se ukazuje mnohem vyšší než běžné provozní zatížení, ale zejména lokální plastickou deformací a mikrostrukturou podpovrchové vrstvy souvisejícími s povrchovou úpravou.



Obr. 3: a) Výsledné prahové napětí ke vzniku trans i mezikrystalických trhlin korozního praskání v oceli typ 316L. b) Typická trhlina korozního praskání po iniciaci z broušeného povrchu – FIB příčný řez povrchu vzorku v SEM (směr tahu byl vodorovný).



Na závěr bylo vyhodnoceno, že nejvhodnějším způsobem urychlení laboratorních zkoušek pro studium raných stadií korozního praskání materiálů komponent vybraných pro prodloužený dlouhodobý provoz JE se jeví zkoušky v prostředí nízkotlaké páry v slabě oxidačním režimu při teplotách do 400 °C a co nejpomalejší rychlosti deformace.

Práce byla vytvořená v rámci projektu EC Horizon 2020 MEACTOS GA No. 755151. Prezentované 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, která je finančně podporována Ministerstvem školství, mládeže a tělovýchovy – projekt LM2015093 Infrastruktura SUSEN a s využitím infrastruktury Experimentální jaderné reaktory LVR-15 a LR-0, která je finančně podpořena Ministerstvem školství, mládeže a tělovýchovy – projekt LM2015074.

Reference:
[1] Ehrnsten, U. Comprehensive Nuclear Materials, 5.05 Corrosion and Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steels. 2012 Elsevier, 93-103.
[2] Bruemmer, S. M; E. P Simonen, P. M Scott, P. L Andresen, J. L Nelson. Radiation-induced material changes and susceptibility to intergranular failure of light-water-reactor core internals. J. Nucl. Mater. 274 (1999) 299-314.
[3] Couvant, T., Legras, L., Pokor, C., Vaillant, F., Brechet, Y., Boursier, J.M., Moulart, P. Investigations On The Mechanisms Of PWSCC Of Strain Hardened Austenitic Stainless Steels, 1In Proc. 13th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, Whistler, British Columbia, August 19-23, 2007.
[4] Ilevbare, G.O., Cattant, F., Peat, N.K. EAC of stainless steels under PWR service conditions, In Proc. International Symposium Fontevraud 7, Avignon, France, September 26-30, 2010, French Nuclear Energy Society, A115.
[5] http://www.meactos.eu, 10:45, 20.7.2020
[6] Scatigno, G. G., Ryan, M. P., Giuliani, F., & Wenman, M. R. (2016). The effect of prior cold work on the chloride stress corrosion cracking of 304L austenitic stainless steel under atmospheric conditions. Materials Science and Engineering: A, 668, 20–29.
[7] Hojná, A., Zimina, M., Rozumová, L. "Effect of surface grinding on environmentally assisted crack initiation of 316L steel in simulated PWR water". Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science 5 (2019), 030909-1 až -11.
[8] Hojná, A., Zimina, M., Horák, L., "Effect of strain and strain rate on crack initiation of 316L steel in the simulated PWR water". In Proc. 19th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors. American Nuclear Society/ANS. Boston, MA, August 18-22, 2019; 1001–1009.

Charakterizace a porovnání neutronových generátorů typu IEC a LINEAR D-T spektrometrickým systémem NGA-1

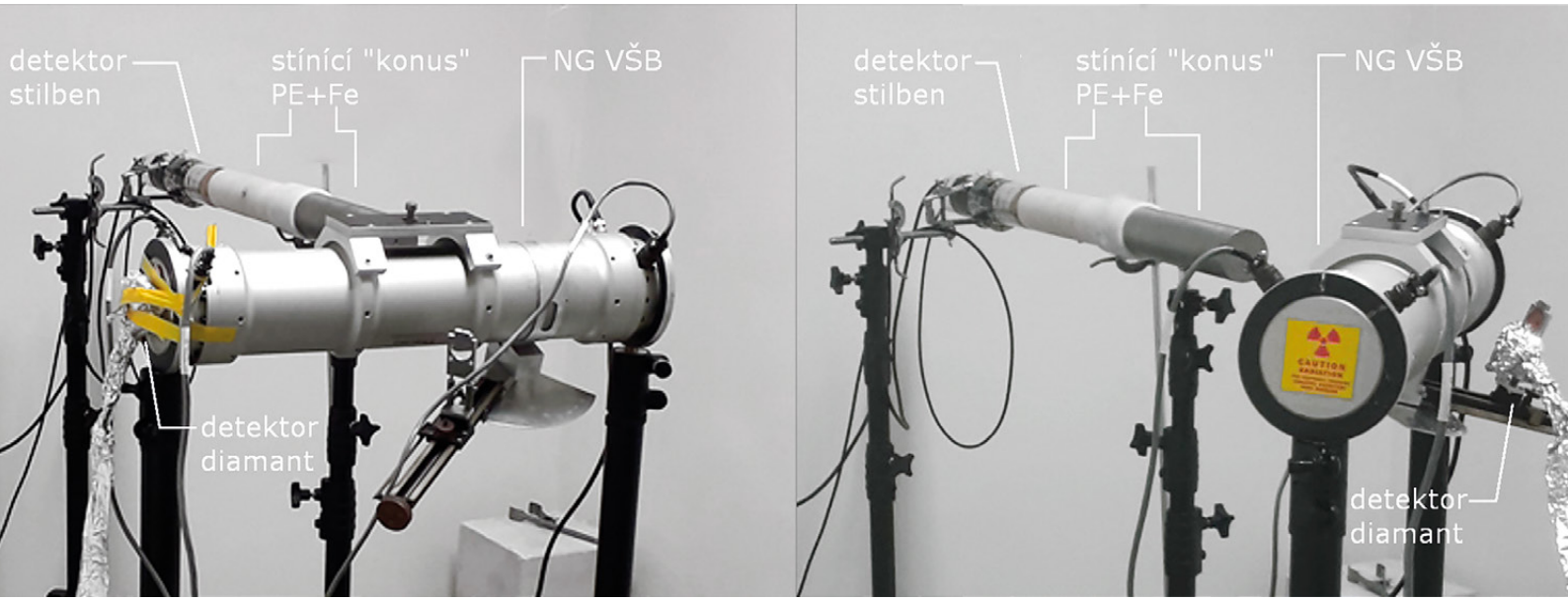
Bc. Oldřich Pecák, RNDr. Zdeněk Matěj, Ph.D., Ing. Michal Košťál, Ph.D., Ing.Evžen Novák, MBA, doc. Dr. RNDr. Petr Alexa, Mgr. Radim Uhlář, Ph.D., RNDr. Filip Mravec, Ph.D., RNDr. Aleš Jančář, Ph.D., prof. RNDr. František Cvachovec, CSc., prof. Ing. Václav Přenosil, CSc., prof. RNDr. Petr Jančář, CSc.

Článek se zaměřuje na popis dvou různých neutronových polí lineárního neutronového generátoru (s pevným terčem s obsahem tritia) a válcového neutronového generátoru IEC (Inertial Electrostatic Confinement) s plynovou náplní. Oba generátory používají reakci D–T (Deuterium–Tritium), která produkuje neutrony s energií 14,1 MeV (v rozmezí 13–16 MeV), v závislosti na směru a energii příchozího jádra deuteria. Spektrometrický systém NGA-01 byl použit k charakterizaci neutronových spekter v blízkosti generátorů. Naměřená neutronová spektra byla porovnána se simulacemi realizovanými pomocí výpočetního kódu MCNP6. Podle teoretické predikce tyto dva typy generátorů produkují různá neutronové pole. U lineárního generátoru se neutronové spektrum mění v závislosti na úhlu mezi podélnými osami detektoru a generátoru. Experimentální výsledky i simulace souhlasně ukazují posun energetického píku 14,1 MeV ve spektru. U generátorů typu IEC jsou tvar a poloha vrcholu neutronové energie také závislé na pozici detektoru. Oproti lineárnímu generátoru nedochází k výraznému energetickému posunu píku ve spektru, ale při měření v rovině kolmé na osu generátoru se vrchol píku rozdělí na dva vrcholy. To ukázalo měření provedené stilbenem a ověření pomocí diamantového detektoru, který byl také použit pro charakterizaci generátoru typu IEC.

This article focuses on description of two different neutron fields of linear neutron generator with solid-state target and of cylindrical Inertial Electrostatic Confinement (IEC) neutron generator with gas filling. They use a deuterium–tritium (D–T) reaction that produces neutrons with energy of 14.1 MeV (in the range of 13–16 MeV), depending on the direction and the energy of the incoming deuterium nucleus. Spectrometric system NGA-01 was used to characterize neutron spectra in the proximity of generators. Measured neutron spectra have been compared with simulations realized via MCNP6 computer code. According to the theoretical prediction, these two types of generators produce different neutron fields. The neutron spectrum of the linear generator varies depending on the angle between the detector and generator longitudinal axes. Both experimental results and simulation show a shift of the neutron energy 14.1 MeV peak in neutron spectrum. The shape and the position of the neutron energy peak from IEC generator depend also on the position of the detector. Compared to a linear generator, there is no significant energy shift of the peak in the spectrum, but for measurement in the plane perpendicular to the longitudinal axis of the generator, the 14.1 MeV peak splits into two peaks that can be measured and distinguished. These was measured by stilbene detector and verified by the diamond detector, which was also used for characterization of the IEC type generator.

1. ÚVOD

Generátory neutronů jsou důležitými nástroji ve výzkumu. Mohou být použity v mnoha vědeckých a technických oborech. Jejich aplikace zahrnují defektoskopii, geofyzikální měření, materiálový výzkum, využití v medicíně a mnoho dalších. Správný popis neutronových polí okolo generátorů je klíčový, protože většina aplikací závisí na specifických vlastnostech tohoto pole a přesnost charakterizace přímo ovlivňuje výsledky aplikace. Cílem této práce je charakterizovat dva různé neutronové generátory, lineární a IEC neutronový generátor. Charakterizace byla realizována pomocí stilbenové scintilační spektroskopie, jejíž výsledky byly potvrzeny pomocí diamantového detektoru. Tento článek vznikl základě článku [7].



Obr. 1: Neutronový generátor MP320 se stilbenovým a diamantovým detektorem [7].

2. TECHNIKA A METODIKA

Neutronové pole lineárního neutronového generátoru na ostravské univerzitě a IEC neutronového generátoru v Centru výzkumu Řež bylo charakterizováno podle teoretických výpočtů a měření. Pro simulace neutronových spekter byl použit výpočetní kód MCNP6. Pro experimentální měření byl použit Neutron-Gamma spektrometr NGA-01.

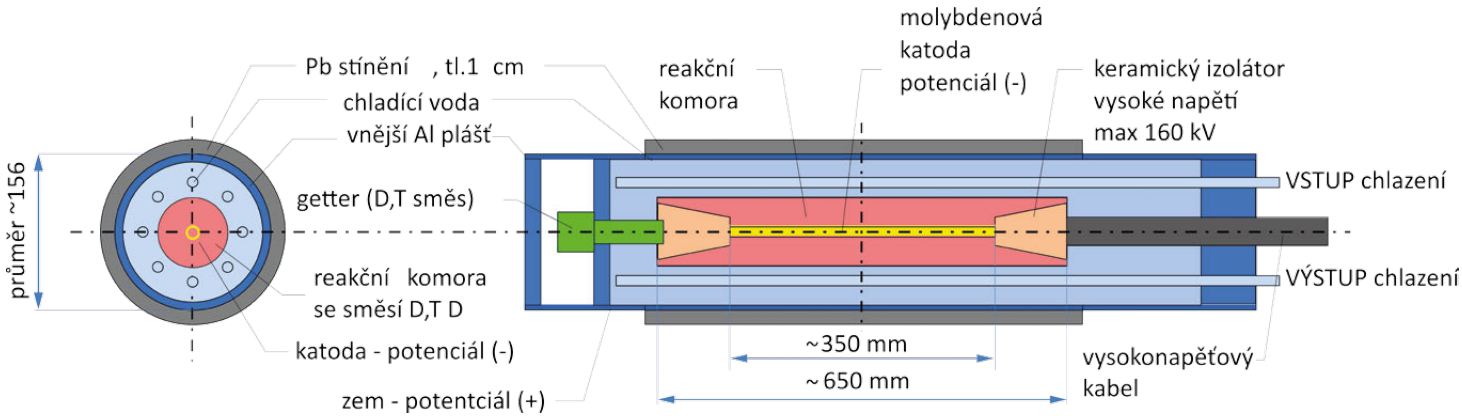
2.1 LINEÁRNÍ NEUTRONOVÝ GENERÁTOR VE VŠB

Lineární neutronový generátor MP320 (Thermo Scientific, obr. 1) je lehký (12 kg), přenosný přístroj (délka 57 cm, průměr 12 cm), s počáteční aktivitou tritia v terči přibližně 80 GBq. Generátor je umístěn v podzemní laboratoři VŠB – Technické univerzity v Ostravě uprostřed stíněné betonové místnosti s vnitřními rozměry 2,4 m × 3,75 m × 2,7 m (tloušťka betonových stěn je cca 1 m) [1, 2]. Generátor může pracovat v kontinuálním i pulzním režimu. Deuterony jsou urychlovány směrem ke kovovému terči „nabitému" tritiem. Efektivní průměr terče je přibližně 1 cm. Neutrony produkované při fúzi D–T dominují spektru kvůli většímu průřezu fúzí D–T ve srovnání s fúzemi D–D a T–T.

Experimenty byly prováděny v kontinuálním režimu při zrychlovacím napětí 80 kV a proudu svazku 60 μA, kde celková neutronová produkce 4 μA představuje přibližně 10^8 neutronů/s. Energie D–T fúzních neutronů závisí na vyzařovacím úhlu neutronů relativně vůči podélné ose iontového svazku a pohybuje se v intervalu 13,3–14,8 MeV. Šířky spektrálního píku neutronů (FWHM) jsou také závislé na úhlu a nepřesahují přibližně 0,4 MeV. Distribuce toku neutronů není izotropní, maximální odchylky se očekávají pro 0° a 180° kvůli interakci neutronů s vnitřkem generátoru.

2.2 NEUTRONOVÝ GENERÁTOR V CENTRU VÝZKUMU ŘEŽ (CVŘ)

Generátor neutronů NSD-350-24-DT-CWS vyrábí NSD Gradel Fusion (Lucembursko) a je založen na systému „uzavřené trubice" s plynovou náplní D, T. Schéma generátoru neutronů je na obr. 2. Délka trubice generátoru je 1 300 mm a její průměr je 156 mm. Aktivní objem reakční komory délky 350 mm je cca 5 dm^3. Aktivita tritia v „getteru" je přibližně 500 GBq. Pozitivní ionty D^+ a T^+ , uvolněné do reakční komory z „getteru" zahřátím na teplotu kolem 540 °C, jsou urychlovány směrem k molybdenové katodě. Centrální dutá válcová sekce definuje zónu (katodu) s velmi nízkým elektrickým polem. Stěny katody jsou mřížkovité a průchozí pro ionty, umožňující jejich pohyb. Ionty urychlené směrem k centrální katodě a mohou zůstat po určitou dobu zachyceny uvnitř katody (elektrostatické uvěznění) a vytvořit zde díky kladnému náboji virtuální anodu. Fúzní reakce nastávají, když ionty v reakční komoře urychlené směrem ke katodě naráží na ionty uzavřené v této virtuální plynové anodě.



Obr. 2: Schéma generátoru NSD-350-24-DT-C-W-S [7].

Výtěžek reakce D–T (14 MeV) je přibližně 65krát vyšší než reakce D–D (2,5 MeV) a výtěžek T–T reakce (0,5–9,5 MeV) je 3krát vyšší než D–D. Generátor může pracovat s maximálními parametry 160 kV a 150 mA. Emise neutronů při maximálních parametrech (24 kW) je asi 10^{10} neutronů/s. V současné době jej provozujeme na 80 kV a 100 mA (8 kW), tj. emise neutronů dosahuje $5 \cdot 10^{8}$ neutronů/s. Neutronový generátor byl testován při maximálním výkonu 24 kW, při kterém ale nastával problém s teplotní stabilitou generátoru. Proto byl výkon pro měření snížen na 8 kW, což je optimální pro teplotní stabilitu plazmy.

Kvůli konstrukci vysokonapěťové části je generátor provozován ve svislé poloze (viz obr. 2). Na obr. 3 je znázorněno experimentální umístění generátoru se stilbenovými a diamantovými detektory.

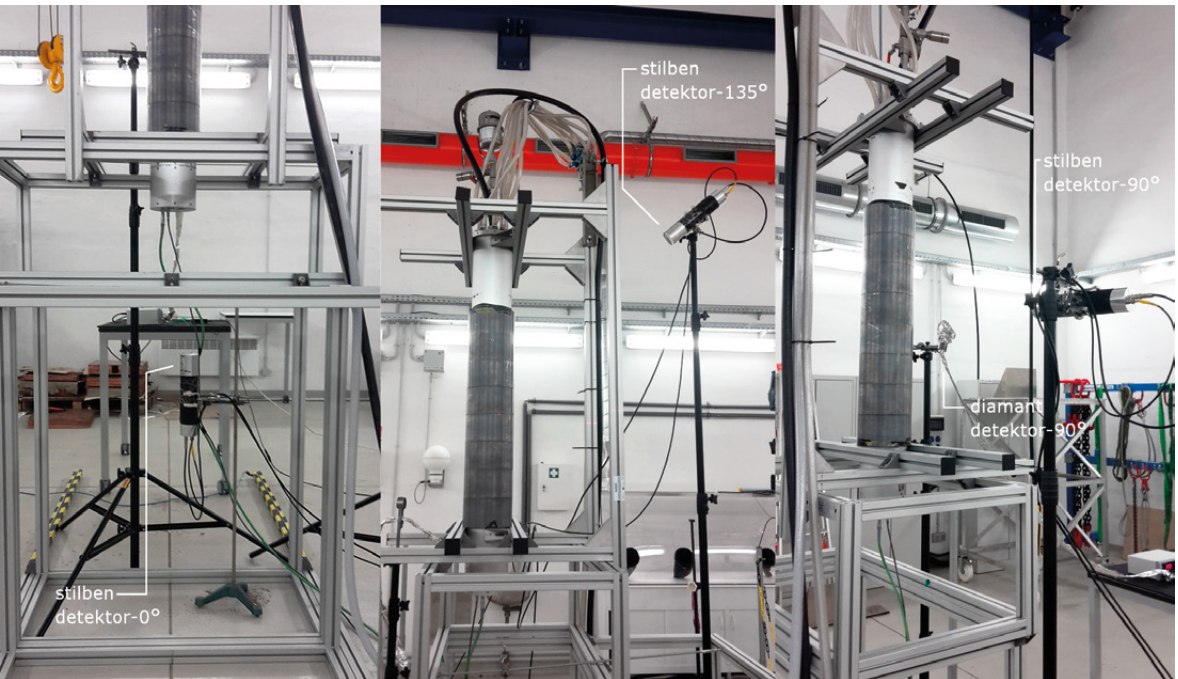
2.3 SIMULACE NEUTRONOVÉHO SPEKTRA

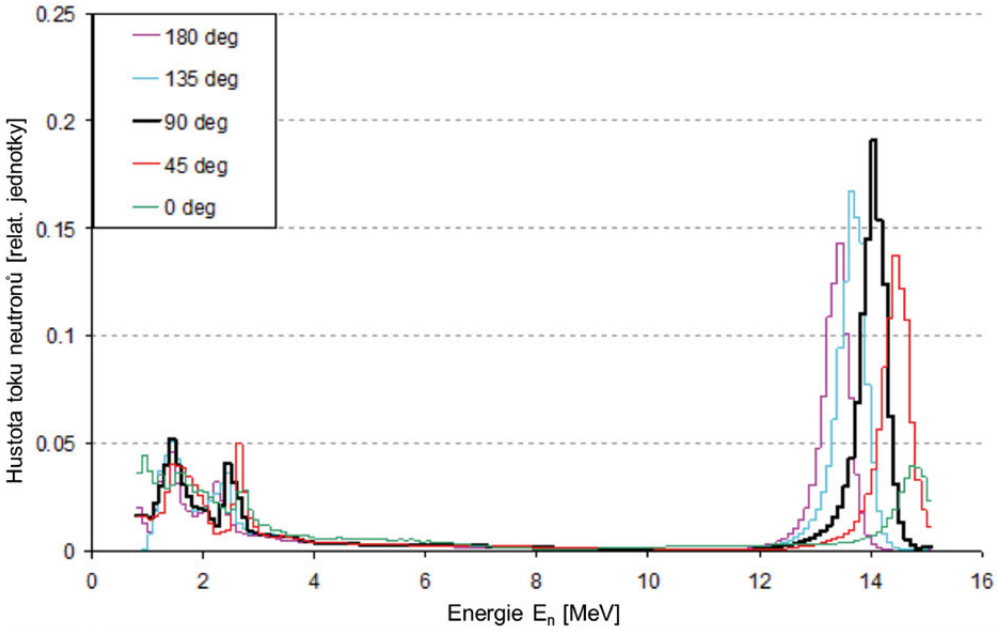
Teoretické modely obou typů generátorů pro simulace MCNP byly vytvořeny podle dokumentace výrobce. Výsledky simulací jsou uvedeny v grafech neutronových spekter, viz kapitola 3.

2.4 NEUTRON–GAMMA SPEKTROMETR NGA-01

Spektrometrický systém NGA-01 je sestaven z několika částí. První částí je detektor, který se v tomto případě skládá ze stilbenového scintilačního detektoru, fotonásobiče Hamamatsu a aktivního napěťového děliče. Díky aktivnímu napěťovému děliči na základě MOS–FET tranzistorů dosahujeme vynikající linearity parametrů i při vyšších frekvencích pulzů za sekundu (> 10^{5}) [3]. Druhá část spektrometrického systému obsahuje předzesilo-

Obr. 3: Neutronový generátor se stilbenovým a diamantovým detektorem umístěným v několika polohách [7].





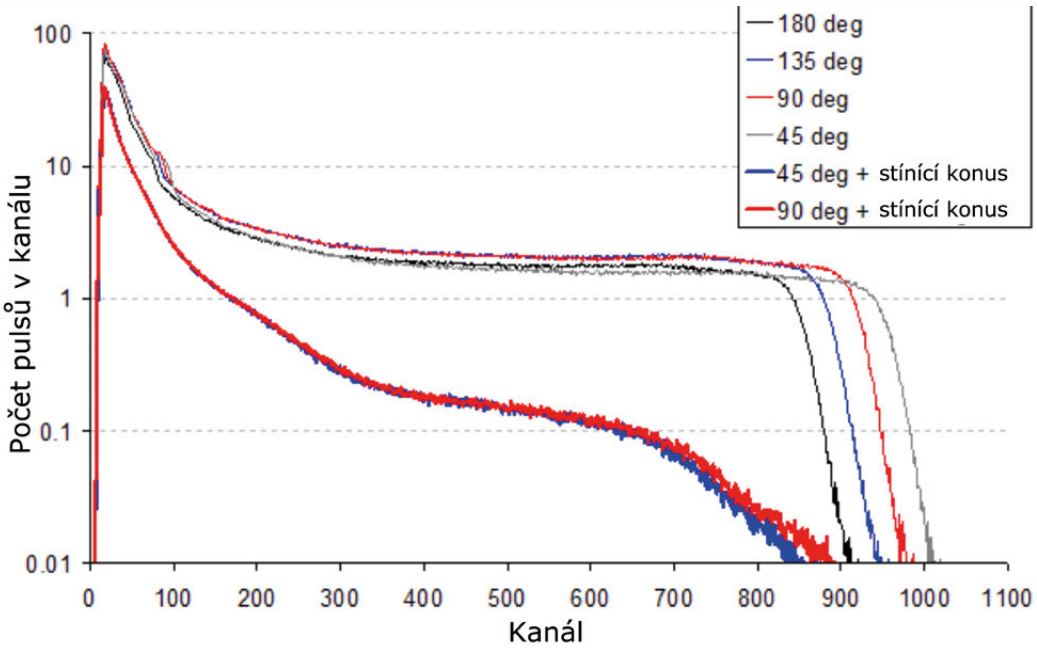
Obr. 4: Neutronová spektra měřená v různých úhlech na generátoru VŠB [7]

vač a digitalizační kartu. Vstupy pro vybrané detektory jsou impendančně přizpůsobeny předzesilovači a vstupní signál je rozdělen do dvou větví s různým zesílením (poměr přibližně 1 : 8). Digitalizace probíhá při vzorkovací frekvenci 500 MHz s rozlišením 12 bitů na každém vstupu. Aplikované algoritmy pro pokročilé metody integrace zpracovávají jednotlivé vstupní impulzy bez zpoždění přímo v programovatelném hradlovém poli (FPGA) [4]. Poslední částí systému je počítačový server se softwarem. Ten umožňuje připojit se k zařízení vzdáleně a vyhodnotit naměřená data spektrální hustoty toků neutronů a gama záření. Tento software poskytuje uživateli mnoho možností zpracování naměřených dat, nástroje k dalšímu vyhodnocení spekter nebo k nastavení přístroje. Umožňuje také přizpůsobit nastavení spektrometru pro různé typy detektorů. Získaná zpětná protonová spektra (nebo elektronová spektra v případě měření záření gama) jsou poté podrobena dekonvoluci odhadem maximální pravděpodobnosti [5].

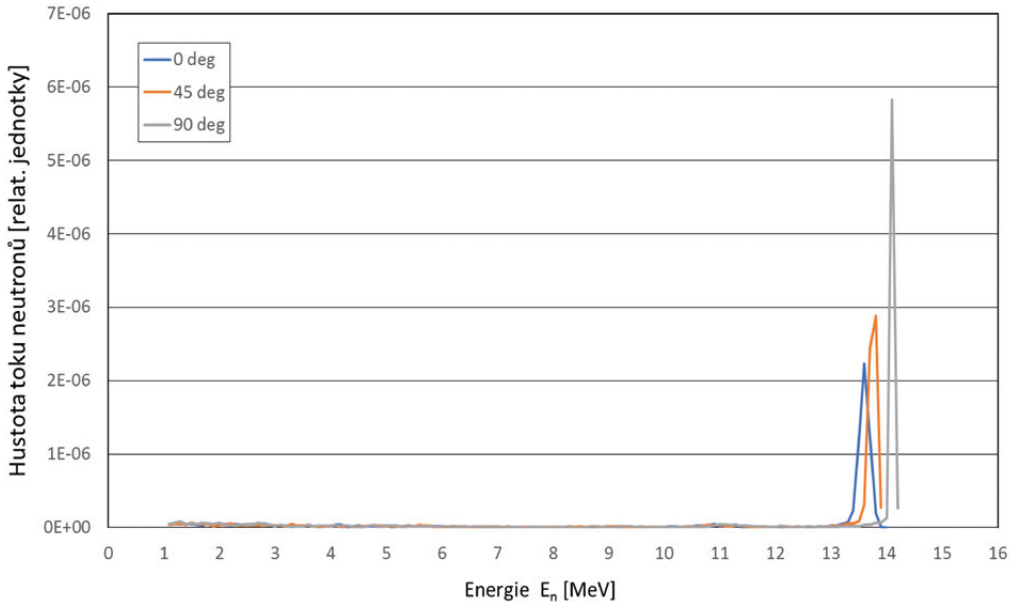
3. VÝSLEDKY

Naměřená neutronová spektra generátoru VŠB jsou v souladu s teoretickými předpověďmi. Podle očekávání závisí energie emitovaných neutronů na úhlu mezi podélnými osami svazku deuteronů a emitovaného svazku neutronů. Výsledky s výrazným energetickým posunem pro různé úhly emitovaného záření neutronů jsou vidět na obr. 4. Úhel 90° reprezentuje rovinu kolmou na osu svazku deuteronů, resp. rovinu terče. Kvůli relativně nízké energii urychlených deuteronů, lze očekávat v rovině terče radiálně téměř symetrické výsledky Pro ověření spektrálního posunu naměřeného stilbenovým detektorem bylo provedeno měření pomocí diamantového detektoru. Spektrální posun byl také pozorován na přístrojových spektrech (viz obr. 5). Stojí za zmínku, že posun píku ve spektru diamantového detektoru byl srovnatelný s posunem ve spektru stilbenového detektoru.

Vypočítaná neutronová spektra (viz obr. 6) jsou v relativně dobré shodě s experimentem v okolí píku D–T a v oblasti 4–9 MeV, zatímco mezi 10–12 MeV a pod 4 MeV dochází k významným rozdílům. Nesrovnalosti pod 4 MeV jsou pravděpodobně způsobeny skutečností, že výpočetní model nebere v úvahu deuterium v terči produkující D–D pík v neutronovém spektru. Nesrovnalosti v oblasti 10–12 MeV jsou s největší pravděpodobností způsobovány problémy v popisu rozptýlených neutronů.



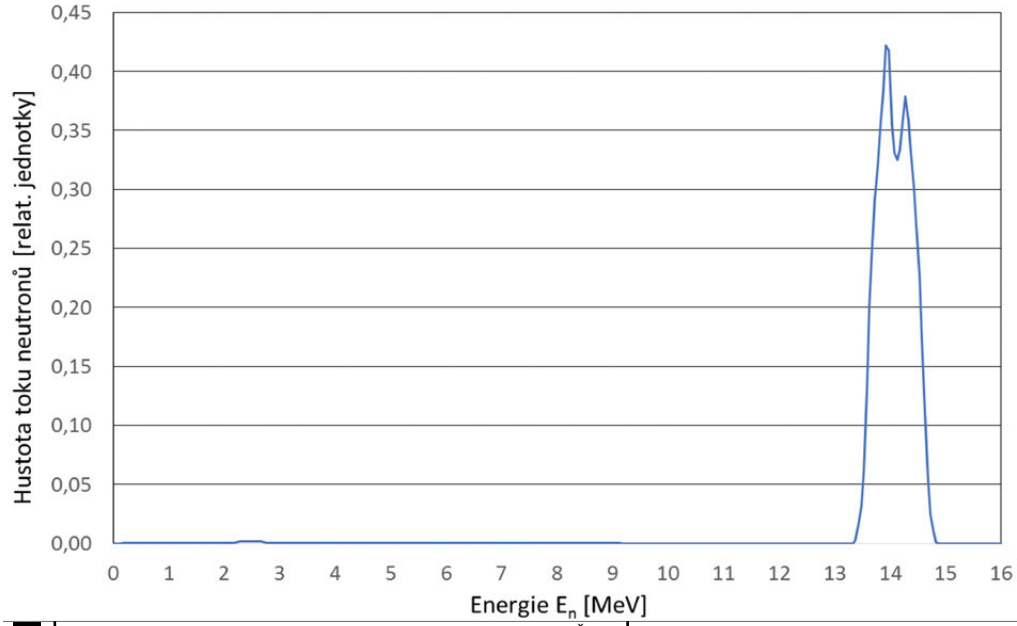
Obr. 5: Přístrojová spektra měřená v různých úhlech na generátoru VŠB [7]



Obr. 6: Simulovaná spektra pro různé úhly emise pro generátor VŠB [7]

Generátor VŠB je umístěn ve stíněné laboratoři v relativně malém prostoru se silnými betonovými zdmi, čímž se stává důležitou kvantifikace efektu místnosti, tj. vlivu neutronů rozptýlených na materiálu zdí. Podíl tohoto pozadí na píku reakce D–T je pro vyšší energie zanedbatelný, zatímco pro nižší energie hraje hlavní roli (obr. 4 a 5). Velmi důležitý je fakt, že pozadí laboratoře s neutronovým generátorem je téměř konstantní pro různé orientace neutronového generátoru vůči stěnám (viz obr. 9).

V případě generátoru CVŘ byl v rovině kolmé na podélnou osu generátoru změřen „nekonvenční" tvar neutronových spekter s dvojitým píkem kolem 14 MeV. Tento tvar byl také potvrzen pomocí diamantového detektoru. Fyzikální vysvětlení tohoto tvaru vychází z geometrie urychlovací trubice. Dva píky odrážejí dva hlavní případy, kdy urychlená částice pohybující se radiálně k ose trubice směrem ke katodě může interagovat buď ve středu otvoru, nebo jím projít a interagovat s částicemi,



Obr. 7: Výsledky simulovaného spektra pro generátor CVŘ [7]

které jsou teprve na cestě k anodě. Maxima v těchto dvou případech se liší, protože v prvním případě dopadající částice zasáhne stacionární částici, zatímco v druhém případě částice zasáhne částici s podobnou energií, ale opačnou hybností (obr. 8). Výsledek simulace je znázorněn na obr. 7. Pro simulaci je použit jediný zdroj neutronů, tj. katoda funguje jako terč, jde o reakci D–T, centrované elektrické pole má potenciál 80 kV a reakční komora obsahuje deuterony a tritony (s náhodně simulovanými energiemi) v poměru 1 : 1 [6].

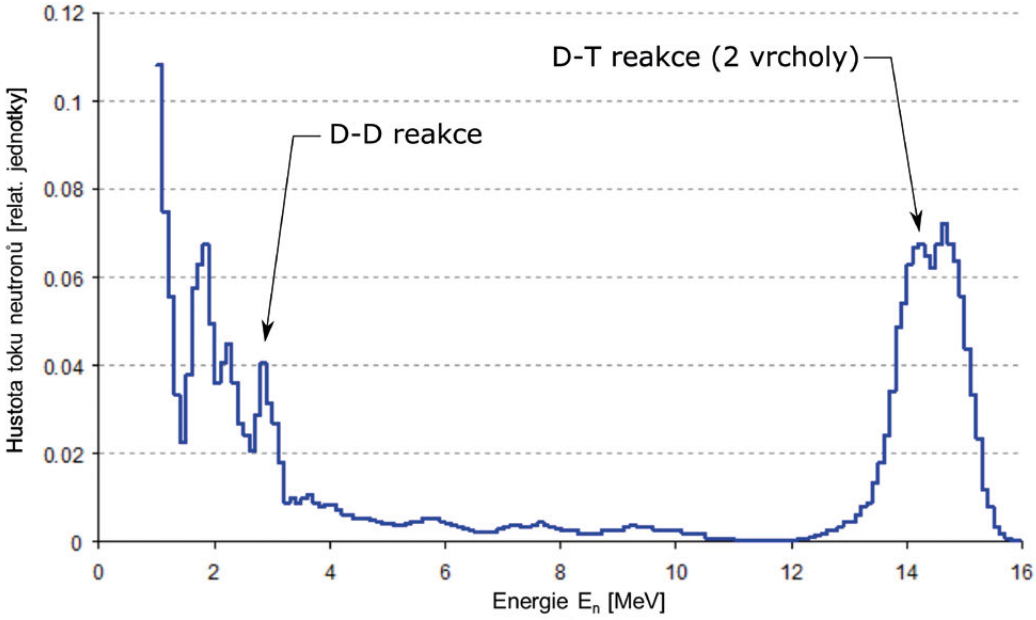
4. ZÁVĚR

Neutronová spektra generátorů neutronů VŠB a CVŘ byla charakterizována pomocí spektrometrického systému (NGA-01) se stilbenovým scintilačním detektorem. Simulovaná neutronová spektra pro dva typy generátorů byla porovnána s experimentálním měřením. V případě pevného terče (generátor VŠB) potvrzují provedené experimenty energetický posun píku neutronů ve spektru. Maximální energie je podél osy zrychlených deuteronů (0°), nejnižší v opačném směru (180°). V případě generátoru CVŘ mají neutronová spektra měřená kolmo na jeho osu ve středu reakční trubice dvojitý pík také potvrzený nezávislým měřením pomocí diamantového detektoru. Dvojitý pík odráží kinematiku v urychlovací trubici.

