Ústav elektroenergetiky Fakulty elektrotechniky a komunikačních technologií VUT v Brně
Česká nukleární společnost a Mladá generace ČNS, o. s.
Újv Řež, a. s.
Český svaz vědeckotechnických společností

Jaderná energetika v pracích mladé generace - 2018

„Mikulášské setkání Mladé generace ČNS“

SBORNÍK REFERÁTŮ ZE SEMINÁŘE
5. až 7. prosince 2018, FEKT, VUT v Brně

ISBN 978-80-02-02864-2

PARTNEŘI SETKÁNÍ

SÚRAO

SETKÁNÍ PROBÍHALO NA AKADEMICKÉ PŮDĚ
VYSOKÉHO UČENÍ TECHNICKÉHO V BRNĚ
ÚSTAV ELEKTROENERGETIKY
FAKULTY ELEKTROTECHNIKY
A KOMUNIKAČNÍCH TECHNOLOGIÍ

A BYLO ORGANIZOVÁNO ZA PŘISPĚNÍ
České nukleární společnosti, z. s.
FEKT, VUT v Brně
a partnerů setkání

Organizátoři setkání děkují:
> **Ústavu elektroenergetiky** Fakulty elektrotechniky a komunikačních technologií VUT v Brně za zapůjčení prostor pro pořádání setkání a finanční podporu
> **Ing. Karlu Katovskému, PhD.** z Ústavu elektroenergetiky Fakulty elektrotechniky a komunikačních technologií VUT v Brně za zajištění prostor pro pořádání setkání
> **Společnosti ÚJV Řež, a. s a ČNS** za významnou podporu Mikulášského setkání CYG a za slavnostní vyhlášení výsledků nejlepších diplomových prací v jaderných oborech za rok 2018
> **Správě úložišť radioaktivních odpadů** za umožnění návštěvy
> **Všem přednášejícím za jejich příspěvky a všem zúčastněným za jejich pozornost**

OBSAH

OBSAH 5

PROGRAM SETKÁNÍ 7

VYHODNOCENÉ STUDENTSKÉ PRÁCE ZA ROK 2018 10

POROVNÁNÍ METOD TESTOVÁNÍ KOROZNÍ ODOLNOSTI OCELÍ LEGOVANÝCH BOREM 12
Zdeněk Fulín, Jana Zavitkovská, Zbyněk Špirit

IN SITU DIFŮZNÍ EXPERIMENT RADIONUKLIDŮ V PODZEMNÍ LABORATOŘI GRIMSEL (ŠVÝCARSKO) 17
Eva Hofmanová, Václava Havlová, Dagmar Trpkošová

MODEL PALIVOVÉHO SOUBORU VVER-1000 V NESTRUKTUROVANÉ SÍTI MCNP6 22
Martin Lovecký

VÝVOJ METODY PRO MĚŘENÍ GEOMETRICKÝCH ZMĚN PALIVOVÝCH SOUBORŮ 27
Martina Malá, Marcin Kopeć

VALIDACE VÝPOČTU DÁVKOVÉ DISTRIBUCE NA „CT OBRAZECH“ GENEROVANÝCH Z OBRAZŮ MR 33
Iva Brátová, Patr Paluska

EMULACE RADIAČNÍHO POŠKOZENÍ PALIVOVÉHO POVLAKU POMOCÍ VYSOKOENERGETICKÝCH PROTONŮ 39
Martin Ševeček, Milan Štefánik, Jakub Krejčí, Mojmír Valach

NÁVRH METODDY MĚŘENÍ TĚSNOSTI OZÁŘENÝCH PALIVOVÝCH PROUTKŮ 46
Pavel Nerud

SIMULÁCIE KRITICKOSTI BAZÉNU SKLADOVANIA VYHORENÉHO JADROVÉHO PALIVA METÓDOU MONTE CARLO 52
Peter Mičian

MOŽNOSTI OŽAROVANIA MIMO AKTÍVNEJ ZÓNY VÝSKUMNÉHO REAKTORA LVR-15 58
Jaroslav Šoltés, Miroslav Vinš, Alexander Voljanskij

FAKTORY OVLIVŇUJÍCÍ ROZDÍLY VÝPOČTU DÁVKOVÉ DISTRIBUCE U RADIOTERAPIE TUMORŮ PLIC 64
Jakub Hrabovský, Břetislav Otáhal, Lukáš Knybel

POKROČILÉ METODY HOMOGENIZACE PRO TLAKOVODNÍ REAKTORY 72
Pavel Suk

STANOVENÍ NEURČITOSTI VE VÝPOČTECH KRITIČNOSTI S VYUŽITÍM METODIKY TSUNAMI **82**
Matěj Šikl, František Havlůj

ZPRÁVA O VÝZKUMU MIKROFLUIDNÍ KAPALINOVÉ EXTRAKCE VYBRANÝCH HOMOLOGŮ SUPERTĚŽKÝCH PRVKŮ **89**
Jakub Sochor

ULTRAZVUKOVÉ MĚŘENÍ DEFORMACE VYHOŘELÉHO JADERNÉHO PALIVA VE VISE **95**
Marcin Kopeć, Vitězslav Matocha, Martina Malá

ODVOD ZBYTKOVÉHO TEPELNÉHO VÝKONU VYHOŘELÉHO JADERNÉHO PALIVA V OBALOVÉM SOUBORU ŠKODA 1000/19 **101**
Daniel Vlček

STUDIUM TRANSPORTU NEUTRONŮ S VYUŽITÍM NEUTRONOVÝCH GENERÁTORŮ **108**
Marek Zemškal

PROGRAM SETKÁNÍ

Středa 5.12.2018

13:00 Oficiální zahájení setkání

13:00 - 13:15 Úvodní slovo pořadatelů a garanta setkán

13:15 Prezentace prací mladých odborníků

13:15 - 13:35 Odvod zbytkového tepelného výkonu vyhořelého jaderného paliva při suchém skladování
(Daniel Vlček)

13:35 - 13:55 Emulace radiačního poškození palivového pokrytí pomocí protonů
(Martin Ševeček)

13:55 - 14:15 Zjišťování akustického spektra palivového proutku
(Pavel Nerud)

14:15 - 14:35 Model palivového souboru VVER-1000 v nestrukturované síti MCNP6
(Martin Lovecký)

14:35 - 14:50 *Přestávka*

14:50 - 15:10 Porovnání metod testování korozní odolnosti ocelí legovaných borem
(Zdeněk Fulín)

15:10 - 15:30 Ultrazvukové měření deformace vyhořelého jaderného paliva ve vise
(Marcin Kopec)

15:30-15:50 Posouzení odolnosti svarového spoje austenitické oceli s obsahem bóru
NEUTRONIT A 967 SM
(Jana Zavitkovská)

15:50-16:10 Zpráva o probíhajícím výzkumu na téma mikrofluidní extrakce kapalina-kapalina vybraných homologů supertěžkých prvků
(Jakub Sochor)

16:10-16:30 Extrakcia An(III) a Ln(III) v systémoch s novými fluorovanými rozpúšťadlami
(Miriam Mindová)

16:30 Shrnutí prvního dne setkání

18:00 Společná návštěva Vánočních trhů v centru Brna

19:00 Večerní posezení u Mazaného anděla

Čtvrtek 6.12.2018 dopolední část

09:00 Předání cen a prezentace oceněných diplomantů

09:00 - 09:10 Předání cen oceněným diplomantům

09:10 - 09:30 Oceněný BP – 2. Místo
Iva Brátová
Validace výpočtu dávkové distribuce na "CT obrazech" generovaných z obrazů MR

09:30 - 09:50 Oceněný BP – 1. Místo
Marek Zmeškal
Studium transportu neutronů s využitím neutronových generátorů

09:50 – 10:00 Přestávka

10:00 - 10:20 Oceněný DP – 3. Místo
Ing. Matěj Šikl
Stanovení neurčitosti ve výpočtech kritičnosti s využitím metodiky TSUNAMI

10:20 - 10:40 Oceněný DP – 2. Místo
Ing. Jakub Hrabovský
Faktory ovlivňující rozdíly výpočtu dávkové distribuce u radioterapie tumorů plic

10:40 - 11:00 Oceněný DP – 1. místo
Ing. Pavel Suk
Pokročilé metody homogenizace pro tlakovodní reaktory

11:00 – 11:10 Přestávka

11:10 Prezentace hosta setkání

11:10 - 12:10 Budoucnost jaderné elektrárny Dukovany po Fukušimě
(Ing. Miroslav Trnka)

12:10 – 12:30 Diskuze s hostem

12:30 - 13:30 Oběd

Čtvrtek 7.12.2017 odpolední část

13:30 Prezentace prací mladých odborníků

13:30 - 13:50	Mechanical Behavior Of As-received E110 Fuel Cladding Tested At Different Hydrogen Levels (Hygreeva Naamburi)
13:50 - 14:10	Small-Scale Mechanical Testing and Advanced Microscopy to evaluate Nuclear Grade Materials in solving coupled fields problems (Hygreeva Naamburi)
14:10 - 14:30	Ozařování mimo AZ na reaktoru LVR-15 (Jaroslav Šoltés)
14:30 - 14:50	Simulácie kritickosti bazénu skladovania vyhořeného jadrového paliva metodou Monte Carlo (Peter Mičian)
14:50 - 15:00	*Přestávka*
15:00 - 15:20	In situ difúzní experiment radionuklidů v podzemní laboratoři Grimsel (Švýcarsko) (Eva Hofmanová)
15:15 - 15:40	Vývoj metody pro měření geometrických změn palivových souborů (Martina Malá)

16:20 Slavnostní zakončení setkání

18:00 Večerní posezení – Restaurace Na Purkyňce, Purkyňova 80, Brno

Pátek 7.12.2018

08:30 Exkurze – exkurze (fárání) do podzemního výzkumného pracoviště Bukov, důl Rožná (SÚRAO)

Odjezd od budovy Technická 10

OCENĚNÉ STUDENTSKÉ PRÁCE V OBLASTI MÍROVÉHO VYUŽÍVÁNÍ JADERNÉ ENERGIE A IONIZUJÍCÍHO ZÁŘENÍ V ROCE 2018

Na Mikulášském setkání CYG na VUT v Brně byly dne 6. prosince 2018 vyhlášeny nejlepší bakalářské a diplomové práce v jaderných oborech za rok 2018. Oceněny byly následující práce:

Kategorie A - Bakalářské práce

I. místo
Marek Zmeškal
Studium transportu neutronů s využitím neutronových generátorů

II. místo
Iva Brátová
Validace výpočtu dávkové distribuce na "CT obrazech" generovaných z obrazů MR

Kategorie B - Diplomové práce

I. místo
Pavel Suk
Pokročilé metody homogenizace pro tlakovodní reaktory

II. místo
Jakub Hrabovský
Faktory ovlivňující rozdíly výpočtu dávkové distribuce u radioterapie tumorů plic

III. místo
Matěj Šikl
Stanovení neurčitosti ve výpočtech kritičnosti s využitím metodiky TSUNAMI

POROVNÁNÍ METOD TESTOVÁNÍ KOROZNÍ ODOLNOSTI OCELÍ LEGOVANÝCH BOREM

Zdeněk Fulín, Jana Zavitkovská, Zbyněk Špirit

E-mail: zdenek.fulin@cvrez.cz

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

***Abstrakt**: Korozivzdorné oceli s obsahem boru jsou využívány jako konstrukční materiál v aplikacích pro jadernou energetiku. Kvůli obsahu boridů ve struktuře materiálu poskytují některé běžně používané metody měření korozní odolnosti nepřesné výsledky. Tato práce se zabývá testování odolnosti proti mezikrystalové korozi vybranými elektrochemickými a expozičními metodami a porovnáním jejich výsledků. V případě expozičních metod byl zkoušen kromě základního materiálu také vzorek svaru.*

***Klíčová slova**: austenitická ocel, mezikrystalová koroze, korozní odolnost, svar,*

1. ÚVOD

Korozivzdorné oceli legované bórem jsou využívány jako stínící materiál v jaderné energetice, především pro skladování a transport paliva. Využíváním tohoto typu materiálů je možné v kontejnerech skladovat větší množství paliva v podkritickém stavu díky schopnosti bóru pohlcovat neutrony a tím regulovat jeho aktivitu. Materiál je během použití mimo jiné vystaven působení korozního prostředí, především vody nebo vodných roztoků kyseliny borité. To platí i v případě použití pro suché skladování vyhořelého paliva, protože kontejnery jsou plněny pod vodou. [1]

Korozní odolnost oceli s obsahem bóru se liší od běžně používaných korozivzdorných ocelí. Důvodem je malá rozpustnost bóru v tuhém roztoku. Většina je tak vázána ve formě boridů, především Fe_2B a Cr_2B. Austenitická matrice je tak v okolí boridových částic ochuzena o chrom, materiál se nemůže dostatečně pasivovat a stává náchylným ke korozi. Mechanismus napadení je podobný mezikrystalickému napadení korozivzdorných ocelí vyvolanému přítomností karbidů chromu na hranicích zrn. Boridy také mohou sloužit jako místo iniciace růstu korozních bodů v případě přítomnosti chloridů v prostředí. [2]

2. EXPERIMENTÁLNÍ ČÁST

2.1. MATERIÁL

Testovaný materiál je austenitická ocel Neuronit A 976 SM vyrobená firmou Bőhler Bleche. Materiál byl dodán ve formě plechu válcovaného za tepla, dále zpracovaného rozpouštěcím žíháním při teplotě 1060 °C po dobu 14,4 minut s ochlazením do vody. Složení materiálu je uvedeno v Tab. 1:

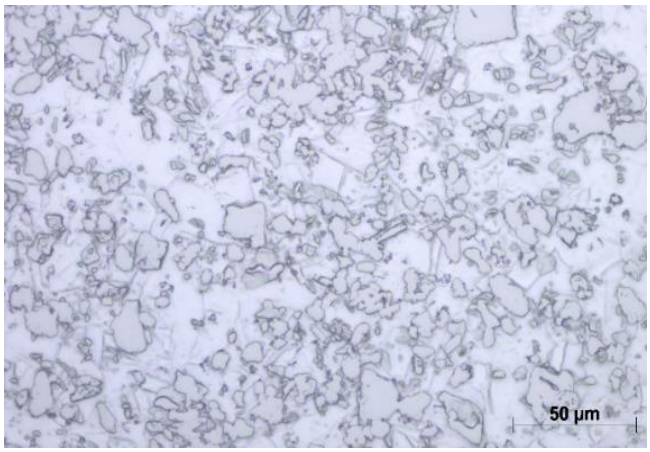
Tab. 1: Chemické složení materiálu NEUTRONIT A 976 SM

	C	Si	Mn	P	S	Cr	Ni	Co	B	B10 At%
% hm	0,021	0,34	1,08	0,02	0,0003	19,27	12,73	0,05	1,15	19,8

Materiál byl dodán ve formě dvou svařených plechů. Svar byl proveden laserem bez přídavného materiálu, metodou č. 521 dle ČSN EN ISO 4063. Pro výrobu vzorků byl plech rozřezán metodou Electrical Discharged

Machining (EDM) - elektroerozivní drátové řezání. Pro elektrochemická měření byl povrch základního materiálu broušen papírem o drsnosti P500. Svar nebyl upravován.

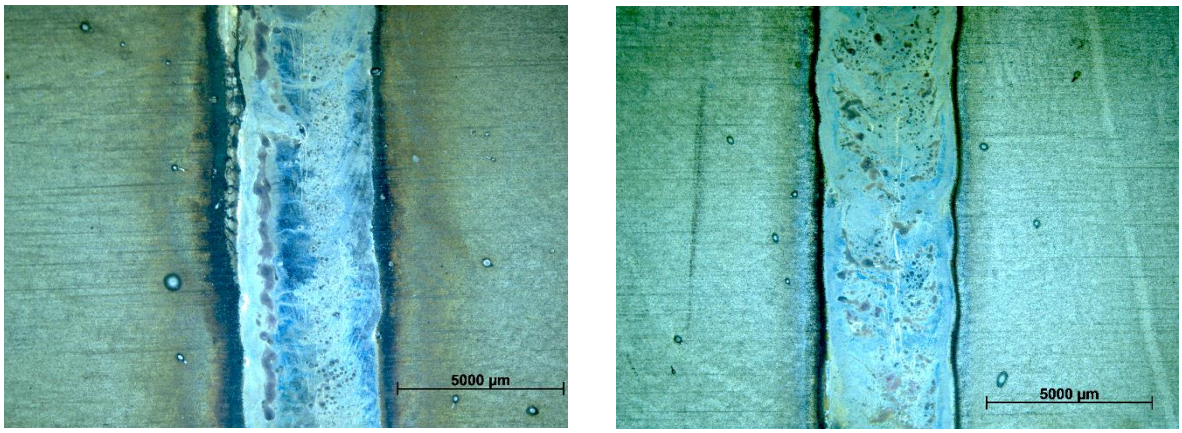
Materiál je tvořen austenitickou strukturou a částicemi boridu o velikosti desítek µm. Částice jsou na metalografickém výbrusu jasně viditelné i bez naleptání. Ukázka mikrostruktury je zobrazena níže (Obr.1):



Obr. 1: Mikrostruktura zkoumaného materiálu

Svarový kov je tvořen směsí austenitických dendritů s boridickým eutektikem. Tepelně ovlivněná oblast na rozhraní svarového kovu a základního materiálu je široká 100 – 150 µm.

Měření korozní odolnosti probíhalo na základním materiálu a na materiálu exponovaném v prostředí H_3BO_3. Část vzorků byla vystavena prostředí koncentrovaného roztoku kyseliny borité po dobu 750 hodin při 100 °C. Na vzorcích vystavených tomuto prostředí nebylo patrné korozní napadení, stejně tak nebyly zaznamenány žádné změny vzhledu povrchu. Snímky vzorků před a po expozici v H_3BO_3 jsou na obr. 2.

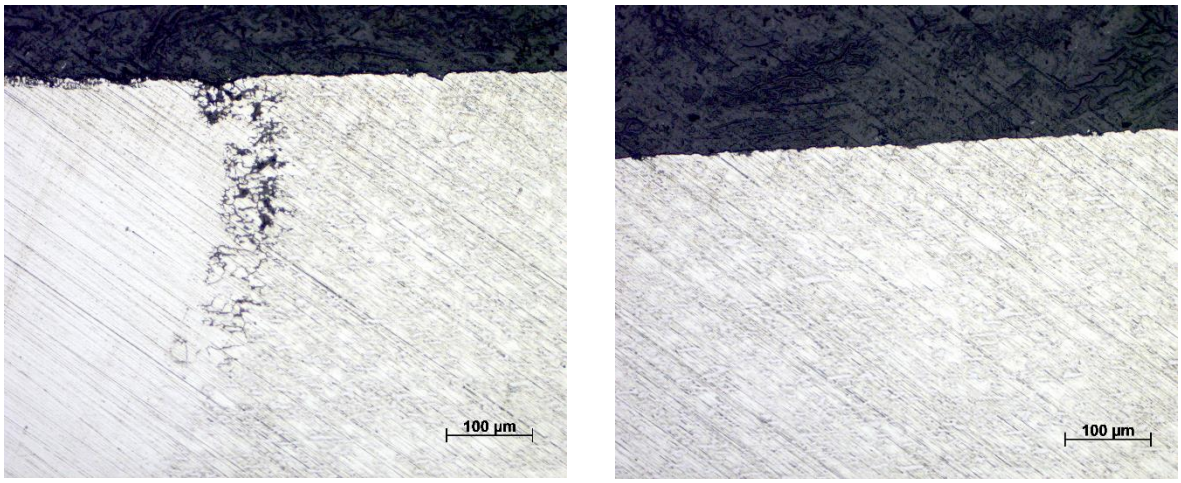


Obr. 2: Snímky vzorků svaru před (vlevo) a po expozici (vpravo)

2.2. EXPOZIČNÍ ZKOUŠKA MEZIKRYSTALOVÉ KOROZE

Pro hodnocení odolnosti proti mezikrystalové korozi byla použita expoziční zkouška podle normy ASTM A262, PRACTICE E. [3] Vzorky materiálu včetně svaru byly exponovány po dobu 24 h ve vroucím roztoku kyseliny sírové a síranu měďnatého za přítomnosti měděných pilin. Byl použit 1 l roztoku obsahující 100 ml H_2SO_4 a 100 g $CuSO_4$. Takto připravený roztok obsahuje cca 6 %hm. $CuSO_4$ a 16 %hm. H_2SO_4. Norma doporučuje k vyhodnocení zkoušku ohybem vzorku s následným pozorováním vzniku trhlin. Vzhledem k velikosti vzorků nebyl tento postup použit, místo toho bylo zvoleno vyhodnocení zkoušky metalografickou analýzou příčného řezu vzorkem.