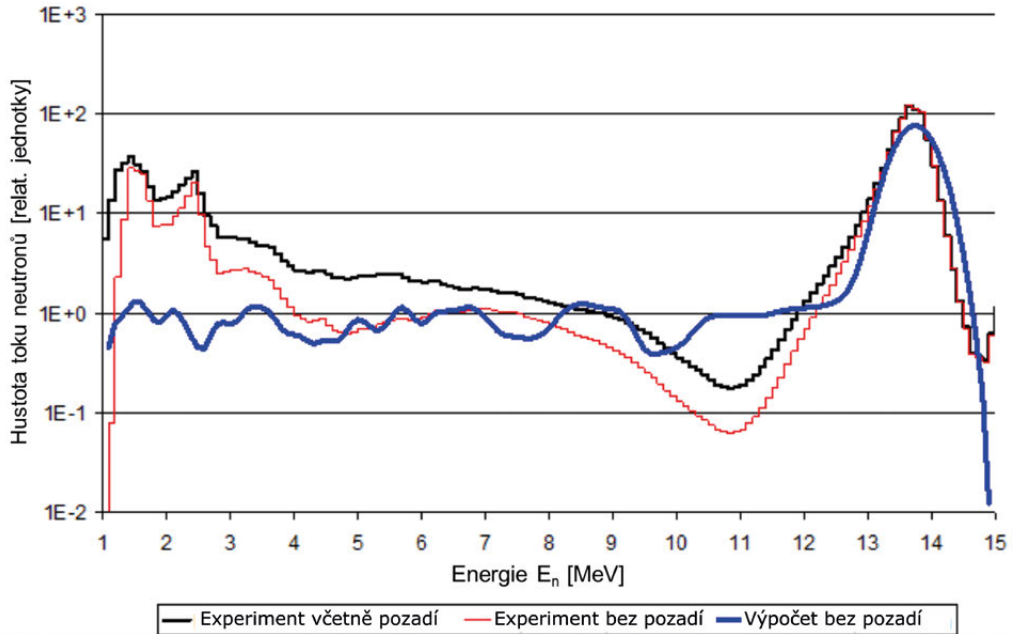
V případě neutronového generátoru VŠB byl kvantifikován vliv masivního betonového stínění laboratoře na výsledné spektrum. Stojí za zmínku, že vliv rozptýlených neutronů na pro vyšší energie reakce D–T je zanedbatelný, zatímco pro nižší energie je jejich vliv mnohem vyšší ve srovnání s primárními neutrony. Velmi důležitá je skutečnost, že vliv pozadí je v téměř konstantní pro různé orientace zdroje D–T vůči stěnám laboratoře. Výraznější vliv pozadí je dán malými rozměry laboratoře.

Prezentované výsledky byly získány s využitím infrastruktury Reaktory LVR-15 a LR-0, která je finančně podporována Ministerstvem školství, mládeže a tělovýchovy – projekt LM2015074 a také finančně podporována Ministerstvem školství, mládeže a tělovýchovy ČR – projekt LQ1603 Výzkum pro SUSEN.

Tato práce byla realizována v rámci projektu SUSEN (zavedeného v rámci Evropského fondu pro regionální rozvoj (EFRR) v projektu CZ.1.05 / 2.1.00 / 03.0108 a Evropského Strukturálního Fondu a Investičního Fondu (ESIF) v projektu CZ.02.1.01 / 0.0 / 0.0 / 15_008 / 0000293), který je finančně podporován Ministerstvem školství, mládeže a tělovýchovy a sport – projekt LM2015093 Infrastruktura SUSEN a v rámci projektu SGS SP2019 / 26 financovaného Ministerstvem školství, mládeže a tělovýchovy České republiky.



Obr. 8: Neutronové spektrum generátoru CVŘ [7]



Obr. 9: Efekt místnosti v laboratoři VŠB [7]

Reference:
[1] P. Alexa, R. Uhlář. "The First Test of the New Neutron Generator at the VŠB-Technical University of Ostrava," Geoscience Engineering, LIX(3), pp. 1-5 (2013).
[2] R. Uhlář, P. Alexa. "MCNP Approaches for Dose Rates Modelling in Laboratory for Neutron Activation Analysis and Gamma Spectrometry at Ostrava," Radiation Protection Dosimetry, doi.org/10.1093/rpd/ncy209.
[3] M. Amiri, V. Přenosil, F. Cvachovec, Z. Matěj, and F. Mravec. Quick algorithms for real-time discrimination of neutrons and gamma rays. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 303:583–599, (2015).
[4] M. Košťál, E. Losa, Z. Matěj, V. Juříček, D. Harutyunyan, O. Huml, M. Štefánik, F. Cvachovec, F. Mravec, M. Schulc, T. Czakoj, and V. Rypar. Characterization of mixed n/g beam of the vr-1 reactor. Annals of Nuclear Energy, 122:69 – 78, (2018).
[5] F. Cvachovec, Z. Bures, M. Komarek et al. "Support of Mathematical and Physical Research", Final Report of Specific Research in 2006, the University of Defence in Brno, pp. 2 – 6 (2006).
[6] R. F. Lang, J. Pienaar, E. Hogenbirk, D. Masson, R. Nolte, A. Zimbal, S. Röttger, M. L. Benabderrahmane, G. Brunod, Characterization of a deuterium–deuterium plasma fusion neutron generator, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, Volume 879, 21 January 2018, Pages 31-38.
[7] MATĚJ, Zdeněk, Michal KOŠŤÁL, Evžen NOVÁK, Petr ALEXA, Radim UHLÁŘ, Filip MRAVEC, Aleš JANČÁŘ, František CVACHOVEC, Václav PŘENOSIL a Petr JANČÁŘ. CHARACTERIZATION AND COMPARSION OF NEUTRON GENERATORS OF IEC AND LINEAR D-T BY THE SPECTROMETRIC SYSTEM NGA-01. In Ieuan Davies. PHYSOR2020 conference proceedings. Cambridge: Nuclear Energy research Group, 2020. s. 1-8. 9 s. ISBN 978-1-5272-6447-2.

Využití replik v oblasti NDT

Ing. Jana Veselá, Ph.D., Pavel Zahrádka, Jan Matějíček

Využívání replikačních setů se v poslední době stává nedílnou součástí oblasti nedestruktivního zkoušení (NDT). Klasické povrchové NDT metody jsou tak s výhodou doplňovány otisky povrchu ve vybraných místech kontrolovaného materiálu. Replikační sety jsou sady určené k otisku struktury povrchu nevyžadující zvláštní přípravu povrchu před odběrem repliky a jsou určené ke 3D měření rozměrů povrchových vad. Repliky jsou následně vyhodnocovány pomocí optických 3D profilometrů s optickými, nebo opticko-laserovými objektivy.

The use of replication kits has recently become an integral part of the field of non-destructive testing (NDT). Surface NDT methods are thus advantageously supplemented by surface prints in selected places of the inspected material. Replication kits are kits designed to imprint a surface structure that does not require special surface preparation before replica collection and are designed to 3D measure the dimensions of surface defects. Replicas are then evaluated using optical 3D profilometers with optical or optical-laser lenses.

ÚVOD

1. REPLIKAČNÍ SETY

Mezi hlavní výhody patří vysoce přesné, stabilní otisky povrchu s možností replikovat rozměry menší než 0,1 mikronu. Materiál repliky se nesmršťuje, je flexibilní a nehořlavý. Pro jednoduchou aplikaci replikační hmoty je uživateli k dispozici aplikační pistole, v níž dochází k smíchání dvou složek a vytvoření repliky na bázi silikonové gumy. Replika sejmutá z povrchu je 3D kopií struktury povrchu a využívá se k následnému měření profilu a jeho rozměrů.

Celkem výrobce nabízí 6 typů Replisetů s označením F1, F5, T1, T3, GF1 a GT1. Parametry jednotlivých setů a jejich vhodnost pro danou aplikaci jsou shrnuty v tabulce 1.

Pro doplnění Replisetů existují ještě dva typy RepliFixů, které jsou primárně určeny ke zpevnění otisku pomocí RepliSetů. Jedná se o ručně smíchanou látku ze dvou složek při vzniku silikonové gumy, která se nanáší přímo na povrchu otisku, nebo ji lze využít přímo pro otisk samotný. RepliFix-2 je žluté barvy a je určený pro nízké teploty s dobou aplikace 2–3 minuty a vytvrzovacím časem 10 minut při 25 ˚C, zatímco RepliFix-20 je vhodný pro vysokoteplotní podmínky, tvarově komplikované povrchy, nebo velké plochy s dobou aplikace 20 minut a vytvrzovacím časem 60 minut při 25 ˚C.

2. 3D SKENOVÁNÍ

Pro 3D skenování povrchu repliky je využíváno zařízení 3D Laser Scanning Microscope

Replikační set	Teplota povrchu	Poloha otisku	Doba aplikace	Vytvrzovací čas
F1	nízká teplota	horizontální, nakloněný	0,5–1 min	4 min / 25 °C
F5	normální, vysoká teplota	horizontální, nakloněný	5 min	18 min / 25 °C
T1	nízká teplota	vertikální, vysunuté povrchy	0,5–1 min	4 min / 25 °C
T3	normální, vysoká teplota	vertikální, vysunuté povrchy	3 min	10 min / 25 °C
GF1	–	horizontální, nakloněný, otvory	0,5–1 min	4 min / 25 °C
GT1	–	vertikální, vysunuté povrchy	0,5–1 min	4 min / 25 °C

Obr. 2: Indikace MT na povrchu rotoru

s označením VK-X100K od výrobce Keyence (obr. 1). Zařízení pro skenování povrchu využívá monochromatický polovodičový laser o vlnové délce 658 nm a optické členy jakými jsou CCD kamera s vysokým rozlišením a objektiv.

Proces skenování na předem definované oblasti je plně automatický a probíhá v osách X, Y a Z. Skenování povrchu otisku předchází nastavení laseru a kamery, jakými jsou rozlišení, intenzita laseru, násobné skenování atd. Do nasnímaného 3D skenu nelze softwarově přidávat či ubírat objekty, nebo ho jinak modifikovat. Skenování povrchu se provádí v programu VK Viewer a analýzy naskenovaného modelu, tzv. hloubkové profily jsou následně zpracovány v softwaru VK Analyzer od společnosti Keyence.

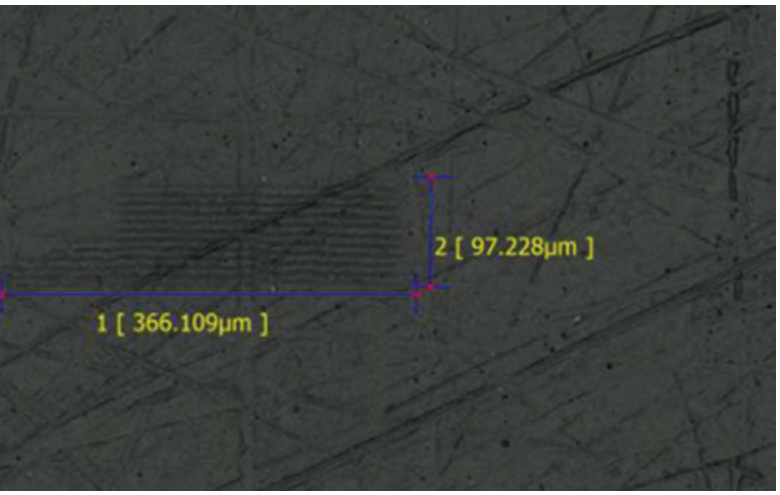
Při skenování povrchu repliky je nejprve využitý optický objektiv pro nalezení oblasti určené ke skenování a následuje sken povrchu laserem. S rostoucí přesností analýzy otisku povrchu stoupá i časová náročnost na softwarové zpracování dat, které se pohybuje v řádu hodin.

3. PROVOZNÍ SNÍMÁNÍ REPLIK

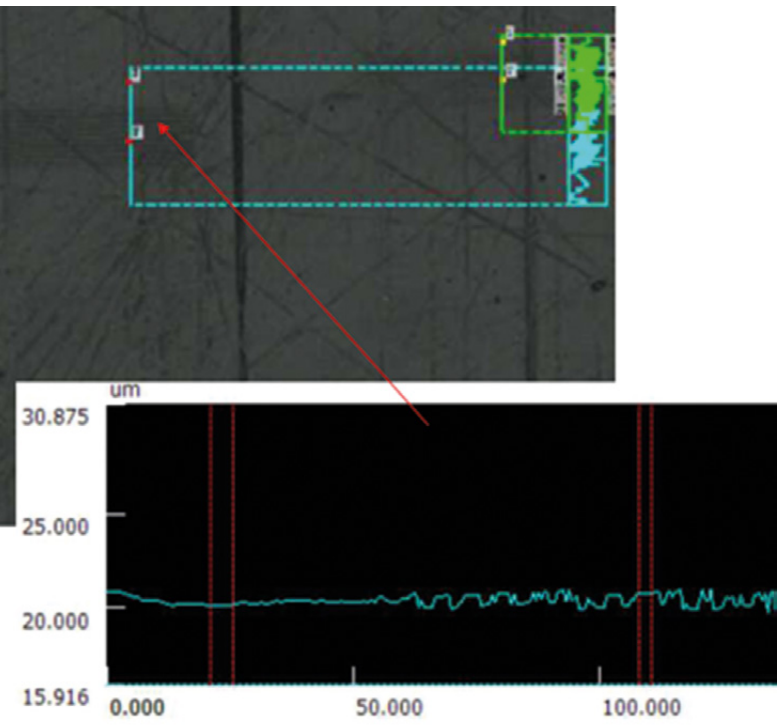
V oblasti energetiky jsou na pracovišti Centra výzkumu Řež (CVŘ) nejčastěji využívány RepliSety F5 a GT1. Při snímání defektů detekovaných fluorescenční magnetickou metodou na povrchu ložiskového čepu rotoru (obr. 2) byly oba typy vzájemně porovnány. Pro zjištění charakteru defektů čepu byla použita provozní metalografie, na níž navazovalo provedení otisků pomocí RepliSetů F5 a GT1 za účelem zjistit hloubku nalezených defektů. Oba typy Replisetů byly aplikovány na vybraná místa pomocí pistole, vytvrzeny, sejmuty z povrchu a skenovány optickým profilometrem v laboratoři.

RepliSet GT1, který vytvořil otisk povrchu šedé barvy se ukázal jako nevhodný pro otisk jemných, mělkých defektů na povrchu čepu rotoru. RepliSet F5 vytvořil otisk černé barvy, který již bylo možné skenovat ve vybraných

Obr. 1: Optický 3D profiloměr VKX 100



Obr. 3: Měřená stopa defektu



Obr. 4: Měření reliéfu stopy

oblastech při zvětšení objektivu 100× a zvětšení na monitoru 2 000×. Celkem bylo získáno 96 snímků s přesností snímání Superfine 2048 × 1536 s rychlostí 4 Hz a na jedné oblasti s defekty byl vždy provedený dvojnásobný sken. Doba skenování vybrané oblasti trvala 4 hodiny. Stopy defektů dosahují šířky cca 100 mikronů a délky stovek mikronů (obr. 3) a zobrazení reliéfu vybrané oblasti poškozeného místa je dokumentováno na obr. 4.

Repliky jsou vhodné také pro otisky povrchu v místech nedostupných přímému 3D skenování, nebo v místech s radiací. Mezi takové případy patří například odběr otisků z předrozváděcích lopat oběžných kol vodních elektráren, kde je cílem pomocí repliky změřit hloubku defektů typu kavitace na vnitřní hraně lopatek a jejich polohu. Otisk replik byl dále uplatněný při zjišťování hloubky defektů stěn bazénu vyhořelého paliva tzv. mokrého zásobníku výzkumného reaktoru LVR-15 v CVŘ. Jedná se o korozní poškození stěn vlivem elektrochemické koroze. Měření korozních úbytků jsou pravidelně opakována a výsledky měření jsou ukládány pro možnost provádět srovnání rozvoje poškození v čase.

4. ODBĚR REPLIK POD VODOU

S ohledem na rozsah činností prováděných v CVŘ v oblasti energetiky vznikla potřeba provádět odběry replik pod vodou. V rámci vývojových aktivit CVŘ vznikl interní projekt, který řeší návrh, konstrukci, výrobu a testování zařízení pro odběr repliky pod vodou. V současné době je již k dispozici prototyp zařízení, testují se jednotlivé druhy Replisetů, ověřuje se jejich přesnost a stabilita po odběru v prostředí vody.

V budoucnosti se plánuje využití zařízení pro odběr replik v oblasti s vysokou radioaktivitou, nebo pro otisky povrchů radioaktivních vzorků, které je možné provést v tzv. horkých komorách.

5. ZÁVĚR

Replikační sety včetně Replifixů jsou kvalitními nosiči informace o geometrii povrchu a rozměrů povrchových defektů [2, 3]. Staly se již nedílnou součástí NDT kontrol prováděných pracovníky Centra výzkumu Řež. V nedaleké budoucnosti by měla být i možnost aplikovat repliky také pod vodou a v místech s radiační zátěží.

Prezentované 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.

Reference:
[1] STRUERS. www.struers.com
[2] PATERA J., ZAHRÁDKA P., HABRCETL V. Aktualizace a dokončení prováděcího předpisu měření důlkové koroze na oběžných lopatkách v kritických místech včetně způsobu vyhodnocení. Centrum výzkumu Řež, PL1736, 2017.
[3] PATERA J., ZAHRÁDKA P., MATĚJÍČEK J. Hodnocení stavu oběžných kol čerpadel LVR-15 v roce 2019. Centrum výzkumu Řež, PL3322, 2019.

Ověření výrobních vad svarových spojů zkušebních těles metodami NDT

Ing. Jana Veselá, Ph.D., Ing. Pavel Mareš, Ing. Jiří Hodač

Svařování patří k základním postupům spojování materiálů, kdy v průběhu procesu svařování vznikají vady. Typy výrobních vad závisí zejména na dané metodě svařování, druhu základního a přídavného materiálu a také na svářeči samotném. Typickými vadami, které svým charakterem odpovídají v praxi zkoušeným komponentám, jsou studený spoj, trhliny, neprovařený kořen, hubený kořen, nadměrné převýšení kořene, vměstky, porozita a další.

Pro ověření výroby vybraných typů vad svarových spojů byla zvolena plochá i trubková tělesa s homogenním nebo heterogenním svarovým spojem. Zkušební tělesa jsou vyráběna ze stejného materiálu, stejnou metodou svařování a s vadami, které odpovídají vadám detekovaným v technické praxi energetického průmyslu. Výroba vad je prováděna změnami parametrů svařování a kontaminací svarových ploch průmyslovými látkami. Z oblasti nedestruktivního zkoušení (NDT) jsou k detekci vad vhodné objemové metody ultrazvuková a prozařovací. Při ultrazvukovém zkoušení je využívána technika Phased Array. Cílem je porovnat výsledky použitých metod NDT navzájem i s výsledky metalografického rozboru jednotlivých vad.

Welding is one of the basic procedures for joining materials, when defects occur during the welding process. The types of manufacturing defects depend mainly on the given welding method, the type of basic and additional material and on the welder himself. Typical defects, which by their nature correspond to the components tested in practice, are cold joint, cracks, uncooked root, thin root, excessive root elevation, inclusions, porosity and others.

To verify the production of selected types of defects in welded joints, flat and tubular bodies with a homogeneous or heterogeneous welded joint were chosen. The test specimens are made of the same material, the same welding method and with defects that correspond to the defects detected in the technical practice of the energy industry. The production of defects is carried out by changes in welding parameters and contamination of welded surfaces with industrial substances. In the field of non-destructive testing (NDT), ultrasonic and radiation volume methods are suitable for the detection of defects. The Phased Array technique is used for ultrasonic testing. The aim is to compare the results of the used NDT methods with each other and with the results of metallographic analysis of individual defects.

1. ÚVOD

V první etapě byly vady svarových spojů realizovány na 10 mm nerezových plechách. Výsledky výroby vad byly uspokojivé, a tak následně byla vyrobena nová zkušební tělesa (ZT) opět z nerezového plechu, ale o tloušťce stěny 30 mm. Dalším typem těles jsou válcová tělesa o rozměru 89 × 6,3 mm o délce 200 mm určená k vzájemnému srovnání vlivu tloušťky stěny a geometrie na chování výrobních vad svarového spoje při detekci ultrazvukovou metodou.

2. ZKUŠEBNÍ VZORKY

Výroba vývojových zkušebních těles s výrobními vadami svarových spojů byla realizována na vzorcích válcovaného nerezového plechu a trubkách metodou svařování 141 – TIG (obloukové svařování netavící se elektrodou v inertním plynu).

Plech o rozměrech 900 × 303 × 30 mm obsahuje celkem 8 různých výrobních vad vždy o délce cca 30 mm, umístěných na levém i pravém úkosu svarového spoje a se vzájemným rozestupem cca 50 mm, vyznačením nulového bodu a směru zkoušení, obr. 1. Jednotlivé typy vad a jejich poloha jsou blíže definovány v tabulce 1. Svařovaný materiál byla nerezová ocel AISI 316 L.

Válcová tělesa byla vyrobena vždy s jednou vadou po obvodu, na obr. 2 je oblast vady vyznačena písmenem dle obr. 2. Heterogenní svarový spoj vznikl spojením ocelí P256GH a 1.4541.

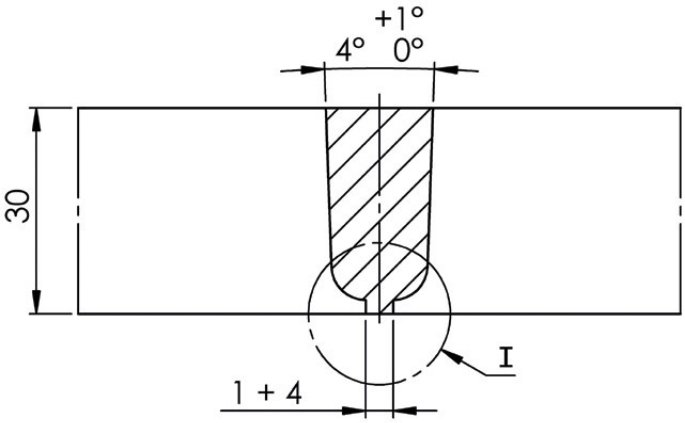
3. APLIKOVANÉ METODY NDT

Z oblasti nedestruktivního zkoušení byly pro detekci povrchových vad aplikovány vizuální kontrola a penetrační metoda u ZT plech. Pro detekci vnitřních vad svarového spoje byly využity metody ultrazvukového a radiografického zkoušení pro oba typy zkušebních těles.

Na ZT typu plech bylo provedeno ultrazvukové zkoušení technikou Phased Array (PAUT) přístrojem Dynaray 128/128PR, Phased Array (PA) sondou o frekvenci f = 3,5 MHz a dvojitou PA sondou o f = 2,25 MHz. Zkoušení bylo provedeno ze strany koruny svaru a v této poloze z obou stran svaru.

Na válcových ZT bylo PAUT provedený dvojitou PA sondou o frekvenci f = 4 MHz.

Radiografické zkoušení (RT) bylo u ZT typu plech provedeno externí firmou a byla provedena dle normy ČSN EN ISO 17636-1 ve třídě B.



Obr. 1: Těleso plech, tl. stěny 30 mm

Obr. 2: Válcová tělesa

Tab. 1: Typy vad svarů a poloha vad v ZT

Typy vad svarů		Poloha vad	
A	Neprovařený kořen	A	60–90 mm
B	Nedostatečný tlak argonu	B	140–170 mm
C	Znečištění úkosu uhlovodíky	C	220–250 mm
D	Znečištění úkosu grafitem	D	305–335 mm
E	Zavařená struska	E	535–565 mm
F	Zavařený korundový písek	F	615–645 mm
G	Studený spoj	G	695–725 mm
H	Wolframové vměstky	H	773–803 mm

4. NEDESTRUKTIVNÍ ZKOUŠENÍ

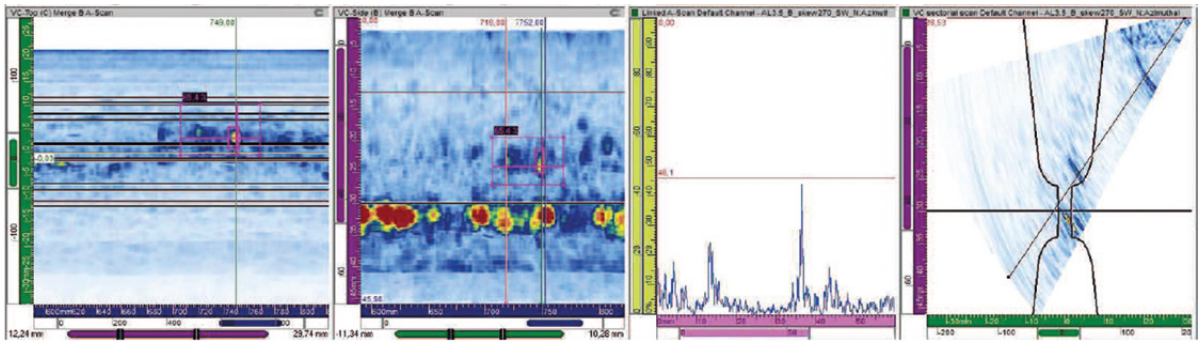
Z celkového počtu osmi výrobních vad jsou prezentovány výsledky PAUT a RT svaru se studeným spojem u obou typů ZT, obr. 3 a 4.

U plechu byl studený spoj detekován ze strany B, označení na obr. 1, v poloze 718 až 752 mm od nulového bodu s celkovou délkou vady 34 mm.

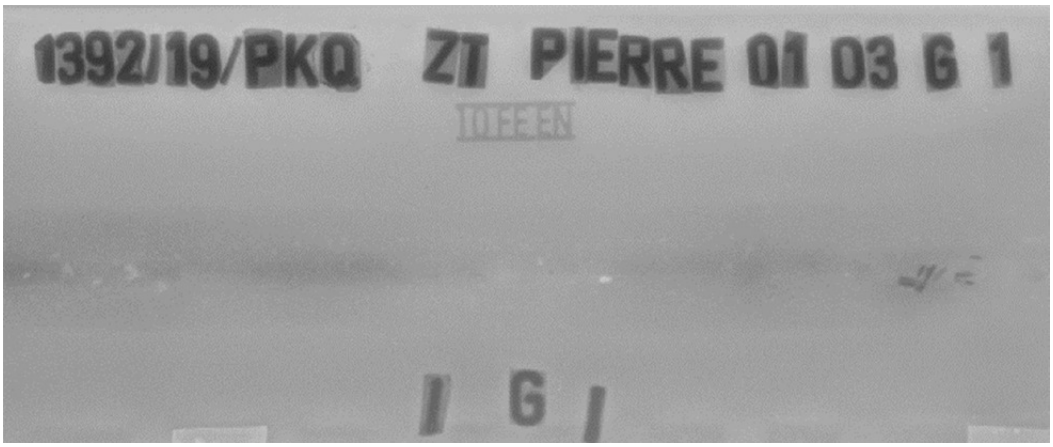
U válcového tělesa byl studený spoj mezi vrstvami svaru detekován ze strany feritické oceli.

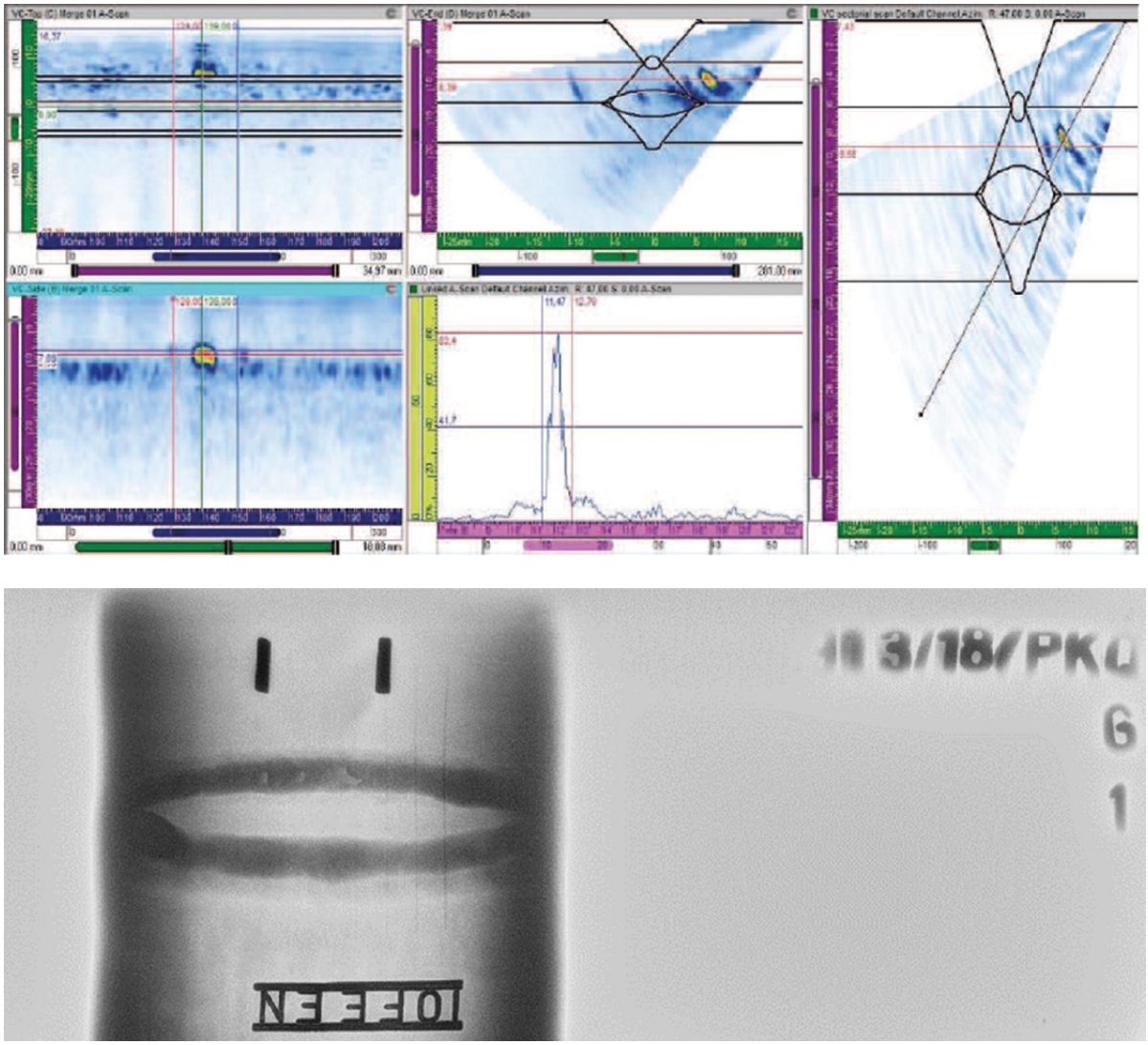
5. METALOGRAFICKÉ HODNOCENÍ

Zkušební těleso plech nebylo podrobeno metalografickému rozboru, byla provedena vizuální kontrola kořenové oblasti svaru, obr. 5. Válcové těleso s vadou typu G bylo podrobeno metalografii provedené v místě určeném PAUT, obr. 6.



Obr. 3: Zkušební těleso plech tl. 30 mm – studený spoj (vada G)





Obr. 4: Válcové zkušební těleso – studený spoj (vada G)

6. SHRNUTÍ

Vzájemné srovnání schopnosti detekovat zvolené typy vad objemovými metodami UT a RT společně s výsledky makroskopického rozboru pro všechny tři typy zkušebních těles je uvedeno v tabulce 2.

Modře označená pole – RT metoda detekovala vadu, ale v protokolu bylo hodnoceno jako vyhovující s ohledem na kritéria přípustnosti dle norem ČSN EN ISO 5817 st. B, nebo ČSN EN ISO 10675-1 a stupeň přípustnosti 1.

Z výsledků uvedených v tabulce 1 je patrné, že u plochých vzorků s tloušťkou stěny do 10 mm metalografie potvrdila přítomnost téměř všech typů vad ve svarovém spoji. Pouze 3 typy vad byly detekovány metodou RT a 6 typů bylo detekováno technikou PAUT. U válcových těles s tloušťkou stěny 6 mm metoda RT stejně jako u předchozího typu plochého vzorku potvrdila pouze 3 typy vad. Metoda PAUT detekovala 5 typů vad a tyto byly potvrzeny i metalograficky. U plochého vzorku s tloušťkou stěny 30 mm obě objemové NDT metody detekovaly všechny typy vad. Metalografie nebyla provedena z důvodu požadavku zachovat vzorek vcelku pro další rozbory.

Typ vady		DETEKCE – PLECH			DETEKCE – TRUBKA			DETEKCE – PIERE	
		nerez 1.4571, tl. 10 mm			HSS, TR KR 89×6			Nerez 316L, tl. 30 mm	
		PAUT	RT	MAKRO	PAUT	RT	MAKRO	PAUT	RT
A	neprovařený kořen	×	×	×	×	×	×	×	×
B	nedostatečný tlak argonu	×	×	×	×	×	×	×	×
C	znečištění úkosu uhlovodíky		×	×		×		×	×
D	znečištění grafitem	×		×				×	×
E	zavařená struska	×	×	×	×		×	×	×
F	zavařený korundový písek		×			×		×	×
G	studený spoj	×	×	×	×	×	×	×	×
H	wolframové vměstky	×	×	×	×	×	×	×	×

Tab. 2: Srovnání detekovatelnosti vad metodami UT, RT a makro

7. ZÁVĚR

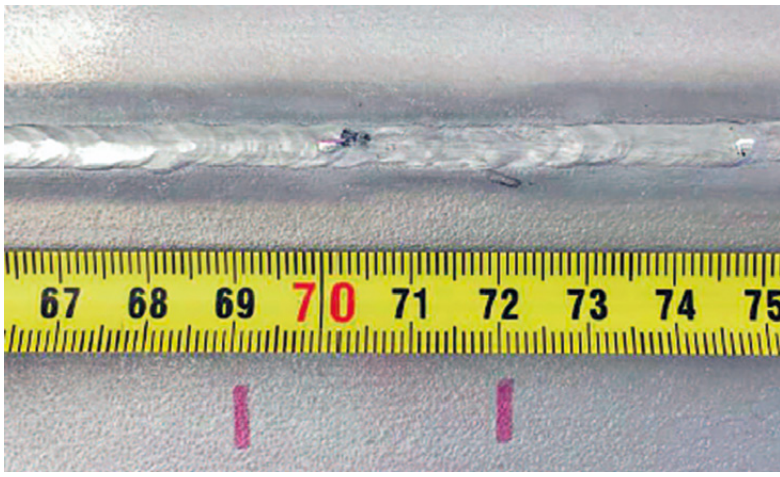
Parametry svařování a specifické postupy vedoucí ke vzniku vad, které byly získány při výrobě vývojových zkušebních těles, byly ověřeny objemovými metodami nedestruktivního zkoušení. Tyto parametry jsou důležité k zajištění opakovatelnosti výroby vad svarových spojů.

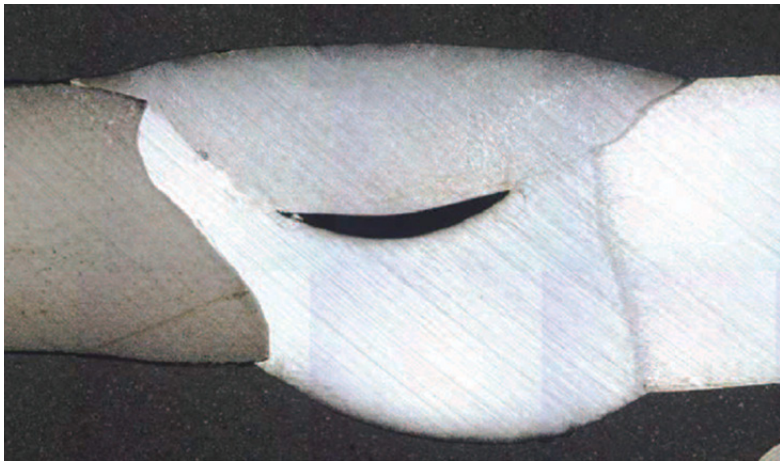
Při výrobě zkušebních těles lze tabulku 1 využít jako vodítko pro výběr typu vady s ohledem na druh polotovaru, materiálu a rozměry, zejména tloušťku.

Je zřejmé, že u větší tloušťky materiálu a tím i většího počtu svarových housenek (vrstev) lze lépe v průběhu procesu svařování zajistit vznik všech požadovaných typů vad.

Prezentované 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.

Obr. 5: ZT plech – vizuální kontrola kořenové oblasti v místě vady G





Obr. 6: Válcové ZT – makro v místě svaru, vada G

Protikorozní povrchová ochrana oceli C45 kompozitním laserovým návarem na bázi měď–čedič

**Ing. Pavla Bartoň Klufová, Ph.D.,
prof. Dr. Ing. Antonín Kříž, IWE,
Ing. Jan Tittel, Bc. Kamila Doležalová**

Příspěvek je zaměřen na hodnocení korozní odolnosti povrchové úpravy měď–čedičovým kompozitním laserovým návarem. V rámci experimentu byl jako podklad použit plech z oceli C45 o tloušťce 20 mm, přídavným materiálem byla směs přídavných prášků Oerlikon METCO 55 (měď o vysoké čistotě) a čedičový prach. Z přídavných prášků byly následně připraveny 2 druhy směsí obsahující 10 a 15 hmotnostních % čediče v měděném prášku Oerlikon METCO 55. Korozní odolnost systému ocel–kompozitní laserový návar byla měřena s využitím potenciodynamické korozní zkoušky.

The present contribution explores the corrosion resistance of a composite copper–basalt laser clads. The substrate was a C45 steel sheet 20 mm in thickness. The filler materials were two mixtures of Oerlikon METCO 55 powder (high-purity copper) and basalt dust. These two constituents were used for preparing mixtures containing 10 and 15 weight percent of basalt in Oerlikon METCO 55 copper powder. The corrosion resistance of the system comprising steel and composite laser cladding was tested using potentiodynamic corrosion test.

ÚVOD

Problematika protikorozní povrchové ochrany obalových souborů sloužících pro ukládání vyhořelého jaderného paliva do hlubinných úložišť se stala motivací pro celosvětové vědecké týmy materiálových inženýrů k vývoji nových druhů materiálů a povrchových úprav ocelí s vysokou odolností proti korozi v expozičních prostředích hlubinných úložišť. Od roku 2018 pracuje Katedra materiálu a strojírenské metalurgie Fakulty strojní Západočeské univerzity v Plzni na vývoji speciální protikorozní povrchové úpravy oceli kompozitním materiálem, který je technologií laserového navařování s přídavným materiálem ve formě prášku deponován na ocelový substrát. Základní matrice nově vyvinutého kompozitního materiálu je tvořena mědí a o vysoké čistotě (Cu > 99,8 %) a jako plnivo je použit čedičový prach získaný těžbou této horniny z povrchových dolů v ČR.

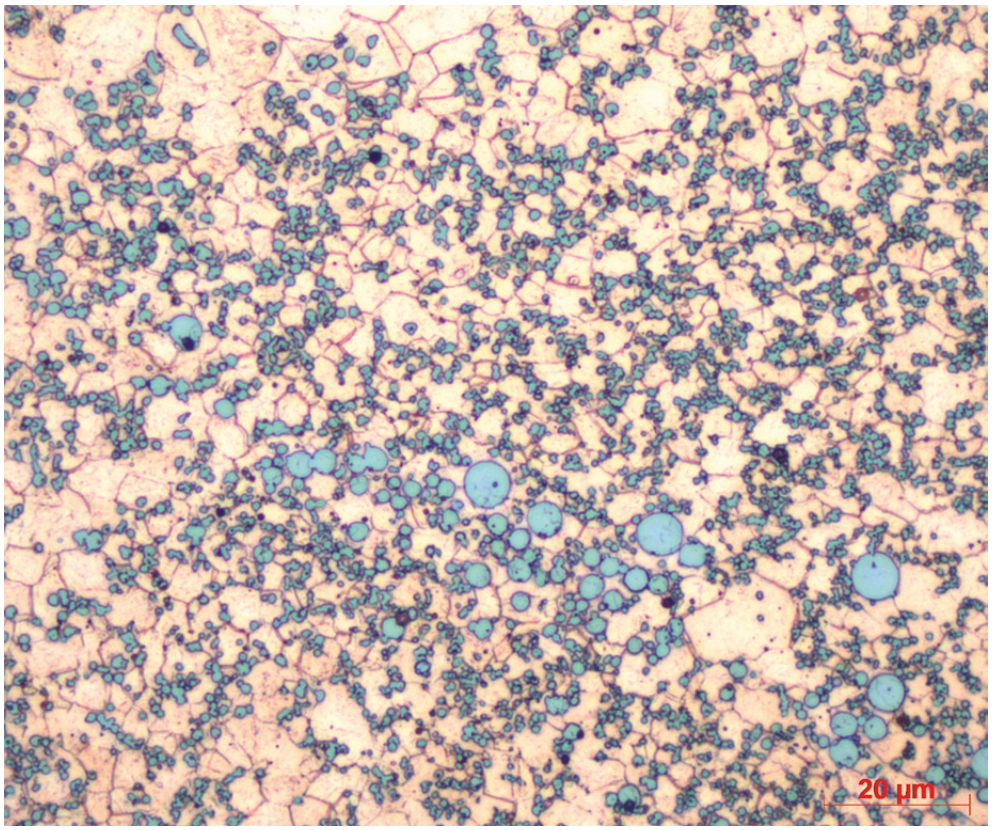
EXPERIMENT

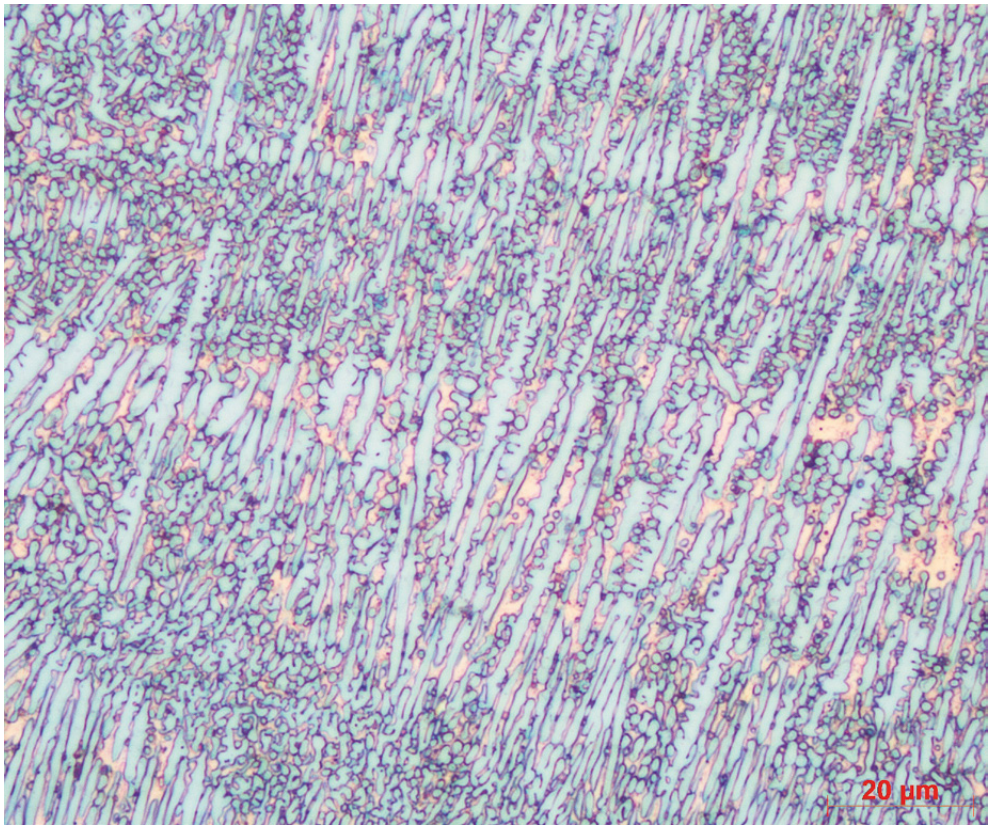
V rámci experimentálního programu byly na pevnolátkovém diskovém laseru Trumpf TruDisk 8002 s vlnovou délkou λ = 1 030 nm a průměrem laserového svazku v ohnisku 3,4 mm laserem navařeny 3 vzorky kompozitních laserových návarů, obsahujících: VZOREK A (90 hm. % Cu + 10 hm. % čedič), VZOREK B (85 hm. % Cu + 15 hm. % čedič). Jako substrát byl použit kartáčovaný plech z oceli C45 o tloušťce 20 mm [1].

METALOGRAFICKÁ ANALÝZA

Na obr. 1, 2 jsou zobrazeny metalografické struktury měď–čedičového kompozitního laserového návaru VZORKU A (90 hm. % Cu + 10 hm. % čedič) pořízené pomocí světelného optického mikroskopu. Podpovrchová oblast kompozitu, zobrazená na obr. 1, zachycuje základní matrici tvořenou mědí o vysoké čis-

Obr. 1: VZOREK A; 90 % Cu + 10 % čedič; základní matrice na bázi Cu s disperzně rozmístěnými komplexními oxidy čediče; leptáno; zvětšeno 1 000× [2]





Obr. 2: VZOREK A; 90 % Cu + 10 % čediče; epitaxní růst dendritů; leptáno; zvětšeno 1 000× [2]

Označení vzorku	Počet měření	Korozní potenciál E_{corr} [mV vs Ref]	Polarizační odpor Rp [Ω]	Polarizační odpor S [Ω·cm²]	Korozní rychlost [µm/rok]
Cu PLECH	Měření 1	-175	6 334	11 211	0,023
VZOREK A	Měření 1	-352	82 499	146 023	0,284
	Měření 2	-535	4 670 000	8 265 900	0,006
	Měření 3	-505	76 917	136 143	0,442
VZOREK B	Měření 1	-491	9 270 000	16 407 900	0,003
	Měření 2	-535	8 120 000	14 372 400	0,003
	Měření 3	-510	9 870 000	17 469 900	0,003

Tab. 1: Potenciodynamická korozní zkouška; naměřené a vypočtené hodnoty ustáleného korozního potenciálu, polarizačního odporu a korozní rychlosti [4]

totě, s disperzně rozmístěnými komplexními oxidickými fázemi čediče. Na obr. 2 je zachycena metalografická struktura VZORKU A pořízená nad hranicí ztavení laserového návaru a substrátu. Struktura je tvořena dendrity s epitaxním růstem s mezidendritickými prostory vyplněnými mědí o vysoké čistotě.

Mikrotvrdost kompozitního laserového návaru byla měřena pomocí mikrotvrdoměru Struers Durascan 70 G5. Ve vzdálenosti 0,2 mm od povrchu laserového návaru směrem k substrátu byla měření stanovena mikrotvrdost na 254 ± 6 HV 0,5. Mikrotvrdost laserového návaru naměřená 0,2 mm nad hranicí ztavení laserového návaru a substrátu byla 378 ± 5 HV 0,5.

KOROZNÍ ZKOUŠKY

Korozní odolnost laserových návarů byla testována potenciodynamickou korozní zkouškou na potenciostatu BioLogic SP-150. Jako expoziční prostředí byla použita syntetická důlní voda. Cílem využití důlní vody bylo simulovat reálné expoziční korozní prostředí obalového souboru v hlubinných úložištích. Před samotným měřením byl povrch připravených laserových návarů zbroušen na magnetické brusce na užitnou výšku návaru. Na každém vzorku laserového návaru byla provedena 3 měření pomocí potenciodynamické korozní zkoušky. Jako etalon sloužící pro porovnání dosažených naměřených a vypočtených hodnot korozní rychlosti byl použit měděný plech o čistotě 99,98 % Cu, na němž bylo provedeno pouze 1 srovnávací měření [3]. Naměřené a vypočtené hodnoty korozní rychlosti jsou sumarizovány v tab. 1.

ZÁVĚR

V rámci experimentálního programu byly technologií laserového navařování s přídavným materiálem ve formě prášku laserem navařeny 2 vzorky kompozitních laserových návarů na bázi měď–čedič. Jako substrát byla použita ocel C45 o tloušťce 20 mm. Připravené vzorky laserových návarů byly podrobeny metalografické analýze a korozním testům (Potenciodynamická korozní zkouška). V expozičním prostředí syntetické důlní vody byla u VZORKU B (85 hm. % Cu + 15 hm. % čedič) stanovena korozní rychlost na 0,003 µm/rok. Aplikační potenciál nově vyvinutého měď-čedičového kompozitního materiálu deponovaného formou povrchové úpravy na ocelový substrát směřuje především do oblastí méně agresivního korozně-expozičního prostředí, jakým je například expoziční prostředí hlubinného úložiště obalových souborů, sloužících k trvalému hlubinnému uložení vyhořelého jaderného paliva v ČR.

Prezentované 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.

Reference:
[1] BARTOŇ KLUFOVÁ, P., TITTEL, J., VOSTŘÁK, M., JANSA, Z., KŘÍŽ, A. Corrosion resistance of laser-deposited composite copper-basalt overlay. In Conference Proceedings – METAL 2019 – 28th International Conference on Metallurgy and Materials. Ostrava: Tanger, 2019. s. 105–1062. ISBN: 978-80-87294-92-5.
[2] DOLEŽALOVÁ, K. Metalografické hodnocení laserových návarů na bázi kompozitních materiálů. In Bakalářská práce. Západočeská univerzita v Plzni. 2019.
[3] BARTOŇ KLUFOVÁ, P., KŘÍŽ, A., VOSTŘÁK, M.. Development of laser clads with high corrosion resistance for nuclear power industry. In AIP Conference Proceedings. Maryland: American Institute of Physics Inc., 2019. s. „020011-1" – „020011-8". ISBN: 978-0-7354-1936-0 , ISSN: 0094-243X.
[4] TITTEL, J. Testování korozní odolnosti kompozitních laserem navařených materiálů s vysokým poločasem rozpadu. In Diplomová práce. Západočeská univerzita v Plzni. 2019.

Experimentální vzduchová turbína VT-400

Ing. Pavel Žitek, Ing. Marek Klimko

Součástí jaderné elektrárny je také sekundární cyklus, jehož jednou z hlavních komponent je parní turbína. Proudění lopatkovým stupněm je velmi komplikované a výrazně ovlivňuje účinnost celé turbíny. V laboratořích Západočeské univerzity v Plzni je umístěna jednostupňová experimentální vzduchová turbína, na které se zkoumají vlivy různých parametrů na proudící médium, a tudíž na účinnost stupně. Cílem článku je představit toto experimentální zařízení.

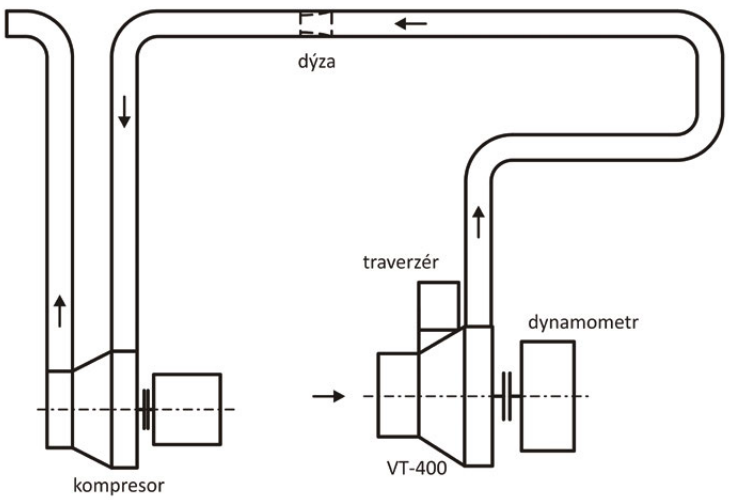
The nuclear power plant also includes a secondary cycle. One of the main components of the cycle is a steam turbine. The flow through the flow path is very complicated and significantly affects the turbine efficiency. A single-stage axial experimental air turbine is located in the laboratories of the University of West Bohemia in Pilsen. This device is used to investigate the influence of various parameters on the flowing medium and thus on the stage efficiency. The aim of the article is to present this experimental device.

POPIS EXPERIMENTÁLNÍHO ZAŘÍZENÍ

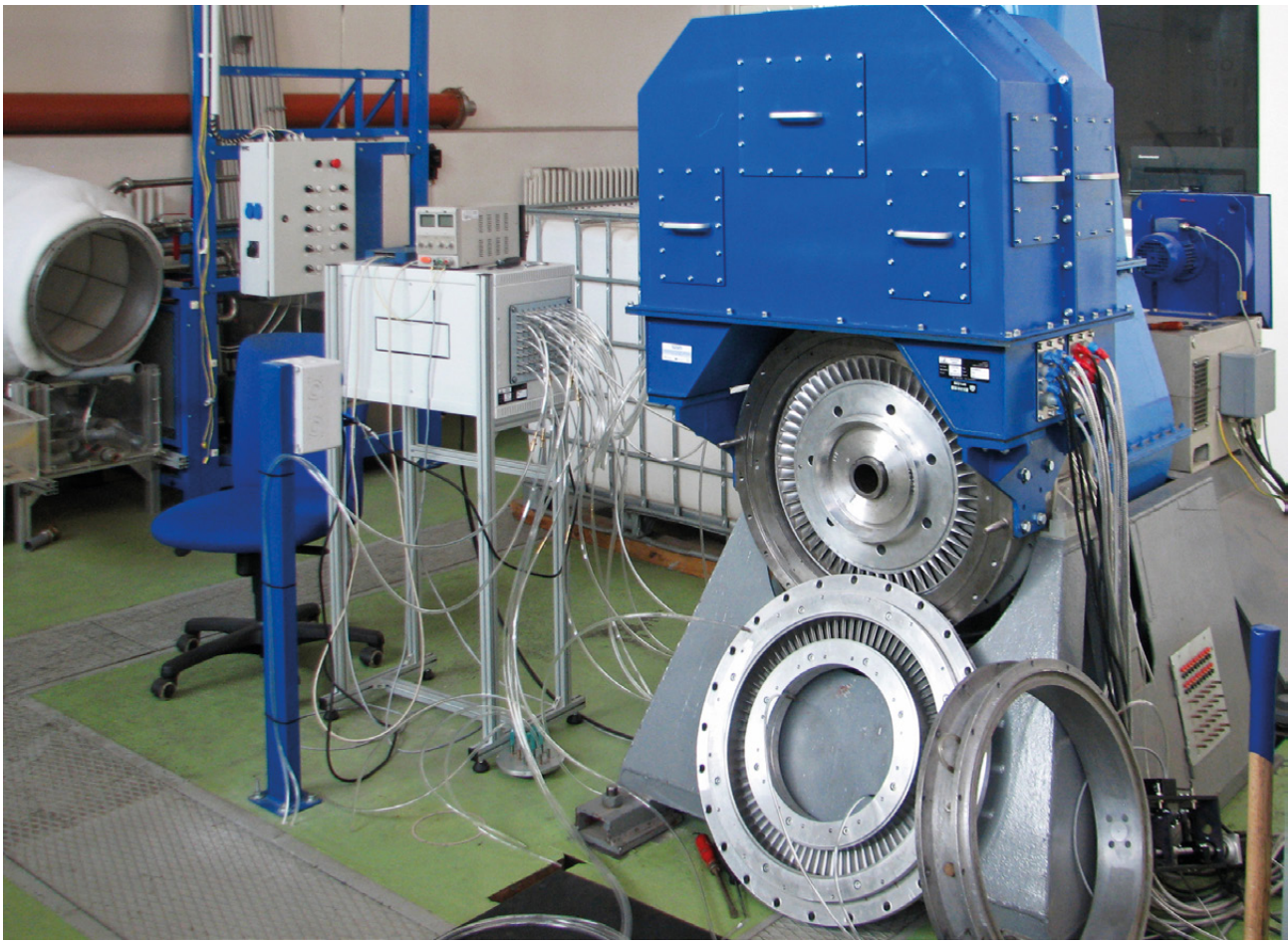
VT-400 je experimentální zařízení určené pro výzkum průtočné části lopatkových strojů [1]. Na vzduchové turbíně je možné řešit různé problémy týkající se konstrukčního řešení turbínových stupňů. V minulosti zde probíhal výzkum profilových a ventilačních ztrát a ztrát parciálním ostřikem. Dále také vliv 3D tvarování rozváděcích a oběžných lopatek na proudění ve stupni [2]. V posledních letech je na experimentálním zařízení prováděn výzkum chování turbinového stupně při provozování v nenávrhových režimech [3], vliv velikosti axiální mezery mezi rozváděcím a oběžným kolem na účinnost stupně, průtok hřídelovou a nadbandážovou ucpávkou a další.

Celá aerodynamická smyčka (Obr. 1) se skládá z celkem pěti základních částí.

Hlavní částí je samotná vzduchová turbínka VT-400 (Obr. 2). Jedná se o jednostupňovou axiální turbínu umístěnou v sání kompresoru – na vstupu do turbíny jsou tedy parametry shodné s okolním prostředím. Výhodou je jednoduchost uspořádání cyklu, nevýhodou omezené možnosti změny Reynoldsova a Machova čísla. Průtočná část umožňuje výzkum vysokotlakých stupňů lopatkových strojů. Samotné měření je prováděno jednak osvědčenými metodami, tj. měření tlaků pomocí statických odběrů a pětiotvorových pneumatických sond, používáme však i moderní metody, jako např. metody laserové anemometrie PIV a LDA.



Obr. 1: experimentální smyčka



Obr. 2: průtočná část experimentální turbíny

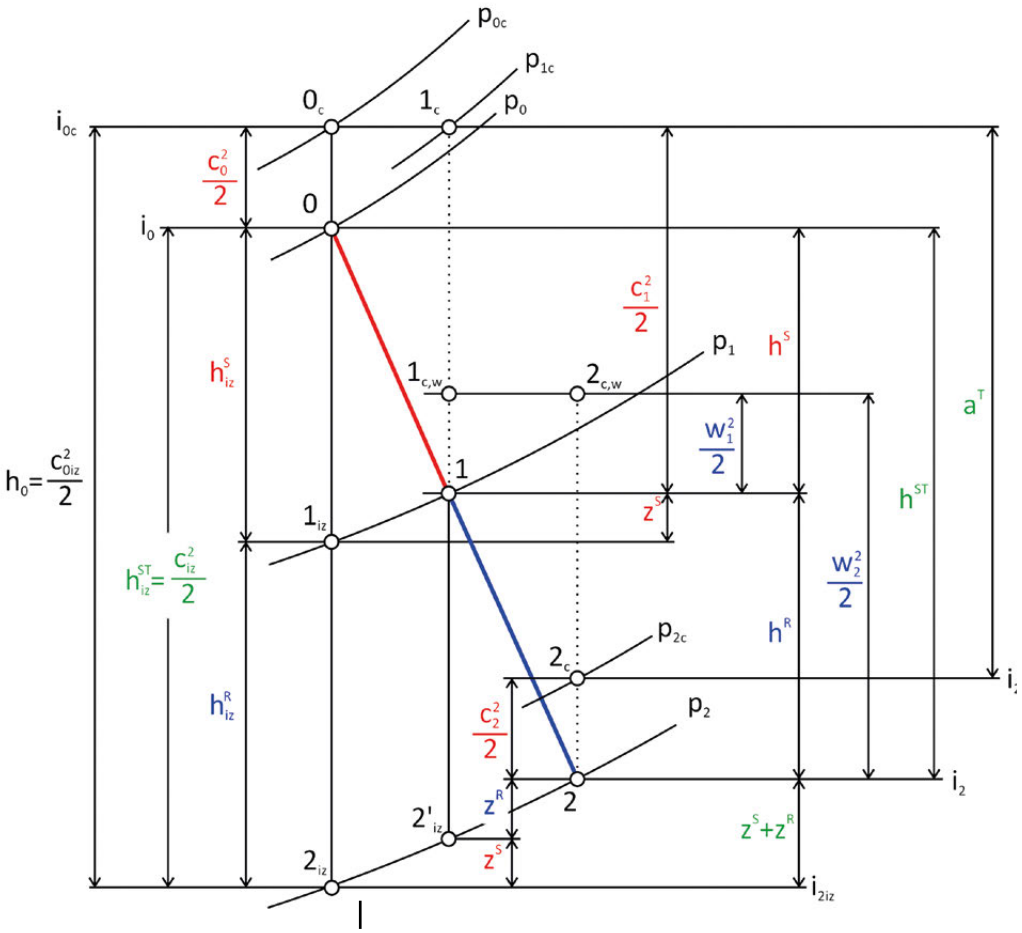
Pohyb dvou pětiotvorových sond určených pro detailní zmapování tlakového pole za rozváděcím i oběžným kolem umožňuje traverzovací zařízení umístěné v horní části tělesa turbíny. Ze získaných dat lze určit důležité parametry stupně, jako např. rychlostní profil, úhel směru proudění nebo reakci po délce lopatky. Traverzovací zařízení lze použít také pro měření fluktuací rychlosti metodou žhaveného drátku (CTA).

Pro určení výkonu stupně je nutné znát kromě průběhu expanze (obr. 2) vypočítané z tlaků a teplot také krouticí moment hřídele. Jeho hodnotu získáváme spolu s otáčkami rotoru z dynamometru. Ten zároveň udržuje během provozu otáčky turbíny na požadované hodnotě. Část výkonu stupně je nutná k překonání ztrát v ložiskách, ztrát třením disku o okolní prostředí a dalších ztrát [4]. Jejich hodnotu musíme určit a k výkonu získanému z dynamometru připočítat. Výkon samotného lopatkování pak určíme z následujícího vztahu:

$$P^{ST} = P^{dyn} + P^{ztr} = M_k \cdot (2 \cdot \pi \cdot n)/60 + P^{ztr} \quad [W]$$

kde:
P^{ST} je výkon stupně, P^{dyn} je výkon vypočítaný z krouticího momentu M_k odečteného z dynamometru, n jsou otáčky rotorové soustavy a P^{ztr} je ztrátový výkon soustavy.

Dalším důležitým komponentem experimentální smyčky je dýza určená pro měření hmotnostního průtoku vzduchu turbínkou. Ta je vyrobena dle normy ASME a je umístěna v potrubí spojujícím turbínu s kompresorem. Pro její kalibraci a pro případné měření rychlosti proudění během experimentů je dýza doplněna 1D traverzérem s jednoduchou Prandtlovou sondou. Nezbytným zařízením smyčky je také kompresor vytvářející podtlak v turbíně. Jedná se o jednostupňový odstředivý kompresor umožňující maximální tlakový spád na stupeň 12 kPa. Díky řídícímu softwaru je možné udržovat pomocí kompresoru konstantní tlakový spád na stupni.



Obr. 3: průběh expanze ve stupni

Prezentované 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.

Reference:

[1] KLIMKO, Marek a Daniel OKRESA. Measurements on the VT 400 Air Turbine. Acta Polytechnica [online]. 2016, 56(2), 118-125 [cit. 2020-07-19]. DOI: 10.14311/AP.2016.56.0118. ISSN 1805-2363. Dostupné z: https://ojs.cvut.cz/ojs/index.php/ap/article/view/2952.

[2] MILČÁK, Petr, ŽITEK, Pavel a HOZNEDL Michal. Comparison of Results from Experimental Testing of Three Variants of Turbine Stage with Modern 3D Blades. EPJ Web of Conferences [online]. 2013, 45 [cit. 2020-07-19]. DOI: 10.1051/epjconf/20134501063. ISSN 2100-014X. Dostupné z: http://www.epj-conferences.org/10.1051/epjconf/20134501063.

[3] ŽITEK, Pavel, KLIMKO, Marek a NOGA Tomáš. Experimental Air Turbine [online]. In: . 2016, s. 020026- [cit. 2020-07-19]. DOI: 10.1063/1.4963048. Dostupné z: http://aip.scitation.org/doi/abs/10.1063/1.4963048.

[4] ŽITEK, Pavel, KLIMKO, Marek a NOGA Tomáš. Power of Dissipation in a Rotating Machine. EPJ Web of Conferences [online]. 2017, 143 [cit. 2020-07-19]. DOI: 10.1051/epjconf/201714302147. ISSN 2100-014X. Dostupné z: http://www.epj-conferences.org/10.1051/epjconf/201714302147.

Chlazení elektromagnetického kalorimetru PANDA s českou stopou

Ing. Michal Volf

Několik kilometrů jižně od Frankfurtu, v okrajové části Wixhausen, se již několik let buduje nový mezinárodní urychlovač FAIR. Komplex urychlovačů a shromažďovacích prstenců, které dokáží připravit velmi intenzivní svazky iontů a antiprotonů. Ty následně poslouží studiu vlastností hmoty v nitru supernov, neutronových hvězd i nitru velkých planet. Na vývoji chlazení jednoho z urychlovačů, nesoucího sympatický název PANDA, se podílejí i vědci ze Západočeské univerzity v Plzni. V článku si představíme urychlovač, jeho konstrukci a povíme si i o úskalích, na která jsme při návrhu a výpočtech chladicího systému narazili.

A few kilometers south of Frankfurt, on the outskirts of Wixhausen, there has been a new international FAIR accelerator complex under construction for several years. These accelerators can prepare very intense beams of ions and antiprotons, which can be used for countless research activities, for instance to study the properties of matter inside supernovae, neutron stars or large planets. Scientists from the University of West Bohemia in Pilsen are actively involved in the development of a cooling system for one of the accelerators, bearing a nice name PANDA. In the article, we discuss the basics of the accelerator design and challenges we must overcome to achieve a reliable cooling system.

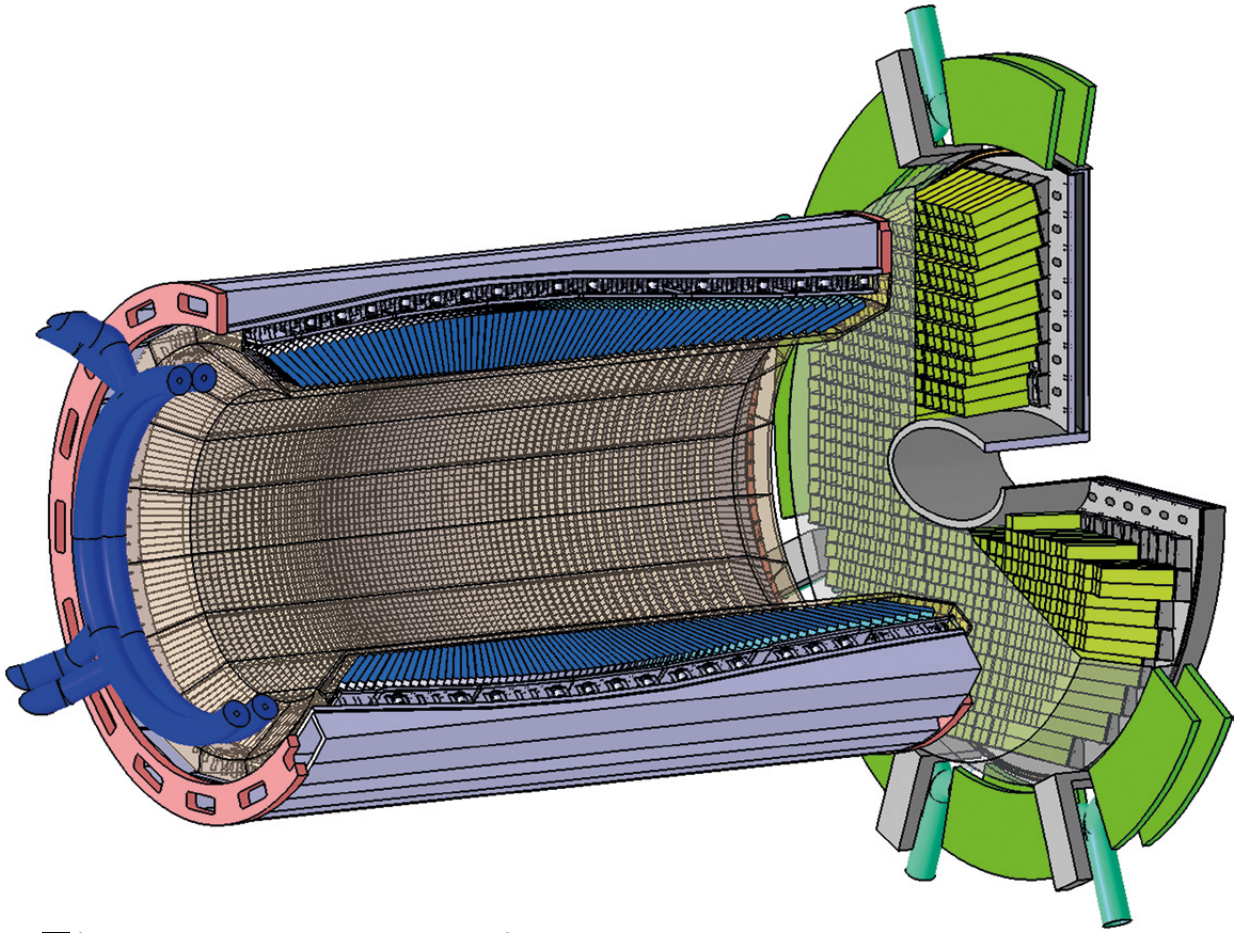
Všichni si určitě vybavíme tu slastnou chvíli večerního posezení se sklenkou vynikajícího červeného vína ze Saint-Émilionu a pohledem na nekonečný vesmír s řadou stále svítících a možná již neexistujících hvězd na noční tajemné obloze. Kde se vlastně vzala hmota v jinak prázdném vesmíru? Jaká je struktura hmoty? I to jsou otázky, na které bychom mohli najít odpovědi při experimentech v nově vznikajícím komplexu urychlovačů FAIR.