Tato zkouška neukázala mezikrystalové napadení základního materiálu. Příčný řez vzorkem je ukázán na obrázku 3 vpravo. V celé šířce svarového kovu je patrné naleptání do hloubky desítek µm, na rozhraní svaru a základního materiálu je korozní napadení výrazně hlubší, na některých místech dosahovalo hloubky 100-300 µm. Ze snímků se zdá, že korozní napadení postupuje spíše svarovým kovem než tepelně ovlivněnou oblastí. Nalezené poškození je vidět na obr. 3 vlevo:



Obr. 3: Řez vzorkem po expoziční zkoušce: svar vlevo, základní materiál vpravo

2.3. ELEKTROCHEMICKÁ ZKOUŠKA MEZIKRYSTALOVÉ KOROZE

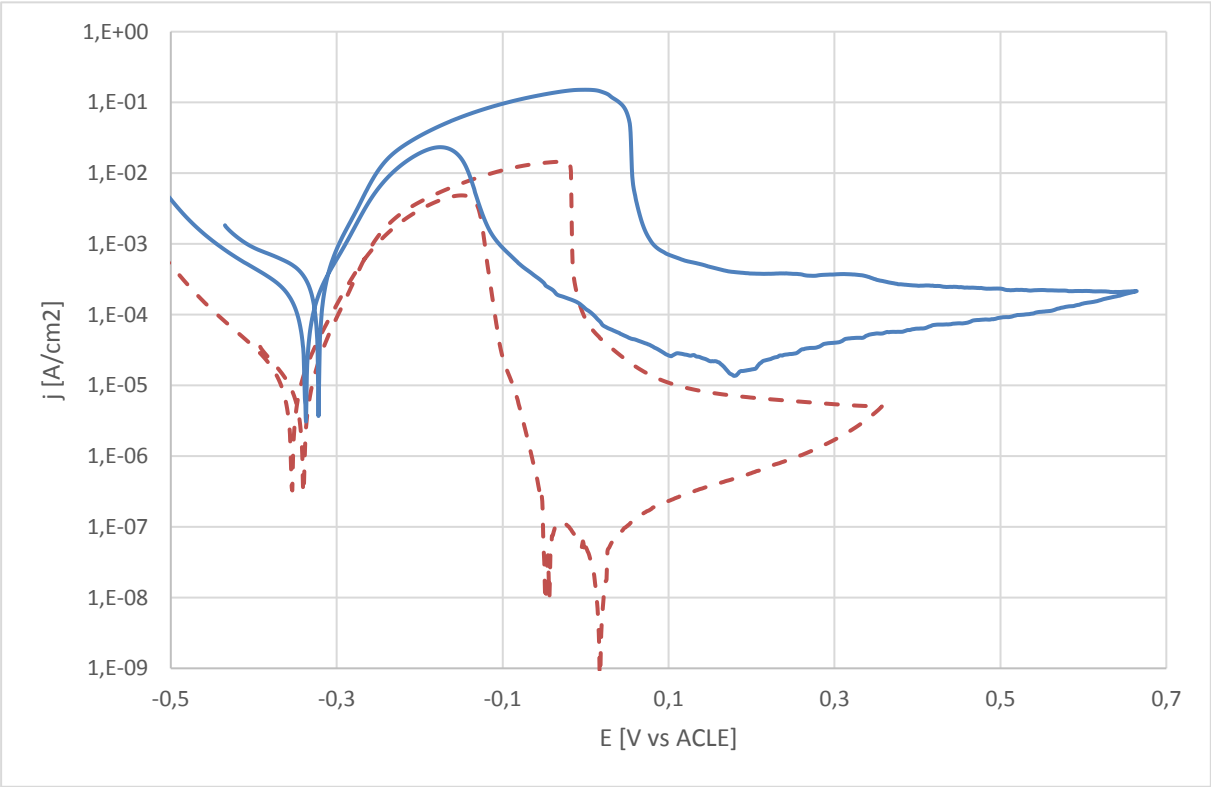
Kromě expoziční zkoušky bylo také využito elektrochemické metody stanovení citlivosti k mezikrystalové korozi. Základem pro měření byl postup DLEPR dle ČSN EN ISO 12732. [4] Pro měření byl použit roztok H_2SO_4 o koncentraci 0,5mol*l^{-1} s přídavkem 0,001 mol*l^{-1} KSCN. Roztok byl před měřením odvzdušněn probubláváním dusíkem. Použitá referenční elektroda je chloridostříbrná (Ag/AgCl/KCl), polarizační rychlost 1mV*s^{-1}. Známkou probíhající koroze na vzorku je přítomnost reaktivačního píku na záznamu polarizace. Vzhledem k odlišnému typu oceli oproti normě nelze použít číselná kritéria pro hodnocení míry zcitlivění, ale porovnáním naměřených dat lze získat srovnání testovaných materiálů. Po měření byl také zkoumán povrch vzorku.

Měření probíhalo na obroušené ploše vzorku v přítlačné cele – vzorek je šroubem přitlačen k otvoru na dně zkušební cely s elektrolytem. Kvůli velikosti vzorků nebylo možno využít běžně používané řešení těsnění mezi zkušební celou a vzorkem, které má zabránit vzniku štěrbinové koroze pod těsněním. Místo toho byl použit jen samotný o-kroužek. Vliv uspořádání experimentu na výsledky byl vyloučen porovnáním výsledků se vzorkem volně zavěšeným v korozní cele.

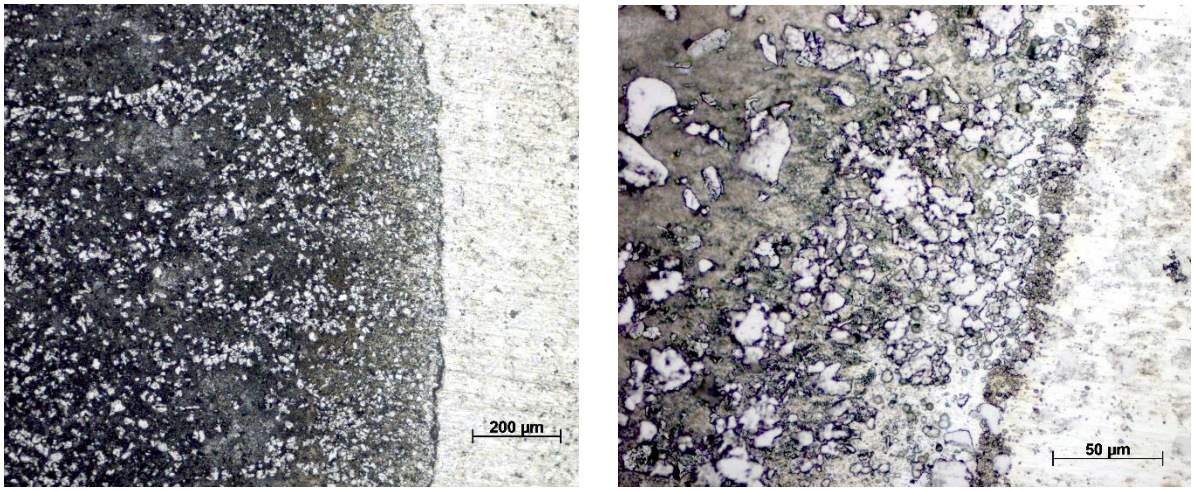
Naměřené polarizační křivky jsou ukázány na obr. 4. V původním prostředí (na obrázku plnou čarou) je viditelný velký pík proudové hustoty při reaktivaci. To znamená, že se v materiálu vyskytují oblasti, které nejsou chráněné pasivní vrstvou. Také proudová hustota v pasivní oblasti je poměrně vysoká. Na mikroskopických snímcích povrchu (obr. 5) je vidět kompletní rozpad měřené oblasti. Na detailu je patrné rozpuštění většiny matrice, na povrchu zůstávají jen částice boridů. Pro snížení agresivity prostředí byl v dalším měření připraven roztok bez obsahu KSCN. Výsledky z tohoto prostředí jsou prakticky stejné. Potenciál vzorku je nižší, stejně tak proudová hustota v pasivní oblasti, ale velikost píku proudové hustoty při reaktivaci je podobná předchozím měřením. Vzhled povrchu při zkoušce byl stejný jako v předchozím případě.

Vzhledem k tomu, že by materiál s takto vysokou mírou zcitlivění neměl odolat v expoziční zkoušce s $CuSO_4$ a H_2SO_4, ani v reálném prostředí H_3BO_3, lze konstatovat, že metoda DLEPR není pro tento typ materiálu vhod-

ná. Příčinou je pravděpodobně heterogenita materiálu, kde přítomnost boridových částic ve struktuře způsobuje lokalizované rozpouštění matrice. Roli může také hrát použitý elektrolyt a uměle vyvolaná polarizace vzorku.



Obr. 4: Křivky cyklické polarizace pro prostředí H_2SO_4(přerušovaná čára) a H_2SO_4+KSCN(plná čára)



Obr.5: Vzhled povrchu po elektrochemickém měření, celkový pohled vlevo, detail vpravo

3. ZÁVĚR

Byla testována odolnost materiálu NEURONIT A 976 SM proti mezikrystalové korozi. Materiál je austenitická ocel s obsahem 1,15 % bóru. Bór je přítomen ve formě částic boridů o velikosti desítek µm pravidelně

rozmístěných v austenitické matrici. Testován byl základní materiál a svar vytvořený metodou laserového svařování. Expozice materiálu v koncentrovaném roztoku kyseliny borité při 100 °C po dobu 750 h nevyvolala žádné viditelné změny. Odolnost proti mezikrystalové korozi byla testována expoziční zkouškou v roztoku H_2SO_4 a $CuSO_4$ po dobu 24 hodin a elektrochemickou zkouškou cyklickou polarizací v roztoku H_2SO_4 a KSCN.

V případě expoziční zkoušky nebylo zjištěno korozní napadení základního materiálu. Svarový kov byl zkouškou poškozen, hloubka napadení se podle místa měření pohybovala mezi 100 a 300 µm.

Elektrochemická zkouška naproti tomu ukazuje výrazné poškození základního materiálu (samotný svar v tomto uspořádání nelze testovat). Vzhledem k výsledkům ostatních zkoušek, je takto rozsáhlé korozní napadení pravděpodobně způsobeno nevhodným prostředím a polarizací vzorku než špatnou korozní odolností materiálu. Podobný vzhled povrchu po potenciodynamických zkouškách byl zmíněn i v jiných případech [2]. Ani test v prostředí s nižší agresivitou – bez KSCN nepřinesl výrazně odlišné výsledky. Zdá se tedy, že tato zkouška není pro daný materiál vhodná.

PODĚKOVÁNÍ

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

LITERATURA

[1] Handbook of Neutron Absorber Materials for Spent Nuclear Fuel Transportation and Storage Applications: 2009 Edition. EPRI, Palo Alto, CA: 2009. 1019110.

[2] Lister, T.E.; Mizia, Ronald E.; Erickson, A.W.; Trowbridge, T.L. & Matteson, B. S. General and Localized Corrosion of Borated Stainless Steels, article, March 1, 2008; [Idaho Falls, Idaho](digital.library.unt.edu/ark:/67531/metadc895666/: accessed November 12, 2018), University of North Texas Libraries

[3] A 262. *Standard Practices for Detecting Susceptibiliti to Intergranual Attack in Austenitic Stainless Steels*. ASTM International, 2004.

[4] ČSN EN ISO 12732. *Koroze kovů a slitin - Měření elektrochemické potenciokinetické reaktivace s využitím záznamu dvojité smyčky (na základě Číhalovy metody)*. Úřad pro technickou normalizaci, metrologii a státní zkušebnictví, 2009.

In situ difúzní experiment radionuklidů v podzemní laboratoři Grimsel (Švýcarsko)

Eva Hofmanová, Václava Havlová, Dagmar Trpkošová

E-mail: eva.hofmanova@ujv.cz

[1]*ÚJV Řež, a.s., Hlavní 130, Husinec-Řež, 250 68, Česká republika*

***Abstrakt**: ÚJV Řež, a. s. je již několik let zapojená do aktivit v rámci mezinárodních projektů realizovaných v podzemní laboratoři Grimsel (Švýcarsko). Do neporušeného intervalu v experimentálním vrtu (v hloubce 14 m) byl v roce 2014 injektován roztok 3H, 36Cl, 22Na, 133Ba, 134Cs a neaktivního Se(VI). Na přelomu roku 2017 a 2018 byl in situ difúzní experiment ukončen. Tento příspěvek si klade za cíl představit řešení projektu LTD a prozatimní výsledky.*

***Klíčová slova**: difúze, granit, radiostopovače, in situ*

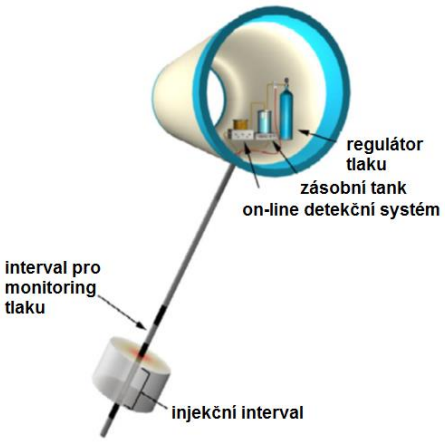
1. ÚVOD

Grimsel Test Site (GTS) slouží od roku 1984 jako podzemní výzkumné pracoviště pro řadu výzkumných projektů v oblasti hlubinného ukládání radioaktivních odpadů. Nachází se v nadmořské výšce 1730 m n. m. v žulové formaci Aarského masivu (Bernské Alpy). Geologické podmínky v GTS (místa s neporušenou homogenní horninou ale i zlomové oblasti s vodonosnými puklinami) jsou vhodné pro studování fungování geologické i inženýrské bariéry hlubinných úložišť. Mezi významné *in situ* experimenty prováděné během více než 30 let fungování GTS patří FEBEX (Full-Scale Engineered Barriers Experiment), a dále například LCS (Long-term Cement Studies), MaCoTe (Material Corrosion Test). V části GTS je i kontrolované pásmo, které umožňuje použití radionuklidů pro studium transportních procesů v reálném horninovém prostředí. V této části GTS v současnosti probíhají projekty CFM (Colloid Formation and Migration) a LTD (Long-Term Diffusion) [1].

Tento příspěvek prezentuje mezinárodní projekt LTD (Long-Term Diffusion), kterého se účastní NAGRA (CHE), University of Helsinski (FIN), SÚRAO/ÚJV (CZE) a NUMO/JAEA (JPN), se zaměřením na průběh třetí etapy projektu a výsledky dosažené v ÚJV Řež, a. s. v letech 2014 až 2018 za finanční podpory SÚRAO. Cílem projektu bylo posoudit míru reprodukovatelnosti výstupů laboratorního studia difúze do neporušené horninové matrice v porovnání s výsledky experimentu v reálném horninovém prostředí. Tímto srovnáním lze identifikovat nejistoty spojené s přenosem dat z malého (laboratorního) do velkého měřítka (reálný masiv). Účast ÚJV Řež, a. s. v projektu LTD zahrnovala jednak podporu *in situ* difúzních experimentů v podzemní laboratoři GTS (příprava roztoku radiostopovačů), ale také laboratorní a modelovací program.

2. EXPERIMENTÁLNÍ USPOŘÁDÁNÍ A PRŮBĚH *IN SITU* EXPERIMENTU

In situ difúzní experiment v GTS (etapa III.) úzce navazuje na předchozí experiment trvající 26 měsíců, během kterých byl sledován pokles aktivity ^{3}H, ^{131}I, ^{22}Na a ^{134}Cs v 8 litrech cirkulujícího v zapakrovaném intervalu vrtu v neporušené hornině, viz Obr. 1. Poté byl injekční interval převrtán, vyjmut a byly stanoveny profily aktivit stopovačů v hornině. Z obou datových souborů (pokles aktivity v cirkulujícím roztoku a aktivitní profily v hornině) byly různými modelovými přístupy vyhodnoceny difúzní parametry [2].



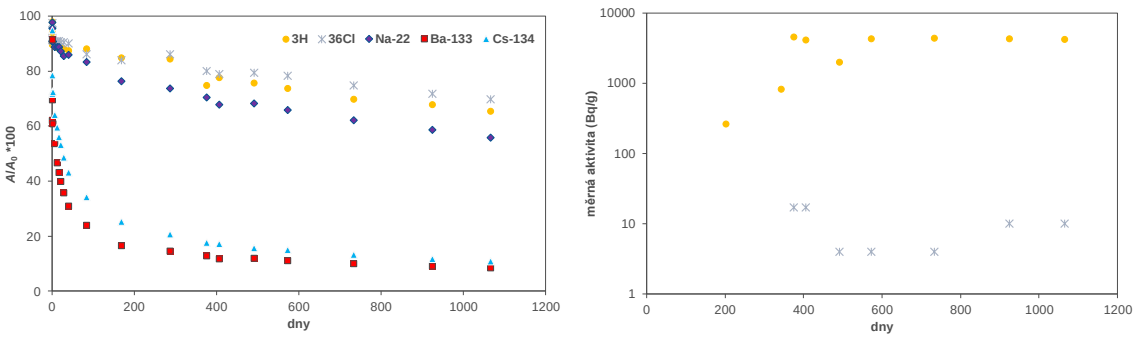
Obr. 1: Experimentální uspořádání prvního *in situ* difúzního experimentu v rámci projektu LTD

V horninovém masivu aarského granitu byly pro *in situ* difúzní experiment (etapa III.) vyvrtány dva vrty (monodipole). Do neporušeného intervalu v injekčního vrtu (v hloubce 14 m) byl v roce 2014 injektován roztok ^{3}H, ^{36}Cl, ^{22}Na, ^{133}Ba, ^{134}Cs a neaktivního Se(VI), viz Obr. 2. Na základě pravidelných odběrů byl sledován jednak pokles aktivity v injekčním vrtu (v cirkulujícím roztoku o objemu 3 litrů) a jednak nárůst aktivity radionuklidů v paralelním pozorovacím vrtu, viz Obr. 3.