Součástí tohoto složitého komplexu je i elektromagnetický kalorimetr PANDA, jehož cílem je zkoumat silné interakce a struktury hadronů. Kalorimetr je tvořen 16 segmenty seskládanými do tvaru válce, přičemž každý segment obsahuje 710 scintilačních detektorů natočených do společného bodu v prostoru. Do tohoto místa směřuje i dalších 4 448 krystalů umístěných na bočních stěnách kalorimetru. Principem detekce je jev zvaný scintilace, kdy na luminiscenční scintilační krystaly, vyráběné firmou CRYTUR v Turnově, dopadá ionizující záření, které je převedeno na slabé světelné záblesky. Ty se registrují a převádějí na elektronický signál, tedy data dosti možná skrývající přelomové odpovědi na dosud nezodpovězené otázky.

Abychom ale mohli věřit získaným datům z měření, je třeba zajistit teplotní stabilitu a rovnoměrnost napříč krystaly. Jejich emisní vlastnosti se totiž mění v závislosti na teplotě, při které pracují, přičemž pro správnou činnost krystalů z materiálu $PbWO_4$ byl zvolen pracovní rozsah v rozmezí -30 až -20 °C. Rovnoměrnost teplotního pole je dána podmínkou, že maximální rozdíl teplot v rámci všech krystalů nesmí přesáhnout 1 °C. Pro splnění těchto kritérií bude kalorimetr vybaven chladicím systémem pracujícím se směsí vody a methanolu v poměru 40/60, který bude navržen výzkumníky z Fakulty strojní Západočeské univerzity v Plzni.

ÚSKALÍ NÁVRHU CHLADICÍHO SYSTÉMU

Jednotlivé segmenty kalorimetru disponují dvěma separátními chladicími systémy, jedním umístěným nad a druhým pod segmentem. Chladicí systém umístěný pod segmentem, tj. pod luminiscenčními krysta-

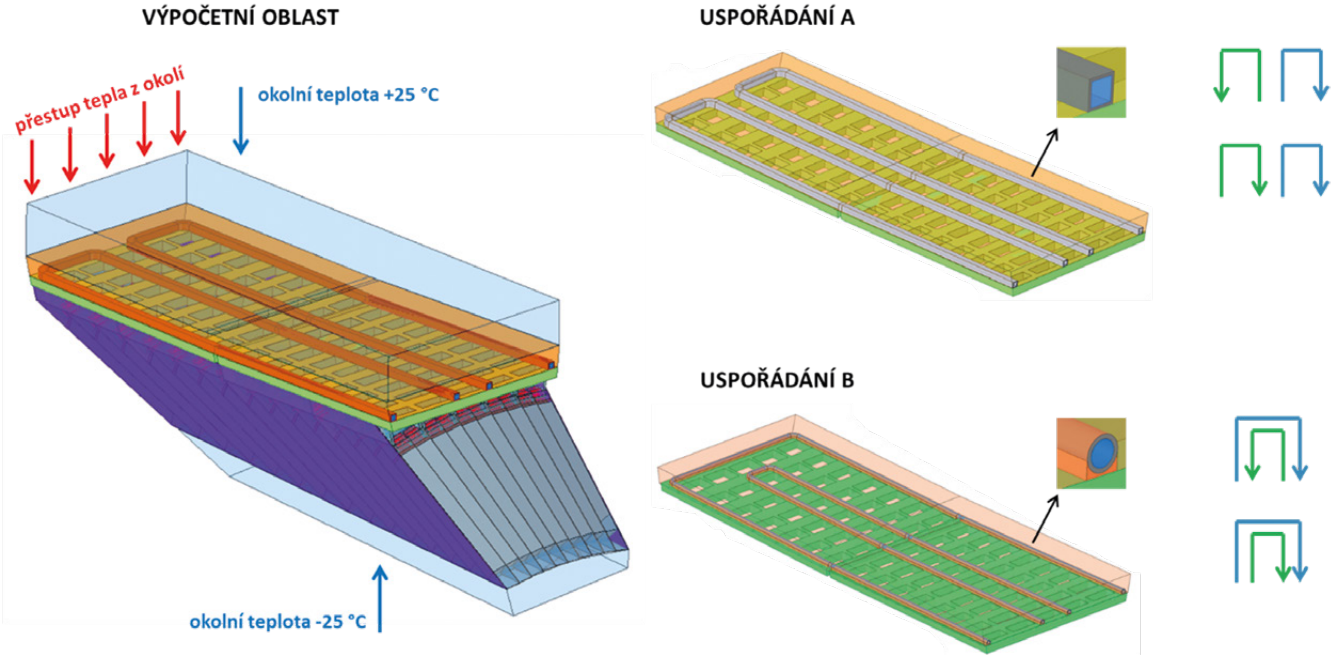


Obr. 1: Elektromagnetický kalorimetr PANDA

ly, není výrazně dispozičně omezen, a tedy může být navržen jen v závislosti na potřebném chladicím výkonu, a není tak předmětem našeho výzkumu. Potíž nastává u horního systému chlazení, jehož návrh spočívá v nalezení kompromisu mezi chladicím výkonem a dostupným prostorem pro umístění chladicích smyček.

Každý luminiscenční detektor je vybaven vlastním snímačem, který je připojen sběrnicovým kabelem dále do datové jednotky. Vzhledem k velkému počtu krystalů jsou rozměry výsledného kabelového svazku značné a zásadním způsobem omezují možnosti umístění potřebných chladicích trubiček. Výkon chladicího systému musí pro udržení stálé teploty odpovídat tepelným zdrojům systému, kterými jsou vlastní snímače nad krystaly, přestup tepla z okolního prostředí o teplotě 25 °C přes stěny a konstrukční prvky segmentu a dále přes měděné sběrnicové kabely. Celkový chladicí výkon pro jeden segment se pohybuje kolem 300 W, přičemž vnitřní průměr trubiček je dispozičně omezen na 8 mm. Tím je zároveň omezen i hmotnostní tok chladiva, jelikož zvyšování průtoku má za následek zvyšování rychlosti a s tím kvadrátem narůstá tlaková ztráta. Délka všech chladicích trubiček přitom dosahuje 180 m, a je tedy nezbytné celý systém navrhnout i s přihlédnutím k potřebnému výkonu čerpadla.

Potíž nastává také s vlastním umístěním chladicích smyček, kdy je možné umístit v zásadě jen čtyři trubičky po šířce segmentu. Navíc jsou trubičky umístěny až nad horní nosnou deskou, a nikoliv v okolí snímačů luminiscenčních detektorů, které jsou zdrojem tepla. Odvod tepla tedy probíhá zejména vedením přes řadu komponent a musí být zajištěn nejen vhodný kontakt mezi nimi, ale i nižší teplota chladiva pro vznik



Obr. 2: Variantní řešení chladicího systému

dostatečného teplotního spádu. S tím souvisí i nutnost zajistit turbulizaci proudu v jinak dlouhých rovných úsecích trubiček, kdy by ohřátím chladiva u stěny došlo k poklesu chladicího účinku a vzniku nerovnoměrného chlazení.

V neposlední řadě je třeba do výpočtu zahrnout i nejistotu vznikající neúplnou specifikací materiálových vlastností, zejména tepelné vodivosti a tepelné kapacity. Jednotlivé komponenty budou pracovat při záporných teplotách, pro něž je získání relevantních materiálových vlastností dosti obtížné.

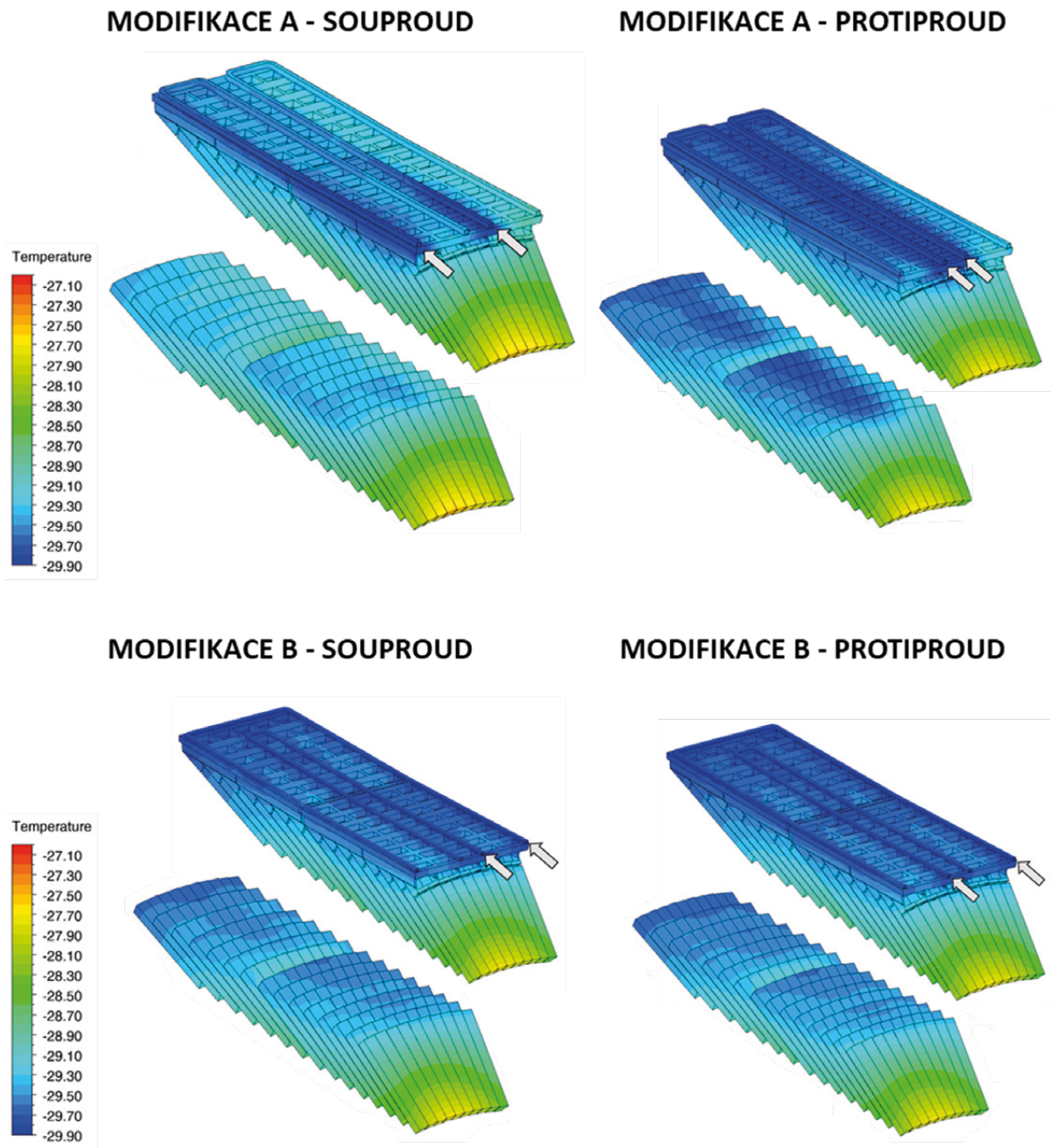
SIMULACE CHLADICÍHO SYSTÉMU

S ohledem na výše popsané požadavky a omezení bylo vytvořeno několik variant možného uspořádání chladicích smyček. Jednotlivé varianty byly simulovány pomocí CFD jen na koncové části segmentu z důvodu značné složitosti a náročnosti výpočtu. Zbylá část segmentu byla nahrazena 1D bilančním výpočtem pro získání relevantních vstupních okrajových podmínek. V každé větvi je uvažován hmotnostní tok 0.1 kg/s a vstupní teplota -30 °C.

Zatím byly navrženy dvě principiálně odlišné varianty, jedna se dvěma totožnými smyčkami umístěnými vedle sebe (viz modifikace A), druhá pak s vnějším a vnitřním okruhem (viz modifikace B). Tyto varianty byly analyzovány jak pro souproudé, tak i protiproudé uspořádání. Zvažovány byly i trubičky čtvercového průřezu, jelikož by u nich byl zajištěn intenzivnější kontakt s horní deskou, na níž jsou položeny, nicméně z důvodu vysoké výrobní ceny byla tato varianta zavržena a předpokládá se dále jen použití kruhových trubiček a spojovacího elementu pro zajištění dostatečného přenosu tepla.

VÝSLEDKY PROVEDENÝCH SIMULACÍ

Z výsledků provedených stacionárních CFD simulací vyplývá, že v případě paralelního uspořádání smyček, tj. modifikace A, se rovnoměrnějšího teplotního pole dosáhne u protiproudého provedení chlazení s přívodem chladiva do střední části segmentu. Pokud je uspořádání souproudé, pak je zhoršen odvod tepla na pravém boku segmentu (vzdálenějším od přívodu) a teplotní pole je značně nerovnoměrné.



Obr. 3: Výsledky CFD simulací

V případě modifikace B se ukazuje, že u vnořených smyček není teplotní pole významně ovlivněno souproudým nebo protiproudým uspořádáním. Zároveň z výpočtů vyplývá, že odvod tepla je rovnoměrnější než u modifikace B, především ve střední části segmentu, kde je nižší intenzita chlazení v porovnání s protiproudým uspořádáním modifikace A.

Pro úplnost dodejme, že v aktuálních simulacích není zahrnut spodní systém chlazení, který je nahrazen podmínkou fixní teploty -25 ˚C a do simulací bude přidán později. Při hodnocení výsledků je tedy nutné odhlédnout od vyšší teploty krystalů v jejich spodní polovině, jelikož to je systematická chyba dosud provedených simulací. Závěrem lze říct, že i přes veškerá diskutovaná úskalí dosavadní výpočty ukazují na realizovatelnost horního systému chlazení takto malými trubičkami.

Prezentované 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.

Orbitální svařování heterogenních spojů

Ing. Igor Vilcsek Ph.D. IWE, Bc. Ondřej Stach, prof. Dr. Ing. Antonín Kříž, IWE

Pro jadernou energetiku je tavné obloukové svařování jednou z klíčových technologií nejen pro výrobu zařízení, ale i pro jeho údržbu, montáž a opravy. Z toho důvodu, že uvnitř zařízení se nachází radioaktivní médium, jehož únik by mohl představovat katastrofické následky pro člověka i pro životní prostředí.

Článek stručně představuje výsledky i zkušenosti z aplikace automatického orbitálního svařování. Cenným poznatkem je nejen odladění svařovacího postupu, ale také vymezení okrajových podmínek pro dosažení kvalitních heterogenních svarů ocelí P265GH a Wr. N. 1.4541 požadovaných vlastností v opakovaném cyklu výroby.

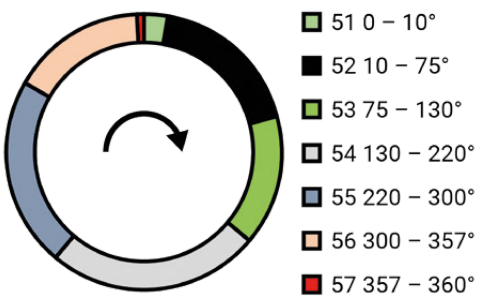
For nuclear energy, fusion arc welding is one of the key technologies not only for the production of equipment, but also for its maintenance, assembly and repair. Due to the fact that there is a radioactive medium inside the facility, the leakage of which could have catastrophic consequences for humans and the environment.

The article briefly presents the results and experiences from the application of automatic orbital welding. A valuable finding is not only the debugging of the welding process, but also the definition of boundary conditions for achieving quality heterogeneous welds of P265 and Wr. N. 1.4541 steels required properties in repeated production cycle.

ÚVOD

Pro heterogenní svary je typické, že výsledná jakost je velmi citlivá na jakékoliv nepatrné změny, a to nejen v technologii svařování, ale i z materiálového hlediska a jak dokumentuje tento případ i z hlediska tolerance rozměrů a tvarů použitých polotovarů. V případě svařování trubek a vytváření heterogenních svarů je automatické orbitální svařování nenahraditelné a dává předpoklady pro dosažení opakovaných kvalitních svarů. Typ heterogenního spoje, kterým se zabývá tento článek, se používá v sekundárním okruhu JE Temelín.

Akbari [1] se zabýval numerickou simulací a ověřováním její platnosti při svařování heterogenního spoje trubek. Zkoumal vliv úhlu otevření úkosu typu V a vliv velikosti kořenové mezery na zbytková napětí při jinak stejných podmínkách svařování. Z výsledků došel k závěru, že obě proměnné nemají významnější význam na zbytková napětí v axiálním směru trubky jak na vnějším, tak na vnitřním povrchu. Figueora [2] navrhuje k zajištění kontinuálního přísunu drátu do lázně využít metodu založenou na poměru mezi rychlostí drátu a výkonu oblouku. Je nutné počítat s tím, že drát odebírá teplo k vlastnímu natavení z lázně. Autoři [3] vyvinuli systém přísunu drátu, který je synchronizovaný s frekvencí pulzního proudu svařování. Přídavný materiál se tak posouvá do lázně a taví se pouze během pulzního proudu. Na konci pulzního proudu dochází k zasunutí drátu zpět ven z lázně a během základního proudu nedochází k přísunu drátu. Díky tomu, že nemusí být dodržovaný kontinuální přísun drátu, je rychlost přísunu drátu nezávislá na energii oblouku a může dojít k navýšení svařovací rychlosti. Touto technikou lze zlepšit přenos kovu a produktivitu svařování. Autoři však neuvádí vliv na mikrostrukturu a mechanické vlastnosti svarového spoje. Autoři [4] zkoumali vliv formovacího plynu na vnitřní povrch kořene v různých polohách

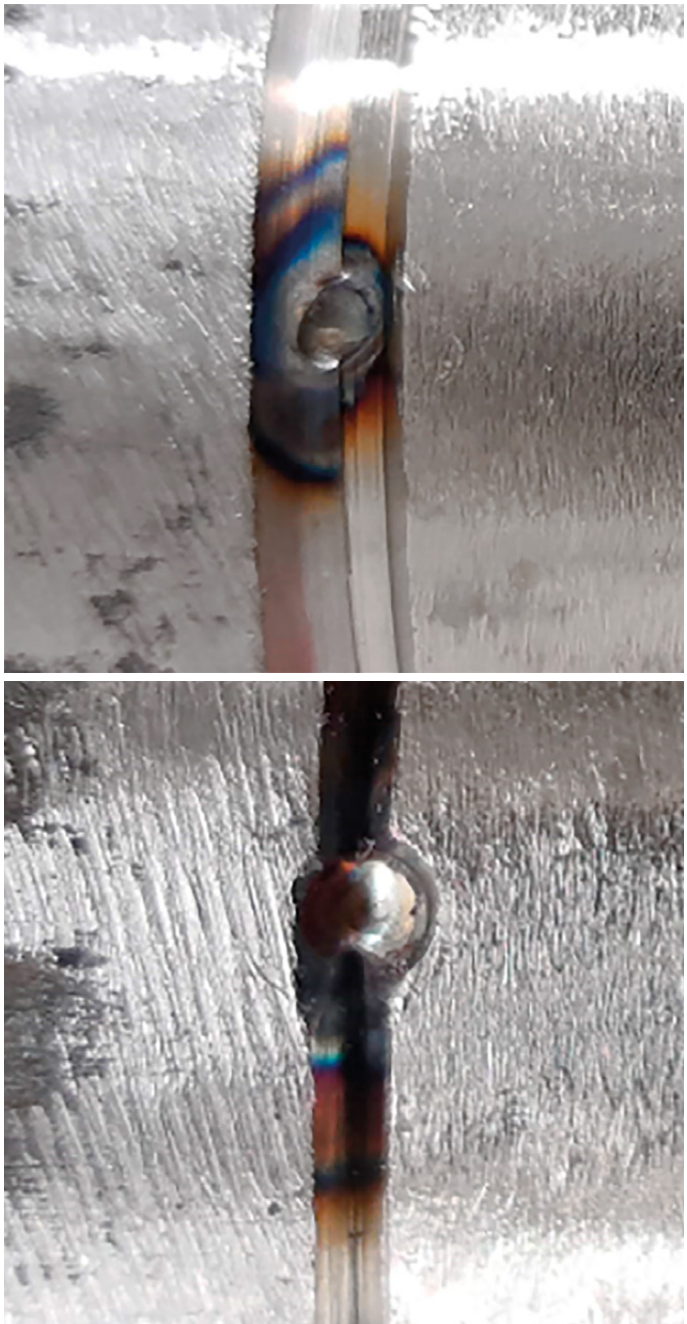


Obr.1 - Rozdělení průřezu trubky na sektory s naznačeným směrem svařování (poslední sektor z části překrývá první). V těchto sektorech se měnily technologické parametry svaru.

Označení trubky	V04						
Sektor	S01	S02	S03	S04	S05	S06	S07
Kořenová vrstva							
I_p [A]	115	115	105	100	95	95	105
V_{dr} [mm/min]	156	156	187	187	187	187	218
Krycí vrstva							
V_{dr} [mm/min]	350	330	280	200	250	270	280

Tab. 1 - Parametry svařování úkosu V

Obr. 2 - Porovnání stehu úkosu U (nahoře) a V (dole).



orbitálního svařování TIG. Použití formovacího plynu vytvoří stlačený plynový polštář zabraňující tekutému kovu v propadu a vytvoření přetečení kořenové vrstvy (dle ČSN EN ISO vada 5062). Při správném použití formovacího plynu tekutý kov vytvoří plochý povrch kořenové vrstvy. Podle autora nejlepšího efektu použití formovacího plynu dosáhneme v poloze mezi 11 a 1 hodinou, tedy v poloze PB–PB. Na základě této rešeršní studie byl navržen postup orbitálního svařování.

EXPERIMENTÁLNÍ ČÁST

Použité zařízení: Svařovací zdroj Polysoude P6; Svařovací hlava MUIV 115; Podavač drátu P3; Heterogenní svarový spoj je složen z korozivzdorné oceli Wr.N. 1.4541 a nízkolegované oceli P265GH; přídavný materiál Sv07Ch25N13; Trubky o průměru 57 mm a tloušťky stěny 2,9 mm; Úkosy tvaru V a U.

ZÁVĚR

Na základě dlouhodobého řešení této problematiky byly stanoveny následující závěry: Polotovary v podobě trubek vykazují určitou ovalitu, která má vliv na přesné sesazení a lícování trubek. Trubky je nutné sestehovat, aby bylo možné provést orbitální svařování.

Obr. 3 – Stav kořenové vrstvy

Vytvořením stehu se do drážky úkosu vnáší další nepřesnost a dochází k ovlivnění tvaru úkosu. Z toho důvodu bylo sestehování provedeno bez přídavného materiálu za použití nízkého svařovacího proudu. U operace stehování se projevila odlišnost tvaru úkosů. Úkos tvaru U poskytuje dostatek prostoru pro manipulaci svářeče s elektrodou uvnitř úkosu a tomu odpovídala i lepší kvalita stehu. Naopak u úkosu tvaru V byl prostor pro manipulaci mnohem menší a zmenšoval se s narůstající tloušťkou otupení viz obr. 2. Díky malému prostoru a tvaru úkosu došlo i k natavení hran úkosů V a vytváření výstupků v úkosu. Výhodou úkosu tvaru V je jednoduší příprava svarové plochy oproti úkosu U.

Při použití úkosu tvaru V je díky menšímu objemu úkosu zapotřebí méně PM k vyplnění drážky SK. Vizuální zkouškou byly v tomto případě zjištěny pouze povrchové vady. Z toho důvodu následovala zkouška radiografická a zkouška ultrazvukem k odhalení případných objemových vad. Častými vadami hlavně v oblasti kořenové vrstvy byly studený spoj 4013, neprovařený kořen 4021 nebo vrub v kořeni 5013 viz obr. 3. Tyto vady vznikly v důsledku nízkých hodnot svařovacího proudu. Problémovými místy se pak ukázaly být původní místa stehů. V těchto místech vznikly během stehování u úkosů tvaru V v důsledku malého prostoru odchylky od tvaru úkosu. Odchylky od tvaru úkosu pak měly za následek tvorbu zmíněných vad. Řešením by mohlo být umístění stehů do vhodných poloh. Vhodná poloha je v okolí PA (160–20°) tak, aby steh nezasahoval do oblasti počátku a konce svaru. Další vhodnou polohou se jeví oblast odpovídající poloze PF (120–160°). V poloze PA nedochází ke stékání svarové lázně vlivem gravitační síly a v poloze PF naopak stéká svarová lázeň opačným směrem, než je postup svařování. Díky tomu dochází ke snazšímu provaření.

Prezentované 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.

Reference:
[1] Akbari, Davood & Farahani, Mohammadreza & Soltani, Nasser. (2012). Effects of the weld groove shape and geometry on residual stresses in dissimilar butt-welded pipes. The Journal of Strain Analysis for Engineering Design. 47. 73-82. 10.1177/0309324711434681.
[2] Daniel Wallerstein Figueirôa, Ivan Olszanski Pigozzo, Régis Henrique Gonçalves e Silva, Tiago Felipe de Abreu Santos & Severino Leopoldino Urtiga Filho (2017) Influence of welding position and parameters in orbital tig welding applied to low-carbon steel pipes, Welding International, 31:8, 583-590.
[3] A. Traidia, F. Roger, E. Guyot, J. Schroeder, G. Lubineau. Hybrid 2D-3D modeling of GTA welding with filler wire addition,International Journal of Heat and Mass Transfer,Volume 55, Issues 15-16, 2012, Pages 3946-3963, ISSN 0017-9310.
[4] A. Vandewynckéle, E. Vaamonde, M. Fontán, P. Herwig, A. Mascioletti. Laser Welding Head Tailored to Tube-Sheet Joint Requirements for Heat Exchangers Manufacturing, Physics Procedia, Volume 41,2013, Pages 144-152, ISSN 1875-3892.

Využití vysokorychlostní kamery v technické diagnostice

Ing. Luboš Smolík, Ph.D.

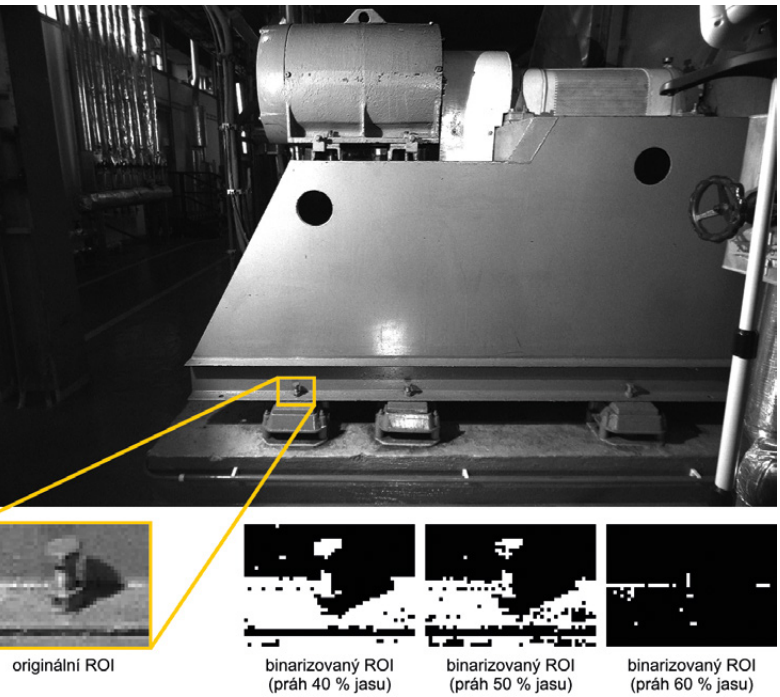
Moderní vysokorychlostní kamery jsou schopny pořídit digitální video ve vysokém rozlišení (HD) se snímkovací frekvencí vyšší než 1 000 snímků za sekundu. To je dostatečně vysoká frekvence na to, aby ve videu byly zaznamenány vibrace spojené s provozem strojů a většinou běžně se vyskytujících poruch. Využití vysokorychlostní kamery v technické diagnostice je tedy lákavé, protože kamera umožňuje v krátkém čase bezkontaktně zkontrolovat velké množství potenciálně problematických míst. Prezentace výsledků pomocí videa je navíc srozumitelná i netechnickému personálu a podporuje rychlejší přijetí nápravných opatření.

State-of-the-art high speed-cameras are able of capturing high-definition (HD) digital video with frame rates exceeding 1,000 frames per second. Such a frame rate is sufficient for capturing vibrations of the machinery and also unwanted vibrations due to many common faults. The use of the high-speed camera in the fault diagnosis is tempting since the camera allows quick contactless recording of a large number of potentially problematic places. Besides, the presentation of results through the video is easy-to-understand for nontechnical personnel, which allows for faster reaction.

Přesné měření vibrací je nezbytné v mnoha oborech. V technické praxi se v současnosti pro tento účel nejčastěji používají kontaktní snímače rychlosti a zrychlení. Bezkontaktní měření vibrací se ještě v minulém století omezovalo především na použití snímačů výchylky citlivých na změnu elektrické kapacity vzduchové mezery mezi hlavou snímače a cílem, nebo na vznik vířivých proudů na vodivém povrchu cíle. Přestože jsou tyto snímače velmi přesné, jejich nevýhodou je, že se musí nacházet v bezprostřední blízkosti cíle. Klesající cena elektroniky v posledních desetiletích umožnila vývoj a komerční nasazení celé řady systémů pro bezkontaktní měření vibrací – např. systémy analyzující digitální videa [1], na vibrace citlivá optická vlákna [2], laserové interferometry měřící výchylku, Dopplerův laserový vibrometr měřící rychlost vibrací [3] a systémy využívající pro detekci nízkofrekvenčních vibrací mikrovlnný radar [4].

Současné algoritmy pro zpracování digitálních videí jsou schopny analyzovat pohyby na úrovni 0,013 obrazového bodu (pixelu), což umožňuje detekovat vibrace i v záznamech s relativně nízkým rozlišením. Pohyby menší než jeden pixel, které nejsou lidským okem rozpoznatelné, je možné až několiksetkrát uměle zvětšit. Na druhou stranu prostorové vibrace jsou ve videu viditelné jako průmět do roviny CCD čipu záznamového zařízení. Jinými slovy, jakýkoliv pohyb ve videu je patrný pouze ve dvou směrech: horizontálním a vertikálním. Analý-

Obr. 1: Vysokorychlostní kamera IRIS MX disponuje snímkovací frekvencí až 29 000 fps a je přímo určená pro měření vibrací. Fotografie publikována se svolením RDI Technologies.



Obr. 2: Vhodně připravená scéna pro analýzu vibrací s ukázkou oblasti zájmu (ROI) s vysokým kontrastem. Vpravo dole jsou graficky znázorněny výsledky binarizace, tedy převodu obrazu v originální ROI pouze na bílou (0) a černou (1).

zu prostorových vibrací je tak možné provést pouze při použití více záznamových zařízení najednou, nebo pokud jsou vibrace periodické a záznam je postupně pořízen z více stran.

JAK KAMERA MĚŘÍ VIBRACE?

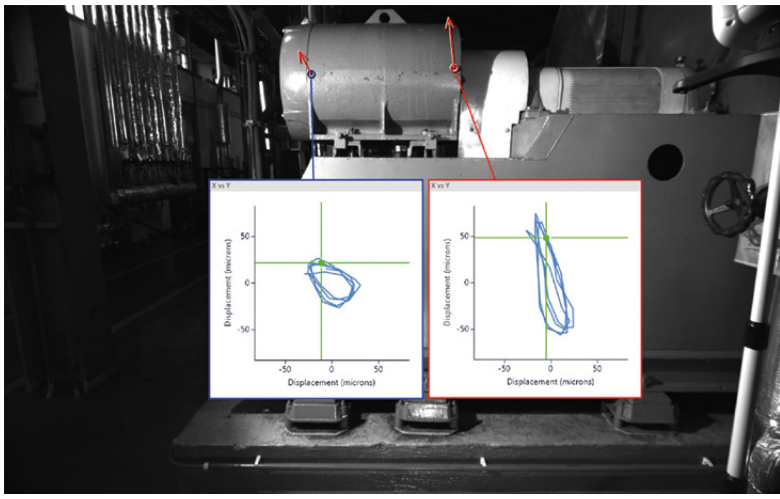
Vibrace lze analyzovat v jakémkoliv digitálním videu – pro analýzu nízkofrekvenčního kmitání mostních konstrukcí lze například využít obyčejnou digitální zrcadlovku [5], prodávají se ale i vysokorychlostní kamery určené přímo pro měření vibrací (Obr. 1). Pro přesnost a rozsah měření je stěžejních několik faktorů: rychlost snímaní a rozlišení CCD čipu, ohnisková vzdálenost použitého objektivu a vzdálenost cíle. Rychlost snímání určuje frekvenční rozsah měření, který vymezuje, jak rychlé děje lze detekovat. Obecně platí, že spolehlivě lze detekovat děje, které probíhají na frekvenci alespoň dvakrát nižší, než je rychlost snímání CCD čipu. Zbylé faktory potom určují amplitudové rozlišení měření, které stanovuje, jak malé pohyby lze detekovat.

Přesnost měření ovlivňuje i příprava scény, především její dostatečné osvětlení. Zdroje napájené střídavým napětím, např. ze sítě, mění intenzitu světla [6], a protože vibrace jsou analyzovány na základě změny jasu pixelů, vede použití takových světelných zdrojů k hrubým chybám měření. V ideálním případě je tedy scéna osvětlena pouze zdroji napájenými stejnosměrným napětím. Pro analýzu změny jasu není nutné pořizovat barevné video, proto se videa obvykle nahrávají ve stupních šedi. Díky této praktice soubory zabírají méně paměti a je rychlejší je zpracovávat.

Analýza vibrací se neprovádí v jednom pixelu, ale v tzv. oblasti zájmu (ROI – region of interest). ROI se volí tak, aby scéna v ROI byla dostatečně kontrastní. Vhodnými kandidáty pro volbu ROI jsou tedy šrouby, svary či vady povrchu (Obr. 2). Používají se ale také kontrastní nálepky nebo magnetické terče. Dále se video zpracovává pouze v rámci ROI. Nejprve se video v ROI binarizuje, tzn. převede pouze na bílou a černou barvu. Pokud v ROI dojde k pohybu, změní se jas některých pixelů a tím pádem i binarizovaný snímek. Binarizace se provádí několikrát s různými kritérii pro volbu bílé a černé (Obr. 2 dole), aby bylo zajištěno, že při pohybu dojde ke změně alespoň v jedné z binarizovaných sekvencí. Snadno si lze představit, že některé body v binarizované sekvenci opakovaně mění barvu – frekvenci takového blikání lze ztotožnit s frekvencí vibrací. Pro stanovení amplitudy vibrací je nutné stanovit fyzickou velikost jednoho pixelu. Tu lze vypočítat z parametrů CCD čipu, vzdálenosti cíle od CCD čipu a ohniskové vzdálenosti použitého objektivu. Celá metoda je detailněji popsána v referenci [1].

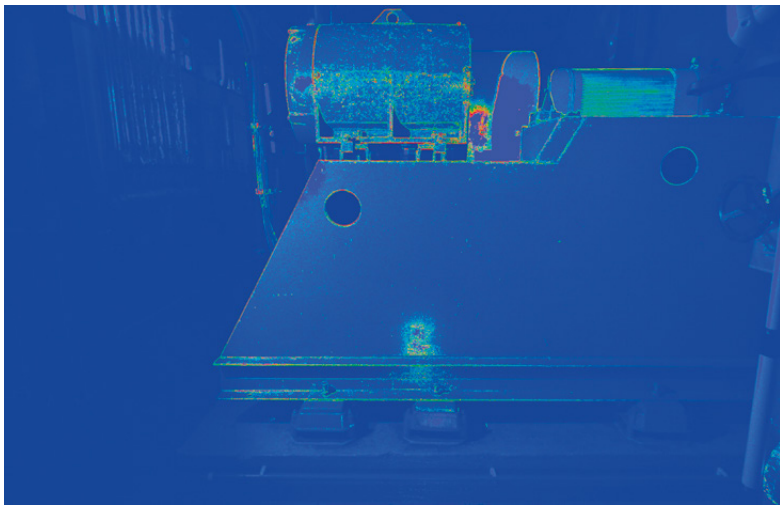
JAK VYPADAJÍ VÝSLEDKY?

Počet ROI je prakticky omezený pouze výpočetním výkonem počítače, který zpracovává video, a každá dostatečně kontrastní oblast může posloužit jako snímač vibrací. Výše popsaná metoda z každého ROI získá časové řady vypovídající o horizontálním a vertikálním pohybu. Nejde přitom o pohyb některého z pixelů, ale o dominantní pohyb v rámci daného



Obr. 3: Trajektorie dvou oblastí zájmu (ROI). Šipky v oblastech zájmu znázorňují aktuální výchylku.

Obr. 4: Červená místa na mapě vibrací indikují místa s největším pohybem.



ROI. Tyto dvě časové řady je možné vykreslit jako trajektorii (Obr. 3), tedy křivku, po které se ROI pohybuje. Časové řady se také zpracovávají metodami používanými při standardním měření vibrací, jako je rychlá Fourierova transformace (FFT) a vlnková transformace.

Výstupem měření nejsou pouze grafy, ale také mapy vibrací (Obr. 4), ze kterých lze jednoznačně identifikovat místa, ve kterých dochází k dominantním pohybům. Asi nejefektivnějším nástrojem jsou ale videa se zvětšenými pohyby, ukázaná v [7]. Videa se zvětšenými pohyby i mapy vibrací mohou být filtrovány a ukazovat pohyby na konkrétní frekvenci, např. otáčkách stroje.

JAK MŮŽE VYSOKORYCHLOSTNÍ KAMERA POMOCI V TECHNICKÉ DIAGNOSTICE?

Měření vibrací pomocí vysokorychlostní kamery nenabízí větší přesnost než standardní kontaktní metody, ale i tak tato metoda otevírá celou řadu možností pro moderní technickou diagnostiku zařízení a technologií. Značnou předností metody je frekvenční rozsah od 0 Hz, možnost měření většího technologického celku současně a prezentace výsledků měření v reálném čase. Díky tomu lze rychle vytipovat slabá místa a lokalizovat případné poruch, aniž by se měřicí zařízení dotklo technologie. Mezi typické aplikace patří analýza namáhaných spojů, uvolnění zařízení od základu, identifikace trhlin a závad projevujících se relativním pohybem součástí, inspekce rotujících součástí za provozu a měření házivosti spojek za provozu. Vysokorychlostní kameru lze použít i pro měření vibrací stavebních konstrukcí, obtížně přístupných míst a zařízení, na která není možno umístit vodivý snímač vibrací. Existují dokonce systémy určené k monitorování zařízení, které kontinuálně nahrávají a analyzují video.

I když je možné tuto metodu používat v širokém spektru úloh technické diagnostiky, je nutné počítat s jejími limity, mezi které patří vysoká nejistota měření v porovnání se standardními metodami měření vibrací. Vysokorychlostní kamera tedy není vhodná např. pro měření amplitud vibrací při přejímce zařízení od dodavatele.

Reference:

[1] Mas, D. B. Ferrer, P. Acevedo a J. Espinosa. Methods and algorithms for video-based multi-point frequency measuring and mapping. Measurement, 2016, 85, 164–174.

[2] Yang, H.Z., X.G. Qiao, D. Luo, K.S. Lim, W.Y. Chong a S.W. Harun. A review of recent developed and applications of plastic fiber optic displacement sensors. Measurement, 2014, 48, 333–345.

[3] Rothberg, S.J., M.S. Allen, P. Castellini, D. Di Maio, J.J.J. Dirckx, D.J. Ewins, B.J. Halkon, P. Muyshondt, N. Paone, T. Ryan, H. Steger, E.P. Tomasini, S. Vanlanduit a J.F. Vignola. An international review of laser Doppler vibrometry: Making light work of vibration measurement. Optics and Lasers in Engineering, 2017, 99, 11–22.

[4] Gentile, C. a G. Bernardini. An interferometric radar for noncontact measurement of deflections on civil engineering structures: laboratory and full-scale tests. Structure and Infrastructure Engineering, 2010, 6(5), 521–534.

[5] Chu, X., Z.-X. Zhou, G.-J. Deng, X. Duan a X. Jiang. Application of the Euler motion amplification algorithm to bridge vibration analysis. Journal of Highway and Transportation Research and Development, 2019, 13(3), 52–61.

[6] Roman Mlejnek. Light bulb with slow motion camera. In: Youtube [online]. 5. 11. 2011 [cit. 17. 8. 2020]. Dostupné z: https://youtu.be/eUprJS9sXYU.

[7] Výzkumný a zkušební ústav Plzeň s.r.o. Vibrodiagnostika ventilátoru. In: Youtube [online]. 15. 11. 2019 [cit. 18. 8. 2020]. Dostupné z: https://youtu.be/ZhuaF8o_H3o.

Ing. Luboš Smolík, Ph.D.

V roce 2013 absolvoval obor Aplikovaná mechanika na Fakultě aplikovaných věd Západočeské univerzity v Plzni. Od roku 2011 pracuje ve Výzkumném a zkušebním ústavu Plzeň, kde se v současné době zabývá diagnostikou točivých zařízení a jejich základů a moderními diagnostickými metodami s využitím strojového učení. Od roku 2013 také pracuje ve výzkumném centru NTIS, které je součástí Západočeské univerzity v Plzni. Zde se věnuje analýze nelineárních mechanických systémů se zaměřením na snižování vibrací a mechanických ztrát v těchto systémech. Doktorát získal v roce 2019 za práci zabývající se dynamikou rotorů turbodmychadel. Je členem Asociace technických diagnostiků ČR.

Podpora chemických režimů na klasických a jaderných elektrárnách

Ing. Pavel Kůs Ph.D., Ing. Martin Kronďák, Ph.D.

Předkládaný článek popisuje poskytovanou podporu společností Skupiny ÚJV – Centrum výzkumu Řež (dále jen CVŘ) a ÚJV Řež v oblasti chemických režimů a vodního hospodářství na klasických a jaderných elektrárnách. Podpora zahrnuje činnosti, které mají za hlavní cíl prodlužování životnosti energetických zařízení. Zkušenosti a znalosti obou oddělení se v současnosti uplatňují v řešení problematiky chladících vod, které jsou společné pro všechny elektrárny, či v konkrétních okruzích (primární či sekundární okruh na JE). Podpora zahrnuje i optimalizaci jednotlivých technologických celků za účelem zvyšování výkonu či prodlužování životnosti (např. minimalizace koroze).

The article describes the support provided by two departments of the companies Research Centre Řež (CVŘ) and ÚJV Řež in the field of chemical regimes and water management at fossil and nuclear power plants. The support includes activities mainly targeting at extending of the life of energy equipment. The experience and knowledge of both departments are currently focused on issues of the water-cooling processes, which are common to all power plants, or in the specific circuits (primary or secondary circuit at NPPs). The support also includes an optimization of individual technological systems to get higher power and extending of a service life (i.e. by minimization of corrosion).

CHEMICKÉ REŽIMY NA JE

Skupina ÚJV, jmenovitě oddělení Podpora provozu energetických zařízení v ÚJV Řež a oddělení Jaderný palivový cyklus v CVŘ se zabývá chemickými režimy prakticky všech okruhů na jaderných a klasických elektrárnách. Každý okruh má svá specifika a řešené projekty směřují k dosažení maximální účinnosti technologického procesu za přijatelných provozních nákladů (ekonomika provozu) a při minimálním poškození zařízení (vliv na konstrukční materiály). U primárního okruhu je dále kladen důraz na jadernou bezpečnost.

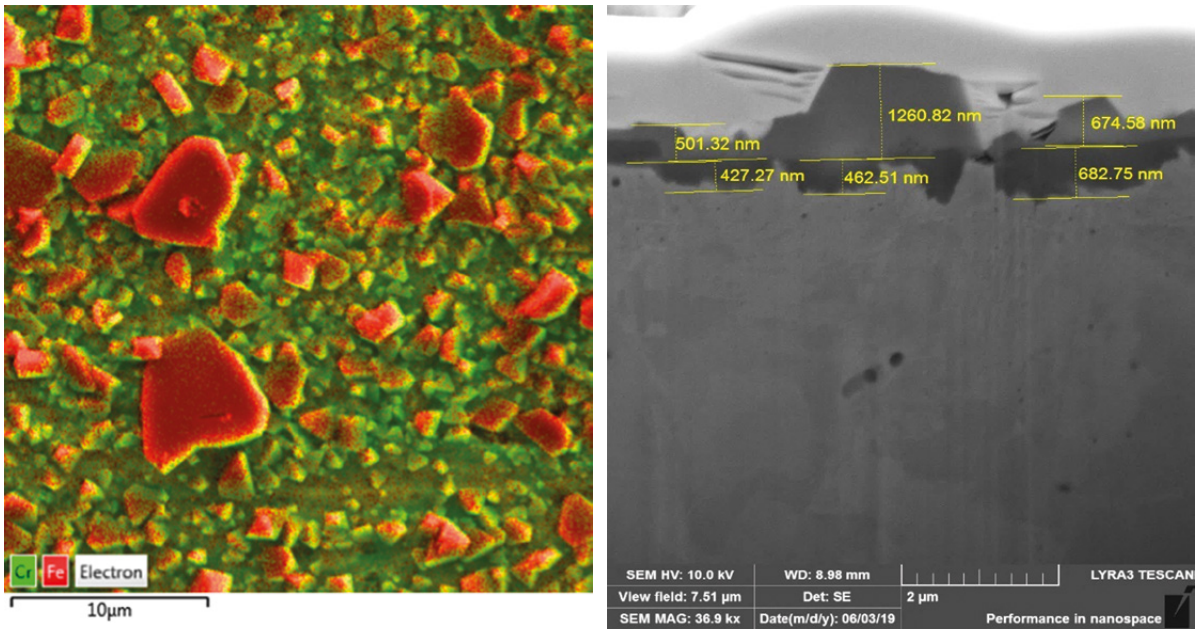
PRIMÁRNÍ OKRUH

Skupina ÚJV realizovala zakázku pro SE a.s. – EMO3, která se zabývala hodnocením vytvořené ochranné pasivační vrstvy primárního okruhu (dále jen I.O.). Účelem pasivace povrchů zařízení I.O. bylo vytvoření oxidické vrstvy ochranného charakteru, která následně snižuje rychlost koroze konstrukčních materiálů I.O. Tím se snižuje množství a rychlost uvolňování korozních produktů vstupujících do chladiva. Lepší ochrana povrchů I.O. ve svém důsledku vede ke snížení množství materiálu aktivujícího se v zóně reaktoru a podílejícího se na tvorbě radiačních polí v okolí zařízení I.O.

SEKUNDÁRNÍ OKRUH

V rámci chemie sekundárních okruhů se týmy odborníků Skupiny ÚJV zaměřují především na řešení projektů, které jsou cíleny na prodloužení životnosti technologických celků či na její určení, tak, aby mohla být údržba plánována co nejlépe. Vlastní prodlužování životnosti je realizováno projekty zaměřenými na zlepšení chemického režimu daného okruhu, změny chemického složení materiálů a jejich náhrady. Tento typ projektů je vždy specifický pro dané zařízení a vyžaduje pochopení místních specifik.

Významným projektem z chemie sekundárního okruhu je komplexní služba Erozní koroze, kdy Skupina ÚJV na obou českých jaderných elektrárnách realizuje komplexní projekt zahrnující měření, hodnocení a predikci degradace komponent sekundárního okruhu degradačním mechanismem tokem



Obr. 1: Ukázka výstupů z elektronového mikroskopu při hodnocení vzniklé pasivační vrstvy

urychlené koroze (angl. FAC). Tento projekt identifikuje potrubní komponenty okruhu, které jsou na konci životnosti a je nutné je nahradit před tím, než dojde k poruše. Skupina ÚJV tento projekt úspěšně realizuje již od roku 2000.

Obr. 2: Slávička mnohotvárná (zdroj: Povodí Moravy, s. p.)

VNĚJŠÍ CHLADICÍ OKRUHY

Neméně důležitou součástí práce Skupiny ÚJV jsou zakázky z oblasti vnějších chladicích okruhů. V současné době, kdy stoupají požadavky na kvalitu vody, vzrůstají i požadavky na její využití či ochranu. V současné době jsou uplatňovány výsledky projektu, který měl za cíl dosáhnout vyššího zahuštění vstupní surové vody, aniž by toto zahuštění mělo negativní dopad na zařízení nebo na emisní limity dotčené elektrárny.

Další oblastí činností Skupiny ÚJV je propojení jednotlivých přírodních a technických věd (jedná se zejména o biologii, mikrobiologii, chemii energetických okruhů a materiálový výzkum) v multidisciplinární uskupení, které „bojuje“ proti invazi cizorodých organismů, zejména sladkovodní mušle slávičky mnohotvárné (Dreissena polymorpha). Larvální stádium tohoto invazivního živočicha se v proudu vody dokáže dostat prakticky kamkoliv, mimo jiné i do technologických zařízení uvnitř elektráren. Jakmile larva dospěje, vytvoří pevnou schránku a přichytí se byssovými vlákny k pevnému podkladu. V dospělosti je slávička schopná ucpat a vyřadit z provozu

Obr. 3: Turbína

i větší technologické celky, ať už kvůli tlakové ztrátě (nízký průtok vody technologií) či kvůli omezenému přenosu tepla (nízká účinnost tepelných výměníků).

CHEMICKÉ REŽIMY NA KLASICKÝCH ELEKTRÁRNÁCH

Podpora klasické energetiky Skupinou ÚJV se nese zejména v duchu prodlužování životnosti energetických zařízení, tj. minimalizace koroze či jiných degradačních mechanismů a sledování chemických parametrů na vybraných elektrárnách za účelem zvýšit disponibilitu konkrétního zdroje. Jedním z úkolů je i hodnocení korozních vrstev na lopatkách turbín nebo kdekoliv jinde v energetickém okruhu.

K těmto účelům slouží moderní vybavení analytickými přístroji, od světelných po transmisní elektronové mikroskopy, Ramanovu mikroskopii či infračervenou spektroskopii s Fourierovou transformací.

Ačkoliv jsou organizace Centrum výzkumu Řež a ÚJV Řež primárně zaměřeny na vodní hospodářství energetických zařízení, jsou schopny řešit i problematiku spalin (projekt TA ČR – Snižování emisí polutantů v plynech a vodných roztocích pomocí zeolitů a jejich kompozitů), kde se využívá sorbentů, které byly primárně určeny k záchytu jiných látek. Ve zmiňovaném projektu jsou využívány zmíněné sorbenty k selektivnímu odstraňování rtuti ze spalin.

Ing. Martin Kronďák, Ph.D.

V roce 2001 absolvoval Fakultu chemicko-inženýrskou na Vysoké škole chemicko-technologické v Praze, v roce 2005 obhájil doktorskou práci na téže fakultě v oboru analytická chemie. O roku 2003 pracoval na VŠCHT nejprve jako asistent a později jako odborný asistent, tajemník katedry a vedoucí výzkumné skupiny. Od roku 2010 pracuje v ÚJV Řež nejprve jako pracovník vědy a výzkumu a později jako vedoucí skupiny Chemie provozních celků a v současnosti jako vedoucí oddělení Podpora provozu energetických zařízení. Martin Kronďák je členem Research Integration Commitee pro oblast Chemie v EPRI.

Ing. Pavel Kůs, Ph.D.

V roce 2007 absolvoval Fakultu ochrany technologie prostředí na Vysoké škole chemicko-technologické v Praze, v roce 2014 obhájil doktorskou práci na téže fakultě v oboru Chemické a energetické zpracování paliv. V letech 2007–2008 pracoval ve firmě Ekosystém jako technolog na chemickou úpravu odpadních vod. V roce 2008 nastoupil do ÚJV Řež jako pracovník vědy a výzkumu. Od roku 2010 je zaměstnancem Centra výzkumu Řež jako vedoucí skupiny Chemie energetických okruhů v oddělení Jaderný palivový cyklus.

Modulární kontrolní systém (MKS) na JE Temelín

ŠKODA JS a.s.: Servis není jen údržba

Ing. Zdeněk Kratochvíl

ŠKODA JS, která byla již u vzniku všech českých i slovenských jaderných elektráren (JE) a to od výroby jejich „srdce“, tedy reaktoru, přes jeho výstavbu a instalaci, má dnes na obou našich JE na starost servis tzv. logického celku Reaktorovna (primární okruh). Za poslední dobu bylo vedle standardních prohlídek a úprav realizováno několik technologicky náročných oprav hlavních komponent primárního okruhu, kde byly při řešení oprav aplikovány poznatky mnoha oborů. V nedávné době to byl například odběr vzorků vnitřního návaru tlakové nádoby reaktoru (TNR), který byl realizován v JE Dukovany. Účelem odběru vzorků je zpřesnění stanovení fluencí rychlých neutronů dopadajících na TNR reaktorů VVER-440, kvalifikace výpočtů fluence v jejím axiálním maximu a v rovině svaru, a rovněž kvalifikace výpočetních postupů pro stanovení fluencí neutronů v oblastech nad AZ reaktoru VVER-440.

ŠKODA JS, which was already involved in the establishment of all Czech and Slovak nuclear power plants (NPPs), from the production of their „heart“, ie the reactor, through its construction and installation, is now in charge of servicing the so-called Logical Unit Reactor Unit (primary circuit). Recently, in addition to standard inspections and modifications, several technologically demanding repairs of the main components of the primary circuit have been carried out, where the knowledge of many fields has been applied in solving repairs. Recently, it was, for example, sampling of the internal weld of the reactor pressure vessel (TNR), which was carried out at the Dukovany NPP. The purpose of sampling is to refine the determination of fast neutron fluctuations incident on the TNR of VVER-440 reactors, qualification of fluence calculations in its axial maximum and in the weld plane, as well as qualification of calculation procedures for determination of neutron fluences in areas above AZ of VVER-440 reactor.

ŠKODA JS, která se podílela na výstavbě českých i slovenských jaderných elektráren (JE) a to od výroby jejich „srdce“, tedy reaktoru, až po jeho instalaci, má dnes na obou našich JE na starost servis tzv. logického celku (LC) Reaktorovna (primární okruh).

Od roku 2008 se ŠKODA JS na základě smlouvy se společností ČEZ stará o servis obou jaderných elektráren Dukovany i Temelín, kde funguje jako hlavní dodavatel servisu LC primárního okruhu. Na servisu dalších LC obou JE se podílí jako významný subdodavatel zejména v oblasti kontrol teplosměnných trubek tepelných výměníků metodou vířivých proudů, nebo například na opravách armatur. Za poslední dobu bylo vedle standardních prohlídek a úprav realizováno několik technologicky náročných oprav hlavních komponent primárního okruhu, kde byly při řešení oprav aplikovány poznatky mnoha oborů na světové úrovni. Získané zkušenosti a poznatky byly použity jako základ pro další vývoj oboru jaderného opravárenství, a to včetně přípravy oprav tlakových nádob reaktorů (TNR), které zatím opravy nepotřebují, ale připravenost na ně je jednou ze základních podmínek dlouhodobého provozu JE.

V oblasti servisu jaderné elektrárny je velkou výhodou, že se ve firmě můžeme opřít ve všech fázích projektu o vlastní tým pracovníků z různých divizí, který je díky triangulárnímu modelu naší firmy (inženýring, servis a výroba) a díky znalostem zařízení primárního okruhu JE typu VVER i mimo ČR velmi efektivní. Naše činnosti na jaderných elektrárnách nejsou tedy jen o opravě „železa“, ale také o práci projektantů, konstruktérů, výpočtářů, technologů, odborníků z provozních kontrol, pracovníků z odboru životnost a diagnostika komponent, materialistů a dalších specialistů.

Chtěl bych uvést jednu z technicky složitých činností, kterou byl odběr vzorků vnitřního návaru tlakové nádoby reaktoru, který byl realizován na základě smlouvy mezi objednatelem ÚJV Řež a dodavatelem ŠKODA JS

Transport horního bloku na JE Dukovany

v úzké spolupráci s JE Dukovany. Účelem odběru vzorků materiálu z návaru TNR je zpřesnění stanovení fluencí rychlých neutronů dopadajících na TNR reaktorů VVER-440, kvalifikace výpočtů fluence v jejím axiálním maximu a v rovině svaru v oblasti aktivní zóny (AZ), a rovněž kvalifikace výpočetních postupů pro stanovení fluencí neutronů v oblastech nad AZ reaktoru VVER-440. Přesnost stanovení fluence rychlých neutronů je jedním z nejdůležitějších faktorů při hodnocení zbytkové životnosti TNR. Tento odběr vnitřního návarového kovu TNR je v současnosti jedinou ověřenou možností, jak získat přímé experimentální výsledky o hustotě toku a fluenci neutronů na vnitřní stěně TNR. Odběr byl proveden pomocí jednoúčelového modulu, který je namontován na modulární kontrolní systém (MKS), což je manipulátor, kterým se provádí provozní kontroly TNR z vnitřního povrchu.

Modulární kontrolní systém byl vyvinut a vyroben ve ŠKODA JS. Od roku 2016 je MKS používán při provozních kontrolách obou českých jaderných elektráren. Základní částí systému MKS je manipulátor, jehož úkolem je dostat zkušební sondy pro zjišťování vad materiálu do kontaktu s vnitřním povrchem TNR. Druhou částí systému MKS jsou pak samotné zkušební přístroje, které umožňují provést nedestruktivní zkoušení metodou ultrazvukovou, vizuální a vířivými proudy. Pro to, abychom získali všechna potřebná data pro

Servisní práce při odstávce na JE Dukovany

spolehlivé vyhodnocení materiálu TNR, musí MKS postupně vykonat pohyb se zkušebními sondami po celém vnitřním povrchu reaktoru přesně stanovenou rychlostí. Systémem speciálních vodotěsných a radiačně odolných kamer provádíme vizuální kontrolu vnitřku tlakové nádoby. Pomocí vířivých proudů kontrolujeme stav povrchu reaktoru a ultrazvukem jsme schopni nedestruktivně ověřit celistvost materiálu TNR.

Podpora provozu jaderných elektráren ovšem neznamená jen servis nejdůležitější komponenty elektrárny, tedy TNR. Pro další provoz jaderné elektrárny jsou také velmi důležité aktivity, které provádíme v sídle naší firmy. Například odbor Výpočty se dlouhodobě zaměřuje na technickou podporu provozu jednotlivých bloků prostřednictvím vývoje metodik, postupů a potřebného software využívaného pracovníky ŠKODA JS a pracovníky elektrárny v rámci celého palivového cyklu. Vlastní činnosti ŠKODA JS pokrývají široké spektrum odborného zabezpečení. Jmenovitě se jedná o odbornosti termomechaniky, reaktorové fyziky, radiační bezpečnosti, pevnosti a životnosti. Unikátní je opět propojení všech těchto odborností mezi sebou a schopnost řešení zadaných problematik z multioborového pohledu. Toto, jak ukazuje zkušenost, je nepostradatelné, pokud klademe na první místo bezpečnost provozu a zároveň požadujeme maximalizaci využití provozovaného zařízení. S tím je spojená precizní příprava konkrétních metodik, postupů a softwarových prostředků pro výpočty dílčích sledovaných parametrů palivového cyklu, a to jak jeho přední, střední tak i zadní části. Soubor těchto činností pak vyúsťuje v úspěšný průběh akcí, spojených například s licencováním a zaváděním nových typů paliv v prostředí českých JE. Dále

Servisní práce při odstávce na JE Temelín

Zavádíme moderní technologie 3D tisku a virtuální reality do praxe. Virtuální realitu jsme využili přímo na jaderné elektrárně Dukovany

se v oblasti výpočtů a diagnostiky společně zaměřujeme na kontrolu, hodnocení termohydraulických a neutronově-fyzikálních charakteristik aktivní zóny společně se sběrem a experimentálním hodnocením termohydraulických parametrů jednotlivých částí AZ.

Důležitým elementem v portfoliu našich služeb jsou pro provozovatele jaderných elektráren zkušební stendy. Jedná se o velkou vodní smyčku se zkušebními kanály pro zkoušení pohonů regulačních orgánů (PRO) i s experimentálními kanály pro zkoušky kritického přestupu tepla a zkušební stend lineárních krokových pohonů (LKP) reaktorů VVER. Všechny stendy jsou zkonstruovány na plné provozní parametry reaktorů VVER, tj. až na teplotu cca 320 °C a tlak 16 MPa. V experimentální hale ŠKODA JS probíhá také testování maket palivových kazet VVER-440 ve zkušebním kanálu KAZEX a přípravné činnosti na experimentálním zařízení – tzv. kanálu „Krize varu" a související technologie.

Součástí dlouhodobého a bezpečného provozu JE jsou i rekonstrukce, modernizace a doplňování technologických a jiných systémů, které zajišťují, aby mohly být české jaderné bloky dále bezpečně provozovány. Na JE Dukovany jsme v letech 2002 až 2016 kompletně obnovili základní moduly systému kontroly a řízení. V rámci této obnovy došlo jak k nahrazení původního analogového systému za moderní digitální systém dle mezinárodně uznávaných standardů, tak byly doplněny nové systémy, které původní projekt neobsahoval a jsou dnes standardem (jednalo se zejména o monitorovací a diagnostické systémy). V rámci obnovy systémů kontroly a řízení jsme se také podíleli na projektu využití projektových rezerv, který vedl k celkovému zvýšení výkonu bloků až na výkon přesahující 500 MWe. Největší podíl prací byl zahrnut v projektu kompletní změny regulace turbín, včetně nových algoritmů řízení a přechodu na moderní elektro-hydraulickou regulaci s elektronickým systémem regulace otáček a zvýšením hltnosti přepouštěcích stanic do kondenzátoru. Od roku 2017 probíhá víceletý projekt obnovy podružných rozvaděčů na JE Dukovany.

Nedílnou složkou při činnostech na jaderných elektrárnách jsou pevnostní výpočty a projekty na hlavních komponentách elektrárny. Naši odborníci využívají pro digitalizaci skutečných stavů také technologii laserového skenování, dále pak virtuální realitu, rozšířenou (augmentovanou) realitu, 3D tisk z plastu a kovu a další současné technické prostředky, které jsou již dnes nedílnou součástí našich činností ve všech oblastech při podpoře provozu JE.

Ing. Zdeněk Kratochvíl

V roce 1993 nastoupil ihned po vyučení na jadernou elektrárnu Dukovany a postupně prošel třemi různými společnostmi. Během zaměstnání si doplňoval vzdělání, což je v odvětví jaderné energetiky klíčové. Studia zakončil magisterským titulem na Fakultě strojního inženýrství VUT v Brně. V roce 2008 nastoupil do společnosti ŠKODA JS a.s. na pozici přípraváře točivých strojů primárního okruhu. ŠKODA JS v tomto období zvítězila ve výběrovém řízení na generálního dodavatele servisu primárního okruhu. V roce 2017 nastoupil na místo vedoucího odboru Servis JE na elektrárně Dukovany, kde působil do konce roku 2019. Na začátku roku 2020 byl jmenován ředitelem divize Servis JE.

ŠKODA JS a.s.: Jaderná výroba v roce 2020

Ing. Karel Hegner

Současná výroba jaderných zařízení ve společnosti ŠKODA JS navazuje na bohatou historii, která má počátky v roce 1956. Dlouhodobě důležitou roli si v portfoliu produktů firmy drží pohony regulačních orgánů pro nejrůznější typy reaktorů. Jednou z klíčových výrobních aktivit ŠKODA JS je výroba kontejnerů pro skladování a převoz použitého jaderného paliva, zářičů i dalšího radioaktivního odpadu či materiálu. ŠKODA JS vyrábí jak kontejnery vlastního designu, tak kontejnery ve spolupráci s německým partnerem.

The current production of nuclear equipment at ŠKODA JS continues the rich history that dates back to 1956. Regulatory drives for various types of reactors have a long-term important role in the company's product portfolio. One of the key production activities of ŠKODA JS is the production of containers for the storage and transport of used nuclear fuel, emitters and other radioactive waste or material. ŠKODA JS manufactures both containers of its own design and containers in cooperation with a German partner.

Současná výroba jaderných zařízení navazuje na bohatou historii naší společnosti, která má počátky v roce 1956, prošla „zlatým obdobím" výroby 24 jaderných reaktorů VVER-440 a VVER-1000 pro tuzemské i zahraniční jaderné elektrárny v letech 1973–1992. Na toto období plnohodnotně navazuje současný výrobní program, který se zaměřuje na dodávky na provozované bloky i na výrobu zařízení pro nově budované bloky aktuálně převážně v zahraničí.

Pro provozované bloky se jedná především o dodávky komponent s kratší dobou životnosti, kde jsou nosným produktem pohony řídicích tyčí LKP-M a PRO-M a množství různých dalších součástí a náhradních dílů. Další segment tvoří výroba zařízení pro ukládání a transport použitého jaderného paliva, kam patří především obalové soubory (kontejnery) pro různé typy paliva z energetických i výzkumných reaktorů. K tomuto segmentu patří také výroba skladovacích mříží pro dočasné skladování paliva v areálu jaderných elektráren. Významnou součást našeho portfolia tvoří zařízení pro obsluhu provozovaných bloků, kam je možné zařadit různé typy utahovacích jednotek, zařízení pro utilizaci kanálů měření toku neutronů a termočlánků, zařízení pro automatizovanou kontrolu reaktorových nádob a další speciálně navrhovaná zařízení. V současné době probíhají výroba a zkoušky zařízení pro kontrolu palivových souborů pro JE Temelín. V řadě těchto projektů úspěšně spolupracujeme s ÚJV Řež především v oblasti kvalifikace a oblasti výzkumu a vývoje.

K projektům pro nově budované bloky patří zařízení pro vyvážení paliva pro JE Flamanville ve Francii, výroba vnitřních částí pro 2 bloky reaktorů EPR pro projekt Hinkley Point C ve Velké Británii, a i menší projekty, jako je například vývoj a výroba čidel polohy pro projekt Labgene. Vyrábíme a dodáváme také hermetické kabelové průchodky v rámci dostavby bloků EMO34 na Slovensku.

Pro úspěšnou realizaci soudobých projektů jsou využívány moderní technologie odpovídající stavu techniky, jako je například robotické laserové svářečské pracoviště, využíváme technologie virtuální reality a 3D tisku.

Dlouhodobě si klíčovou roli v portfoliu stabilně dodávaných produktů firmy ŠKODA JS drží pohony regulačních orgánů pro nejrůznější typy reaktorů. Firma má vlastní ověře-

Montáž koše kontejneru ŠKODA 1000/19

né řešení jak pro školní a výzkumné reaktory, tak pro energetické reaktory typu VVER. V současné době ve výrobních prostorách firmy převládá především produkce modernizované verze pohonů typu PRO-M, které jsou určené pro reaktory VVER-440/V213. Jaderné elektrárny vybavené tímto typem reaktorů využívají veškerých výhod v podobě svých projektových rezerv a původní projektová životnost těchto bloků se dnes ze 30 let prodlužuje na cílových 50–60 let. To sebou přináší potřebu i průběžné obnovy flotily provozovaných pohonů, kde původní typ PRO s projektovou životností 5 let bylo možné za předpokladu dodržování předepsaných kontrol a zkoušek provozovat až do hranice 18 let provozu. Na základě zkušeností získaných z programů kontrol firma vyvinula vlastní modernizované řešení pohonů typu PRO-M s celou řadou vylepšení, které již v základu nabízí projektovou životnost pohonu 25 let. To je garantováno dlouhodobými životnostními testy na zkušebním prototypu pohonu, které byly provedeny ve spolupráci s ÚJV Řež v rámci programu zrychleného stárnutí příslušných částí pohonu, především elektro-komponent a vybraných nekovových dílů. ŠKODA JS tak s úspěchem dodala tyto pohony na JE Paks, JE Mochovce, JE Bohunice, JE Dukovany a v současné době běží výroba pro Rovenskou JE na Ukrajině.