A B C

Obr. 2: Experimentální uspořádání *in situ* difúzního experimentu (etapa III.) a předpokládané šíření stopovačů (A), roztok stopovačů (B) a jeho napojení do cirkulačního systému (C)

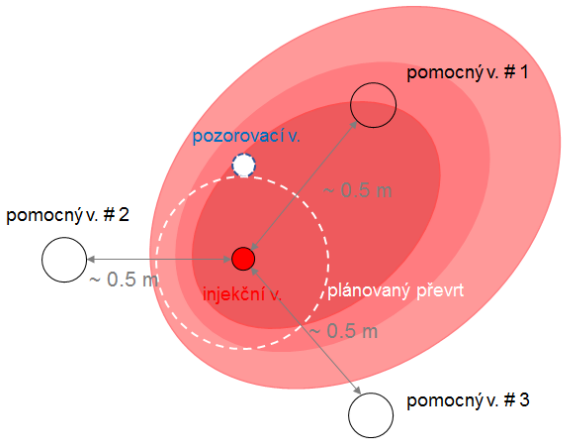
A B



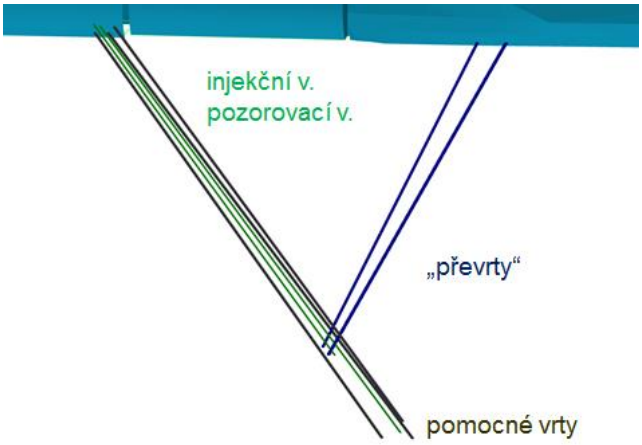
Obr. 3: Experimentální pokles aktivity stopovačů v cirkulujícím roztoku (A) a nárůst aktivity stopovačů v paralelním pozorovacím vrtu (B)

Od začátku experimentu byly problémy s analýzami přidaného selenanu. Během *in situ* difúzního experimentu došlo dále ke změnám tlaku systému (375.den), které patrně ovlivnily časový průběh aktivit, zejména ^{3}H a ^{36}Cl. Modelování průběžných *in situ* dat z cirkulujícího roztoku vedlo k domněnce, že radiostopovače se nešíří radiálně. To indikovaly i výsledky laboratorního výzkumu, které poskytly srovnatelné difúzní parametry pro ^{3}H a ^{22}Na, avšak ^{22}Na nebyl v paralelním pozorovacím vrtu průkazně detekován. Vzhledem k patrně neradiální difúzi (ovlivněné advektivním tokem či usměrněním zrn horniny či oběma faktory) byly odvrtány tři pomocné vrty až do hloubky odpovídající injekčnímu intervalu ve vzdálenosti 0,5 m od injekčního vrtu. Již z analýz výplachů pomocných vrtů bylo zjevné neradiální šíření. Proto bylo zvoleno převrtání intervalu vrtem o průměru 30 mm, aby byl dostatečně zachycen profil mezi injekčním a pozorovacím vrtem (Obr. 4A). Bohužel při převrtávání po 1265 dnech *in situ* difúzního experimentu nešlo vyjmout pakry z vrtů, čímž se výrazně zúžily možnosti převrtání celé experimentální sestavy. Nakonec byl odvrtán systém dvou paralelních šikmých vrtů, které měly zastihnout experimentální interval mezi injekčním a pozorovacím vrtem a vyhnout se třem pomocným vrtům (Obr. 4B). Oba vrty úspěšně zastihly požadovaný interval. Vrtná jádra byla následně rozdělena účastníkům projektu pro stanovení profilu stopovačů v hornině (Obr. 5). Dodané dílčí vzorky byly změřeny v Centrálních analytických laboratořích ÚJV Řež, a. s.

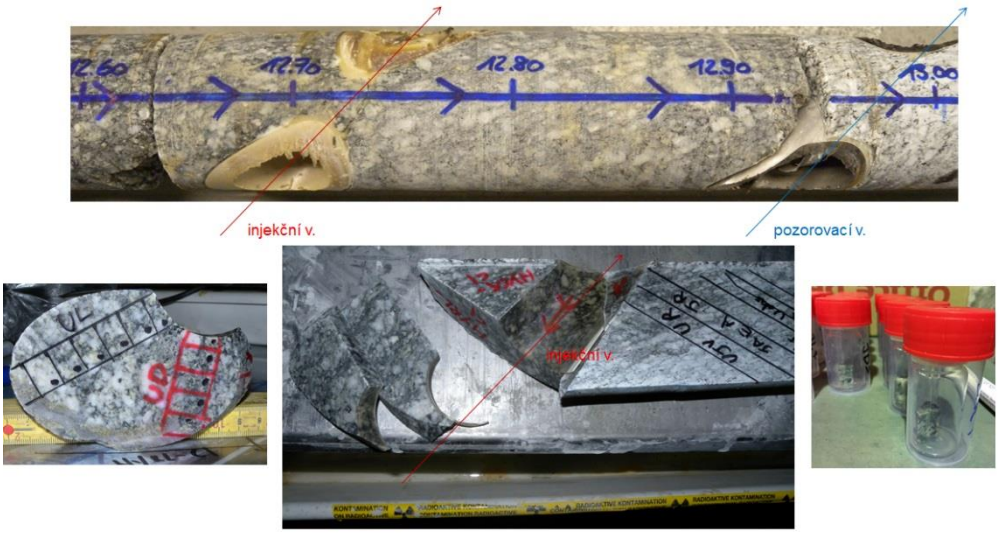
A



B



Obr. 4: Schémata uspořádání vrtů a převrtu s předpokládaným neradiálním šířením stopovačů (A) a výsledného postihnutí zájmového intervalu pro stanovení profilů stopovačů v hornině (B)



Obr. 5: Rozdělení „převrtů“ na jednotlivé dílčí vzorky

3. MODELOVÁNÍ PRŮBĚHU *IN SITU* EXPERIMENTU

Součástí prací ÚJV Řež, a. s. na projektu LTD byly simulace *in situ* difúzních experimentů v podzemní laboratoři GTS probíhající v několika fázích. Byl zvolen simulační program GoldSim, vzhledem k návaznosti na další projekty SÚRAO. Nejprve bylo provedeno predikční modelování s využitím znalostí a parametrů získaných v předchozích etapách. V matematickém modelu byl předpokládán izotropní radiální transport radionuklidů od stěny vrtu pomocí difúze. Z retardačních procesů byl uvažován radioaktivní rozpad a sorpce radionuklidů na horninovou matrici. Poté byl připravený model kalibrován na základě poklesu aktivity radionuklidů v injekčním vrtu a nárůstu aktivity v pozorovacím vrtu při měnění parametrů D_e (efektivní difúzní koeficient) a K_d (distribuční koeficient). Vzhledem k prodloužení in situ prací nebyl model zatím kalibrován i na profilová data stanovená z převrtání experimentálního intervalu. V blízké budoucnosti bude také model testován na možnost neradiálního šíření či přítomnosti porušené povrchové zóny vrtu (tzv. BDZ *borehole disturbed zone*).

4. SROVNÁNÍ VÝSLEDKŮ Z MODELOVÁNÍ PRŮBĚHU *IN SITU* EXPERIMENTU A LABORATORNÍHO VÝZKUMU

V rámci laboratorního programu byl největší důraz kladen na studium difúze stopovačů použitých v *in situ* experimentu (včetně selenanu). Bylo pracováno s horninovými vzorky přímo ze zájmových intervalů experimentálního a pozorovacího vrtu. Jednalo se o disky o průměru 43 mm a tloušťce 9-11 mm, které byly použity pro průnikové difúzní experimenty. Zbylá hornina byla rozdrcena pro charakterizaci horniny (chemické a mineralogické složení) a statické sorpční experimenty. Geochemické podmínky v GTS byly při laboratorním výzkumu simulovány prováděním experimentů se syntetickou granitickou vodou (navrženou tak, aby byla svým složením co nejvíce blízká *in situ* vodě), případně v anaerobním rukavicovém boxu (experimenty se selenanem, ostatní stopovače nejsou citlivé na redoxní potenciál prostředí).

Tab. 1 shrnuje výsledky z modelování průběhu *in situ* experimentu a laboratorních experimentů. Je vidět, že výsledky jsou v dobré shodě a lze se tedy přiklonit k názoru přenositelnosti laboratorních dat z malého měřítka na reálné horninové prostředí. V detailnějším pohledu lze diskutovat malé rozdíly pro ^{22}Na, rychlejší transport kationtů oproti neutrální tritiované vodě a proč není možné vyhodnotit průnikové experimenty s ^{134}Cs a ^{133}Ba pomocí jedné sady difúzních parametrů. Zejména problematika rychlejšího transportu kationtů oproti vodě za určitých podmínek a takzvaných duálních aktivitních profilů, který bývají přisuzovány BDZ nebo heterogennímu charakteru granitu, je nad rámec tohoto příspěvku. Tyto otázky nejsou ani ve vědecké komunitě stále nejsou dostatečně zodpovězeny.

Tab. 1: Výsledky parametrů D_e a K_d získaných z *in situ* experimentu a laboratorních experimentů (mez stanovitelnosti LOQ pro K_d ~ 0,7 l/kg)

stopovač	*in situ*		laboratoř	
	$D_e \cdot 10^{12}$, m^2/s	K_d, l/kg	$D_e \cdot 10^{12}$, m^2/s	K_d, l/kg
^{3}H	3	0	3,4	< LOQ
^{36}Cl	2,2	0	1,6	< LOQ
SeO_4^{2-}	nemodelován	nemodelován	1,0	< LOQ
^{22}Na	1,3	0,25	4-6	< LOQ
^{134}Cs	13	1	nestanoveno	700 (drcený materiál)
^{133}Ba	12	2,5	nestanoveno	70 (drcený materiál)

5. ZÁVĚR

Provedení *in situ* difúzního experimentu s využitím radionuklidů představuje velmi náročný a komplexní úkol. Kritickými aspekty *in situ* difúzního experimentu v GTS bylo dosažení a udržení stabilních podmínek po dobu trvání experimentu, připravenost ověřených analytických postupů pro stanovování koncentrací zájmových specií i radionuklidů, znalost 3D geometrie v hloubce experimentu. I přes tyto aspekty lze považovat experiment za úspěšný. Stanovené difúzní parametry z *in situ* podmínek jsou ve velmi dobré shodě s výsledky laboratorních experimentů s lépe definovanou geometrií i chemií. Zatím nezodpovědnými otázkami jsou, zda jsou difúzní profily kationtů v hornině (v *in situ* i v laboratorních podmínkách) způsobeny přítomností BDZ nebo je to dáno rozdílnou sorpční afinitou kationtů k jednotlivým minerálním fázím aarského granitu a který minerál je vlastně zodpovědný za elektrostatické jevy zpomalující difúzi aniontů a zrychlující difúzi kationtů.

V České republice byly zatím provedeny dva *in situ* experimenty s použitím radiostopovačů (^{3}H) v podzemní laboratoři štoly Josef, jejichž příprava trvala téměř čtyři roky [3]. Pro vědecko-výzkumné aktivity spojené s přípravou hlubinného úložiště se v současnosti připravuje podzemní výzkumné pracoviště (PVP) Bukov [4]. Svým umístěním v hloubce přibližně 550 m je PVP Bukov vhodnou lokalitou pro studium chování horninového prostředí v předpokládané hloubce budoucího hlubinného úložiště. Také transportní vlastnosti hornin z PVP Bukov jsou bližší horninám z českého masivu než z GTS, která jsou o jeden řád větší [5].

PODĚKOVÁNÍ

Tento příspěvek vznikl za podpory SÚRAO, projekt *Realizace a vyhodnocení LTD III. experimentu v Grimsel Test Site*.

LITERATURA

[1] www.grimsel.com

[2] Soler, J., Landa, J., Havlová, V., Tachi, Y., Ebina, T., Sardini, P., Siitari-Kauppi, M., Eikenberg, J., Martin, A. J.: Comparative modeling of an in situ diffusion experiment in granite at the Grimsel Test Site, 2015, Journal of Contaminant Hydrology, 179, s. 89-101.

[3] Havlová, V., Zuna, M., Trpkošová, D., Večerník, P., Červinka, R., Trtílek, R., Gvoždík, L. Svoboda, J., Sosna, K., Staš, L.: Experimenty s radioaktivními stopovači v podzemní laboratoři Josef, 2017, Bezpečnost jaderné energie, 11/12, s. 327-337.

[4] www.pvpbukov.cz

[5] Havlová, V., Hofmanová, E., Kolomá, K., Trpkošová, D.: Závěrečná zpráva projektu *Realizace a vyhodnocení LTD III. experimentu v Grimsel Test Site*, SÚRAO, 2018, 92 s.

Model palivového souboru VVER-1000 v nestrukturované síti MCNP6

Martin Lovecký[1,2]

E-mail: lovecky@rice.zcu.cz

[1] *Regionální inovační centrum elektrotechniky, Západočeská univerzita v Plzni, Univerzitní 26, Plzeň, 30614, Česká republika*
[2] *ŠKODA JS a.s., Orlík 266, Plzeň, 31600, Česká republika*

***Abstrakt**: Geometrické modely pro Monte Carlo transportní kódy používají definice geometrie pomocí analytický geometrie (constructive solid geometry, CSG). Standardní přístup využívá analytické rovnice pro definování ploch, ze kterých jsou konstruovány prostorové buňky. Jsou k dispozici operátory sjednocení i průniku a lze tak definovat téměř libovolnou 3-D geometrii. Tento přístup však může být poměrně časově náročný a náchylný k chybám u složitých modelů. Transportní kódy Monte Carlo jsou průběžně rozvíjeny, jedna z cest uvažuje geometrii založenou na CAD modelech. MCNP6 umožňuje využití nestrukturované sítě (unstructured mesh, UM) vytvořené pomocí geometrie Abaqus/CAE. Pro modely MCNP6 lze použít balíček Attila4MC pro tvorbu geometrie UM z CAD modelu. Model palivového souboru VVER-1000 v geometrii UM byl vytvořen pro typ paliva TVSA-T.mod.2. Tento typ paliva TVSA je provozován výhradně v JE Temelín. Vytvoření UM modelu spočívá v odstranění malých konstrukčních dílů, které lze zanedbávat při výpočtech transportu, výběru velikosti sítě a ověření modelu. Byla provedena základní validace modelu, v úvodu pro výpočty kritičnosti. V budoucnu bude model využíván pro bezpečnostní analýzy podkritičnosti, přípravu okrajových podmínek pro difúzní kódy a analýzy stínění pro přepravu a skladování vyhořelého paliva.*

***Klíčová slova**: Monte Carlo, jaderná data, nestrukturovaná síť, VVER-1000*

1. ÚVOD

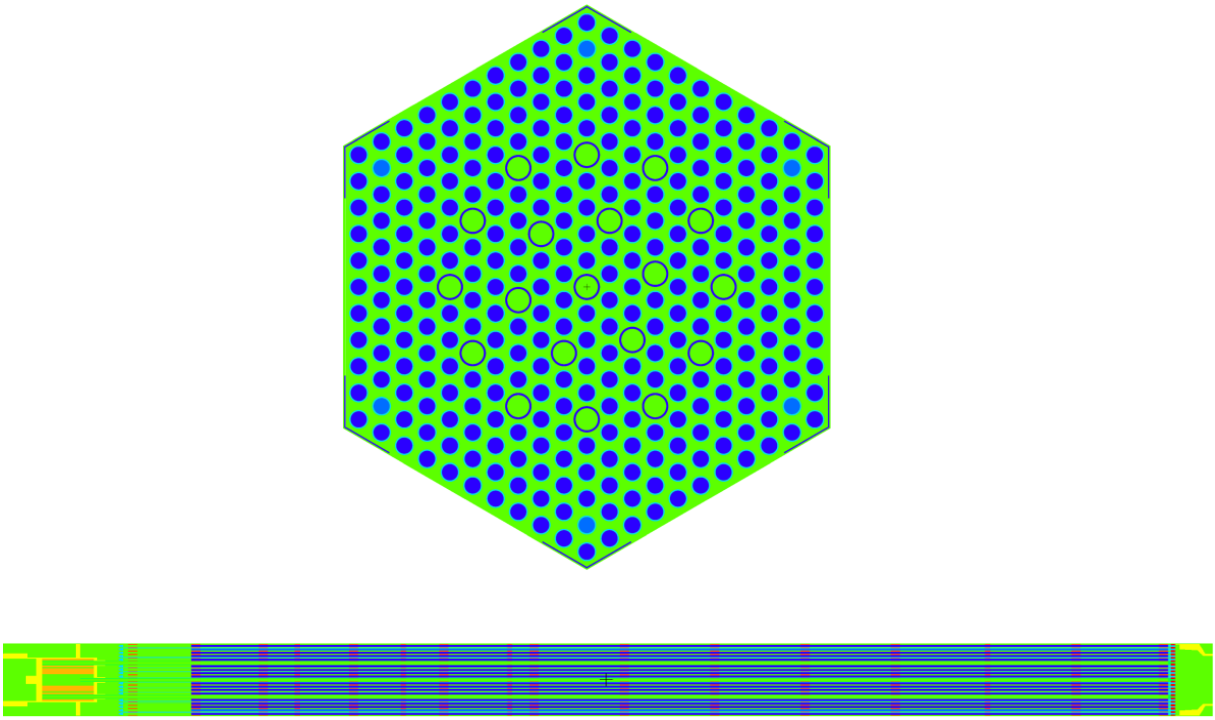
Geometrické modely pro transport Monte Carlo kódy používají standardní definici geometrie CSG (constructive solid geometry). Standardní přístup využívá analytické rovnice pro definování ploch, ze kterých jsou konstruovány prostorové buňky. K dispozici jsou i operátory sjednocení a průniku; proto lze pomocí CSG modelovat libovolnou 3-D geometrii. Transportní Monte Carlo kódy jsou průběžně vyvíjeny, jedna z cest používá geometrii založenou na CAD modelu. MCNP6 [1] obsahuje nestrukturovanou síť (UM, unstructured mesh) vytvořené s popisem geometrie ve formátu Abaqus/CAE. Balík Attila4MC [2] pro tvorbu geometrie UM z CAD modelu lze použít pro modely MCNP6.

Model palivového souboru VVER-1000 v geometrii UM byl vytvořen pro typ paliva TVSA-T.mod.2. Tento typ paliva TVSA je provozován výhradně v JE Temelín. Vytvoření modelu spočívá v odstranění malých konstrukčních dílů, které lze zanedbávat při výpočtech transportu, výběru velikosti tetrahedrální sítě a ověření modelu. Byla provedena základní validace modelu, zpočátku pro výpočty kritičnosti. V budoucnu bude model využíván pro bezpečnostní analýzy podkritičnosti, přípravu okrajových podmínek pro difúzní kódy a analýzy radiačního stínění pro přepravu a skladování vyhořelého paliva.

2. CSG MODEL

Palivový soubor TVSA-T.mod.2 je nový typ jaderného paliva, který je na používán na jaderné elektrárně Temelín od roku 2018. TVSA-T je typ paliva založený na evoluci standardního paliva TVSA s možností zavážení do směsných zón s palivem Westinghouse. Hlavním rozdílem mezi TVSA-T a TVSA je počet distančních mřížek. TVSA-T.mod.2 je třetí generace paliva TVSA-T. Modifikace 0 a 1 jsou z pohledu neutronů ekvivalentní, protože byly upraveny pouze distanční mřížky, které umožňují lepší turbulentní průtok chladiva. Modifikace 2 zavedla zvýšenou hmotnost uranu, které bylo dosaženo prostřednictvím větších palivových pelet bez středového otvoru.

CSG model palivového souboru VVER-1000 na Obr. 1 byl vytvořen pro výpočty MCNP6, zejména pro analýzu kritičnosti a analýzy stínění. Zjednodušení modelu zahrnuje rovné úhelníky (karkazy), homogenizované distanční mřížky, a pružiny hlavice a částečně zjednodušenou patici a hlavici. Kritický výpočet nekonečné mříže palivových souborů v čerstvém stavu s knihovnou jaderných dat ENDF/B-VIII.0 [3] s MCNP6.1 trvá přibližně 2 hodiny na současném 8-jádrovém procesoru (48 milionů neutronů za hodinu na jádře E5-1660v4).