Firma se již nyní soustřeďuje na svůj další klíčový typ pohonu, konkrétně lineární kroko-

Kontejner ŠKODA 1000/19

vý pohon LKP-M nejmodernější 4. generace. Tento pohon je určen pro provoz jak na reaktorech typu VVER-1000, tak i na nově budovaných blocích s reaktory typu VVER-1200. Při dodržení kompatibility pohonu s reaktorovým zařízením i s kabelovými trasami elektrárny nabízí pohon některá unikátní konstrukční řešení. Za hlavní zmínku stojí provedení uzlu ukazatele polohy, které je chráněné patentem. Řešení tohoto uzlu zcela zásadním způsobem zvýšilo odolnost vůči výskytu jednoduché poruchy ve vinutí čidla ukazatele polohy, kdy v závislosti na místě výskytu případné poruchy buď nedojde vůbec k vlivu na funkci uzlu, nebo dojde v nejhorším případě ke změně rozlišovací schopnosti čidla z původních 20 mm na 100 mm. Vzhledem k tomu, že u předchozích generací těchto pohonů bylo dostatečné indikovat polohu regulačního orgánu po zónách 350 mm, je i taková změna rozlišení pro bezpečný provoz reaktoru naprosto dostatečná. Pro provozovatele to znamená zásadní zvýšení robustnosti uzlu, které v konečném důsledku nenutí provozovatele v případě výskytu takové poruchy zasahovat do výkonu bloku. Dalším zlepšením čidla je možnost nezávislé indikace dolní koncové polohy regulačního orgánu, což je bezpečnostní funkce pohonu, galvanicky odděleným kanálem. Řešení čidla společně s vyhodnocovací elektronikou, kterou vyvinula společnost ZAT, nabízí i mnoho dalších výhod z hlediska podrobných informací o poloze regulačního orgánu a jeho změnách při regulaci výkonu bloku. Při vývoji bylo pamatováno i na další faktory, jako je snížení počtu dílů, snížení nároků na čas přípravy pohonu během pravidelných odstávek bloku a možnost automatizovaného utahovaní jeho přírubových spojů pomocí elektronicky řízených utahovacích jednotek řady EZ.

Vývoj pohonu LKP-M/4 probíhal v rámci dotačního programu Aplikace vyhlášeného Ministerstvem průmyslu a obchodu České republiky a byl realizován v souladu s nejnovější legislativou platnou v EU pro tento typ produktu. Kvalifikace elektro-komponent i pro tento typ pohonu vycházela z poznatků dřívějších kvalifikačních programů realizovaných ve spolupráci s ÚJV Řež.

| Montáž pohonu regulačních orgánů PRO-M9 |
| Montáž lineárních krokových pohonů LKP-M |

Další z klíčových výrobních aktivit ŠKODA JS je výroba obalových souborů (kontejnerů) pro skladování a transport použitého jaderného paliva, zářičů i dalšího radioaktivního odpadu či materiálu. V současnosti vyrábíme převážně kontejnery vlastního designu.

Portfolio kontejnerů designu ŠKODA JS je velmi široké. Kromě kontejnerů na skladování a transport paliva z energetických reaktorů se specializujeme na dodávky jednoúčelových a speciálních kontejnerů na různé zářiče a jiný radioaktivní materiál.

ŠKODA JS vyrobila a dodala kontejner typu A na převoz čerstvého paliva pro JE Temelín, kontejnery TKSV 1000 a KSV 440 určené pro transport ozářených svědečných vzorků tlakové nádoby reaktoru do horkých komor ÚJV Řež k mechanickým zkouškám degradace materiálu nádoby reaktoru.

Dalšími speciálními kontejnery jsou olověné kontejnery řady PETA pro transport medicínských zářičů a kontejner 300 TERA, který je schopný převážet zářiče a vzorky s aktivitou až 300 TBq. Jeho zvláštností je mechanismus pro vysunutí pouzdra pro vzorky až do vzdálenosti 2,5 m z tělesa kontejneru, a to jak ve vodorovné, tak i vertikální poloze. Stínění již kromě olova zajišťuje i ochuzený uran.

V rámci mezinárodní spolupráce jsme vyrobili a dodali celkem 16 kusů kontejnerů VPVR/M, které byly určené pro transport použitého jaderného paliva z výzkumných reaktorů ruského typu. Tyto kontejnery používá ÚJV Řež v rámci programu svozu použitého vysoko obohaceného paliva do zemí původce. V poslední době byl tento kontejner uzpůsoben i pro letecké transporty a modifikován např. i pro transport paliva čínského typu MNSR.

Další z řady kontejnerů, který nelze pominout nese označení TC1 s délkou téměř 6 m, vnějším průměrem 1,1 m a hmotností téměř

Nový lineární krokový pohon LKP-M/4

40 tun pro transport ozařovacího terče projektu MEGAPIE pro švýcarský institut PSI. Speciální byla zejména vnitřní nerezová výstelka svařená z několika trub velkých průměrů.

ŠKODA JS také vyrobila a dodala dva speciální železniční kontejnery pro transport paliva reaktorů typu RBMK. Oba měly délku téměř 12 m (dáno délkou paliva RBMK) a vnější průměr téměř 1,3 m a hmotnost přesahující 100 t. První z nich „VTUK" byl určen pro meziblokovou dopravu již částečně použitého paliva mezi bloky Ingnalinské JE, druhý „TUK" byl určen k transportu použitého paliva mezi meziskladem a úložištěm JE Černobyl. Kontejner „TUK" byl již typu B(U) a musel splňovat odolnost na všechny havarijní situace dané standardy TS-R-1 (SSR-6). Zavezení palivového souboru se provádí po vztyčení kontejneru na vagonu do vertikální polohy pomocí hydraulického mechanismu. Vlastní přeprava následuje po sklopení do transportní horizontální polohy.

Na konci roku 2018 završila ŠKODA JS vývoj a výrobu prvního kontejneru ŠKODA 1000/19 vlastního designu na použité palivo pro JE Temelín a do roku 2035 dodá celkem 58 těchto kusů . Kontejner je určený pro transport a dlouhodobé skladování použitého jaderného paliva VVER-1000. Vnitřní koš má kapacitu 19 palivových souborů.

Kontejner váží 119 tun, má vnější průměr téměř 2,4 m a výšku 5,6 m. Těleso je svařenec ze dvou výkovků a je uzavřeno dvojicí vík připevněných šroubovým spojením.

V současné době již probíhá také výroba nového kontejneru ŠKODA 440/84 pro JE Dukovany pro transport a dlouhodobé skladování použitého jaderného paliva VVER-440. První kontejner tohoto typu bude dodán v následujícím roce 2021 a celkem dle smlouvy ŠKODA JS vyrobí a dodá 33 kusů do roku 2031. Vnitřní koš je dimenzován na 84 ks palivových souborů. Kontejner váží 103 tun, má vnější průměr přes 2,6 m a výšku 4,3 m. Těleso je také svařenec ze dvou výkovků a je uzavřeno dvojicí vík.

V současnosti probíhají vývojové práce na dalších typech kontejnerů pro tuzemské i zahraniční zákazníky s cílem patřit ke světové špičce v daném oboru a nabídnout našim zákazníkům to nejlepší řešení.

Ing. Karel Hegner

Vyučil se strojním zámečníkem v učilišti tehdejšího k.p. ŠKODA a po 2 letech praxe a dokončení maturity při zaměstnání nastoupil na VŠSE fakultu strojní v Plzni. Po jejím absolvování nastoupil v roce 1983 do tehdejšího ZES ŠKODA na zkušebnu. Po absolvování vojenské služby pracoval na různých pozicích v útvaru výroby a kvality ve ŠKODA JS a.s., Je registrovaným EOQ – Quality Systems Manager a několik let pracoval na pozici zastupujícího ředitelem kvality. Od roku 2014 je ředitele divize Jaderné zařízení.

Zapojení SÚJB do procesu vývoje hlubinného úložiště v ČR

RNDr. Peter Lietava

Příspěvek informuje o aktuálním stavu vývoje hlubinného úložiště (HÚ) v ČR a o místě Státního úřadu pro jadernou bezpečnost (SÚJB) v tomto procesu. Návrh na snížení počtu potenciálních lokalit HÚ představuje první významný milník ve vývoji HÚ, kterým se po téměř 30 letech posouvá vývoj HÚ do nové etapy – etapy geologických průzkumných prací na těchto lokalitách. I když je celý projekt koordinován Správou úložišť radioaktivních odpadů (SÚRAO), SÚJB systematicky monitoruje postup celého projektu, komentuje ho ve svých výročních zprávách a poskytuje SÚRAO zpětnou vazbu formou stanovisek k legislativním a nelegislativním dokumentům. SÚJB též posiluje své kapacity související s nezávislým posouzením bezpečnosti budoucího hlubinného úložiště.

The paper informs about the current state of development of the deep geologic repository (DGR) in the Czech Republic and the role of the State Office for Nuclear Safety (SÚJB) in this process. The proposal to reduce the number of potential DGR sites represents the first significant milestone in the DGR development, which after almost 30 years is moving the DGR development to a new stage – the stage of geological exploration work on these sites. Although the Radioactive Waste Repositories Authority (SÚRAO) coordinates the whole project, the SÚJB systematically monitors the progress of the project, comments it in its annual reports and provides feedback to the SÚRAO in the form of opinions on submitted legislative and non-legislative documents. The SÚJB also strengthens its capabilities related to an independent safety assessment of the future DGR.

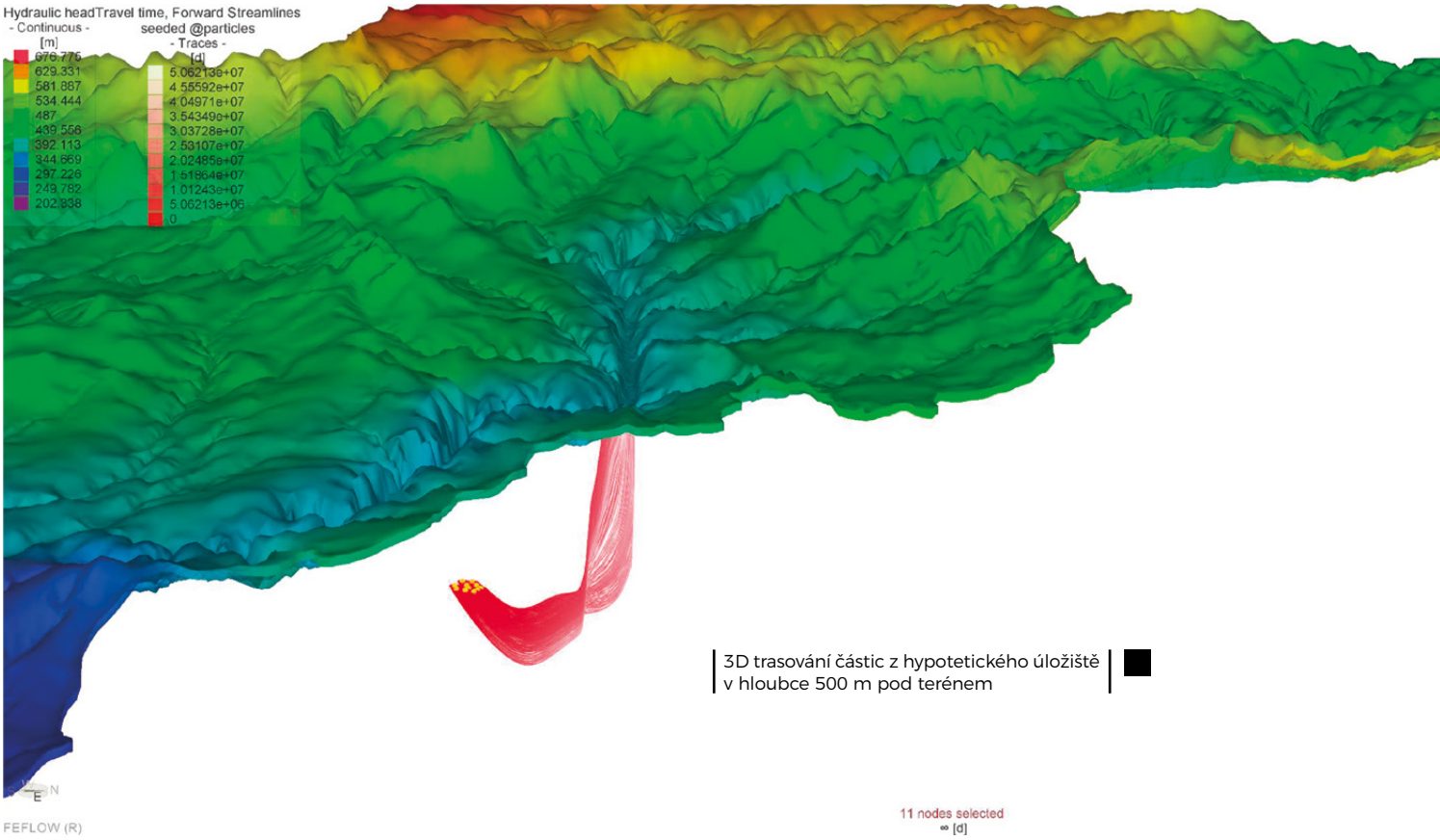
V souvislosti s nedávným schválením návrhu na zúžení počtu vytipovaných lokalit hlubinného úložiště (HÚ) na čtyři Radou Správy úložišť radioaktivních odpadů (SÚRAO) se Státní úřad pro jadernou bezpečnost (SÚJB) rozhodl shrnout své aktivity v procesu vývoje HÚ. Současně SÚJB publikoval na svých webových stránkách a sociálních sítích dotazy laické a částečně i odborné veřejnosti k vývoji HÚ a odpovědi na ně.

1. HISTORIE VÝVOJE HÚ

Koncem 80. let a na počátku 90. let minulého století sílily snahy o zahájení prací směřujících k vypracování koncepce zabezpečení konce palivového cyklu jaderné energetiky v ČSFR. Tyto snahy vyústily v jednání vlády ČSFR a následně přijetí jejího usnesení, kterým byly zahájeny práce na státním výzkumném úkolu „Vývoj hlubinného úložiště vysoceaktivních odpadů v ČSFR". V této době ještě nebylo rozhodnuto o definitivním zajištění konce palivového cyklu, ale byla shoda v názorech, že hlubinné ukládání vyhořelého jaderného paliva bude vždy jediným bezpečným způsobem uzavření palivového cyklu.

Do doby zahájení koordinovaného programu vývoje hlubinného úložiště v roce 1993 byly z různých zdrojů zadávány práce jako samostatné studie, které přinášely výstupy z oblasti umísťování úložiště, plánování a systémových a kriteriálních problémů. Od roku 1993 do vzniku SÚRAO v roce 1997, která převzala vývoj HÚ do své gesce, byl projekt koordinován 12–16 zaměstnanci ÚJV Řež, a. s.

Již v roce 1996 byla ukončena kritická rešerše 13 lokalit z původních 27 definovaných a počet potenciálně vhodných oblastí byl zúžen na sedm. Posléze byly a jsou další práce týkající se výběru lokalit hlubinného úložiště realizovány SÚRAO. Počet potenciálních lokalit se průběžně měnil, až se ustálil na devíti. Vyvrcholením procesu zúžení počtu lokalit na čtyři byla činnost Poradního panelu exper-



3D trasování částic z hypotetického úložiště v hloubce 500 m pod terénem

tů, který ustanovil ředitel SÚRAO v listopadu 2019. Poradní panel garantoval odbornost, objektivitu, otevřenost a transparentnost procesu redukce počtu lokalit HÚ, včetně hodnocení a analýzy výstupů z tohoto procesu. Kromě sedmi členů Poradního panelu se na jeho činnosti podíleli i zástupci SÚJB, Sociologického ústavu AV a dotčených lokalit jako pozorovatelé. Poradní panel ukončil svoji činnost v červnu 2020 a vybral čtyři z původně devíti lokalit pro další etapy vývoje HÚ.

2. ČASTO KLADENÉ OTÁZKY

SÚJB se v nedávné době rozhodl shrnout dotazy laické a částečně i odborné veřejnosti, které byly vzneseny nejenom v průběhu činnosti Poradního panelu expertů ředitele SÚRAO v rozmezí listopadu 2019 až června 2020, ale již od počátku 90. let minulého století, kdy byl vývoj HÚ v ČR zahájen.

V krátké době odborníci SÚJB, SÚRAO, SÚRO, CVŘ, ÚJV Řež, ČVUT a MPO ČR, zapojeni do vývoje HÚ, identifkovali více než 70 dotazů. Tyto dotazy byly rozděleny do sedmi kategorií (obecné dotazy, legislativně-administrativní dotazy, technicko-ekonomické dotazy, bezpečnost HÚ apod.) a odpovědi na ně budou postupně publikovány na webových stránkách SÚJB (https://www.sujb.cz/jaderna-bezpecnost/nakladani-s-radioaktivnimi-odpady/faq/) a sociálních sítích (Facebook, Twitter). Jako první bylo zodpovězeno 11 obecných dotazů – Co je to jaderný odpad? Co je to HÚ a jak se liší od skladu radioaktivního odpadu nebo vyhořelého jaderného paliva? Co je to mezisklad vyhořelého jaderného paliva? Proč je v ČR nutné vybudovat HÚ radioaktivního odpadu? Máme nyní jistotu, že budeme-li mezi prvními, kdo HÚ má, že nebudeme „skládkou" pro okolní státy? Proč se neuvažuje s vyvezením vyhořelého jaderného paliva do zahraničí a jeho uložení tam? Proč se více nehovoří o vybudování evropského, středoevropského, nebo mezinárodního HÚ? Přichází v úvahu společné úložiště se Slovenskem? atd.

Odpovědi reflektují stávající situaci při využívání jaderné energie v ČR a opírají se o platné legislativní prostředí, vládní Koncepci nakládání s radioaktivním odpadem a vyhořelým jaderným palivem v ČR z roku 2019, rozhodnutí Nejvyššího správního soudu a v neposlední řadě o zkušenosti pracovníků SÚJB a dalších zainteresovaných organizací při vývoji hlubinného úložiště. Většina odpovědí obsahuje dvě části – stručnou reakci na dotaz, srozumitelnou i laické veřejnosti a pokud je to nutné i podrobnější rozpracování odpovědi odůvodňující stanovisko SÚJB k dotazu.

Odpovědi budou průběžně doplňovány a aktualizovány a mají za cíl podat jasné a jednoznačné stanovisko SÚJB k identifikovaným dotazům. I tímto způsobem se SÚJB chce vypořádat s častokrát účelovým zkreslováním odpovědí na otázky, které lze vesměs jednoznačně zodpovědět již delší dobu.

3. SÚJB A JEHO MÍSTO VE VÝVOJI HÚ

Vývoj HÚ je pro SÚJB jednou z jeho hlavních dlouhodobých priorit. Proto od roku 2004 systematicky monitoruje a od roku 2012 i komentuje ve svých výročních zprávách stav jeho vývoje. V roce 2014 byla podepsána Dohoda mezi SÚJB a SÚRAO o spolupráci v oblasti vývoje hlubinného úložiště v České republice, která definuje obecný rámec spolupráce těchto institucí nutné pro úspěšný průběh vývoje HÚ, zejména výběru lokality HÚ. Zástupci SÚJB se v souladu s touto Dohodou průběžně účastnili jednání pracovních skupin zabývajících se vývojem hlubinného úložiště, jakými byly Odborná rada SÚRAO, Pracovní skupina pro dialog o HÚ a Poradní panel expertů. V letech 2016 a 2017 se SÚJB na základě požadavku usnesení vlády č. 50/2016, ze dne 25. ledna 2016, bodu IV, odstavce 1 a související kapitoly 8 části III materiálu čj. 1617/15 bod h) vyjádřil k technicko-ekonomické studii realizace výzkumného programu v Podzemním výzkumném pracovišti Bukov s důrazem na vhodnost této lokality pro výzkumnou činnost. SÚJB vydává též své stanoviska k nelegislativním dokumentům, jako byly „Návrh řešení sociálních důsledků uzavírky uranového dolu Rožná v Dolní Rožínce" a v roce 2018 studie zadávacích bezpečnostních zpráv devíti kandidátních lokalit, které sloužily jako podklad Poradnímu panelu expertů pro zúžení počtu lokalit HÚ.

SÚJB dále posiluje své kapacity související s nezávislým posouzením bezpečnosti budoucího hlubinného úložiště. V letech 2015–2018 SÚJB ve spolupráci s CVŘ realizoval projekt, výsledkem kterého byl úvodní počítačový model referenční lokality HÚ, který umožní SÚJB posoudit vhodnost jednotlivých úložných konceptů a lokalit budoucího HÚ. Předběžně poslední aktivitou SÚJB je projekt „Metody ověřování bezpečnostních kritérií geologického úložiště vysoko aktivních odpadů a vyhořelého jaderného paliva", který byl ve spolupráci s Technologickou agenturou ČR vyhlášen koncem roku 2019 ve 3. výzvě Programu na podporu aplikovaného výzkumu, experimentálního vývoje a inovací THÉTA, v podprogramu 1 (Výzkum ve veřejném zájmu), tematickém okruhu 1.1 (Jaderná bezpečnost).

4. ZÁVĚR

Zapojení SÚJB do vývoje HÚ v ČR již od úvodních etap umožňuje státnímu dozoru průběžně sledovat a částečně i ovlivňovat celý proces vývoje HÚ tak, aby byla bezpečnosti budoucího HÚ věnována prioritní pozornost. SÚJB chce svým aktivním zapojením minimalizovat též možná technologická, sociální a ekonomická rizika spojená se zamítnutím žádosti o umístění jaderného zařízení, kterým HÚ bude, po přibližně 50 letech od zahájení projektu. Tyto cíle se daří průběžně naplňovat a jsou tak vytvářeny podmínky pro kladné posouzení žádosti o umístění HÚ kolem roku 2040.

RNDr. Peter Lietava

Absolvoval Matematicko-fyzikální fakultu Univerzity Komenského v Bratislavě, obor Aplikovaná jaderná fyzika. Celý svůj profesní život, od ukončení vysoké školy v roce 1987, se věnoval problematice konce palivového cyklu se zaměřením na nakládání s radioaktivním odpadem a vyhořelým jaderným palivem.

Jako zaměstnanec ÚJV Řež, a. s. byl součástí kolektivu 12–16 zaměstnanců, kteří od počátku 90. let minulého století až do založení SÚRAO v roce 1997 koordinovali vývoj hlubinného úložiště v ČR. Od roku 2001 pracuje v SÚJB a od roku 2004 vede Oddělení nakládání s radioaktivním odpadem a vyhořelým jaderným palivem, v rámci kterého též koordinuje aktivity SÚJB týkající se vyřazování jaderných zařízení z provozu, přeprav radioaktivních a štěpných látek a schvalování typů obalových souborů. Zastupuje ČR v různých mezinárodních institucích, jako jsou MAAE (v komisi WASSC), WENRA (bývalý předseda a nadále člen pracovní skupiny k nakládání s radioaktivním odpadem a vyřazovaní z provozu WGWD) a EK (ENSREG).

Vyraďovanie jadrovej elektrárne V-1 Bohunice a činnosti Úradu jadrového dozoru SR v procese vyraďovania

Ing. Bernard Lipár, Mgr. Miriam Vachová

Jadrová elektráreň V-1 (JE V-1) Jaslovské Bohunice s dvomi tlakovodnými reaktormi VVER-440 typu V230, uvedenými do komerčnej prevádzky v rokoch 1980, resp. 1981, bola prvou československou jadrovou elektrárňou priemyselného typu s plne osvojeným a sériovo vyrábaným zariadením. Od uvedenia do prevádzky sa priebežne zvyšovala úroveň jadrovej bezpečnosti tejto elektrárne. V rokoch 1991–1993 sa zrealizovala tzv. malá rekonštrukcia a proces zvyšovania jadrovej bezpečnosti pokračoval rozsiahlym programom postupnej rekonštrukcie v rokoch 1996–2000. 10 ročný proces zvyšovania jadrovej bezpečnosti JE V-1 bol zavŕšený 9. júna 2000. JE V-1 sa tým stala pilotným projektom na zvyšovanie medzinárodne akceptovateľnej bezpečnosti jadrových elektrární typu VVER-440/V230. Napriek uvedenému, v rámci rokovaní o pristúpení SR do Európskej únie rozhodla vláda SR v roku 1999 o predčasnom odstavení oboch blokov JE V-1 v rokoch 2006 a 2008. V nasledujúcom texte je poskytnutý stručný prehľad legislatívneho rámca a súvisiacich činností Úradu jadrového dozoru SR (ÚJD SR, úrad) ako dozorného orgánu, zabezpečujúcich bezpečné riadenie odstavovania JE z prevádzky a následného povoľovania vyraďovania tohto jadrového zariadenia.

Nuclear power plant V-1 (NPP V-1) Jaslovské Bohunice with two pressurized water reactors VVER-440 type V230, put into commercial operation in the years 1980, resp. 1981, was the first Czechoslovak nuclear power plant of the industrial type with fully adopted and mass-produced equipment. Since its commissioning, the level of nuclear safety of this power plant has been continuously increasing. In the years 1991–1993, the so-called minor reconstruction and the process of increasing nuclear safety continued with an extensive program of gradual reconstruction in the years 1996–2000. The 10-year process of increasing the nuclear safety of NPP V-1 was completed on June 9, 2000. NPP V-1 thus became a pilot project to increase internationally acceptable safety. nuclear power plants type VVER-440/V230. Despite the above, in the negotiations on the accession of the Slovak Republic to the European Union, the Government of the Slovak Republic decided in 1999 to prematurely shut down both V-1 NPP units in 2006 and 2008. The following text provides a brief overview of the legislative framework and related activities. Nuclear Regulatory Authority of the Slovak Republic as a supervisory body, ensuring safe management of NPP decommissioning and subsequent decommissioning of this nuclear facility.

LEGISLATÍVNE ZABEZPEČENIE VYRAĎOVANIA JADROVÝCH ZARIADENÍ V SR

Podmienky výkonu štátneho dozoru pri mierovom využívaní jadrovej energie v oblasti jadrovej bezpečnosti jadrových zariadení v Slovenskej republike upravuje predovšetkým zákon č. 541/2004 Z. z. o mierovom využívaní jadrovej energie (atómový zákon) a o zmene a doplnení niektorých zákonov. Atómový zákon definuje vyraďovanie ako činnosti po ukončení prevádzky, ktorých cieľom je vyňatie jadrového zariadenia z pôsobnosti tohto zákona. Záverečnou etapou života jadrovej elektrárne po ukončení prevádzky je jej vyraďovanie, ktoré zahŕňa nakladanie s vyhoreným jadrovým palivom (VJP), spracovanie rádioaktívnych odpadov (RAO), postupné rozoberanie technológie primárneho a sekundárneho okruhu, dekontaminácie a demolácie. Cieľom je vyňatie územia, prípadne budov určených na iné činnosti spod pôsobnosti atómového zákona. Práve atómový zákon okrem iného určuje podmienky za akých sa môže jadrová elektráreň vyraďovať, čo všetko potrebné pripraviť a predložiť dozornému orgánu pre vydanie povolenia na vyraďovanie.

Najdôležitejšie požiadavky atómového zákona pre etapu vyraďovania:

– **§ 3, bod 11** stanovuje požiadavku, že vyraďovanie a nakladanie s rádioaktívnymi odpad-

mi z vyraďovania môže na základe povolenia úradu vykonávať len právnická osoba založená, zriadená alebo poverená Ministerstvom hospodárstva Slovenskej republiky, v ktorej má Slovenská republika 100% majetkovú účasť. Táto právnická osoba musí byť držiteľom povolenia na vyraďovanie a nakladanie s rádioaktívnymi odpadmi z vyraďovania, nemôže však byť držiteľom povolenia na prevádzku jadrového zariadenia na výrobu elektrickej energie. Za vyraďovanie a nakladanie s rádioaktívnymi odpadmi z vyraďovania zodpovedá Slovenská republika prostredníctvom tejto právnickej osoby. Právnickou osobou, ktorá na Slovensku zabezpečuje záverečnú časť životného cyklu jadrového zariadenia – vyraďovanie jadrových elektrární, nakladanie s vyhoretým jadrovým palivom a RAO, prevádzkovanie príslušných jadrových zariadení ako aj prepravy jadrových materiálov a RAO, je Jadrová a vyraďovacia spoločnosť, a.s. (JAVYS);

– **§ 4 v rámci určovania pôsobnosti úradu** pri výkone štátneho dozoru definuje, že úrad vykonáva kontroly pracovísk, prevádzok a objektov jadrových zariadení, kontroluje plnenie povinností vyplývajúcich z tohto zákona, všeobecne záväzných právnych predpisov vydaných na jeho základe, prevádzkových predpisov vydaných držiteľom povolenia a dodržiavanie limít a podmienok bezpečného vyraďovania, systému manažérstva kvality, ako aj povinnosti vyplývajúce z rozhodnutí, opatrení alebo nariadení vydaných podľa tohto zákona;

– **§ 19 o uvádzaní jadrových zariadení do prevádzky a prevádzke jadrových zariadení** stanovuje povinnosť **pre držiteľa povolenia na prevádzku** zaznamenávať a uchovávať údaje o prevádzke jadrového zariadenia dôležité pre vyraďovanie, ktoré sú uvedené v koncepčnom pláne vyraďovania a súčasne zabezpečovať účelovo viazané prostriedky na úhradu nákladov spojených s vyraďovaním;

– **§ 20 Vyraďovanie** definuje povinnosti držiteľa povolenia na prevádzku po ukončení prevádzky jadrového zariadenia (napr. povinnosť zabezpečiť vyraďovanie, predložiť úradu koncepčný plán vyraďovania, vytvoriť a uchovávať evidenciu informácií potrebných na bezpečné vyraďovanie) a stanovuje zodpovednosť držiteľa povolenia na etapu vyraďovania za vyraďovanie;

– **§ 23 Jadrová bezpečnosť** okrem iného požaduje počas vyraďovania jadrového zariadenia najmenej raz za desať rokov vykonávať pravidelné, komplexné a systematické hodnotenie jadrovej bezpečnosti jadrových zariadení s prihliadnutím na aktuálny stav poznatkov v oblasti hodnotenia jadrovej bezpečnosti a prijímať opatrenia na odstránenie zistených nedostatkov a na elimináciu ich výskytu v budúcnosti;

– **§ 24 Odborná spôsobilosť** stanovuje požiadavky na vzdelanie a odbornú kvalifikáciu, zdravotnú a psychickú spôsobilosť vybraných zamestnancov držiteľa povolenia na vyraďovanie, vykonávajúcich pracovné činnosti, ktoré majú priamy vplyv na jadrovú bezpečnosť;

– **§ 28 Havarijné plánovanie a havarijná pripravenosť** stanovuje aj pre držiteľa povolenia na vyraďovanie povinnosť zabezpečiť systémy monitorovania jadrového zariadenia, ako aj oblasti ohrozenia.

K písomnej žiadosti o povolenie na vyraďovanie je potrebné úradu predložiť dokumentáciu jadrových zariadení potrebnú k rozhodnutiu podľa prílohy č. 1 písmeno D atómového zákona, a to konkrétne:

a) limity a podmienky bezpečného vyraďovania,
b) dokumentácia systému manažérstva kvality a požiadavky na kvalitu jadrového zariadenia,
c) vnútorný havarijný plán,
d) plán etapy vyraďovania,
e) koncepcia vyraďovania pre obdobie po skončení povoľovanej etapy vyraďovania,
f) plán fyzickej ochrany vrátane zmluvy s Policajným zborom, ako aj opisu spôsobu vykonávania leteckých činností v objektoch alebo v blízkosti jadrového zariadenia,
g) plán nakladania a prepravy rádioaktívnych odpadov a plán nakladania s konvenčným odpadom z vyraďovania,

h) doklad o zabezpečení finančného krytia zodpovednosti za jadrovú škodu podľa osobitného predpisu,
i) program kontrol vybraných zariadení,
j) prevádzkové predpisy určené úradom,
k) systém odbornej prípravy zamestnancov,
l) programy prípravy vybraných zamestnancov,
m) programy prípravy odborne spôsobilých zamestnancov,
n) doklady o splnení kvalifikačných požiadaviek vybraných zamestnancov a odborne spôsobilých zamestnancov,
o) plán ochrany obyvateľstva krajov v oblasti ohrozenia,
p) zmeny hraníc jadrového zariadenia,
q) zmeny veľkosti oblasti ohrozenia jadrovým zariadením,
r) kategorizácia vybraných zariadení do bezpečnostných tried.

Pred vydaním rozhodnutia o povolení na etapu vyraďovania úrad dôsledne preskúma kompletnosť a správnosť predloženej dokumentácie.

Okrem atómového zákona sa proces vyraďovania riadi aj ustanoveniami **vyhlášky ÚJD SR č. 30/2012 Z. z.**, ktorou sa ustanovujú podrobnosti o požiadavkách pri nakladaní s jadrovými materiálmi, rádioaktívnymi odpadmi a vyhoretým jadrovým palivom.

INŠTITUCIONÁLNE ZABEZPEČENIE VYRAĎOVANIA

Ako už bolo spomenuté, v Slovenskej republike má zodpovednosť za vyraďovanie spoločnosť JAVYS, ktorá momentálne vyraďuje štandardne odstavenú jadrovú elektráreň V-1 a jadrovú elektráreň A-1 odstavenú po dvoch haváriách. Práve vyraďovanie elektrárne A-1 rozbehlo vývoj technológií na spracovanie rádioaktívnych odpadov, zbieranie skúseností s vyraďovaním v bývalom Československu, nakoľko vo svete sa jadrové elektrárne v tom čase ešte veľmi nevyraďovali. Veľkú pomoc a využitie skúseností poskytla aj spoločnosť VUJE Trnava.

Financovanie činností súvisiacich s vnútroštátnym programom nakladania s VJP a RAO a sústreďovanie a spravovanie prostriedkov určených na záverečnú časť mierového využívania jadrovej energie zabezpečuje Národný jadrový fond (NJF). NJF bol zriadený zákonom Národnej rady SR č. 238/2006 Z. z. o Národnom jadrovom fonde na vyraďovanie jadrových zariadení a nakladanie s VJP a RAO (zákon o jadrovom fonde) a o zmene a doplnení niektorých zákonov v znení neskorších predpisov. Od 1. januára 2019 nadobudol účinnosť zákon č. 308/2018 Z. z. o Národnom jadrovom fonde a o zmene a doplnení zákona č. 541/2004 Z. z. o mierovom využívaní jadrovej energie a o zmene a doplnení niektorých zákonov v znení neskorších predpisov, ktorý nahradil zákon č. 238/2006 Z. Z.

Zákon o NJF stanovuje povinnosť držiteľa povolenia na uvádzanie do prevádzky a prevádzku jadrového zariadenia znášať náklady na financovanie záverečnej časti mierového využívania jadrovej energie. Táto povinnosť držiteľa povolenia je plnená priebežne počas uvádzania zariadenia do prevádzky a počas samotnej prevádzky zaplatením povinných príspevkov a povinných platieb do NJF vo výške stanovenej zákonom o NJF. Ďalšími zdrojmi NJF sú odvody vyberané prevádzkovateľom prenosovej sústavy a prevádzkovateľom distribučnej sústavy, ktoré sú súčasťou ceny elektriny dodanej koncovým odberateľom elektriny, ďalej pokuty uložené Úradom jadrového dozoru SR, rôzne dotácie zo štátneho rozpočtu, dotácie a príspevky z fondov Európskej únie a ďalších medzinárodných organizácií, poplatky a dobrovoľné príspevky od fyzických a právnických osôb, atď.