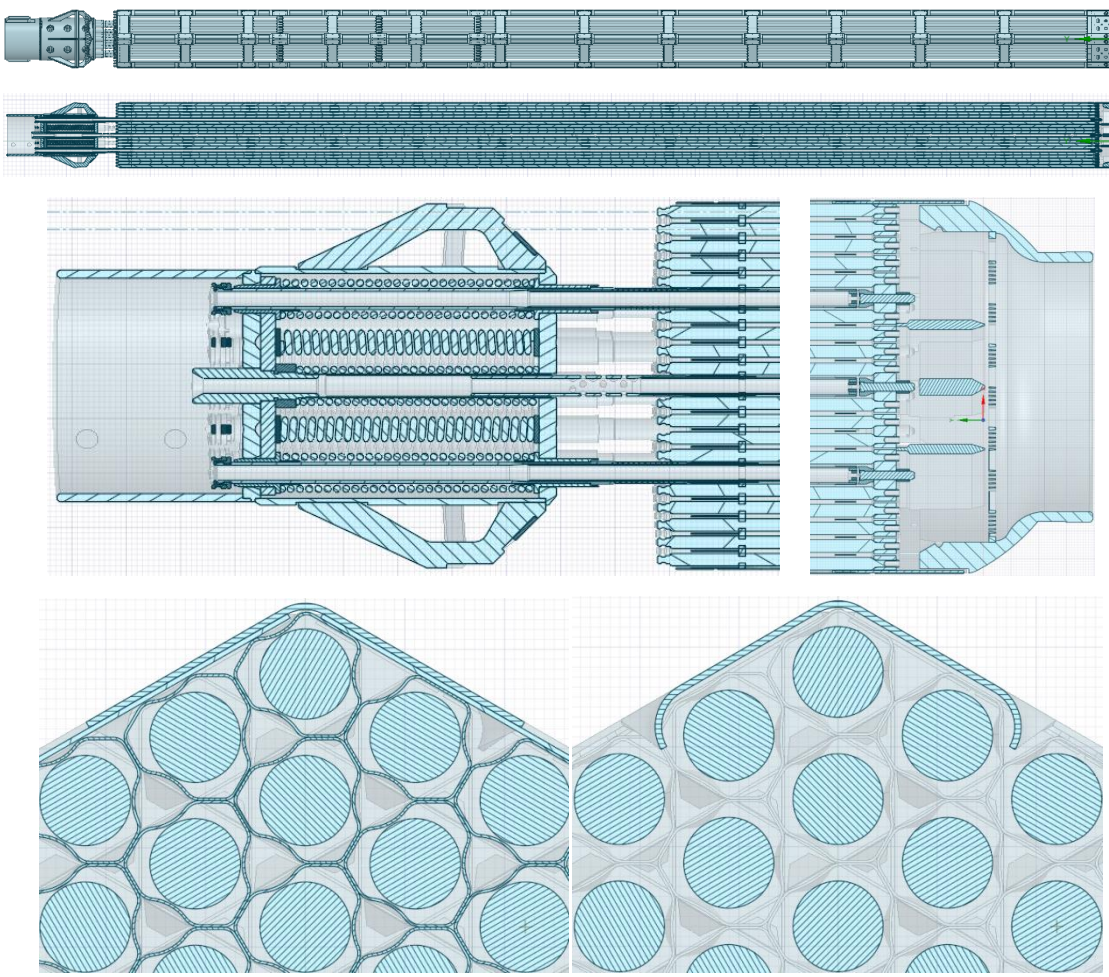


Obr. 1: CSG model palivového souboru TVSA-T.mod.2 v kódu MCNP6.

3. UM MODEL

CAD model palivovéh souboru VVER-1000 je zobrazen na Obr. 2, řezy jsou vedeny celým palivým souborem, paticí a hlavicí, distanční mřížkou a úhlovými elementy (karkazy). CAD model sloužil jako vstupní data pro softwarový balík Attila, který umožňuje vytvářet nestrukturované sítě z CAD modelu.

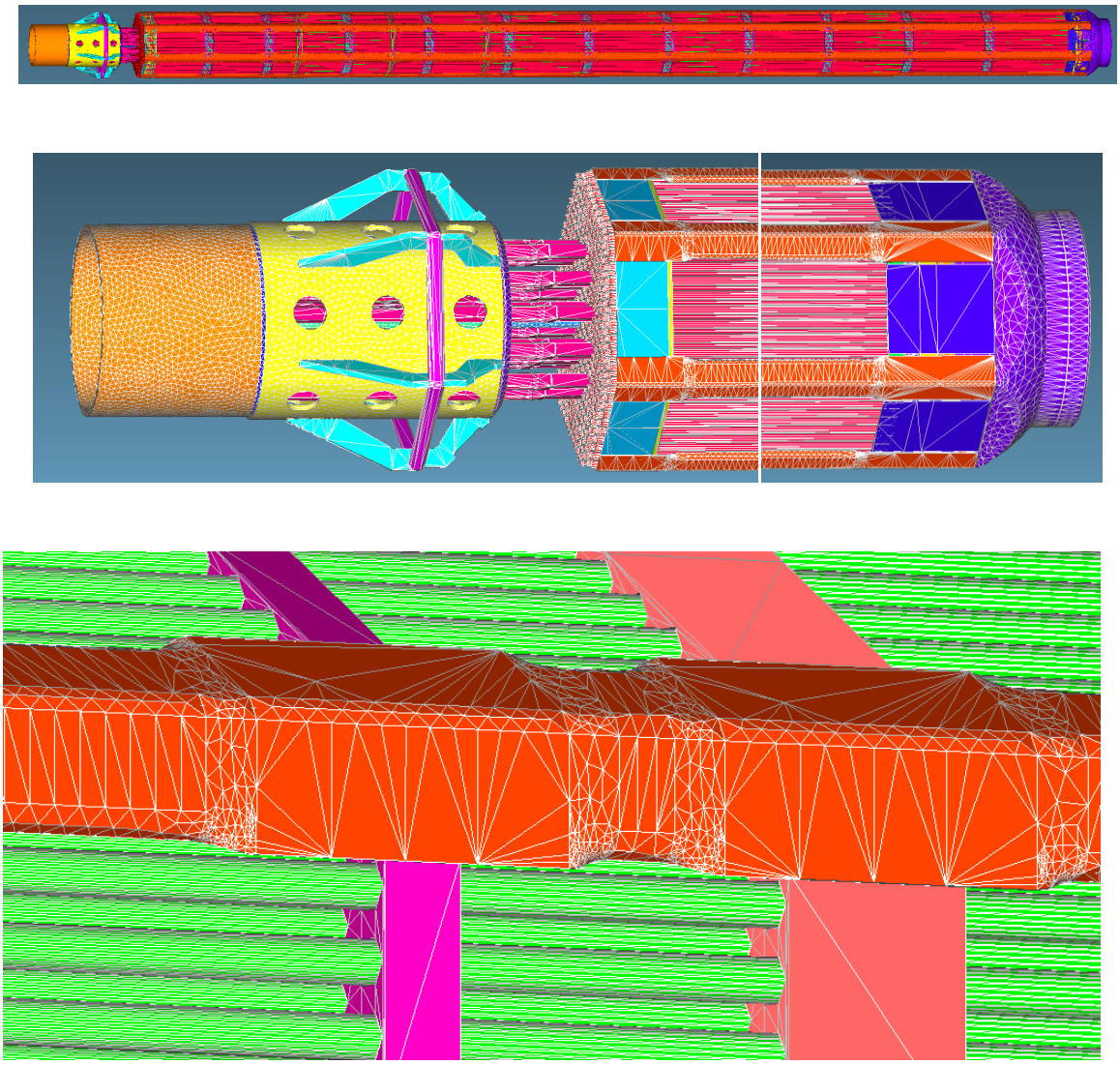
ANSYS Spaceclaim se používá pro zjednodušení CAD pro transportní výpočty, Attila4MC převádí CAD model do nestrukturované sítě ve formátu Abaqus/CAE jako popis geometrie. Palivový soubor VVER-1000 byl zjednodušena zejména v homogenizovaných distančních mřížkách, které jsou rozumnou aproximací pro výpočty transportu částic. Malé nedůležité konstrukční součásti byly buď odstraněny, nebo kombinovány s okolním materiálem.



Obr. 2: CAD model palivového souboru TVSA-T.mod.2.

Pro každou součást palivového souboru byla vytvořena nestrukturovaná síť - patice, distanční mřížky, úhlové elementy, palivové proutky, centrální a vodicí trubky a hlavice. Výsledná jemná síť obsahuje 2 miliony UM buněk, viz Obr. 3. Kolem 40 % počtu buněk je využito pro modelování distanční mřížky, 15 % úhelníky, 20 % palivové proutky, jedna čtvrtina buněk patřila ke zbytku modelu. Výpočtová rychlost modelu je pomalejší než u geometrie CSG, simulovalo se pouze 50 tisíc neutronů za hodinu, tj. 960 krát pomalejší než CSG. Pomalá simulace Monte Carlo je pravděpodobně příčinou velkého počtu prostorových buněk. Na druhou stranu lze počáteční zdroj sítě UM snadno definovat v oblasti paliva spíše než možnost KSRC.

Je zapotřebí dalšího výzkumu na téma dobré generace sítí pro reaktorovou fyziku. Nerestrukturovaná síť a její podpora v balíku Attila je určena především pro výpočty stínění a reaktorovou dozimetrii, kde jsou modely větší, ale méně složité s malým počtem CAD buněk. Pro výpočty stínění záření zahrnující vyhořelé jaderné palivo může být palivový soubor homogenizován a počet UM buněk pro každý palivový soubor je menší než tisíc.



Obr. 3: UM model palivového souboru TVSA-T.mod.2 v kódu MCNP6.

4. ZÁVĚR

Geometrické modely pro Monte Carlo transportní kódy používají definice geometrie pomocí analytický geometrie (constructive solid geometry, CSG). Standardní přístup využívá analytické rovnice pro definování ploch, ze kterých jsou konstruovány prostorové buňky. Jsou k dispozici operátory sjednocení i průniku a lze tak definovat téměř libovolnou 3-D geometrii. Tento přístup však může být poměrně časově náročný a náchylný k chybám u složitých modelů.

V příspěvku byla prozkoumána definice geometrie pomocí nestrukturované síti založené na CAD modelu palivového souboru TVSA-T.mod.2 v kódu MCNP6. Balíček Attila4MC pro tvorbu geometrie UM z CAD modelu byl použit k přípravě MCNP6 sítí kompatibilních s formátem Abaqus/CAE.

Byl připraven detailní model palivového souboru VVER-1000 s 2 miliony UM buněk, avšak v transportním výpočtu byl simulováno pouze 50 tisíc neutronů za hodinu ve srovnání s 48 miliony neutronů simulovaných v geometrii CSG. Pomalá simulace Monte Carlo je pravděpodobně příčinou velkého počtu prostorových UM buněk.

Je zapotřebí dalšího výzkumu na téma dobré generace sítí pro reaktorovou fyziku. Nerestrukturovaná síť a její podpora v balíku Attila je určena především pro výpočty stínění a reaktorovou dozimetrii, kde jsou modely větší, ale méně složité s malým počtem CAD buněk. Pro výpočty stínění záření zahrnující vyhořelé jaderné palivo může být palivový soubor homogenizován a počet UM buněk pro každý palivový soubor je menší než tisíc.

PODĚKOVÁNÍ

Autoři děkují Technologické agentuře České republiky za podporu jejich výzkumu v rámci centra kompetence č. TE01020455 CANUT.

LITERATURA

[1] D. B. Pelowitz: MCNP6 User's Manual, Version 1. Los Alamos National Laboratory, Report LA-CP-13-00634, Revision 0, Los Alamos, 2013.

[2] Attila User’s Manual. Varex Imaging, Gig Harbor, 2017.

[3] D. A. Brown, M. B. Chadwick, R. Capote et al: ENDF/B-VIII.0: The 8th Major Release of the Nuclear Reaction Data Library with CIELO-project Cross Sections, New Standards and Thermal Scattering Data. Nuclear Data Sheets 148 (2018) 1-142.

Vývoj metody pro měření geometrických změn palivových souborů

Martina Malá[1], Marcin Kopeć[1]

E-mail: Martina.Mala@cvrez.cz

[1]*Centrum výzkumu Řež s.r.o., Hlavní 130, Husinec-Řež, 250 68, Česká republika*

***Abstrakt**: Předložená práce popisuje vývoj měřicího systému pro měření geometrických změn palivových souborů VVER-1000 pomocí ultrazvuku provedený týmem Centra výzkumu Řež. První část práce je zaměřena na popis experimentálního zařízení založeného na ultrazvuku a výsledky měření v laboratoři, druhá část se věnuje zkouškám ultrazvukových sond v gama ozařovně, neboť tyto zkoušky jsou důležité z hlediska budoucí aplikace metody měření na ozářené palivové soubory, a výsledkům měření v laboratoři po těchto zkouškách.*

***Klíčová slova**: palivový soubor, geometrické změny, měření, ultrazvuk*

1. ÚVOD

Tento článek je věnován měření palivových souborů (PS) lehkovodních reaktorů (VVER) pomocí ultrazvukového (UZ) sytému, který je ve vývoji v Centru výzkumu Řež s.r.o. (CVR). Tým specialistů z CVR a ÚJV Řež, a.s. (UJV) se inspekcím jaderného paliva věnuje od roku 2008 a vykonává je na JE Temelín [1], [2]. Periodické inspekce paliva jsou totiž klíčové pro ověření projektem stanoveného chování paliva v reálných podmínkách provozu reaktoru. A právě identifikace případných anomálií, nebo jejich náznaků, nalezených na jednotlivých palivových souborech (PS) mohou zabránit rozvoji nežádoucího stavu PS i aktivní zóny jako celku.

V současné době měření geometrie PS probíhá pomocí zpracování videa z vizuálních kontrol vyhodnocením videozáznamu. Zkušenosti však poukázaly na nízkou přesnost takového měření [1], [2]. Systematická a náhodná chyba zanesená do výpočtu perspektivou, manuálním nastavením PS a kamery, nízkým rozlišením kamery a také samotným operátorem přináší přesnost nad 1,5 mm. Pro potřeby měření jaderného paliva je žádoucí vyšší přesnost. Analýza všech známých pro a proti ukázala ultrazvukovou metodu jako nejvíce perspektivní. Základní testy provedené v laboratoři CVR ukázaly, že dosažitelná přesnost měření je pod 1 mm.

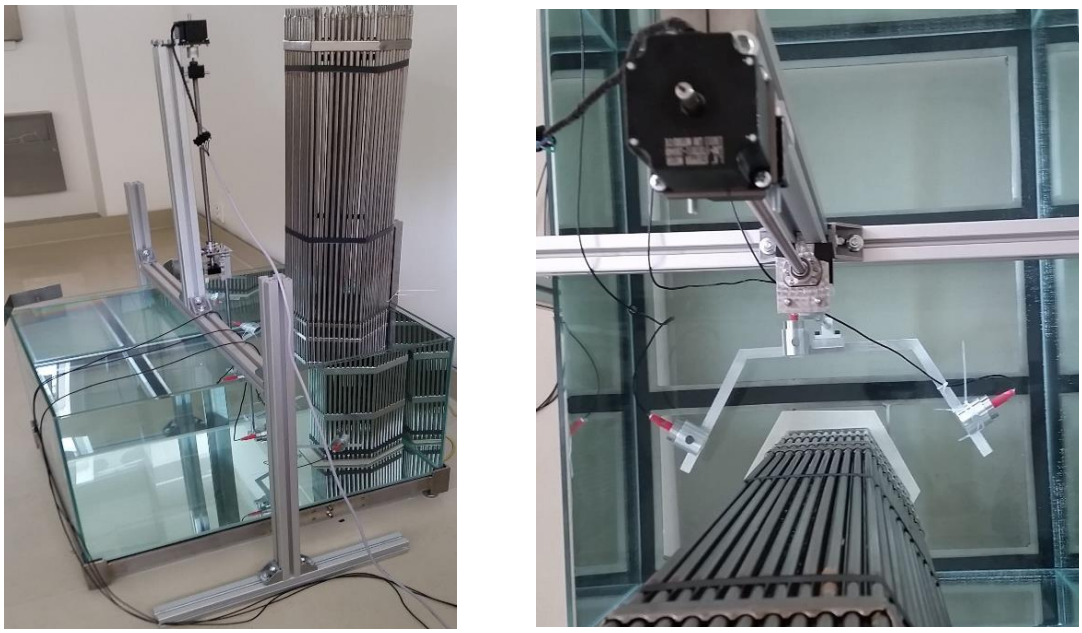
V CVR tak bylo provedeno široké spektrum testů s UZ sondami, které lze v budoucnu použít v podmínkách bazénu skladování vyhořelého paliva, kde se inspekce PS provádí. Tyto testy zahrnovaly simulace vodního prostředí, ve kterém byla ponořena maketa paliva VVER-1000 a následně proměřena pomocí UZ sestavy řízené CNC systémem. Byly provedeny také zkoušky radiační odolnosti UZ sond v gama ozařovně pro studium vlivu záření na průběh a výsledky měření.

Předložený článek sumarizuje výsledky experimentů s UZ systémem a ukazuje přínosy této metody vůči standartnímu zpracování obrazu videa z vizuálních inspekcí.

2. EXPERIMENTÁLNÍ VYBAVENÍ

Technologie použití ultrazvuku k měření PS je v CVR zkoumána od roku 2013. Za tu dobu byla vyvinuta metoda pro měření PS v průběhu jejich inspekcí na reaktorovém sále během pravidelné odstávky bloku spojené s výměnou paliva. Laboratoř pro tento vývoj určená má za cíl simulovat standartní podmínky inspekcí paliva

bez vlivu záření. Součástí experimentálního vybavení je nádrž o objemu 300 litrů a řada komponent pro simulaci interních částí PS včetně zkráceného modelu paliva VVER-1000, viz Obr. 1. Nádrž má volnou hladinu vody a lze v ní simulovat chemický režim bazénu vyhořelého paliva – např. roztok kyseliny borité či změny teploty chladicího media a jeho průtok. Reálné podmínky inspekcí PS jsou simulovány pomocí CNC systému, který umožňuje vertikální pohyb držáku s měřicími sondami podél zkoumaného modelu PS. Použitý držák je schopen nést nutnou instrumentaci pro účely experimentu, např. UZ sondy nebo kameru. Celý systém je schopen pracovat s jednou až čtyřmi UZ sondami pro změření celé geometrie modelu PS. Měřicí systém, včetně řízení UZ signálu, je kontrolován počítačem.



Obr. 1: Sestava s maketou PS a UZ sondami umístěnými na držáku

Pro účely testování UZ sond v radiačním prostředí byla použita gama ozařovna [3]. Instalovaným zdrojem je Co-60 s počáteční aktivitou 200 TBq schopný ozařovat vzorky materiálu a komponent od kryogenických teplot až do 400°C. Gama ozařovna umožňuje vyvést kabely od UZ sond a provádět kontinuální měření během ozařování. Je to výhoda, která byla použita pro ověření UZ sond během testů v CVR.

3. OVĚŘENÍ ULTRAZVUKOVÝCH SOND

Ultrazvuková technologie měření je obecně známá a používaná [4], [5]. Její výhody jsou oceňovány již několik desítek let. V jaderném průmyslu byly také zavedeny UZ metody, a to dokonce pro měření palivových souborů [6], [7]. Z důvodu využití UZ sond právě v prostředí kolem ozářeného jaderného paliva je nutné sondy správně ověřit pro zajištění maximální spolehlivosti a odolnosti vůči ztíženému prostředí.

Jedním z problémů UZ sond v jaderných aplikacích je jejich stárnutí a proces degradace po obdržení maximální dávky záření uvedené výrobcem – kumulativní dávka není obvykle sledována v režimu online a přesáhnutí maximální dávky tak může ovlivnit spolehlivost sond. Proces ověření sond je kontinuální a operátor musí být schopen odhadnout, kde končí možné využití UZ sond, aby dosáhl relevantních dat.

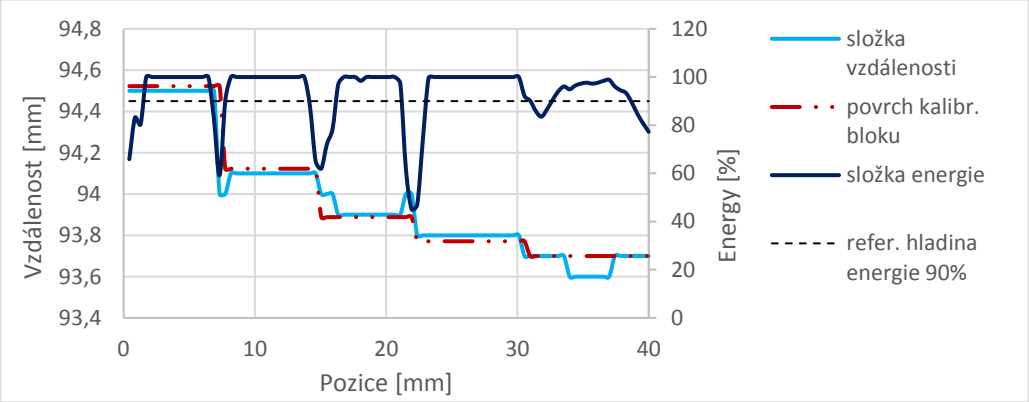
Tento přístup přivedl CVR ke specifikaci dvou nutných testů. První test byl zaměřen na radiační odolnost sond, které lze potenciálně využít pro měření ozářených PS, druhý test zahrnoval ověření přesnosti sond před a po ozáření. Testy byly provedeny s použitím techniky pulse-echo, kdy byly zaznamenány složky amplitudy vzdáleností a energie odraženého signálu pro následnou analýzu. Za relevantní byl považovaný signál o energie přesahující mez 90 % vysílaného signálu. Tímto způsoben byl adekvátně zmenšen objem analyzovaných dat.

3.1 OVĚŘENÍ PŘESNOSTI UZ SOND PŘED OZAŘOVACÍ ZKOUŠKOU

Pro ověření přesnosti měření UZ sondy byl připraven kalibrační blok ve tvaru malých schůdků. Jednotlivé „schody“ byly vzdáleny od své základny o 0,05; 0,1; 0,2 a 0,4 mm. Přesnost výroby schůdků byla zkontrolována pomocí laserového bodového měřiče.

Pro účely testu byly vybrány 2 sondy: radiačně odolná sonda (RO) s hodnotou kumulativní dávky 1 MGy (produkt dostupný na trhu) a radiačně neodolná sonda (NR) (zakázková výroba). NR sonda byla prototypická a vyrobená dle požadavků CVR. Obě sondy měly frekvenci 5 MHz. RO sonda dosahovala přesnosti měření 0,4 mm. S touto přesností byla sonda schopna rozlišit pouze jeden schůdek na kalibračním prvku se 100 %-ní přesností. Druhá, NR sonda dosahovala přesnosti na úrovni 0,1 mm.

Rozlišovací hladina pro energie odraženého signálu nastavená na 90 % zaručovala sběr pouze téměř kolmého signálu odraženého od měřeného kalibračního bloku. Vyloučeny byly všechny signály, které by mohly zvýšit úroveň pozadí (např. signál odražený od hran schůdků). V Obr. 2 je zobrazen příklad výsledků měření provedeném na kalibračním bloku pomocí RO sondy. Nižší přesnost této sondy fungovala jako inherentní filtr, sonda byla méně citlivá na výkyvy signálu během přechodu přes povrch schůdků než-li NR sonda. Signál u NR sondy obsahoval vysoký šum (z důvodu vysoké přesnosti sondy). Pouze detailní analýza naměřeného signálu umožnila rozlišit jednotlivé schůdky a proměřit kalibrační blok.



Obr. 2: Výsledek měření na kalibračním bloku

V grafu na Obr. 2 zobrazená „složka vzdálenosti“ odpovídá naměřené vzdálenosti na každém schůdku, „složka energie“ odpovídá energetické složce odraženého signálu na každém schůdku, křivka pro „povrch kalibr. bloku“ je výsledkem laserového měření schůdků a „refer. hladina energie 90%“ značí relevantní mez energie, kdy pouze hodnoty přesahující tuto hladinu lze považovat za relevantní pro stanovení přesnosti měření a určení měřicích bodů.

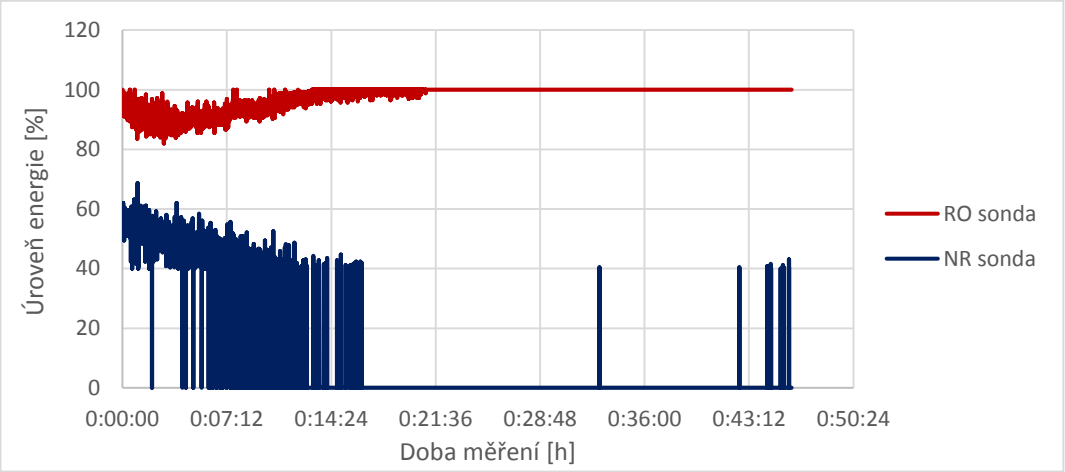
3.2 ZKOUŠKA V GAMA OZAŘOVNĚ

Pro ozařovací zkoušku byla vybrána gama ozařovna, protože největší příspěvek k dávce na měřicí systém od palivových souborů má gama záření. Vliv neutronů byl tedy zanedbán. Obě sondy použité během zkoušky přesnosti popsané v předchozí kapitole byly umístěny do nádoby s vodou o teplotě 16 °C. Sondy byly nastaveny čelem ke zdroji záření pro zajištění maximální dávky na piezokrystal. Pozice obou sond v gama ozařovně umožňovaly obdržení dávky cca 1 kGy/hod. Celkový čas testu činil 213 hodin a dávka obdržená sondami přesahovala 200 kGy. V průběhu testů obě sondy konstantně měřily vzdálenost vůči předem připravené odrazné ploše umístěné ve vzdálenosti 51,3 mm pro RO sondu a 26,6 mm pro NR sondu. Tato čísla nemají speciální význam, během testu bylo důležité pouze měřit definovanou vzdálenost takovou, kterou umožní uložení sond v ozařovně a kterou budou sondy schopny detekovat.

Po spuštění testu byl šum pozadí stanoven na úrovni 23 % celkového vysílaného signálu. Maximální píky energie byly 98 % (RO) a 60 % (NR). V průběhu prvních 10 minut testu byl signál od NR sondy utlumen

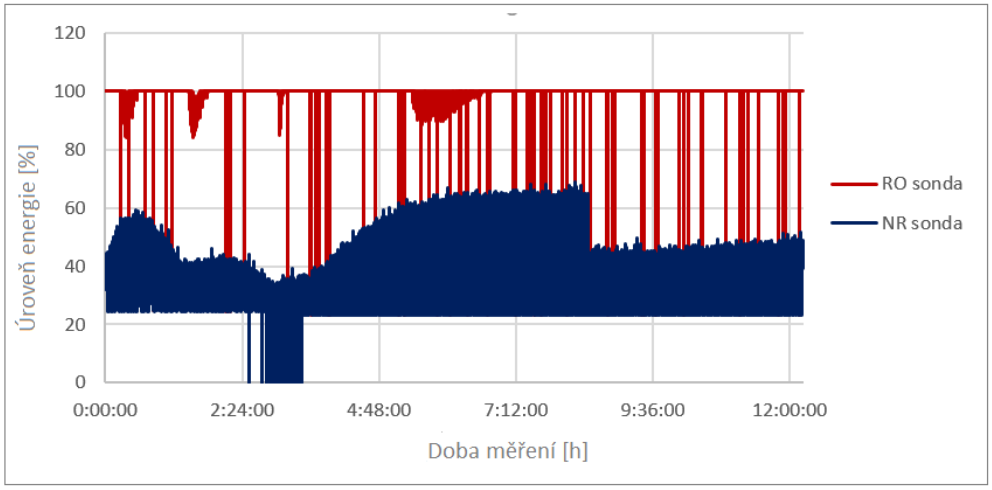
pod úroveň 30 %. Po dalších 15 minutách signál od NR sondy zmizel pod úroveň pozadí. Toto chování bylo před zahájením testu předpokládáno, nicméně očekáván byl delší čas funkčnosti sondy do jejího zničení.

Průběh měření během první hodiny od zahájení testu je viditelný v Obr. 3, kde byla rozlišovací hladina pro detekovanou energii odraženého signálu nastavena na 40 %. Signál RO sondy výrazně přesahoval 80 % s minimem na úrovni 82 %. Změny průběhu signálu od NR sondy byly výraznější a počáteční rozlišovací hladina nastavená na 40 % nezahrnula celý průběh utlumení signálu. Pozorování operátora ale umožnilo odhadnout minimální propad echa signálu na 23 % po 25 minutách od zahájení testu. Dále byl signál ztracen v šumu pozadí.



Obr. 3: Průběh první hodiny měření v gama ozařovně

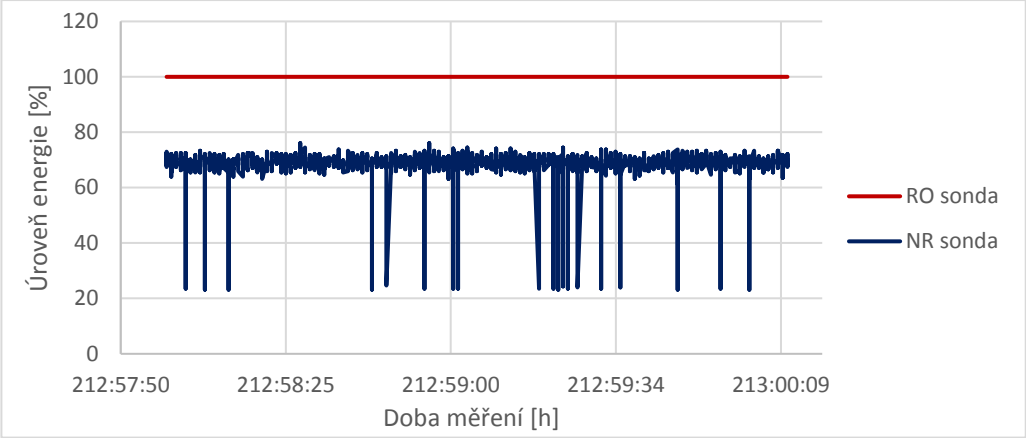
Po saturaci signálu na úrovni pozadí (cca 1 hodina od zahájení testu) začala energetická složka signálu z NR sondy vyčnívat nad úroveň pozadí. Po dalších 20 hodinách složka opětovně dosáhla hodnoty cca 30 %. Následně signál pokračoval v nárůstu do konce experimentu, kde dosáhl hodnoty 70 %. Během prvních 12 hodin testu se objevil ještě jeden propad signálu, ale celkově měl signál narůstající charakter. Průběh prvních 12 hodin vývoje signálu je ukázán v Obr. 4, kde je rozlišovací hladina energie nastavena na 25 %.



Obr. 4: Průběh prvních 12 hodin měření v gama ozařovně

Na konci testu měl signál z NR sondy relativně hladký průběh v porovnání se začátkem testu. Od cca osmé hodiny testu měl signál kvazilineární vývoj. Signál z RO sondy držel bez výrazných výkyvů až do konce experimentu. V Obr. 5 jsou ukázány poslední 2 minuty experimentu. Jak lze v grafu vidět, průběh signálu od NR sondy je poměrně „hektický“ s periodickými změnami v čase. Toto chování je zdůvodněno elektromagnetickou interferencí s pouzdrem sondy (pouzdro o menší tloušťce stěny by zamezilo vzniku této interference).

U RO sondy nebyl problém s interferencí vůbec viditelný. K chování NR sondy může přispívat také její vysoká citlivost.



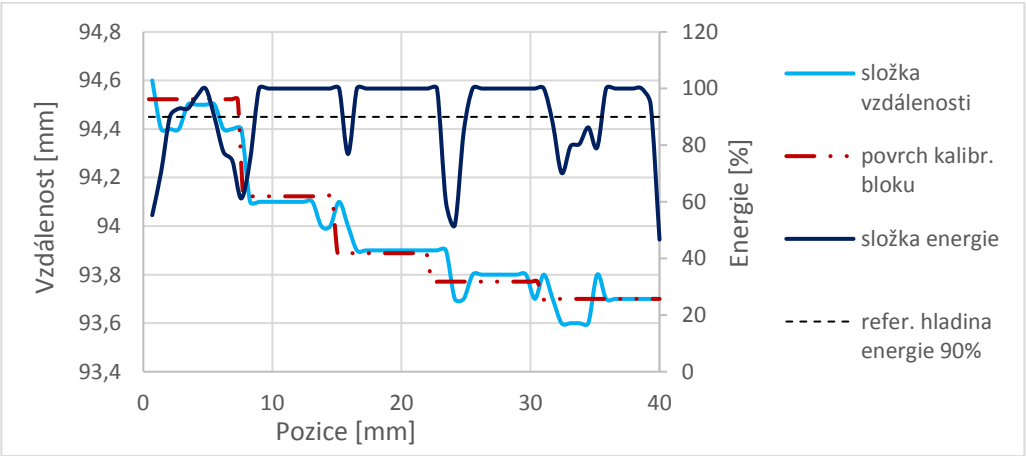
Obr. 5: Poslední 2 minuty měření v gama ozařovně

Vizuální kontrola NR sondy po ukončení tesu v gama ozařovně neukázala žádné změny na povrchu epoxidu, kterým byl piezokrystal chráněn. Na gumových a plastových částech sondy (kabeláž, těsnění atd.) byl vidět vliv radiačního křehnutí, což bylo očekáváno. Plánováno je ještě povedení mikrostrukturální analýzy piezokrystalu pro identifikaci mikrostrukturálních změn způsobených ozářením.

RO sonda neměla žádné známky poškození zářením. Nebyly objeveny ani žádné změny v oblasti plastových a gumových částí. Sonda obdržela dávku nižší než garantovanou výrobcem, tedy stav sondy byl v souladu s očekáváním. Energetická složka přesahovala 80 % po celou dobu testu a průměrná hodnota energetické úrovně signálu byla 98 %. Odchylky v měřené vzdálenosti spadaly pod přesnost danou výrobcem (0,4 mm).

3.3 ZKOUŠKA PŘESNOSTI UZ SONDY PO OZÁŘENÍ

Ověření přesnosti měření sondy bylo provedeno i po jejím ozáření v gama ozařovně. Tento test měl smysl pouze v případě RO sondy, neboť NR sonda po ozáření nemohla být brána jako spolehlivá. Získané výsledky neukázaly žádný dopad ozařování na její přesnost, což bylo předpokládáno. Příklad měření na kalibračním prvku je ukázán v Obr. 6.



Obr. 6: Příklad měření ozářenou sondou na kalibračním prvku

Výsledky v grafu na Obr. 6 jsou prezentovány obdobným způsobem jako v Obr. 2. Změny v průběhu energetické složky (zejména na prvním a pátém schůdku) pochází pravděpodobně z konvekční cirkulace vody a

disipace energie na nečistotách. Důležité je zde však to, že na každém ze schůdků složka energie přesahuje úroveň relevantních signálů, tj. 90 %.

4. ZÁVĚR

Znalost vlivu prostředí kolem ozářeného palivového souboru na spolehlivost měření ultrazvukovými sondami je klíčová, ale v dostupné literatuře schází. Proto bylo smyslem experimentů popsaných v tomto článku získat relevantní informace, které by poskytly základ pro další vývoj ultrazvukového systému pro měření geometrie palivových souborů, který nabízí flexibilitu a použitelnost na téměř všechny typy jaderného paliva a schopnost respektovat specifické požadavky různých jaderných elektráren. Experimenty přinesly očekávané výsledky, ale také některé neočekávané, k nimž se řadí např. chování neradiační sondy během ozařování a její schopnost měřit dále i po době, co měla být teoreticky zářením zničena. Toto s sebou přináší další experimentální úlohy k řešení, kterým se budou autoři článku nadále věnovat.

PODĚKOVÁNÍ

Prezentované výsledky byly finančně podpořeny Technologickou agenturou ČR – projekt TG02010037 TA ČR CORD 2017.

LITERATURA

[1] Kopeć, M., Malá, M.: Fuel assembly deformation measurements, 12th International Conference on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, 16 – 23 September 2017, Sol Nessebar Resort, Nessebar, Bulgaria

[2] Malá, M.: An overview of the PIIP program on TVSA-T fuel at Temelín NPP, International Conference VVER 2016 Power Uprates, Long Term Operation and New Builds, 31st October – 2nd November 2016, Prague, Czech Republic

[3] Rabochová, M., Mohyla, R.: Nová gama ozařovna v Centru výzkumu Řež aneb od jaderných elektráren do vesmíru. Bezpečnosť jadrovej energie 26(64), 2018 č. 3/4.

[4] Lynnworth, L. C.: Ultrasonic Measurements for Process Control, Academic Press. Inc., 2013, Waltham, Massachusetts, USA

[5] M. Hirao, H. Ogi: EMATS for Science and Industry Noncontacting Ultrasonic Measurements, 2013, Springer Science & Business Media

[6] E. Rosenkrantz, J.-Y. Ferrandis, G. Leveque, D. Baron: Ultrasonic measurement of gas pressure and composition for nuclear fuel rods, 2009, Nuclear Instruments and Methods in Physics, Volume 603, Pages 504-509

[7] R.-K. Sturm, “Device and method for measuring a fuel assembly in nuclear plant”, European patent EP1638111, May, 2008

Validace výpočtu dávkové distribuce na „CT obrazech“ generovaných z obrazů MR

Iva Brátová[1], Petr Paluska[2]

E-mail: iva.bratova@gmail.com

[1]*KDAIZ FJFI ČVUT Praha, Břehová 7, 115 19 Praha 1, Česká republika*
[2]*Klinika onkologie a radioterapie FN Hradec Králové, Sokolská 581, 500 05 Hradec Králové, Česká republika*

***Abstrakt**: V rámci redukce systematických chyb, které vznikají během plánování radioterapie,je možné přistoupit k tzv. sCT (synthetic CT) plánování.. Cílem příspěvku je představit rozdíly mezi dávkovými distribucemi vypočtenými na CT a sCT obrazech generovaných ze snímků MR. Ke generaci sCT byl využit komerční systém MRCAT. Srovnávány byly sCT a standardní CT plány pacientů, kteří podstoupili radioterapii rakoviny prostaty. Rozdíly mezi dávkovými distribucemi byly vyjádřeny v několika DVH bodech, přičemž odchylky v klinicky významných bodech ve většině případů nepřesáhly 2 %. Výsledky lze považovat za klinicky přijatelné, nicméně použití sCT není bez omezení.*

***Klíčová slova**: MRCAT, rakovina prostaty, sCT, radioterapie*

1. ÚVOD

V současné době je standardní součástí plánování terapie akvizice CT snímků. Tato modalita ovšem neposkytuje dobré rozlišení měkkých tkání, proto se u řady diagnóz provádí doplňující snímkování na magnetické rezonanci (MR), která mnohdy poskytuje dostatečný kontrast. Využití obou modlit ale může být zdrojem systematických chyb. Jejich zdrojem je nepřesné nastavení pacienta při přesunu z jednoho přístroje na druhý, registrace obrazu v plánovacím systému aj. [1] V důsledku neustálého zlepšování zdravotní péče je snaha tyto chyby eliminovat.