HISTÓRIA JE V-1 BOHUNICE V SKRATKE

Výstavba jadrovej elektrárne V-1 s dvoma blokmi VVER-440 typu V230 v Jaslovských Bohuniciach sa začala v roku 1972 budovaním pomocných objektov elektrárne v lokalite, kde už boli k dispozícii objekty pre dodávateľov zo zariadení staveniska vybudovaného v rámci predchádzajúcej výstavby jadrovej elektrárne A-1. Prvý blok JE V-1 dosiahol po prvý raz minimálny kontrolovaný výkon reaktora 27. novembra 1978 a 17. decembra 1978 bol ako prvý prifázovaný k sieti turbogenerátor č. 11. Týmto okamihom začala éra prevádzky blokov typu VVER-440 v československej energetic-

Demontáž strojovne

kej sústave. Potom nasledovala skúšobná prevádzka bloku a od 1. apríla 1980 začal 1. blok pracovať v trvalej komerčnej prevádzke. Druhý blok JE V-1 dosiahol minimálny kontrolovaný výkon reaktora 15. marca 1980 a prifázovaný k sieti bol 26. marca 1980. Po skúšobnej prevádzke bol 2. blok JE V-1 zaradený 1. januára 1981 do trvalej prevádzky. Jadrová elektráreň V-1 sa stala prvou československou jadrovou elektrárňou priemyselného typu s plne osvojeným a sériovo vyrábaným zariadením. Od jej uvedenia do prevádzky sa zvyšovala úroveň jadrovej bezpečnosti tejto elektrárne postupným uskutočnením viac ako 1 300 technických vylepšení. V rokoch 1991–1993 sa zrealizovala malá rekonštrukcia. Proces zvyšovania jadrovej bezpečnosti pokračoval rozsiahlym programom postupnej rekonštrukcie v rokoch 1996–2000. Posledná etapa procesu zvyšovania bezpečnosti v rámci Postupnej rekonštrukcie JE V-1 bola zavŕšená ukončením odstávky na výmenu paliva na 1. bloku dňa 9. júna 2000, čím sa uzavrel 10 ročný proces zvyšovania jadrovej bezpečnosti tejto elektrárne. Jadrová elektráreň V-1 zároveň od roku 1990 absolvovala rekordný počet medzinárodných misií (spolu 18). Žiadna z misií nenavrhla predčasné odstavenie elektrárne, naopak JE V-1 sa stala pilotným projektom na zvyšovanie medzinárodne akceptovateľnej bezpečnosti elektrární s reaktorom VVER typu V230. Dokázala modernizovateľnosť jadrových elektrární s týmto typom reaktorov na požadovanú bezpečnostnú úroveň a zároveň

Transport parogenerátora

preukázala schopnosť pôvodného zariadenia fungovať so „západnými systémami“. Napriek uvedenému, v rámci prístupových rokovaní SR do Európskej únie sa vláda Slovenskej republiky zaviazala odstaviť 1. a 2. blok jadrovej elektrárne V-1 v roku 2006 a 2008.

VYRAĎOVANIE JE V-1

Na zabezpečenie financovania vyraďovania JE V-1 bol vytvorený Národný jadrový fond, kde sa kumuluje okrem iného časť zisku z predaja elektrickej energie. Nakoľko JE V-1 bola odstavená pred skončením svojej životnosti, prostriedky NJF samozrejme nepostačovali na pokrytie všetkých nákladov. Vzhľadom na okolnosti odstavenia, finančnú pomoc poskytla Európska únia vytvorením Medzinárodného fondu na podporu odstavenia jadrovej elektrárne V-1 (Bohunice International Decommissioning Support Fund – BIDSF).

Vzhľadom na rozhodnutie vlády SR o predčasnom ukončení prevádzky blokov JE V-1 úrad už vopred posudzoval predložené štúdie možných scenárov odstavenia blokov a dokumentáciu potrebnú pre výkon dozoru nad jadrovou bezpečnosťou pri ich odstavovaní. V roku 2006 posúdil úrad dokument Koncepcia ukončovania prevádzky JE V-1, ktorý definoval základnú stratégiu ukončovania prevádzky pred plynulým prechodom do etapy vyraďovania JE pri rešpektovaní všetkých pravidiel jadrovej bezpečnosti a radiačnej ochrany.

Od odstavenia do vyraďovania sa nachádza jadrová elektráreň v takzvanom prechodnom období, na Slovensku bolo toto obdobie riešené povolením na prevádzku elektrárne v dvoch ďalších nových režimoch ukončovania prevádzky. Kontrolná a hodnotiaca činnosť ÚJD SR bola tomto období zameraná na plnenie jednotlivých krokov a úloh vyplývajúcich z dokumentu Koncepcia ukončovania prevádzky JE V-1.

Koncom roku 2010 bola úradu predložená žiadosť o povolenie na I. etapu vyraďovania JE V-1. Proces vydania povolenia na vyraďovanie trvá štandardne 6 mesiacov, počas ktorých odborné útvary úradu posudzujú alebo schvaľujú predloženú dokumentáciu. Pred vydaním povolenia JE V-1 v prvej etape a aj v druhej etape vyraďovania bolo vydaných po osem čiastkových rozhodnutí (dokumentácia systému manažérstva kvality, plán fyzickej ochrany, kategorizácia vybraných zariadení do bezpečnostných tried, spoločný vnútorný havarijný plán, limity a podmienky bezpečného vyraďovania, vymedzenie hraníc jadrového zariadenia, veľkosť oblasti ohrozenia jadrovým zariadením, systém odbornej prípravy zamestnancov). Okrem dokumentácie stanovenej atómovým zákonom v prílohe č. 1, časť D, úrad podľa písmena j) požiadal nasledujúce prevádzkové predpisy: Likvidácia poruchových stavov, Rezervné napájanie vlastnej spotreby, Ventilácia reaktorovne a budovy pomocných prevádzok, Spracovanie prevádzkových rádioaktívnych odpadov – kalov a sorbentov v JE V-1.

Povoľovaciemu procesu predchádzalo posúdenie vplyvov navrhovanej činnosti na životné prostredie podľa príslušného zákona. Na základe posúdenia bolo vydané stanovisko Ministerstva životného prostredia SR (MŽP SR), ktoré berie do úvahy hlavne o ochranu životného prostredia, posudzuje vplyv vyraďovania na životné prostredie, vrátane posúdenia vplyvu projektových havárií a ich riešenia a odporučenie najvhodnejšieho variantu vyraďovania. Vydanie povolenia ÚJD SR

je podmienené aj splnením povinností vyplývajúcich z článku 37 Zmluvy Euratom. Preto po predložení žiadosti o povolenie na I. etapu vyraďovania JE V-1 zaslal úrad notifikáciu Európskej komisii, ktorá následne vydala kladné stanovisko. V záujme transparentnosti procesu posudzovania boli informácie o správnom konaní priebežne zverejňované na webovom sídle úradu. O začatí správneho konania v tejto veci bola písomne informovaná Občianska informačná komisia Bohunice a tiež Obecný úrad Jaslovské Bohunice.

Vyraďovanie JE V-1 sa uskutočňuje v dvoch etapách s termínom ukončenia v roku 2025. Prvá etapa prebiehala od 20. júla 2011 do 31. decembra 2014 podľa rozhodnutia č. 400/2011 vydaného úradom. Druhá etapa, ktorá začala 1. januára 2015 a je naplánovaná do 31. decembra 2025, sa realizuje podľa rozhodnutia úradu č. 900/2014. Rozhodnutia obsahujú povolenie na vyraďovanie jadrového zariadenia, povolenie na nakladanie s rádioaktívnymi odpadmi, povolenie na nakladanie s konvenčnými odpadmi a povolenie na nakladanie s jadrovými materiálmi.

Prvá etapa bola zameraná hlavne na demontáže a demolácie neaktívnych systémov a zariadení, dekontamináciu, spracovanie rádioaktívnych odpadov, uvoľňovanie odpadov do životného prostredia a monitoring. Plánované inšpekcie úradu v tejto etape boli zamerané na kontrolu súladu predpokladaného počiatočného stavu vyraďovania JE V-1 so stavom opísaným v pláne I. etapy vyraďovania a na kontrolu progresu v spracovaní prevádzkových odpadov. V roku 2011 vydal úrad pre vybrané objekty JE V-1 rozhodnutie o ich vyňatí z pôsobnosti atómového zákona, čo bola prvá aktivácia týchto ustanovení zákona v histórii ÚJD SR. Na konci I. etapy vykonal držiteľ povolenia periodické hodnotenie jadrovej bezpečnosti (PHJB), zamerané na zhodnotenie reálneho stavu jadrového zariadenia a jeho súladu s dokumentáciou. V rámci PHJB boli tiež definované bezpečnostné priority II. etapy vyraďovania.

Druhá etapa je zameraná na demontáž aktívnych systémov a zariadení, dekontamináciu, demoláciu stavebných objektov, spracovanie rádioaktívnych odpadov z vyraďovania, uvoľnenie odpadov do životného prostredia a monitoring. Konečný stav areálu na konci II. etapy bude uvoľnenie lokality na obmedzené využitie. Po záverečnej kontrole dôjde k uvoľneniu areálu spod kontroly dozorných orgánov.

Na vyraďovanej elektrárni sa naďalej vykonávajú plánované a neplánované inšpekcie inšpektormi úradu, na lokalite je denne prítomný lokalitný inšpektor. Konkrétne na lokalite Bohunice je jeden lokalitný inšpektor pre vyraďovanie JE A-1, jeden pre vyraďovanie JE V-1 a ďalší inšpektori pre prevádzkované bloky JE V-2. Plánované inšpekcie sú zamerané na kontrolu súladu stavu vyraďovania so stavom opísaným v pláne II. etapy vyraďovania JE V-1 a na kontrolu dodržiavania podmienok jadrovej bezpečnosti a požiadaviek dozoru pri vyraďovaní. Ďalej úrad posudzuje, prípadne schvaľuje dokumentáciu k jednotlivým projektom vyraďovania, schvaľuje zmeny v pláne vyraďovania, v pláne nakladania a prepravy rádioaktívnych odpadov, prípadne inej dokumentácie, ktorú úrad posúdil a je nutná jej zmena, alebo revízia.

Mgr. Miriam Vachová

Po ukončení magisterského štúdia na Vysokej škole pedagogickej v Nitre, aprobácia fyzika – technická výchova, pracovala takmer nepretržite na rôznych pozíciách na Úrade jadrového dozoru SR. Nastúpila v roku 1997 ako bezpečnostný analytik na odbore bezpečnostných analýz a technickej podpory, od roku 2009 pracovala na odbore medzinárodných vzťahov a európskych záležitostí ako hlavný štátny radca pre agendu bilaterálnej spolupráce úradu a spolupráce SR s Agentúrou pre jadrovú energiu pri OECD (OECD/NEA). V súčasnosti pôsobí vo funkcii riaditeľky kancelárie úradu, kde okrem iného zodpovedá za internú a externú komunikáciu ÚJD SR.

Búranie chladiacich veží

Referencie:
[1] Zákon č. 541/2004 Z. z. o mierovom využívaní jadrovej energie (atómový zákon) a o zmene a doplnení niektorých zákonov
[2] Rozhodnutie ÚJD SR č. 400/2011
[3] Rozhodnutie ÚJD SR č. 900/2014
[4] Výročné správy ÚJD SR
[5] Správy o jadrovej bezpečnosti vydané JAVYS, a.s.
[6] Interné materiály, zápisy z rokovaní a písomnosti ÚJD SR z povoľovacieho konania žiadosti o vydanie povolenia na 1. a 2. etapu vyraďovania JE V-1
[7] Webové sídlo JAVYS, a.s.
[8] Webové sídlo ÚJD SR
[9] CD Zvyšovane bezpečnosti JE V-1 Jaslovské Bohunice

Celkový počet projektov vyraďovania je okolo 70. Počet sa podľa potrieb mení s tým, že niektoré projekty boli rozdelené na menšie, resp. niektoré projekty sa spájajú. Väčšina vyraďovacích projektov je zrealizovaná. Medzi najvýznamnejšie zrealizované projekty možno uviesť demontáž izolácií strojovne, demontáž izolácií v kontrolovanom pásme, demontáž zariadení strojovne, demontáž a demolácia chladiacich veží, Integrálny sklad rádioaktívnych odpadov v lokalite Bohunice, dekontaminácia primárneho okruhu, demontáž a demolácia vonkajších objektov JE V-1.

Momentálne sú v realizácii projekty demontáž veľkorozmerných komponentov primárneho okruhu, demontáž systémov v kontrolovanom pásme JE V-1, zariadenie na pretavovanie kovových RAO. V príprave je jeden z posledných projektov dekontaminácia a demolácia objektov JE V-1 a uvedenie areálu do pôvodného stavu. Ďalšou zaujímavosťou je osamostatnenie medziskladu vyhoretého paliva v lokalite Bohunice. Mnohé činnosti medziskladu zabezpečovala práve JE V-1 a tieto treba nahradiť. Uvedené činnosti sú realizované taktiež v rámci projektov a tie sú posudzované, resp. schvaľované úradom. Pre lepšiu informovanosť realizuje spoločnosť JAVYS dvakrát ročne stretnutia s dozormi, kde okrem iného podáva Úradu jadrového dozoru SR a Úradu verejného zdravotníctva SR detailnú správu o aktuálnom stave vyraďovania JE V-1.

Ing. Bernard Lipár

Absolvoval Národohospodársku fakultu, odbor investície a vedecko-technický rozvoj Vysokej školy ekonomickej v Bratislave v roku 1989. Do Slovenských elektrární, odštepného závodu VYZ Jaslovské Bohunice (vyraďovací závod) nastúpil v roku 1996 ako asistent námestníka riaditeľa pre prevádzku. V roku 1998 absolvoval postgraduálne štúdium Bezpečnostné aspekty prevádzky jadrových elektrární na Fakulte elektrotechniky a informatiky Slovenskej technickej univerzity v Bratislave. V tom čase prestúpil do Slovenských elektrární na novovzniknutý odbor jadrovej bezpečnosti ako špecialista pre vyraďovanie, neskôr pracoval ako špecialista pre fyzickú ochranu. Od roku 2009 pôsobí na Úrade jadrového dozoru SR ako inšpektor jadrovej bezpečnosti pre vyraďovanie JE V-1.

Efektívny management znalostí v jadrovej energetike

prof. Ing. Vladimír Slugeň, DrSc.

Efektívny management znalostí v jadrovej energetike je základným predpoklad pre bezpečnú, spoľahlivú a dlhodobú prevádzku jadrového zariadenia. Na efektivitu vplýva vhodná kombinácia teoretických i praktických znalostí, ktoré musí prevádzkovateľ i dozor dôsledne vyžadovať a ich rozvoj podporovať. Konzervatívny prístup, vhodné aplikácie ochrany do hĺbky ako aj kultúra bezpečnosti, ktoré sú priamo spojené so zvýšením znalostí, zvýšia úroveň technickej i jadrovej bezpečnosti.

Effective knowledge management in nuclear energy is a basic prerequisite for the safe, reliable and long-term operation of a nuclear facility. Efficiency is influenced by a suitable combination of theoretical and practical knowledge, which the operator and the supervisor must consistently require and support their development. A conservative approach, appropriate in-depth protection applications as well as a safety culture, which are directly linked to knowledge enhancement, will increase the level of technical and nuclear safety.

ÚVOD

Kvalita vzdelávania a odbornej prípravy v jadrovej energetike je podmienená kvalitou vzdelávacích a výskumných pracovísk. Riešenie náročných vedeckých i technologických úloh súvisiacich s konštrukciou, výstavbou, prevádzkou, bezpečnosťou, či likvidáciou jadrových zariadení vytvára výskumnú základňu a dáva možnosť rastu pre vedcov, výskumníkov, ale aj doktorandov a študentov univerzít. Výskum a vzdelávanie zvyšujú nielen ekonomické faktory a technický rozvoj, ale aj podmieňujú vyššiu kultúru bezpečnosti pri projektovaní, resp. prevádzke a likvidácii jadrových zariadení všetkých typov. V krajinách, kde sa jadrová energia využíva na mierové účely – či už pre energetické alebo neenergetické aplikácie – sú na prevádzku existujúcich zariadení, na riešenie úloh radiačnej ochrany a na hospodárenie s rádioaktívnym odpadom potrební vysoko kvalifikovaní ľudia. Toto takisto platí aj pre „nové" krajiny zavádzajúce, resp. korigujúce v súčasnosti svoje jadrové programy. Zdôrazňujem, že títo ľudia by mali nielen kvalifikovane konať, ale aj myslieť a na to treba nielen príslušné vzdelanie, ale aj praktickú skúsenosť.

Technologická výkonnosť jadrových zariadení môže byť zabezpečená jedine tak, že dostatočný počet vysokokvalifikovaných a erudovaných pracovníkov bude k dispozícii po dostatočne dlhú dobu. Treba mať na pamäti, že životný cyklus nových JE sa vzťahuje na obdobie viac ako 100 rokov, od dizajnu a konštrukcie až po úplnú demontáž na „zelenú", resp. „hnedú lúku". Obavy z nedostatku erudovaných kádrov sú vyjadrované aj inými zúčastnenými stranami, napríklad zo strany orgánov vykonávajúcich dozor nad jadrovou bezpečnosťou či radiačnou ochranou, či z medicínskych oborov využívajúcich rádioaktívne látky a ionizujúce žiarenie. Vo všeobecnosti sa konštatuje, že široké a hlboko zakorenené výskumné a tréningové programy, na národnej aj medzinárodnej úrovni, sú nevyhnutné pre príslušnú spôsobilosť a pre správne zvládnutie vedy a technológií používaných v oblasti jadrovej energie [1]. Podľa definície v Štandarde IAEA vydanom pod spoločnou kuratelou IAEA, Medzinárodnej organizácie práce, Svetovej zdravotníckej organizácie a Panamerickej zdravotníckej organizácie, spôsobilosť znamená schopnosť aplikovať

Obr. 1: Skôr než začneme rozprávať o jadrovej bezpečnosti je potrebné poznamenať, že nie každé praktické riešenie je i bezpečné.

vedomosti, zručnosti a postoje tak, aby sa práca vykonávala účelne a efektívne a podľa stanovenej normy [2].

RIADENIE ĽUDSKÝCH ZDROJOV

Riadenie ľudských zdrojov a efektívny management jadrových znalostí sú založené na:

- vhodných organizačných postupoch,
- vhodných riadiacich metódach a
- výbere vhodných ľudských zdrojov.

Všetky tri uvedené faktory je potrebné chápať vo väzbe na požadovanú odbornosť a skúsenosti. Rozhodnutia s možným dopadom na jadrovú bezpečnosť musia byť uskutočnené s ohľadom na najvyššiu možnú úroveň znalostí a informovanosti [3]. Efektívny management znalostí znamená najmä efektívne riadenie ľudských zdrojov a má priamy dopad na bezpečnosť, spoľahlivosť, ako optimálny finančný i environmentálny management.

Základným predpokladom pre efektívny management jadrových znalostí je vhodný výber ľudských zdrojov, ale aj zdravé pracovné prostredie, kde sú znalosti podporované (primerane vyžadované) riadiacim managementom na strednej i najvyššej úrovni. V zmysle zásad kultúry bezpečnosti – efektívne riadenie ľudských zdrojov je nemysliteľné bez osobného príkladu riadiacich pracovníkov, ktorí vyžadujú od zamestnancov nielen vysokú mieru znalostí, ale aj vytvárajú vhodné podmienky a motiváciu pre ich ďalší odborný rast.

IAEA venuje svoju pozornosť efektívnemu managementu jadrových znalostí už niekoľko desaťročí. Napriek tomu sa aktivity IAEA v tejto oblasti po Generálnej konferencii v septembri 2002 ešte zintenzívnili. Dôkazom toho je i množstvo publikácií IAEA, ktoré boli vydané za posledných 15 rokov,

Hlavné oblasti, ktoré boli spracované sú:

A) Požiadavky na jadrové znalosti v jadrovom priemysle. Konkrétne ide o nasledovné dokumenty:
   1. Vplyv jadrových znalostí na bezpečnosť [4]
   2. Vplyv jadrových znalostí na dlhodobú prevádzku [5]
   3. Implemantácia programov jadrových znalostí v jadrových organizáciách [6]
B) Zachovanie znalostí, vzdelávania a infraštruktúry vo vede a výskume v oblasti jadrovej bezpečnosti [7]
C) Riadenie znalostí ľudských zdrojov, tréning a vytváranie kompetencií:
   1. Plánovanie pracovných síl pre nové jadrové programy [8]
   2. Ohodnotenie požiadaviek na nové ľudské zdroje pre nové jadrové elektrárne [9]
   3. Stratégie pre rozvoj ľudských zdrojov [10]
D) Hodnotenie rizika zo straty jadrových znalostí v jadrových organizáciách
E) Štruktúra jadrových znalostí a informačný systém elektrárne
F) Metódy, postupy a nástroje pre efektívnu záchranu a transfer vedomostí [11]:
   1. Starnutie pracovnej sily v jadrovom priemysle: Transfer znalostí na novú generáciu
   2. Porovnávacie metódy a nástroje na zachovanie jadrových znalostí
   3. Systém zachoávania jdrových znalostí: Taxonometria a základné požiadavky
   4. Vývoj znalostných portálov pre jadrové elektrárne
   5. Využitie vzdelávacích webov pre zachovanie znalostí
G) Riadenie znalostí a organizačná kultúra
H) Vplyv riadenia znalostí na organizačnú štruktúru jadrovej elektrárne [12]
I) Spolupráca v jadrovom vzdelávaní
J) Vzdelávanie v jadrovej energetike – cielené vytváranie kompetencií [13]

Zaujímavým prístupom k efektívnemu riadeniu ľudských zdrojov sa prezentovali na konferencii NUSIM 2019 Slovenské elektrárne, a.s. Za kľúčový nástroj označili pozorovanie a koučing [14].

GLOBALIZÁCIA EURÓPSKEHO VZDELÁVANIA

Slovenská ekonomika sa na európskej ekonomike podieľa rádovo percentom. Podobne je to i vo vede a v jadrovej oblasti zvlášť. Slovensko je jediným štátom strednej Európy, ktoré nemá národné centrum jadrového výskumu. Mladí a úspešní absolventi vysokoškolského štúdia odchádzajú do zahraničia. Často natrvalo. Naše vysoké školy sa po hromadnom premenovávaní na univerzity a neustálych školských reformách, ktorých ústrednou myšlienkou bolo vždy odmeňovanie podľa počtu študentov a nie podľa kvality vzdelávania, síce špičke vzdialili, stále ale produkujú i vo svete použiteľných absolventov. Je jasné, že výchova jadrového fyzika alebo lekára stojí viac ako ekonóma, resp. sociálneho pracovníka. Bohužiaľ i pravdepodobnosť ich odchodu za lepšími zárobkami za kvalifikovanú prácu je vyššia.

Zjednotená Európska únia a spoločný výskumný priestor dáva šancu vytvoriť výskumné strediská i v nových členských štátoch. Bola to a stále je šanca i pre Slovensko. Bohužiaľ slovenské úvahy a snahy o vytvorenie nového Európskeho výskumného centra so zameraním na vyraďovanie v lokalite Trnava-Bohunice s pred viac ako 10 rokov sa ukázali ako utopistické.

Pre zaistenie najvyšších dosiahnuteľných štandardov pre jadrové vzdelávanie a odbornú prípravu bola v septembri 2003 vytvorená nezisková asociácia: European Nuclear Education Network (ENEN) [15].

Niektoré členské štáty uskutočnili národné štúdie o situácii ľudských zdrojov a budúcich potrieb v jadrovom sektore alebo zriadili špeciálne komisie určené na túto úlohu, pre vytvorenie základne pre vývoj ich programov vzdelávania a odbornej prípravy pre uspokojenie dopytu a jeho vyrovnanie s ponukou v ich krajine. Napríklad Belgicko vykonalo analýzu ľudských zdrojov v jadrovej oblasti [16] zverejnenú v máji 2012; Fínsko zriadilo komisiu expertov pre skúmanie dlhodobého dopytu po kompetenciách v jadrovom energetickom sektore [17] – výsledky boli zverejnené v máji 2012; Francúzsko vytvorilo koordinačný výbor pre jadrové vzdelávanie a odbornú prípravu s cieľom zabezpečiť rozšírenie francúzskeho jadrového energetického sektora prostredníctvom obnovenia pracovnej sily; Spojené kráľovstvo uskutočnilo štúdiu pre analýzu budúceho dopytu a ponuky in oblasti jadrovej energetiky – the National Skills Academy Nuclear taktiež založilo zoznam britských inštitúcií poskytujúcich odborné vzdelávanie a odbornú prípravu vyžadovanú jadrovým priemyslom. Všetky národné správy možno nájsť na webstránke EHRO-N [18].

Výskumné a výcvikové aktivity v jadrovej technike a energetike prispievajú nielen ku vzniku vedomostí, ale aj k budovaniu kompetentnosti (kde sa zručnosti a postoje stavajú na vedomostiach). Dôraz je kladený na členské štáty EÚ a Švajčiarsko, no dvere sú taktiež otvorené aj pre medzinárodnú spoluprácu mimo EÚ, hlavne prostredníctvom bilaterálnych dohôd o spolupráci.

Príprava ľudského potenciálu pre jadrovú fyziku, techniku a energetiku je aj musí byť vzhľadom na dopady možného zlyhania ľudského faktora jednou z najkvalitnejších. Musí byť pre ňu vytvorený dostatočný časový priestor, ako

Obr. 3: Prednáška z parogenerátora v tréningovom centre v Paksi.

Obr. 2: Prednáška z dna šachty reaktora (tréningové centrum v Paksi).

aj materiálno-technické podmienky. Aktuálnym cieľom Slovenskej republiky by teda malo byť:

1. Zvýšiť záujem študentov o jadrovú energetiku, ale aj ďalšie technické a prírodovedné disciplíny, nakoľko ponúka široké spektrum uplatnenia sa absolventov.

2. Zvýšiť počet absolventov štúdia technických a prírodovedných odborov, ktorí by boli odborne pripravení na prácu v jadrovej energetike, ale aj strojárenstve, či ďalších disciplínach. Podporou kvalitného odborného štúdia a profesionálnou prípravou si SR vychová odborníkov pre budúcu prevádzku jadrových zariadení a nakladanie s RAO.

3. Zvýšiť povedomie slovenskej odbornej verejnosti o jadrovej energetike a prispieť k rozvoju vedomostnej spoločnosti na Slovensku.

Ak si chce krajina zachovať jadrovú energetiku, prípadne nezávislý jadrový dozor, nemôže sa vzdať ani svojho komplexného systému jadrového vzdelávania. Jadrová energetika tvorí základ slovenskej energetiky a významne ovplyvňuje rozvoj hospodársky rozvoj. Výskum a vzdelávanie v oblasti prevádzky a vyraďovania jadrových elektrární (JE) nadobúda v súčasnosti nový rozmer a to najmä z nasledujúcich dôvodov:

a) Po havárii vo Fukušime sa i na Slovensku zvýšila potreba nezávislého hodnotenia jadrovej bezpečnosti prevádzkovaných jadrových zariadení, ktoré by bolo založené na hlbokých znalostiach vychádzajúcich z výskumnej činnosti, ktoré by boli garantované akademickou inštitúciou nezávislou na prevádzkovateľovi a poskytovalo podporu Ministerstvu hospodárstva, či Úradu jadrového dozoru SR v oblasti výskumu i vzdelávania.

b) Desiatky JE v Európe (podobne ako JE V-1 v Jaslovských Bohuniciach) boli odstavené a začínajú sa práce na ich vyraďovaní. Na Slovensku podobne ako v zahraničí nie je dostatok kvalifikovaného personálu pre túto činnosť. Chýbajú i experimentálne zariadenia. Na druhej strane existuje v oblasti vyraďovania veľká štátna akciová spoločnosť JAVYS, a.s., ktorá by mohla mať potenciál stredoeurópskeho lídra v tejto oblasti, ak by o túto pozíciu efektívne usilovala.

V máji 2011 sa zlúčením Katedry jadrovej fyziky a Katedry fyziky FEI STU v Bratislave vytvoril Ústav jadrového a fyzikálneho inžinierstva (UJFI) [19]. Pokračuje v predchádzajúcich činnostiach a zintenzívňuje najmä medzinárodnú spoluprácu v jadrovom výskume a vzdelávaní. Popri cca 40 erudovaných pracovníkoch tu vyrastajú diplomanti a doktorandi, ktorí si nachádzajú uplatnenie v jadrovej energetike doma, prípadne v zahraničí.

Obr. 4: prof. Slugeň vstupuje do prednáškových priestorov (pod vlnovcovým separátorom v PG, tréningové centrum Paks).

ZÁVER

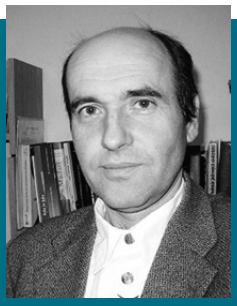
Jadrová energetika je pri podieli viac ako 50 % na výrobe elektrickej energie pre každý štát veľmi významná. Slovenská republika sa nemôže tváriť, že sa jej výskum a vzdelávanie v tejto oblasti týka len na 33,99 % a zvyšok je vec zahraničných vlastníkov akcií SE, a.s. Popri prevádzkovaných JE sú tu však i vyradené bloky a značné množstvá naakumulovaných odpadov, ktoré treba bezpečne spracovať a uložiť. Ak by Slovensko skutočne chcelo v budúcnosti stavať nový jadrový zdroj, prípadne aktívnejšie sa zapájať do medzinárodnej spolupráce v oblasti vyraďovania JE a nakladaní s rádioaktívnymi odpadmi (tu je i v európskom priestore veľká možnosť pre realizáciu našich firiem), musí jednoznačne viac investovať do výskumu a vzdelávania. Veriac v túto skutočnosť a v trvalé hodnoty sme v roku 2015 založili European Decommissioning Academy [20], zorganizovali 4 medzinárodné konferencie ECED2013, 15, 17, 19. Pre IAEA sa zameriavame na organáciu vzdelávania najmä v oblasti Decommissioning planning and costing [21].

V období 2014–2016 sme vytvorili Centrum pre prevádzku a vyraďovanie jadrových zariadení a vrámci projektu Výskumné centrum ALLEGRO [22] sme zriadili Detašované pracovisko UJFI v areáli Jaslovských Bohuníc s Laboratóriom mikroštrukturálnych analýz jadrových materiálov. Aj napriek enormnej snahe o trvalú udržateľnosť..., spísaniu desiatok projektov pre domáce i zahraničné grantové agentúry, sa nedá povedať, že sa „topíme v úspechoch".

Veda a vzdelávanie sa môže rozvíjať len vtedy, ak poznanie, vedomosti a zručnosti, ktoré z výskumu, či vzdelania vychádzajú, niekto skutočne potrebuje a vyžaduje. Investície do vedy a výskumu prinášajú vraj najväčší zisk a investovali sme toho za posledné roky v dobrej viere ozaj hodne. Lebo v hodnoty ako vzdelanie a znalosť skutočne veríme.

Referencie:

[1] Van Goethem, G. Towards a common nuclear safety culture: from knowledge creation to competence building in Euratom programmes. In: IAEA International Conference on Human Resourcei Development for Introducing and Expanding Nuclear Power Programmes. Abu Dhabi, United Arab Emirates, 14–18 March 2010.
[2] Building competence in radiation protection and the safe use of radiationsources: safety guide. Safety standards series No. RS-G-1.4, IAEA Vienna, Austria, 2001.
[3] Planning and execition of knowledge management assist visit for nuclear organisations. Vienna, 2019 IAEA-TECDOC-1586 ISBN 978–92–0–103908–8 ISSN 1011–4289.
[4] Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016).
[5] Ageing Management for Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-2.12, IAEA, Vienna (2008).
[6] The Nuclear Power Industry's Ageing Workforce: Transfer of Knowledge to the Next Generation, IAEA-TECDOC1399, IAEA, Vienna (2004).
[7] Knowledge Management for Nuclear Industry Operating Organizations, IAEA-TECDOC-1510, IAEA, Vienna, (2006).
[8] Risk Management of Knowledge Loss in Nuclear Industry Organizations, IAEA,; Vienna, (2006).
[9] Managing Nuclear Knowledge: Strategies and Human Resource Development, IAEA Proceedings Series, IAEA, Vienna, (2006)
[10] The World Nuclear University: New Partnership in Nuclear Education, IAEA, Vienna, (2007).
[11] Development of Knowledge Portals for Nuclear Power Plants, IAEA Nuclear Energy Series No. NG-T-6.2, Vienna, (2008).
[12] Evaluation of Human Resource Needs for a New Nuclear Power Plant: Armenian Case Study, IAEA-TECDOC-1656, IAEA, Vienna (2011).
[13] Nuclear Engineering Education: A Competence Based Approach to Curricula Development, IAEA Nuclear Energy Series No. NG-T-6.4, IAEA, Vienna (2014).
[14] L. Knoblochová, prezentácia na medzinárodnej konferencii NUSIM2019, Častá–Papiernička, 15.–16. 5. 2019.
[15] European Nuclear Education Network (ENEN) http://www.enen-assoc.org
[16] http://ehron.jrc.ec.europa.eu/sites/ehron/files/documents/public/belgique_rapport_final_emploi_dans_le_secteur_nucleaire.pdf
[17] http://ehron.jrc.ec.europa.eu/sites/ehron/files/documents/public/report_of_the_committee_for_nuclear_energy_competence_in_finland.pdf
[18] http://ehron.jrc.ec.europa.eu/public-national-reports
[19] www.ujfi.fei.stuba.sk
[20] http://kome.snus.sk/inpe/eda
[21] http://kome.snus.sk/dpcam/
[22] www.vca.sav.sk



prof. Ing. Vladimír Slugeň, DrSc.

V roku 1985 ukončil medziodborové štúdium Jadrová energetika na Elektrotechnickej fakulte SVŠT v Bratislave. Je autorom 6 kníh, 12 vysokoškolských skrípt a vyše 500 vedeckých a odborných prác (H-index 14). Bol zodpovedným riešiteľom 14 medzinárodných vedeckých projektov v oblasti jadrového paliva, materiálového výskumu a jadrovej bezpečnosti. Od roku 2005 je riadnym profesorom v odbore jadrová energetika (DrSc. 2010). V roku 2015 založil v Bratislave European Decommissioning Academy. Od roku 2004 je predsedom SNUS a v rokoch 2009–2011 bol prezidentom ENS so sídlom v Bruseli. Od 2009 je členom predsedníctva World Nuclear Council. V rokoch 2011–2015 bol prvým riaditeľom Ústavu jadrového a fyzikálneho inžinierstva FEI STU. Od 2007 je podpredsedom Rady správcov Národného jadrového fondu SR, kde zastupuje Ministerstvo financií SR.