Jedním z možných řešení zmíněného problému je využití pouze MR v procesu plánování. Na druhou stranu CT snímky poskytují informaci o interakcích záření v těle pacienta, která je nezbytná pro plánování terapie. Tato informace je v CT snímcích reprezentována Hounsfieldovými jednotkami (HU). Je proto třeba vytvořit tzv. CT-like nebo též sCT (synthetic CT) obrazy, tedy na základě snímků z MR přiřadit daným tkáním příslušné HU. Maspero [1] rozlišuje 3 základní metody tvorby sCT: 1. atlasové, 2. voxelové, 3. bulk[1], případně další hybridní. Základní myšlenkou atlasové metody je tvorba databáze CT a MR snímků. Následně jediný snímek pacienta typicky dostačuje k vytvoření sCT [2]. Voxelové metody zahrnují několik standardních nebo specializovaných sekvencí MR. Jejich specifické vlastnosti umožňují vytvořit výslednou mapu HU.

Bulk metody rozdělí tkáně do různých tříd a jim přiřadí příslušné HU. Dělení může probíhat ručně (ačkoliv tento přístup není z časových důvodů aplikovatelný v praxi) nebo např. na základě různých „masek“ apod. [3] Úplně nejjednodušší metodou vůbec je přiřazení celému objemu těla jednu hodnotu HU, obyčejně 0 HU (pak mluvíme o tzv. WE snímcích, tj. water equivalent – vodě ekvivalentních). Obecně každý přístup má své výhody a omezení, která se týkají počtu přiřazovaných hodnot HU, citlivosti na atypickou anatomii pacienta aj. Hodnocením těchto metod se již zabývala řada autorů [4].

Tato práce si klade za cíl porovnat dávkové distribuce ozařovacích plánů vytvořených na CT a sCT a zhodnotit možnost zavedení sCT plánování do praxe. K tvorbě sCT byl využit komerční systém MRCAT (Magnetic Resonance for Calculation ATenuation), který je v rámci softwaru pro své MR nabízí firma Philips. Tento automatický systém pomocí několika sekvencí MR tvoří sCT zahrnující 5 hodnot HU – vzduch, kompaktní a spongi-

[1] Slovo *bulk* lze přeložit jako větší objem, tj. jedna hodnota HU se přiřazuje celé struktuře.

ózní kost, tuková tkáň a tkáň bohatá na vodu (především svalovina). Porovnání MR, CT a MRCAT obrazu je zachyceno na Obrázku 1. Vzhledem k tomu, že MRCAT umí zpracovat pouze oblast prostaty, i zde se omezíme na tuto oblast.

Obr. 1: Porovnání různých typů snímku téhož pacienta. Zleva to jsou: MR (T2w), CT, MRCAT.

2. METODY

Cílem následujících tří odstavců je seznámit čtenáře s metodikou hodnocení ozařovacích plánů.

2.1. CHARAKTERISTIKA PACIENTŮ

Pro hodnocení bylo vybráno 10 pacientů, kterým byla ozařována prostata technikou IMRT (intensity modulated radiotherapy) z pěti koplanárních polí doplněnou o simultánní integrovaný boost (SIB) na proximální část dvou třetin semenných váčků. Každý z nich podstoupil klasickou CT simulaci a snímkování na MR.

2.2. VÝPOČET DÁVKY

K akvizici CT obrazu byl použit přístroj Siemens Somatom Sensation Open (Siemens Medical Solution). Obraz byl rekonstruován s tloušťkou řezu 2,5 mm, matice obrazu obsahuje 512 x 512 pixelů o velikosti 0,98 mm. MRCAT obrazy byly generovány z MR snímků pořízených na stroji Philips Ingenia 1,5T (Philips Healthcare) s tloušťkou řezu 2,5 mm. Všechny obrazy byly importovány do plánovacího systému Eclipse™, verze 13.5 (Varian Medical Systems).

Pacient byl snímkován v plánované ozařovací poloze – na zádech s podložkou Dual Leg Positioner (Civco Medical Slutions), která zajišťuje fixaci nohou a pánve. Pacienti byli požádáni o dodržování některých dietních opatření před každým snímkováním a ozařováním, abychom zabránili rozdílným náplním rekta a močového měchýře.

Každý pacient byl snímkován na MR a ihned poté na CT, běžně s rozestupem maximálně 10 minut. Minimalizací časového odstupu se redukují vnitřní pohyby pacienta a tím se zvýší přesnost celého plánovacího procesu. Pořízené obrazy se přenesou do plánovacího systému a provede se registrace obrazů CT a MR. Podle doporučení firmy Philips [5] je třeba pečlivě zvážit typ registrace. V našem případě byla provedena rigidní registrace s užitím translací obrazů.

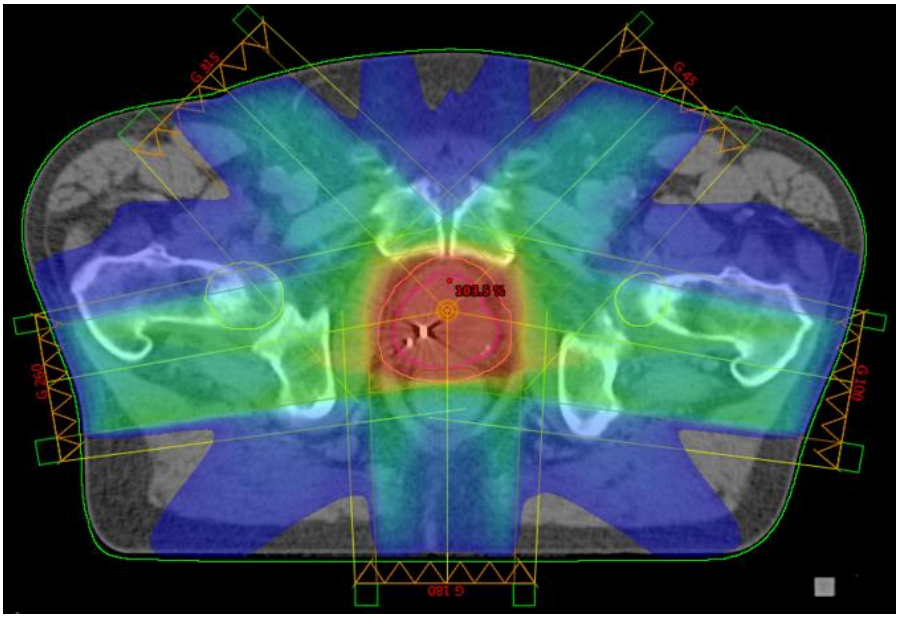
Cílové objemy byly zakresleny na CT s přihlédnutím k obrazům z MR. Cílovými objemy zde míníme CTV (clinical target volume) – oblast prokazatelného šíření nádoru a okolní tkáně, ve kterých je možné mikroskopické šíření; PTV (planning target volume) – v podstatě CTV opatřeno lemem, který má zabezpečit doručení předepsané dávky za předpokladu různých nepřesností pramenících z fyziologických pohybů uvnitř pacienta, geometrického uspořádání svazků atd. K cílovým objemům dále řadíme skupinu tzv. OARs (organs at risk) – kritické orgány, jejichž zasažení příliš velkou dávkou by mohlo mít významný vliv na celkový zdravotní stav pacienta.

Podrobnější popis lze nalézt např. v [6]. Definice cílových objemů pro IMRT-SIB prostaty jsou uvedeny v Tabulce 1.

Tab. 1: Definice cílových objemů pro IMRT-SIB prostaty a předepsané dávky.

GTV	neurčuje se
CTV1	prostata a proximální část semenných váčků
CTV2	prostata
PTV1	CTV1 + 7 mm
PTV2	CTV2 + 7 mm
PTV1-2	PTV1 – PTV2
OARs	rektum, močový měchýř, hlavice femurů (nevýznamné)
PTV1-2	39 frakcí po 1,85 Gy (celkem 72,15 Gy), 5 frakcí týdně
PTV2	39 frakcí po 2 Gy (celkem 78 Gy), 5 frakcí týdně

K ozařování bylo využito 5 koplanárních fotonových polí o nominální energii 6 MV. Geometrie ozařovacích svazků je nastíněna na Obrázku 2. Předepsané dávky jsou 78 Gy pro PTV2 a 72,5 Gy pro PTV1-2 rozdělené do 39 frakcí. Během tvorby plánů by měla být naplněna optimalizační kritéria. Plány pro všech 10 pacientů byly vytvořeny a optimalizovány na základě CT snímků. Následně byly plány přeneseny na MRCAT snímky se zachováním úhlů gantry ozařovače, parametrů ozařovacích svazků a dalších proměnných. Dávkové distribuce pro MRCAT jsme získali prostým přepočtením plánů bez další optimalizace. Stejný postup byl aplikován na WE snímky (0 HU ve všech bodech MRCAT obrazu).

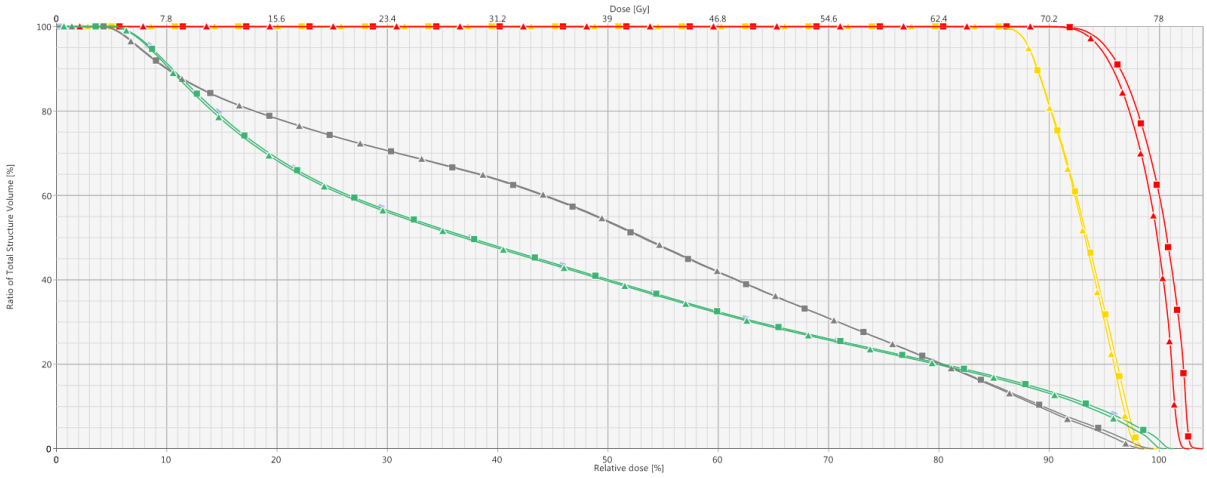


Obr. 2: 2D dávková distribuce ozařovacího plánu při použití CT.

2.3. DOZIMETRICKÉ ZHODNOCENÍ

Dozimetrické zhodnocení plánů vytvořených na základě CT a MRCAT obrazů bylo provedeno pomocí kumulativních DVH (dose-volume histogram) – ukázka na Obrázku 3. Z DVH můžeme vyčíst 2 typy hodnot – $D_{X\%}$ a V_{YGy}, případně jejich ekvivalenty. $D_{X\%}$ zde značí dávku, kterou obdrží alespoň X % uvažovaného objemu; V_{YGy} značí maximální objem, který obdrží dávku Y Gy a vyšší. Tímto způsobem se lze jednoduše zhodnotit dávkové pokrytí v klíčových DVH bodech a zároveň můžeme snadno kontrolovat splnění dávkově objemových kritérií, která jsou předepsána na každém pracovišti radioterapie a jsou jedním z nástrojů optimalizace. DVH body hodnocené v této práci byly vybrány právě s přihlédnutím ke kritériím na pracovišti radioterapie ve FN

Hradec Králové (FN HK). Za účelem srovnání s jinými autory byli do hodnocení zahrnuty i body testované v práci Korsholmové [7].



Obr. 3: Kumulativní DVH jednoho z pacientů. Křivky se čtverečky odpovídají CT plánům, ty s trojúhelníčky MRCAT plánům. Červená značí PTV2, žlutá PTV1-2, šedá rektum a zelená močový měchýř.

Rozdíl mezi CT a MRCAT plány ve vybraných DVH bodech je reprezentován následujícím vzorcem:

$$\Delta_{MR} = \frac{MRCAT - CT}{CT}, \tag{1}$$

obdobně pro WE snímky:

$$\Delta_{WE} = \frac{WE - CT}{CT}, \tag{2}$$

kde MRCAT, WE, CT značí hodnotu dávky, resp. objemu v příslušném DVH bodě pro plány založené na MRCAT, WE a CT obrazech. Veličina **Δ** tak vyjadřuje relativní rozdíl mezi sCT a CT dávkovou distribucí vzhledem k CT.

Data byla taká statisticky testována na hladině významnosti **α** = 0,05. Cílem bylo ukázat, zda jsou odchylky MRCAT plánů od CT významné (H*: $\mu(\Delta_{MR}) \neq 0$) a dále zda MRCAT dává přidanou hodnotu oproti WE obrazům, tj. zda $|\Delta_{MR}| < |\Delta_{WE}|$. V prvním případě byl použit jednovýběrový t-test, v druhém případě párový t-test.

3. VÝSLEDKY

Data pro klíčové DVH body jsou uvedena v Tabulce 2. Tabulka ukazuje statisticky zpracovaná data pro všech 10 pacientů a dále výsledky statistických testů popsaných výše. Dávkově objemová kritéria pro rektum a močový měchýř byla pro všechny pacienty uspokojivě naplněna. Došlo-li k porušení, nebylo významné.

Rozdíly téměř ve všech bodech $D_{X\%}$ nepřesáhly 2 %. Pouze D_{max} pro PTV1-2 byla výrazně vyšší – u jednoho z pacientů byla D_{max}=26 % cílového objemu, což vzhledem k malému počtu pacientů značně ovlivnilo výslednou střední hodnotu. Odchylky ve V_{YGy} jsou výrazně vyšší, především pro nejvyšší hodnoty dávek. Tento jev lze vysvětlit následujícím způsobem: V_{YGy} jsou v těchto případech řádu jednotek cm^3, proto pouze malá odchylka ve

velikosti objemu (řekněme 1 cm^3) vyústí ve vysokou odchylku relativní. K vyhodnocení těchto bodů by proto bylo vhodné zvolit jinou metodu.

Tab. 2: Statistické zpracování odchylek ve význačných DVH bodech. Hodnoty p-val se vztahují k jednovýběrovému, resp. párovému t-testu uvedených v odstavci 2.3.
NS = non-significant = statisticky nevýznamné

		Δ_{MR} [%]			Δ_{WE} [%]			$\mu(\Delta_{MR}) \neq 0$	$\lvert\Delta_{MR}\rvert < \lvert\Delta_{WE}\rvert$
		mean	±	st.d.	mean	±	st.d.	p-val	p-val
PTV2	$D_{2\%}$	0,3	±	0,6	0,7	±	1,1	NS	<0,001
	$D_{50\%}$	0,3	±	0,6	0,8	±	1,0	NS	<0,001
	$D_{95\%}$	0,5	±	0,5	0,8	±	1,1	0,013	0,005
	$D_{98\%}$	0,5	±	0,7	0,8	±	1,3	0,036	0,006
	D_{max}	0,5	±	0,9	0,9	±	1,3	NS	0,003
PTV1-2	$D_{95\%}$	0,8	±	0,6	1,0	±	0,9	0,001	0,005
	D_{max}	2,5	±	8,3	3,1	±	8,6	NS	NS
rektum	$D_{10\%}$	0,6	±	0,9	0,6	±	1,0	NS	NS
	$D_{30\%}$	0,5	±	0,8	2,2	±	5,3	NS	NS
	$D_{60\%}$	0,5	±	0,7	0,4	±	0,8	0,041	NS
	V_{75Gy}	6,3	±	15,3	7,4	±	30,8	NS	0,02
	V_{70Gy}	6,5	±	7,5	5,3	±	10,4	0,023	NS
	V_{65Gy}	3,3	±	3,5	2,6	±	4,8	0,016	NS
	V_{60Gy}	5,6	±	13,4	5,3	±	13,7	NS	NS
	V_{50Gy}	1,2	±	1,6	1,0	±	1,8	0,045	NS
moč. měchýř	V_{78Gy}	54,2	±	130,0	173,0	±	346,0	NS	NS
	V_{70Gy}	1,8	±	4,1	2,7	±	6,7	NS	<0,001
	V_{60Gy}	0,5	±	4,0	0,9	±	5,2	NS	0,005
	V_{50Gy}	-1,2	±	7,4	-1,0	±	8,0	NS	0,005
D_{max} (total)		0,5	±	0,9	0,9	±	1,3	NS	0,003
D_{mean} pro PTV2		0,4	±	0,6	0,7	±	1,0	NS	<0,001

4. DISKUZE

MRCAT a sCT plánování vůbec se v poslední době těší zvýšené pozornosti a na toto téma již byla publikována řada studií. Autoři [4] většinou v pracích podobné této získali odchylky dávkových distribucí menší než 2 %. Korsholmová [7] navrhuje jako kritérium maximální rozdíl dávek v pokrytí PTV rovný 2 % pro 95 % pacientů. Tento požadavek se jeví přiměřený s ohledem na nepřesnosti vznikající během akvizice obrazu, vlivem pohybu vnitřních orgánů aj. V porovnání s Korsholmovou bylo dosaženo podobných výsledků. Jakékoliv srovnání s již publikovanými studiemi je ale obtížné, jelikož neexistuje jednotná metodika hodnocení a rovněž přístrojové vybavení jednotlivých pracovišť se značně liší.

Pokud bychom chtěli sCT zkoumat podrobněji, lze provést optimalizaci též na sCT, zvolit jinou metodu registrace obrazů nebo hodnotit distribuce např. pomocí gamma analýzy namísto DVH. Rovněž by bylo vhodné rozšířit soubor pacientů.

Pokud by dané pracoviště přistoupilo na zavedení MRCAT do praxe, pravděpodobně by muselo zvážit několik změn ve standardním postupu plánování i natavování pacienta na ozařovně. Philips nabízí zjednodušený postup, který prezentuje Köhler et al. [3]. Detailní popis zavedení do praxe na konkrétním pracovišti publikoval např. Tyagi et al. [8] Z pohledu FN HK by nebylo zavedení MRCAT spojeno s žádnými velkými omezeními. Je ovšem potřeba mít na paměti, že ne každý pacient je vhodný pro tuto metodu. Z povahy MR a algoritmu MRCAT pramení řada omezení. Nejvýznamnější překážkou jsou feromagnetické objekty v těle pacienta, obzvláště

pak ty zasahující do v zájmového pole (vede k chybám ve výsledném obrazu), dále implantovaný kardiostimulátor nebo netypická anatomie, kterou MRCAT neumí zpracovat.

5. ZÁVĚR

V této práci bylo hodnoceno 10 ozařovacích plánů optimalizovaných na CT a následně přenesených na tzv. sCT. Dávkové distribuce z CT byly přepočteny na MRCAT obrazech a WE snímcích. Ve většině klinicky významných bodech byla odchylka MRCAT, resp. WE od CT distribucí menší než 2 %. Tento výsledek se zdá přijatelný, nicméně před zavedením MRCAT do praxe by bylo vhodné provést podrobnější analýzu a patřičně upravit zavedený postup radioterapie.

6. PODĚKOVÁNÍ

Touto cestou bych ráda poděkovala svému školiteli Ing. Petru Paluskovi, Ph.D. za vedení zde prezentované práce a dále FN Hradec Králové, která vznik práce rovněž podpořila.

7. LITERATURA

[1] MASPERO, Matteo et al. Quantification of confounding factors in MRI-based dose calculations as applied to prostate IMRT. *Phys Med Biol*. 2017, **62**(3), s. 948.

[2] DOWLING, Jason A. et al. An atlas-based electron density mapping method for magnetic resonance imaging (MRI)-alone treatment planning and adaptive MRI-based prostate radiation therapy. *Int J Radiat Oncol Biol Phys*. 2012, **83**(1).

[3] KÖHLER, M. et al. Philips MRCAT for prostate dose calculations using only MRI data. *Philips white paper*. 2015.

[4] JOHNSTONE, Emily et al. Systematic Review of Synthetic Computed Tomography Generation Methodologies for Use in Magnetic Resonance Imaging-Only Radiation Therapy. *Int J Radiat Oncol Biol Phys*. 2018, **100**(1), s. 199-217.

[5] SCHUBERT, Gerald et al. Commissioning of MR-only simulation for radiotherapy planning. *Philips white paper*. 2017.

[6] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS (ICRU). ICRU Report 83: Prescribing, Recording and Reporting Photon-Beam Intensity-Modulated Radiation Therapy (IMRT). *Journal of the ICRU*. 2010, **10**(1).

[7] KORSHOLM, Marie E., WARING, Line W. a EDMUND, Jens M. A criterion for the reliable use of MRI-only radiotherapy. *Radiation Oncology*. 2014, **9**(1), s. 16.

[8] TYAGI, Neelam et al. Clinical workflow for MR-only simulation and planning in prostate. *Radiation Oncology*. 2017, **12**(1), s. 119.

Emulace radiačního poškození palivového povlaku pomocí vysokoenergetických protonů

Martin Ševeček[1,2], Milan Štefánik[1,3], Jakub Krejčí[1,4], Mojmír Valach[1,2]

E-mail: martin.sevecek@fjfi.cvut.cz

[1] *Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, ČVUT, V Holešovičkách 2, 180 00 Praha 8*
[2] *Alvel a.s., Opletalova 37, 110 00 Praha 1*
[3] *Ústav jaderné fyziky AV ČR, Husinec-Řež, 250 68 Řež*
[4] *UJP Praha a.s., Nad Kamínkou 1345, 156 10 Praha-Zbraslav*

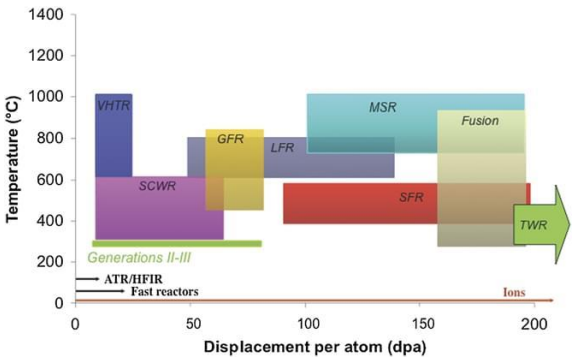
***Abstrakt**: Palivové povlaky s ochrannou vrstvou zvyšující odolnost palivového systému v havarijních stavech jsou ve vývoji na ČVUT v Praze. Testování radiačního poškození ve výzkumných reaktorech je časově a finančně velmi náročné, proto je zkoumána možnost využití protonů pro emulaci radiačního poškození. Článek popisuje návrh a výpočty spojené s návrhem a provedením experimentu na cyklotronu U-120M. Jsou také popsané plánované způsoby charakterizace ozářeného a neozářeného materiálu a prokázání ekvivalence s materiály ozářenými v jaderných reaktorech.*

***Klíčová slova**: radiační poškození, protony, Zircaloy, chrom, Accident Tolerant Fuels*

1. ÚVOD

Vývoj nových materiálů pro použití v jaderných reaktorech je velmi komplexní a multidisciplinární proces. Obecně lze vylepšovat prakticky všechny materiály používané v jaderné energetice jako palivové pelety, pokrytí, regulační orgány, vnitroreaktorové komponenty apod [1], [2]. Kvůli vysokým provozním teplotám a tlakům jsou na tyto materiály kladeny extrémní nároky. Navíc jsou oproti jiným průmyslovým oblastem materiály v jaderné energetice silně ovlivňovány ionizujícím zářením. Interakce materiálu se zářením nebo částicemi může vést k dramatickým změnám mikrostruktury materiálů a následně ke změně základních fyzikálních vlastností. Z tohoto důvodu musí být prokázané, že materiály, které budou použité v jaderných reaktorech, jsou radiačně odolné nebo přesněji, že jsou známé všechny efekty spojené s radiačním poškozením konkrétního materiálu.

Tradičním postupem při zavádění nových materiálů do jaderných reaktorů je ozařování ve výzkumných reaktorech s následným post-ozařovacím testováním (PIE). Nicméně tento postup je velmi časově a finančně náročný [3]–[6]. Pro nový typ palivového pokrytí by se jednalo o 5 let ozařování (v případě dostupnosti vhodné pozice ve výzkumném reaktoru), 2 roky chladnutí materiálu v bazénech a následné PIE, které může trvat kolem jednoho roku.



Obr. 1: Předpokládané provozní teploty a dosahované radiační poškození pro různé typy reaktorů

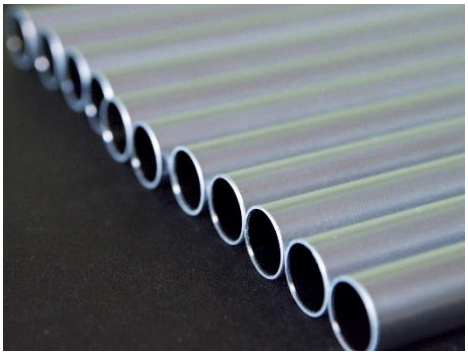
Kromě současných lehkovodních reaktorů jsou ve vývoji také nové typy reaktorů, u kterých se předpokládá řádově vyšší radiační poškození. V tomto případě by testování trvalo desetiletí. Na obrázku 1 je ukázáno srovnání požadavků provozních teplot a dosahovaného radiačního poškození pro některé uvažované typy reaktorů včetně srovnání se současnou generací lehkovodních reaktorů [7].

Uvedené komplikace a další problémy s ozařováním neutrony ve výzkumných reaktorech vedly výzkumníky ke zkoumání alternativních metod. Jednou možností jsou pokročilé výpočty simulující chování materiálů a další je využití iontů z urychlovačů pro emulaci radiačního poškození.

Použití iontů pro ozáření materiálu a simulaci radiačního poškození neutrony má několik zásadních výhod [1], [8], [9]:

- Zdroje iontů (urychlovače) jsou široce dostupné na celém světě
- Rychlost poškození je mnohonásobně vyšší, a tak lze zkrátit experimenty z let na dny nebo desítky dnů
- Zbytková aktivita po ozáření je nízká, což umožňuje snadnou manipulaci se vzorky
- Lze velmi flexibilně kontrolovat nastavení experimentu (teploty, proudy, energie apod.)
- Kaskády poškození způsobené primárním vyraženým atomem (PKA) jsou prakticky stejné v případě iontů a rychlých neutronů

Mezi poškozením ionty a neutrony však existují také rozdíly způsobené mnoha faktory jako difuze defektů, ionizace, která se u neutronů neprojevuje apod. Při vhodném navržení a kontrole experimentu lze však velkou část rozdílů eliminovat a dosáhnout velmi podobného poškození zejména při ozařování pomocí protonů.



Obr. 2: Palivové pokrytí s různými ochrannými vrstvami zvyšující odolnost při haváriích

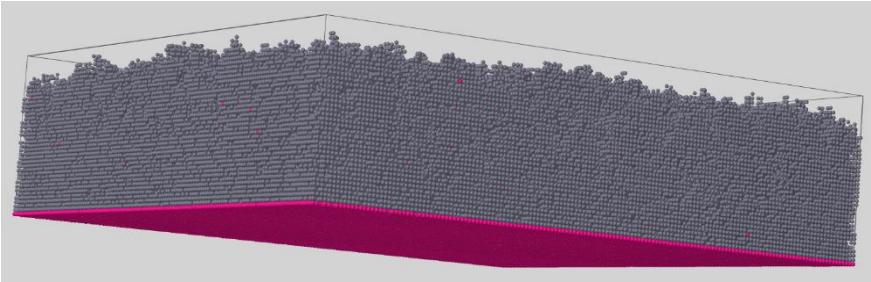
2. PALIVOVÉ POKRYTÍ SE ZVÝŠENOU ODOLNOSTÍ PROTI HAVÁRIÍM

Po havárii v jaderné elektrárně Fukushima-Daiichi v roce 2011 došlo v jaderné energetice k mnoha změnám včetně snahy o potenciální zmírnění nebo zastavení tzv. vážných havárií, které jsou nad základními postulovanými haváriemi. Jako součást těchto snah byl iniciován výzkum jaderných paliv se zvýšenou odolností proti haváriím (ATF). Různé typy těchto paliv jsou ve vývoji na celém světě a lze je rozdělit do tří skupin: 1) Pelety, 2) Palivová pokrytí a 3) Nepalivové komponenty aktivních zón.

ČVUT společně se svými partnery dlouhodobě pracuje na konceptech palivových pokrytí s ochrannými vrstvami. Jako základ tohoto pokročilého materiálu slouží standardní zirkoniové slitiny (E110, Zry-2, Zry-4, M5 atd.), na které je nanesena ochranná vrstva, která může mít různé funkce. Tyto vrstvy mohou mít různé složení a lze je nanést množstvím různých metod. Jedním z nejperspektivnějších typů je pokrytí s nanesenou vrstvou čistého chromu pomocí magnetronového naprašování.

Magnetronové naprašování je průmyslově široce využívaná technologie pro nanášení tenkých vrstev různých materiálů. Mezi její přednosti patří nízká teplota nanášení (mezi 150-300°C), možnost kontroly růstu tenkých vrstev a jejich parametrů a také možnost nanášení na velké plochy v řádech jednotek metrů. Optimalizace nanášení tenkých vrstev probíhá na základě výsledků experimentálních testů. Navíc lze využít různé SW nástroje

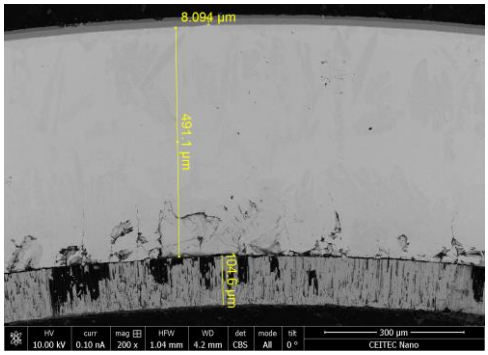
k teoretickým výpočtům. Struktura chromu naneseného v multi-vrstvách se současným iontovým čištěním pomocí argonu je zobrazena na obrázku 3. Jedná se o simulaci na atomární úrovni pomocí kódu NASCAM ve verzi 4.6.2 a lze vidět, že dochází mimo jiné k inter-difuzi atomů substrátu a nanesených vrstev nebo ke vzniku defektů.



Obr. 3: Simulace nanesené multivrstvy chromu na Zr substrát pomocí kódu NASCAM

2.1. TESTOVÁNÍ PALIVOVÉHO POKRYTÍ

V UJP Praha a na ČVUT byly testovány různé koncepty, u kterých bylo prokázáno zlepšené chování při haváriích, při normálních provozních stavech i například při suchém skladování [10]–[14]. Jedním ze základních testů je vysokoteplotní oxidace v páře simulující vysokoteplotní fázi havárie LOCA. Rozdíl mezi pokrytím s a bez ochranné vrstvy je dobře patrný na Obr. 3. Vzorek byl vystaven oboustranně páře o teplotě 1200°C, na vnitřní nepokryté straně se vytvořil oxid zirkonia o tloušťce zhruba 105 mikronů a také zhruba stejně tlustá kyslíkem stabilizované alfa fáze zirkonia. Na vnější straně s ochrannou vrstvou je patrný pouze cca 5 mikronů tlustý oxid chromu.



Obr. 4: SEM mikrogram palivového pokrytí po oxidaci v páře o teplotě 1200°C po 21 minut

Další testy prokazující zlepšené korozní chování, balooning a burst, nabírání vodíku a mechanické vlastnosti byly prezentovány v [14]–[16]. Všechny testy nicméně proběhly na neozářeném materiálu. Proto se snahy autorů obrátily také na možné vlivy radiačního poškození a jeho emulaci pomocí nabitých částic.

3. NÁVRH EXPERIMENTU

Pro ozařovací experiment byl vybrán cyklotron U-120M z ÚJF AV ČR. Jedná se o čtyř-sektorový asynchronní urychlovač, který umožňuje urychlení částic až s poměrem hmotnosti k náboji m/Q=2. Byl postaven v roce 1977 a je průběžně inovován. Zdroj iontů je interní Penningův s obvyklou životností 250 hodin pro protony. Rozsah možných energií a maximální proudu je uveden v tabulce 1. Konkrétní parametry byly zvoleny na základě již publikovaných prací, výpočtu radiačního poškození a implantace iontů pomocí SRIM, výpočtu tepelného zatížení vzorku a výpočtu zbytkové aktivity vzorku pomocí FISPACT-II.

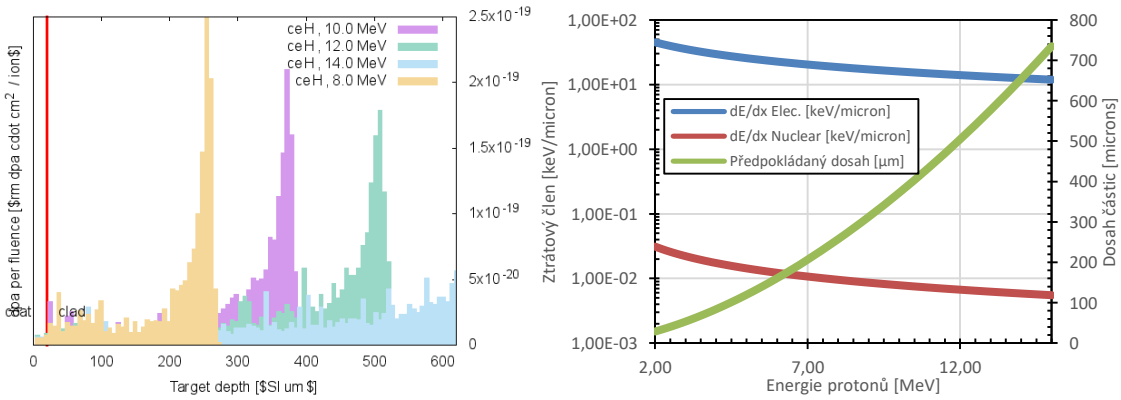
3.1. SRIM SIMULACE

Na základě prací publikovaných v posledních letech bylo rozhodnuto, že k ozařování budou využity protony [2], [17]–[19]. V těchto pracích je ovšem využíváno protonů s nižší energií mezi 1,5 a 3,5 MeV. Bylo proto provedeno množství simulací pomocí kódu SRIM s cílem určení nejvhodnějších parametrů svazku [20], [21].

Obr. 5: Cyklotron U-120M v ÚJF

Tab. 1: Možné parametry svazků vyvedených z U-120M

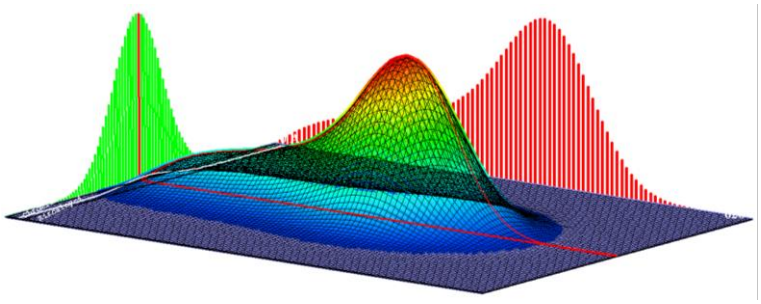
Ionty	Svazek	Energie [MeV]	Max. proud [μA]
H^+	Vnitřní	1 - 37	> 200
H^+	Vnější	6 - 25	5
H^-/H^+	Vnější	6 - 37	50 - 30
D^+	Vnitřní	2 - 20	> 80
D^+	Vnější	12 - 20	5
D^-/D^+	Vnější	11 - 20	35 - 20
$^3He^{+2}$	Vnitřní	3 - 55	20
$^3He^{+2}$	Vnější	18 - 52	2
$^4He^{+2}$ (α)	Vnitřní	4 - 40	40
$^4He^{+2}$ (α)	Vnější	24 - 38	5



Obr. 6: Výpočet radiačního poškození ozařování Zircaloy-4 s ochrannou vrstvou chromu pro různé energie protonů (vlevo) a ztrátový členy a dosah částic pro ozařování Zircaloy-4 pomocí protonů.

3.1. FINÁLNÍ PODOBA EXPERIMENTU

Pomocí vodního paprsku a CNC systému byly připraveny kruhové plíšky ze Zircaloy-4 o průměru 15 mm. Tyto plíšky byly umístěny do komory depozičního zařízení Hauzer Flexicoat na periodicky se otáčející podstavec, tak aby byla vrstva nanesena pouze z jedné strany (viz Obr. 7). Složení Zircaloy-4 je: 1,3%Sn, 0,2%Fe, 0,12%Cr a zbytek Zr. Chrom byl nanesený z chromového terče s čistotou 99,8%.



Obr. 7: Výpočet rozdělení radiačního poškození v ozařovaném vzorku (Zircaloy-4+20µm chrom; 10 MeV H^+)

Bylo vytvořeno celkem 5 vzorků, které budou charakterizovány podobnými metodami jako ozářený materiál. Vzorek byl poté upevněn do držáku s vnějším chlazením demi vodou. Před vzorek byl umístěn kolimátor o průměru 8mm, takže bude ozařovaná pouze centrální oblast vzorku. Byla zvolena energie protonů 10 MeV. Dále byl zvolen proud protonů 10 µA, který způsobí dle výpočtů radiační poškození 6,21E-6 dpa/s. Ozařování by mělo trvat celkem asi 45 hodin, aby bylo dosaženo kumulativního poškození 1 dpa.

Obr. 8: Fotografie držáku vzorků pro ozařování po nanesení ochranné vrstvy v systému Hauzer Flexicoat 850

Dále bylo pomocí kódu FISPACT-II vypočtena zbytková aktivita po ozáření, která limituje manipulace se vzorkem dle zprošťovacích úrovní definovaných SÚJB. Na Obr. 9 jsou ukázány dávkové příkony vzorky v různých časech od ukončení ozařování až po 365 dní od ozařování. Po ukončení ozařování bude dávkový příkon poměrně vysoký, takže vzorek bude odmontován až po jednom nebo dvou dnech. Dále bude uložen ve skladovacích prostorech po dobu 30 dní k dalšímu snížení aktivity vzorku a následně detailně charakterizován.