Jaderná energetika na ZČU – technické vzdělávání a výzkum

Ing. Jana Jiřičková, Ph.D.

Článek se dotýká jaderných aktivit na Západočeské univerzitě, jak v oblasti vzdělávání, vědy a výzkumu, tak i popularizaci v rámci již tradičních Jaderných dnů. Progres jaderné energetiky na Západočeské univerzitě je patrný na týmech mladých vědců, kteří jeví neutuchající zájem o tuto oblast.

The article deals with nuclear activities at the University of West Bohemia, both in the field of education, science and research, as well as popularization within the already traditional Nuclear Days. The progress of nuclear energy at the University of West Bohemia is evident in the teams of young scientists who show a continuing interest in this field.

Jaderná energetika na ZČU v Plzni má dlouholetou tradici. V roce 2019 jsme společně slavili 65 let jaderné energetiky a 60 let technického vzdělávání v Plzni.

Tak jak se píše historie jaderné energetiky, tak se píše i historie jaderného vzdělávání, které jde ruku v ruce s výzkumem a to jak s aplikovaným, tak základním.

Na ZČU jsme v posledních letech společně zažili renesanci jaderné energetiky, která nám přinesla vzkříšení jaderné specializace na Fakultě strojní, ale zejména vytvoření moderního studijního oboru pro získání znalostí o nejnovějších trendech, konstrukcích i materiálech.

Na Fakultě elektrotechnické vznikl úplně nový obor jaderná elektroenergetika, o který pak v době vypsaného tendru na dostavbu Temelína měl zájem velký počet studentů, kteří se chtěli uplatnit na novém zdroji v oblasti SKŘ, instrumentace, ale i jinde v oblasti jaderné energetiky.

Do výuky se nově zapojovali odborníci z praxe, ale i kolegové z CENEN (Czech Nuclear Education Network), tj. ze sdružení akademických pracovníků škol, kde probíhá jaderné vzdělávání. Toto sdružení historicky vzniklo právě na podporu jaderného vzdělávání v ČR a je jakousi neziskovou obdobou evropského sdružení ENEN. CENEN z počátku za podpory evropských fondů vytvořil řadu vzdělávacích příruček, pořádal konference a letní školy (http://lsji.cz/). Většina těchto aktivit trvá dodnes a to nejen nadšením akademických členů, ale i díky podpoře průmyslových partnerů jako jsou SÚJB, Škoda JS, ČEZ, ÚJV Řež a další, kteří jsou si vědomi potřebnosti vzdělávání pro udržitelný rozvoj jaderné energetiky. Díky odborníkům z praxe zapojeným do výuky zase dochází k transferu praktických zkušeností na akademickou půdu do školních lavic. Jedním ze zářných případů přeplněné posluchárny je přednáška paní předsedkyně SÚJB Dany Drábové.

ZČU také stála na počátku vzniku první a dnes již tradiční Letní univerzity na Jaderné elektrárně Temelín, kdy odvážní pracovníci a otevřené hlavy (jmenovitě Pavel Šimák a jeho kolegové – tímto jim děkuji) otevřeli brány Jaderné elektrárny Temelín a 14 dní svého drahého času věnovali skupině studentů. Studenti se tak dostanou do KP a dalších provozů jaderné elektrárny s patřičným výkladem.

A následovali další, kteří se touto aktivitou inspirovali a zvali akademiky a studenty blíž k sobě do reálných provozů, tak aby se šedá teorie dostatečně projasnila a vybarvila studentům. Vzdělávání dostalo tímto třetí rozměr a studenti snadno pochopili perspektivu svého uplatnění. Zahraniční partneři jako EDF (Areva, CEA), Westinghouse či Rosatom svými aktivitami pro ZČU také přispívali v době renesance k exponenciálnímu zájmu o jaderné obory a činní tak dodnes, včetně průmyslových partnerů z Koreje (KHNP) a Ukrajiny.

Pro získávání dostatečného počtu studentů a následně i dostatek absolventů se ZČU také musí dostatečně činit. Nalákat na své technické a jaderné obory se snaží všechny tři technické fakulty ZČU. Zájemců s odvoláním tendru na dostavbu JE Temelín začalo postupně ubývat a ani demografická křivka nepřeje do dnešních dnů vyššímu počtu studentů.

Dny otevřených dveří sice dlouhá léta lákají do lavic potenciální studenty, ale Jaderné dny (www.jadernedny.cz), které letos slaví 10. let od svého prvního ročníku, popularizují jadernou energetiku nejen studentům, ale i široké veřejnosti a šíří tak dobré povědomí nejen o jádře, ale i o Západočeské univerzitě.

Škoda JS pomohla zrealizovat myšlenku Jaderných dnů Ing. Jana Zdebora ve spolupráci se ZČU. Poslední 4 roky se konají Jaderné dny přímo na Západočeské univerzitě.

V rámci jaderných dnů jsou zváni studenti středních škol na odborné přednášky a následně jsou provedeni expozicí. Letošní desátý ročník je ozvláštněn úvodní konferencí na téma Nový jaderný zdroj pro ČR – stav přípravy v r. 2020.

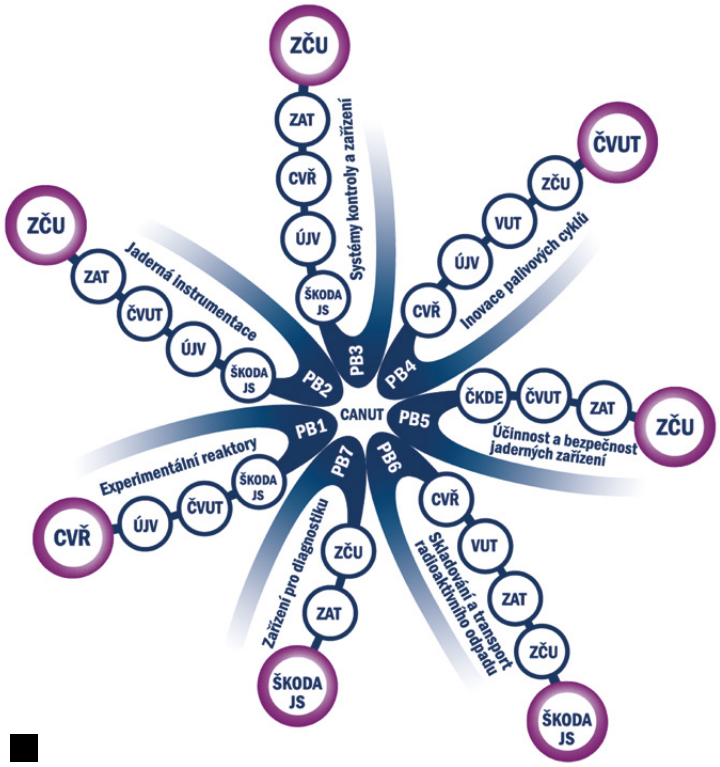
Jaderné dny nabízejí širokému spektru zájemců své. Expozice je plná exponátů napříč jaderným odvětvím.

Je k vidění nejen model samotné jaderné elektrárny, paliva, koše na vyhořelé palivo, ale i jaderné záření (alfa, beta, gama), které je viditelné jen díky mlžné komoře. Na karuselu s TimePix detektorem si můžete změřit různé typy zářičů, viz. www.jadernedny.cz.

Obr. 1: přednáška odborníků z praxe – předsedkyně SÚJB Dana Drábová

Vystavované předměty jsou často výsledkem společného výzkumného počinu v jaderné energetice. Vznik celé řady výzkumných výsledků na ZČU byl možný díky strategickému konsorciu s názvem CANUT, jehož základ tvoří devět mezinárodně uznávaných výzkumných organizací a průmyslových podniků.

CANUT se zaměřuje na výzkum pokročilých jaderných technologií, přičemž jeho komplexní výzkumný program zahrnuje problematiku paliva, jaderné instrumentace, spolehlivosti a bezpečnosti zařízení, systémy kontroly a řízení jaderných elektráren, technologie vlastní spotřeby, účinnosti jaderných elektráren, až po technologie pro skladování a transport radioaktivních odpadů. Významnou oblastí činnosti CANUT je též LTO stávajících zařízení.



Obr. 2: Přehled výzkumných aktivit a řešitelů projektu CANUT

Obr. 3: Ilustrativní příklady výstupů projektu CANUT na ZČU

Výsledky výzkumu jsou pak určeny a využívány pro stávající i nová jaderná zařízení. Výzkum a aktivity konsorcia CANUT jsou podporovány z prostředků Technologické agentury České republiky v rámci programu Centra kompetence, projekt č. TE01020455.

Jednotlivé fakulty Západočeské univerzity se podílely na celé řadě výsledků CANUT, jako je např. neutronová kamera, která je založena na detektoru TimePix s konverzní 6LiF vrstvou. Dále uProbe, která je určena pro pozičně citlivé testy elektronických součástek v radiačním poli. Je koncipována pro koincidenční měření průletu částice při současném vzniku SEE.

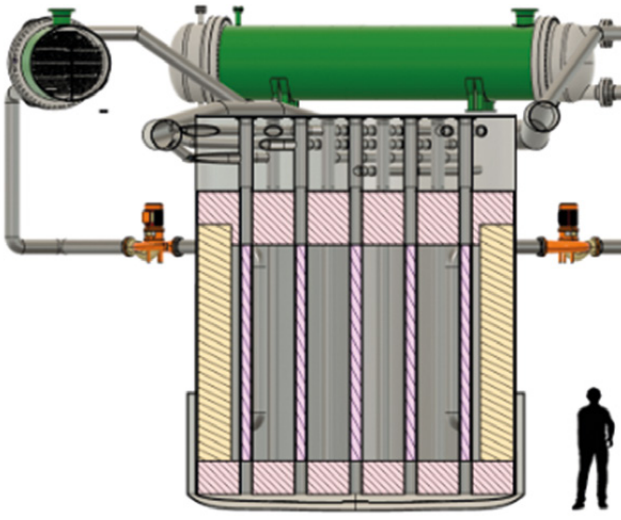
Do laboratoří CERN, Dubna a dalším je dodávána vyčítací jednotka pro pixelové detektory TimePix3 s ethernetovým rozhraním, která je určena pro měření ionizujícího záření v aplikacích energetiky, částicové fyziky a kosmického výzkumu.

Pro vzdělávání byl sestaven EduPix, což je sada pro názornou výuku detekce ionizujícího záření, jejíž základem je FitPix Lite, kompaktní USB klíčenka s detektorem částic. Tato edukační pomůcka je dodána jako výuková pomůcka do středních škol a gymnázií pro zatraktivnění výuky fyziky.

V rámci CANUTu vznikl na ZČU tým lidí věnující se jadernému palivu, který se významně podílel na výzkumu paliva se zvýšenou odolností vůči vysokoteplotní oxidaci.

Významně hodnoceným výsledkem je regulátor výkonu jaderného reaktoru, tedy řídicí systém pro automatické najíždění na požadovanou hodnotu výkonu a regulaci s nulovou odchylkou v blízkosti požadované hodnoty. Byla odvedena práce na vývoji modelů jaderného reaktoru pro účely řízení, které byly použity pro návrh regulátorů a simulaci HIL (Hardware In the Loop).

Taktéž expertní systémy pro optimalizaci řízení a návrh pohonů hydraulických a pneumatických systémů, které finálně přináší celou řadu energetických úspor, umožňují totiž optimální návrh topologie a řízení pohonu, včetně výpočtů a analýzy kritických technicko-ekonomických parametrů.



Obr. 4: Teplátor – nový projekt na ZČU

A ještě celá řada dalších výsledků, které našly své uplatnění ve společnostech, jako jsou ŠKODA JS, ZAT a.s., ELEKTROTECHNIKA, a.s. (dříve ČKD), ÚJV Řež, CVŘ, ale i jinde. V průběhu řešení úkolů pro CANUT vznikly další dílčí výzkumné aktivity a nové výzkumné týmy, které řeší celou řadu zajímavých výzkumných témat jak v oblasti instrumentace ex-core měření neutronového toku, tak oblasti výpočtů optimalizace skladování použitého paliva.

Některé výstupy, např. expertní systémy pro optimalizaci řízení byly rozšířeny do mimojaderných aktivit pro efektivní ukládání energie.

Skupina vědců na ZČU se začala zabývat problematikou dalšího užití použitého jaderného paliva v teplárenství. Jde vlastně o inovativní koncept pro centrální a pomocné vytápění za pomoci použitého jaderného paliva z lehkovodních reaktorů. Více informací je na stránkách https://www.teplator.cz/.

Práce na takovýchto zajímavých projektech nepřináší jen perspektivní výsledky aplikované v mnoho případech do praxe, ale přináší také zajímavou příležitost pro mladé výzkumníky, akademické pracovníky, kteří se na vědecko–výzkumném poli mohou dále rozvíjet. Praktické zkušenosti znalých odborníků dostávají často novou příležitost pro inovaci nejen díky užití nových nástrojů vědy a techniky, ale také otevřenému myšlení mladých vědců.

Příkladem je Jiří Závorka, student katedry elektroenergetiky a ekologie Fakulty elektrotechnické Západočeské univerzity v Plzni, který přišel s návrhem lepšího skladování spotřebovaného jaderného paliva a je jednou z mladých českých vědeckých nadějí. Návrh mu v tomto roce vynesl Becquerelovu cenu za jaderný výzkum, kterou uděluje Velvyslanectví Francie v ČR. V loňském roce získala stejnou cenu Anna Fořtová za inovativní přístup v oblasti ukládání energie.

Nesmíme zapomenout ani na Cenu Siemens pro nejlepší diplomové práce, kterou převzal 3. prosince 2012 v pražské Betlémské kapli Václav Sláma, absolvent Fakulty strojní. Jeho diplomová práce s názvem Možnost použití

Obr. 5: Becquerelova cena za jaderný výzkum pro Jiřího Závorku

malých modulárních jaderných reaktorů v českých podmínkách se umístila na 3. místě.

A jistě bychom našli další úspěšné, kteří by potvrdili, že bez ohledu na získaná ocenění, jim dává práce ve vědeckém týmu ZČU smysl.

Jaderná energetika na Západočeské univerzitě a zejména na jejích třech technických fakultách – Fakultě aplikovaných věd, Fakultě elektrotechnické a Fakultě strojní – žije. Má svoji minulost, přítomnost a i budoucnost.

Ing. Jana Jiřičková, Ph.D.

Jana Jiřičková absolvovala v roce 2003 na Elektrotechnické fakultě Západočeské univerzity v Plzni obor Komerční elektrotechnika. V roce 2006 obhájila tamtéž doktorskou práci ze studijního oboru Elektrotechnika a informatika s tématem Elektronika.

V roce 2005 absolvovala stáž v Německu na Fachhochschule Amberg-Weiden, v roce 2014 pak na University of Massachusetts Lowell v USA.

Od roku 2007 působí na Západočeské univerzitě v Plzni, Elektrotechnické fakultě jako odborný asistent na Katedře elektroenergetiky, kde má kromě pedagogické činnosti na starost také projekty VaV – např. projekt Technologické agentury ČR CANUT (Centre for Advanced Nuclear Technologies). Mimo to je členkou akademického senátu Západočeské univerzity v Plzni, dále zástupce ZČU v CENEN (Czech Nuclear Education Network) a je (spolu)autorkou více než 50 publikací.

Jaderné vzdělávání na VUT v Brně

Ing. Karel Katovský, Ph.D.

Vysoké učení technické v Brně je společně s technickými univerzitami v Praze, Plzni a Ostravě pilířem českého vysokoškolského technického vzdělávání. Platí to i v případě výchovy odborníků pro jadernou energetiku. Jaderné vzdělávání na VUT je zásadně ovlivněno blízkostí jaderné elektrárny v Dukovanech, jež je od kampusu v Králově Poli vzdálena pouhých 50 km. Již v počátcích jaderné energetiky v Československu se VUT zapojilo do vzdělávání pro první československou jadernou elektrárnu A1 v Jaslovských Bohunicích. Jistě nejznámějším počinem brněnské techniky jsou návrhy úspěšných sodíkem vyhřívaných parních generátorů pro rychlé reaktory sovětské konstrukce; průtočný mikro-článkový pro reaktor BOR-60 provozovaný v Dimitrovgradu a mikročlánkový s přirozenou cirkulací pro již odstavený reaktor BN-350 v Aktau. V současné době jsou odborníci pro jadernou energetiku vzděláváni na Fakultě elektrotechniky a komunikačních technologií, Fakultě strojního inženýrství a Fakultě stavební. Jaderné vzdělávání je podporováno vedením univerzity i jednotlivých fakult a sehraje jistě důležitou roli při výstavbě nových bloků v dukovanské lokalitě.

Brno University of Technology, together with the technical universities of Prague, Pilsen and Ostrava, is a pillar of Czech higher technical education, as well as of training experts in nuclear power field. Nuclear education at BUT is fundamentally influenced by the proximity of the nuclear power plant in Dukovany, which is only 50 km away from the campus in Královo Pole quarter. The BUT has already been involved in nuclear education from the beginning of nuclear era in Czechoslovakia, particularly for the first Czechoslovak nuclear power plant A1 in Jaslovské Bohunice. Certainly, the most well-known achievement is the design of successful sodium-heated steam generators for fast reactors of Soviet design; flow-through micro-cell for the BOR-60 reactor operated in Dimitrovgrad and micro-cell with natural circulation for the already decommissioned BN-350 reactor in Aktau. Currently, experts in nuclear power field are educated at the Faculty of Electrical Engineering and Communication, the Faculty of Mechanical Engineering and the Faculty of Civil Engineering. Nuclear education is supported by the management of the university and individual faculties and will certainly play an important role in the construction of new units in the Dukovany site.

Historie Vysokého učení technického v Brně sahá až do poloviny 19. století, kdy v roce 1847 schválil císař Ferdinand I. založení Technického učiliště v Brně. Vysokým učením se toto učiliště stalo dne 19. září 1899, kdy císař František Josef I. podepsal dekret zřizující C. k. českou vysokou školu technickou v Brně. Během své stodvacetileté historie vyrostla škola na druhou největší technickou vysokou školu v ČR, která na 11 fakultách a vysokoškolských ústavech vzdělává bezmála 18 tisíc studentů a zaměstnává více než 3 800 zaměstnanců.

Vzdělávání v energetických oborech má na VUT silnou tradici, podpořenou zejména velkou koncentrací energetického průmyslu v městě Brně a okolí. Nikoliv nadarmo zde v roce 1956 vznikla specializovaná Fakulta energetická, kde přednášeli také odborníci z různých brněnských podniků. Fakulta byla v roce 1969 rozdělena na Fakultu strojní a Fakultu elektrotechnickou. Odborníci VUT se mimo výuky zapojili také do odborné činnosti, do přípravy první československé jaderné elektrárny A1 či do vývoje unikátních parních generátorů pro rychlé reaktory. Tento výzkum je spojen se jmény profesora Františka Dubšeka a profesora Oldřicha Matala. Mikročlánkové sodíkem vyhřívané parní generátory pro sovětské reaktory BOR-60 a BN-350 provozované od roku 1969 v Dimitrovgradu, resp. od roku 1973 v Aktau byly a jsou obrovským úspěchem českého jaderného inženýrství. Inženýrské úspěchy pedagogů FSI se přenesly i do výuky, kde v rámci katedry Tepelných a jaderných energetických zařízení vznikla v době výstavby jaderné elektrárny Dukovany specializace Jaderná energetika. Touto specializací prošlo v 80. a 90. letech minulého století mnoho odborníků pro české i slovenské jaderné elektrárny, zejména pro jadernou elektrárnu v Dukovanech a později i pro Temelín.

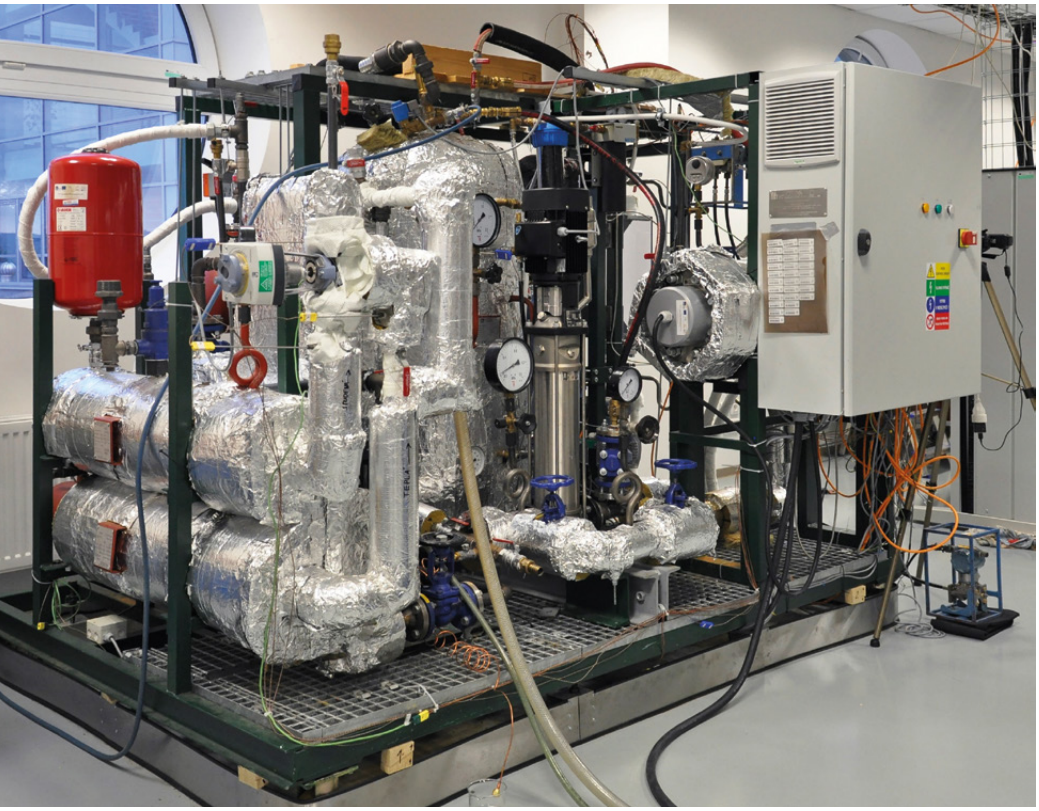
Vzdělávání a výzkum na Fakultě elektrotechnické se zaměřovaly více směrem k elektroenergetice, ale i zde byla vazba na jadernou energetiku silná. Historie elektroenergetiky

Obr. 1: Studenti oboru architektura navrhli v rámci svého studia přirozenější zasazení dukovanské elektrárny do krajiny a její zpřístupnění veřejnosti (návrh Stezka v páře autorek Lenky Honkové a Andrey Marečkové, 2019)

na VUT sahá až do roku 1909, kdy byl zřízen Ústav konstruktivní elektrotechniky vedený profesorem Vladimírem Listem. Profesor List se zasloužil nejen o vybudování dobrého jména energetických oborů na VUT, avšak měl také velký podíl na úspěšné elektrifikaci Moravy či zřízení pražského metra. Od sedmdesátých do začátku devadesátých let 20. století zde byla v rámci oboru Elektroenergetika vyučována specializace Jaderná energetika. Jaderné vzdělávání na této fakultě je spojeno se jmény docenta Antonína Matouška a docenta Jiřího Račka, kteří přednášeli jádro na VUT až do roku 2017 (resp. 2014).

Mírové využívání jaderné energie našlo uplatnění ve výzkumu a výuce i na jiných fakultách, na Fakultě stavební působila skupina profesora Leonarda Hobsta zabývající se využitím ionizujícího záření ve stavebním zkušebnictví, která navázala na dílo profesora a rektora VUT Arnošta Höniga, jež zde založil Ústřední středisko radiační defektoskopie. V jaderné energetice byla a je aktivní i skupina současného rektora, profesora Petra Štěpánka, zabývající se posuzováním stavebních konstrukcí při projektových a nadprojektových haváriích či seizmickým zodolňováním budov jaderných elektráren. Na Fakultě chemické působil dlouhá léta význačný český jaderný chemik profesor Jiří Hála.

V devadesátých letech minulého století a v prvních letech nového tisíciletí se VUT zapojilo do vývoje urychlovačem řízených jaderných reaktorů (ADSR) chlazených tekutými solemi. Na strojní fakultě zde pod vedením profesora Matala vzniklo experimentální zařízení FLUORIDA – smyčka s tekutými fluoridovými solemi (k výzkumu ADSR se VUT vrátilo po roce 2013 na Fakultě elektrotechniky a komunikačních technologií, kde se této problematice věnujeme dodnes).



Obr. 2: V rámci spolupráce fakult FEKT a FSI vzniklo unikátní experimentální zařízení pro studium kritických tepelných toků na hladkých a upravených površích, quenchingu a rewettingu (foto Ladislav Suk a Kamil Ševanka, 2020)

Aktuálně se na VUT v Brně jaderná energetika vyučuje na Ústavu elektroenergetiky Fakulty elektrotechniky a komunikačních technologií v rámci oboru Elektroenergetika a na Energetickém ústavu Fakulty strojního inženýrství v rámci oboru Energetické inženýrství. Jaderné vzdělávání na VUT je nejvíce ovlivněno blízkostí jaderné elektrárny Dukovany, která se nachází 36 km vzdušnou čarou od vysokoškolského kampusu Pod Palackého vrchem. Studenti těží z této blízkosti nadstandardní možností exkurzí, praxí a stáží na dukovanské elektrárně. Studenti VUT bývají pravidelnými účastníky Letních univerzit ČEZ, účastní se Letní školy jaderného inženýrství, Letní školy na ukrajinských jaderných elektrárnách (díky spolupráci se ZČU v Plzni), navštěvují Letní praxi ve Spojeném ústavu jaderných výzkumů v Dubně a již dva roky jezdí na semestrální stáže na korejskou univerzitu KEPCO International Nuclear Graduate School do lokality Shin-Kori.

Blízkost jaderné elektrárny umožňuje brněnským studentům také spolupracovat na svých diplomových pracích s odborníky z provozu, či získat téma přímo z Elektrárny Dukovany. Brněnské fakulty jsou členy sítě partnerských škol ČEZ, a. s. a spolupracují s provozovate-

Ing. Karel Katovský, Ph.D.

Karel Katovský studoval na Gymnáziu v Třebíči a poté na Fakultě jaderné a fyzikálně inženýrské na ČVUT v Praze. Absolvoval v roce 2001 obor Jaderné inženýrství – Teorie a technika jaderných reaktorů. V roce 2008 dokončil doktorské studium, na kterém pracoval v Laboratoři jaderných problémů SÚJV Dubna. Mezi lety 2005 a 2012 pracoval jako odborný asistent na KJR FJFI ČVUT, kde vyučoval reaktorovou fyziku a termomechaniku. Od roku 2013 pracuje jako vysokoškolský pedagog v oblasti jaderné energetiky na Ústavu elektroenergetiky VUT v Brně.

Spolu s Václavem Dostálem a Pavlem Záchou z FS ČVUT je jedním z iniciátorů Letní školy jaderného inženýrství, která se koná pravidelně již 12 let a prošlo jí více než 240 studentů ze sedmi českých vysokých škol.

Od roku 2014 je členem poradního výboru MŠMT pro spolupráci ČR a SÚJV Dubna. Do roku 2017 byl členem výboru České nukleární společnosti a členem výboru české sítě jaderného vzdělávání CENEN. Od roku 2016 je členem expertní komise pro jadernou energetiku v rámci sdružení Energetické Třebíčsko.

Obr. 3: Alternativní návrh studentů architektury na přírodní ztvárnění chladicích věží na Dukovanech (Dukovanské sopky autorů Artema Ovsaka a Anastasie Belousové, 2019)

Obr. 4: Studenti Ústavu elektroenergetiky FEKT VUT s pedagogy a průvodci během exkurze v KP EDU (foto ČEZ EDU, 2012)

lem jaderné elektrárny na organizaci přednášek ředitele, operátorů, fyziků a dalších pracovníků elektrárny či útvaru Nové jaderné zdroje. Rozvíjí se i spolupráce s brněnským školicím střediskem firmy ČEZ, a. s. VUT spolupracuje s dalšími jadernými firmami v regionu – s NUVIA a.s., MICo, spol. s r.o., TES s.r.o., EGÚ Brno, a.s. a dalšími. Velmi důležitá je synergická spolupráce se středními školami v regionu, zejména se Střední průmyslovou školou technickou v Třebíči. Vysoké učení technické je také členem české sítě jaderného vzdělávání CENEN.

Na závěr bych rád zmínil to, že Vysoké učení technické je již 19 let organizátorem konference s názvem Mikulášské setkání sekce mladých České nukleární společnosti. Tato akce vznikla v roce 2001 pod záštitou profesora Matala a byla 12 let organizována EÚ FSI, od roku 2013 převzal žezlo organizátora ÚEEN FEKT, kde se akce koná dosud. Jedná o odbornou česko-slovenskou konferenci cca 60 mladých odborníků z praxe, výzkumu a rovněž studentů, kteří po tři dny prezentují a diskutují své jaderné poznatky. Akce přináší cenné kontakty do budoucí praxe a pevná přátelství na celý život.

15. mezinárodní odborná konference

all·for power 2020

conference & exhibition

energetické investiční celky:
jaderné elektrárny, klasické elektrárny, teplárny, průmyslová energetika,
decentrální energetika, energetické vize,
export investičních a technologických celků

26. a 27. listopadu 2020

Clarion Congress Hotel Prague

www.afpc2020.com

Organizátor:

AF Power agency

Nový jaderný zdroj pro ČR – stav přípravy v roce 2020

23.–24. září 2020

místo konání	Západočeská univerzita v Plzni
zahájení	v 10 hodin
oslovení účastníci	Dana Drábová, Vladivoj Řezník, Bohdan Zronek, Petr Závodský, František Krček, Miroslav Holeček, Tomáš Ehler, Tomáš Čechák
záštitu poskytli	ministr průmyslu a obchodu ČR Karel Havlíček a rektor Západočeské univerzity Miroslav Holeček

Více informací a registrace na www.jadernedny.cz

CELOSTÁTNÍ KONFERENCE
v rámci zahájení Jaderných dnů

JADERNÉ DNY 2020

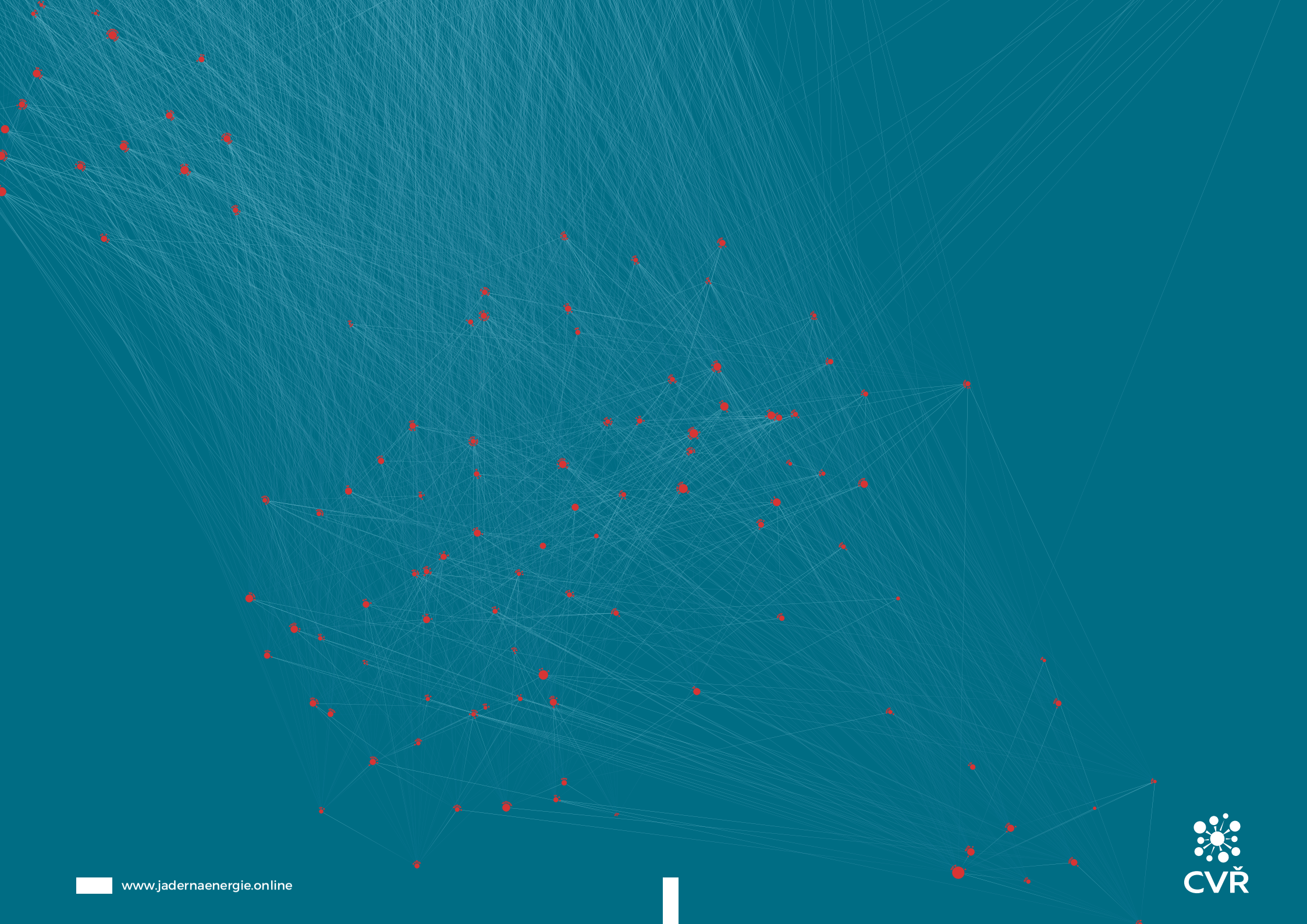
Kampus ZČU v Plzni – 23. 9. – 27. 10. 2020

Ve dnech 23. září – 27. října 2020 se budou v kampusu Západočeské univerzity v Plzni konat již tradiční Jaderné dny. Akce má za cíl přiblížit různé oblasti využívání jaderné energie zejména studentům středních a vysokých škol, ale také široké veřejnosti. Pořadatelem je Západočeská univerzita ve spolupráci se ŠKODA JS a.s. a CENEN (Czech Nuclear Education Network).

Po celou dobu trvání jsou Jaderné dny 2020 doprovázeny již tradiční expozicí interaktivních modelů zařízení z oblasti využívání jaderné energie a přednáškami a soutěžemi pro studenty středních škol. Podrobné informace k celému průběhu Jaderných dnů je možné získat na webu jadernedny.cz.

ZÁPADOČESKÁ UNIVERZITA V PLZNI
JADERNÉ DNY 2020
ŠKODA JS a.s.

Mediální partneři
ATOMINFO.cz Aktuálně o jádru
je
all for power



www.jadernaenergie.online

CVŘ