3.2. SROVNÁNÍ S NEUTRONOVÝM POŠKOZENÍM

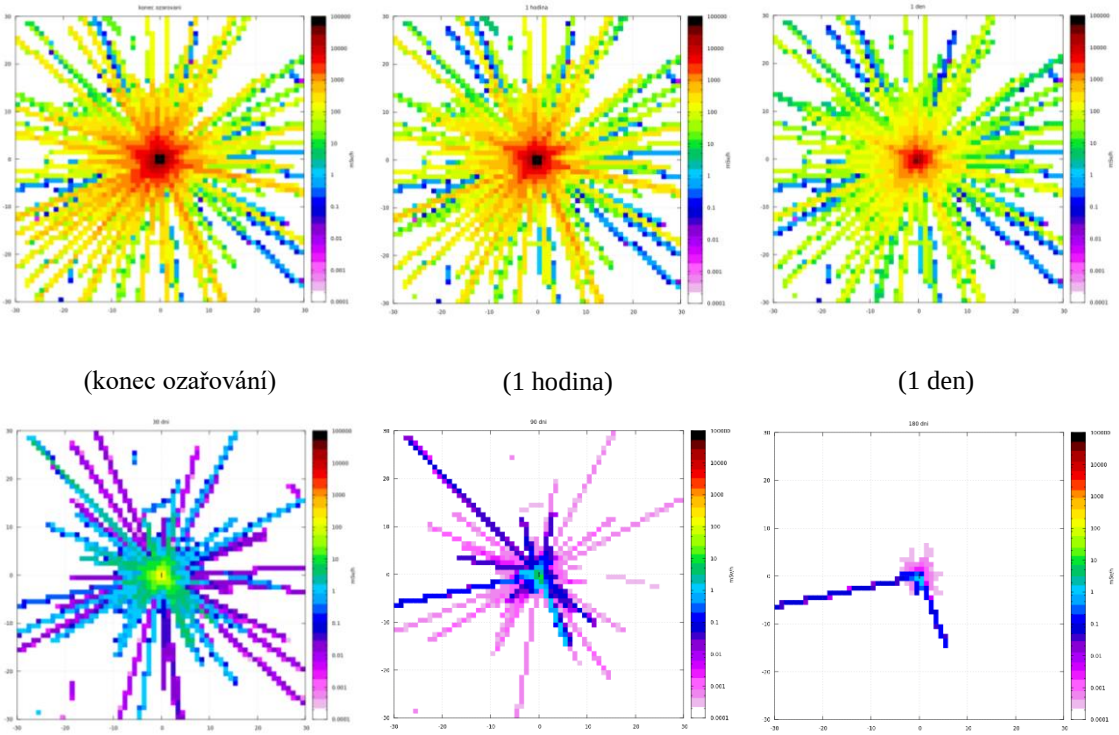
Vzorky slitiny E110 s nanesenými ochrannými vrstvami na báze chromu byly ozařované také ve výzkumném reaktoru LVR-15 až do radiačního poškození 1dpa. Tyto vzorky jsou stále aktivní a budou analyzovány v horkých komorách CVŘ. Na základě srovnání výsledků charakterizace vzorků po ozáření neutrony a protony budou určeny rozdíly a možnost dalšího využití ozařování pomocí iontů.

3.3. CHARAKTERIZACE MATERIÁLU

Ozářené a neozářené vzorky budou srovnány pomocí několika metod. Po vizuálním srovnání budou provedeny XRD měření a dále nanoindentace. Ta by měla potvrdit hloubku dosahu protonů díky radiačnímu křehnutí a tedy změně tvrdosti materiálu. Dále budou provedeny analýzy pomocí SEM, TEM, AFM a Mossbauerovy spektroskopie.

4. ZÁVĚR

V současnosti probíhají na celém světě velmi intenzivní snahy vyvinout nové materiály pro palivový systém jaderných reaktorů s cílem zvýšení jejich bezpečnosti a odolnosti v havarijních stavech. ČVUT společně s dalšími partnery zkoumá různé typy palivových povlaků. Jedním z nejperspektivnějších kandidátů jsou pokrytí s nanesenou ochrannou vrstvou, která jsou testována z pohledu normální provozu, havarijních stavů i skladování vyhořelého jaderného paliva. Nicméně je nutné zkoumat také ozářený materiál, protože při ozařování dochází k zásadním změnám mikrostruktury materiálů a v důsledku toho i jeho základních fyzikálních vlastností. Dlouhodobé experimenty ve výzkumných reaktorech jsou však časově a finančně velmi náročné. Proto byly iniciovány experimenty, kdy je materiál ozařován pomocí iontů.



Obr. 9: Vypočtené dávkové příkony v oblasti 30x30cm kolem ozářeného vzorku pro různé doby od ukončení ozařování

Ve spolupráci s ÚJF byly navrženy experimenty simulující radiační poškození pomocí neutronů. Byly navrženy vhodné geometrie, tloušťky a parametry vzorků. Dále byly výpočetně určeny vhodné parametry svazků protonů a určeny zbytkové aktivity po ozařování. Po ozařování budou pomocí několika metod určeny základní vlastnosti a změny mikrostruktury. To bude provedeno na základě srovnání referenčního neozářeného a ozářeného vzorku. Dále budou analyzovány vzorky ozářené v reaktoru LVR-15 do poškození 1 dpa, aby se určilo, do jakého stupně je ozařování pomocí protonů ekvivalentní ozařování neutrony ve výzkumném reaktoru.

PODĚKOVÁNÍ

Tento příspěvek vznikl za podpory SGS ČVUT, grant č. SGS16/252/OHK4/3T/14, IAEA CRP projektu č. 21065 a CANAM ÚJF Řež sponzorované projektem MŠMT č. LM2015056.

LITERATURA

[1] G. S. Was, *Fundamentals of Radiation Materials Science*. New York, NY: Springer New York, 2017.

[2] G. S. Was *et al.*, „Emulation of reactor irradiation damage using ion beams", *Scripta Materialia*, roč. 88, s. 33–36, říj. 2014.
[3] G. S. Was, „Challenges to the use of ion irradiation for emulating reactor irradiation", *Journal of Materials Research*, roč. 30, č. 09, s. 1158–1182, kvě. 2015.
[4] G. S. Was *et al.*, „Emulation of neutron irradiation effects with protons: validation of principle", *Journal of Nuclear Materials*, roč. 300, č. 2, s. 198–216, úno. 2002.
[5] D. L. Damcott, J. M. Cookson, V. H. Rotberg, a G. S. Was, „A radiation effects facility using a 1.7 MV tandem accelerator", *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms*, roč. 99, č. 1–4, s. 780–783, 1995.
[6] L. Fournier, A. Serres, Q. Auzoux, D. Leboulch, a G. S. Was, „Proton irradiation effect on microstructure, strain localization and iodine-induced stress corrosion cracking in Zircaloy-4", *Journal of Nuclear Materials*, roč. 384, č. 1, s. 38–47, led. 2009.
[7] V. Šísl a M. Ševeček, „IMITATING NEUTRON IRRADIATION DAMAGE USING A COMBINATION OF ION BEAMS", *Acta Polytechnica CTU Proceedings*, roč. 14, č. 0, s. 42–48, kvě. 2018.
[8] K. G. Field, X. Hu, K. C. Littrell, Y. Yamamoto, a L. L. Snead, „Radiation tolerance of neutron-irradiated model Fe–Cr–Al alloys", *Journal of Nuclear Materials*, roč. 465, s. 746–755, říj. 2015.
[9] Z. Jiao, „Accelerated Irradiations for High Dose Microstructures in Fast Reactor Alloys", DOE/NEUP--12-3541, 1364141, bře. 2017.
[10] J. Krejčí, M. Ševeček, L. Cvrcek, J. Kabátová, a F. Manoch, „Chromium and Chromium Nitride Coated Cladding for Nuclear Reactor Fuel", in *Proceedings of the 20th International Corrosion Congress, EUROCORR 2017*, Prague, Czech Republic, 2017.
[11] A. Krausová, L. Tůma, M. Novák, L. Cvrček, J. Krejčí, a J. Macák, „Chromium Coating as a Surface Protection of Zirconium Alloys", *Koroze a ochrana materialu*, roč. 61, č. 5, s. 169–172, pro. 2017.
[12] M. Ševeček *et al.*, „Development of Cr cold spray–coated fuel cladding with enhanced accident tolerance", *Nuclear Engineering and Technology*, roč. 50, č. 2, s. 229–236, bře. 2018.
[13] O. Novák a M. Ševeček, „NEUTRONIC ANALYSIS OF THE CANDIDATE MULTI-LAYER CLADDING MATERIALS WITH ENHANCED ACCIDENT TOLERANCE FOR WWER REACTORS", *Acta Polytechnica CTU Proceedings*, roč. 14, č. 0, s. 27–33, kvě. 2018.
[14] M. Ševeček, J. Kubáň, M. Valach, a R. Škoda, „Development of high thermal conductivity UO2–Th heterogeneous fuel", *Progress in Nuclear Energy*, roč. 108, s. 489–496, zář. 2018.
[15] F. Fejt, M. Sevecek, J. Frybort, a O. Novak, „Study on neutronics of VVER-1200 with accident tolerant fuel cladding", *Annals of Nuclear Energy*, roč. 124, s. 579–591, úno. 2019.
[16] M. Ševeček *et al.*, „Development of Cr cold spray–coated fuel cladding with enhanced accident tolerance", *Nuclear Engineering and Technology*, roč. 50, č. 2, s. 229–236, bře. 2018.
[17] S. Neogy *et al.*, „Proton irradiation of Zr–1wt.% Nb cladding material: A depth-wise assessment of inhomogeneous microstructural damage using X-ray diffraction line profile analyses", *Journal of Alloys and Compounds*, roč. 640, s. 175–182, srp. 2015.
[18] H. Skliarova, O. Azzolini, O. Dousset, R. R. Johnson, a V. Palmieri, „Niobium-based sputtered thin films for Corrosion Protection of proton-irradiated liquid water targets for [18F] production", *Journal of Physics D: Applied Physics*, roč. 47, č. 4, s. 045306, led. 2014.
[19] G. S. Was *, M. Hash, a R. G. Odette, „Hardening and microstructure evolution in proton-irradiated model and commercial pressure-vessel steels", *Philosophical Magazine*, roč. 85, č. 4–7, s. 703–722, úno. 2005.
[20] R. E. Stoller, M. B. Toloczko, G. S. Was, A. G. Certain, S. Dwaraknath, a F. A. Garner, „On the use of SRIM for computing radiation damage exposure", *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms*, roč. 310, s. 75–80, zář. 2013.
[21] J. Ziegler, U. Littmark, a J. Biersack, „Calculation using the stopping and range of ions in matter (SRIM) code", 2008.

Návrh metody měření těsnosti ozářených palivových proutků

Pavel Nerud[1]

E-mail: Pavel.Nerud@cvrez.cz

[1]*Centrum výzkumu Řež, Hlavní 130,Husinec-Řež, 25068, Česká republika*

***Abstrakt**: Vlivem extrémních podmínek zatěžování, kterými prochází palivové proutky v aktivní zóně za provozu, dochází k velmi vysokému namáhání jejich pokrytí. Při dlouhodobém namáhání pokrytí může dojít k porušení jeho těsnosti. Příčina netěsnosti pokrytí palivového proutku může být ve výrobě, transportu nebo provozu. Přestože se jaderné elektrárny snaží vzniku netěsností předcházet, v malém procentu případů k nim dochází i přes všechna dostupná opatření. Netěsnosti zjištěné při sledování aktivity chladiva za provozu se snaží nalézt například při vizuálních inspekcích. V průběhu těchto inspekcí není ovšem možné opticky vidět celý povrch všech palivových proutků, ale pouze těch, které jsou v periferní oblasti palivového souboru. V Centru výzkumu v Řeži byla proto navržena metoda, která se snaží identifikovat netěsné palivové proutky bez vizuální prohlídky. Tato metoda se věnuje vibračním vlastnostem palivového proutku v závislosti na těsnosti pokrytí, popřípadě tlaku hélia a štěpných plynů v palivovém proutku.*

***Klíčová slova**: palivový proutek, těsnost, měření*

1. ÚVOD

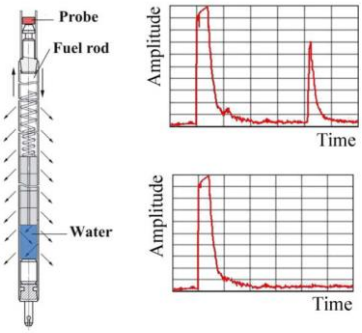
Palivové proutky v průběhu provozu prochází řadou změn zatížení (změny tlaku chladiva, změny vnitřního tlaku hélia a štěpných plynů, změny teplot, vibrace atd.), které vedou k namáhání materiálu pokrytí. V malém procentu případů však dochází k narušení těsnosti pokrytí palivových proutků za provozu. Ke zjištění tohoto stavu se za provozu reaktoru používá analýzy přítomnosti štěpných plynů v primárním chladivu, v době odstávky lze využít i tzv. sipping, tj. zjišťování úniku plynných štěpných produktů z jednoho samostatně umístěného palivového souboru. Tato metoda však neumožňuje zjištění, kolik palivových proutků je netěsných, ani jejich přesné umístění v palivovém souboru. Proto jsou v průběhu odstávek používána speciální zařízení, která umožňují identifikovat tyto netěsné palivové proutky. V Centru výzkumu Řež byl zpracován základní mechanický návrh takového zařízení, v průběhu času se však ukázalo, že kritickým místem je metoda, jak z fyzikálních projevů proutku určit, zda-li je proutek netěsný.

2. DŘÍVE POUŽÍVANÉ METODY

V minulosti byly různými společnostmi navrženy metody měření těsnosti palivových na několika různých fyzikálních principech.

2.1. METODA ULTRAZVUKOVÉHO PULSU

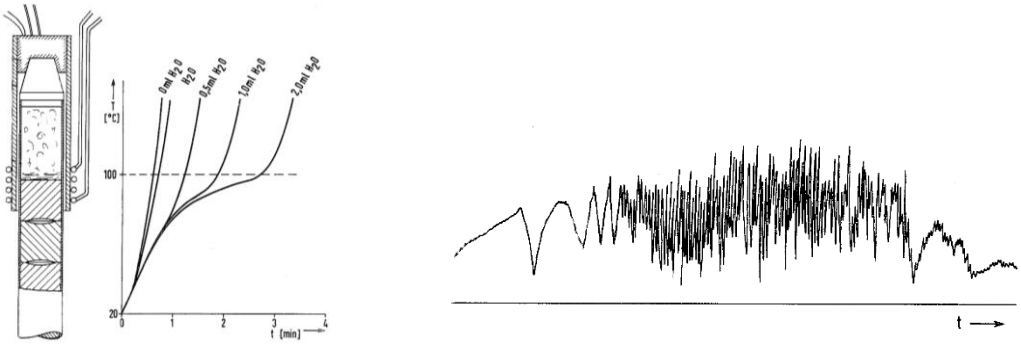
První metoda je v současnosti používaná v ruském zařízení pro kontrolu těsnosti palivových proutků na JE Temelín a využívá ultrazvukového pulsu vyslaného přes hlavičku proutku do pokrytí. Následně je vysílací sonda přepnuta do přijímacího režimu a je sledována odezva přicházející z proutku. Pokud je palivový proutek těsný, postupuje ultrazvuková vlna pouze pokrytím, na druhém konci proutku se odrazí a po určité době je opět přijata v sondě. V případě netěsnosti se v proutku vyskytuje voda, která ultrazvukový impuls rozptýlí a příchozí impuls není detekován. Princip tohoto měřicího systému je zobrazen na Obrázek 1.



Obrázek 1 Detekce těsnosti palivového proutku pomocí ultrazvukového pulsu

2.2. METODA ODPAŘENÍ VODY V PROUTKU

Druhá metoda využívá znalosti faktu, že voda, která se dostane pod pokrytí proutku, se zde vyskytuje ve velmi malém množství. Pro odhad těsnosti proutku využívá odpařování tohoto malého množství vody. V oblasti pléna je proutek zahříván až do bodu, kdy se voda uvnitř proutku začne vypařovat. Ke hlavičce proutku je připojen snímač akustické emise, který snímá šum produkovaný proutkem při zahřívání a zejména varem a kondenzací vody. Časový průběh signálu je na Obrázek 2 vpravo. Na něm je dobře vidět, že v oblasti varu vody pod pokrytím se šum výrazně změní, je to způsobeno vznikem a zánikem parních bublin. Ze zpoždění mezi začátkem zahřívání a vznikem šumu způsobeného varem je možno odvodit množství vody pod pokrytím (Obrázek 2 vlevo).

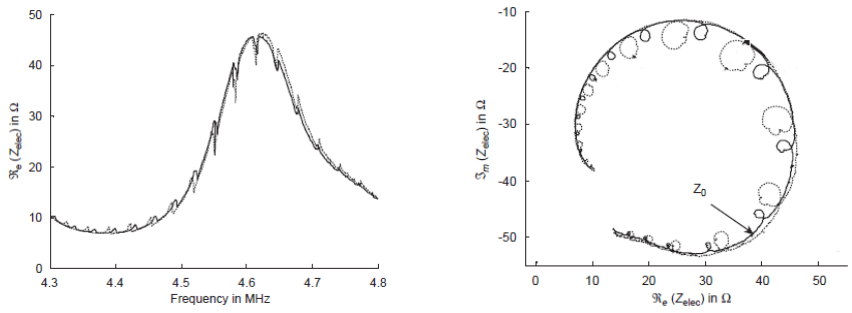


Obrázek 2 Detekce těsnosti palivového proutku pomocí zahřívání proutku (vlevo připojení topné spirály a snímače akustické emise, vpravo změna signálu při varu vody v proutku)

2.3. METODA ZJIŠTĚNÍ VLASTNÍCH FREKVENCÍ PROUTKU MĚŘENÍM IMPEDANCE PIEZOKRYSTALU

Třetí metoda byla zaměřena na ultrazvukové měření tlaku a složení plynů v palivovém proutku. Spoléhá na převedení vibrací proutku na vibrace piezokrystalu a měření jeho elektrické impedance. Pomocí speciálně upraveného piezokrystalu nalepeného na válcovou plochu pokrytí měřila rezonanční křivku natlakovaného proutku jako předmětu. Mechanické kmity pokrytí se přenesly do piezokrystalu, který generoval elektrický signál. Vyvažováním můstku pomocí změny frekvence byla určována impedance piezokrystalu. Závislost reálné složky impedance na frekvenci a imaginární složky na reálné je zobrazena na Obrázek 3. Zde jsou vidět dvě křivky při dvou různých tlacích plynu v proutku (10 MPa a 19 MPa) a složení plynu 60% helia a 40% argonu. Výrazné poklesy na křivce v levé části a smyčky na křivce v pravé části obrázku odpovídají jednotlivým rezonančním frekvencím, jejich vzájemné vzdálenosti závisí na rychlosti šíření zvuku v materiálu a vnitřním průměru proutku. Jak je z obrázku dobře vidět, křivka se při změně tlaku a složení plynu uvnitř proutku posouvá jako celek a její rezonanční smyčky se zvětšují a zmenšují. Tato metoda je dobře použitelná v laboratoři, nicméně pro použití na

reálném ozářeném palivovém souboru v bazénu skladování vyhořelého paliva je prakticky nepoužitelná z důvodu nutnosti nalepení piezoelementu přímo na palivový proutek.



Obrázek 3 Zobrazení impedanční křivky v závislosti na frekvenci a v komplexní rovině

3. NÁVRH NOVÉ METODY – MĚŘENÍ AKUSTICKÝCH PROJEVŮ

Nová metoda byla navrhována tak, aby byla přímo použitelná v průběhu odstávky bez dotyku tenké válcové části pokrytí. Přípustný dotyk senzoru byl pouze v oblasti zátky proutku, kde riziko poškození pokrytí je výrazně menší. Toto předpokládané omezení bylo vedeno i požadavkem na provedení měření těsnosti bez nutnosti odstranění hlavice palivového souboru, protože to je považováno za jednu z nejkritičtějších operací s palivovým souborem.

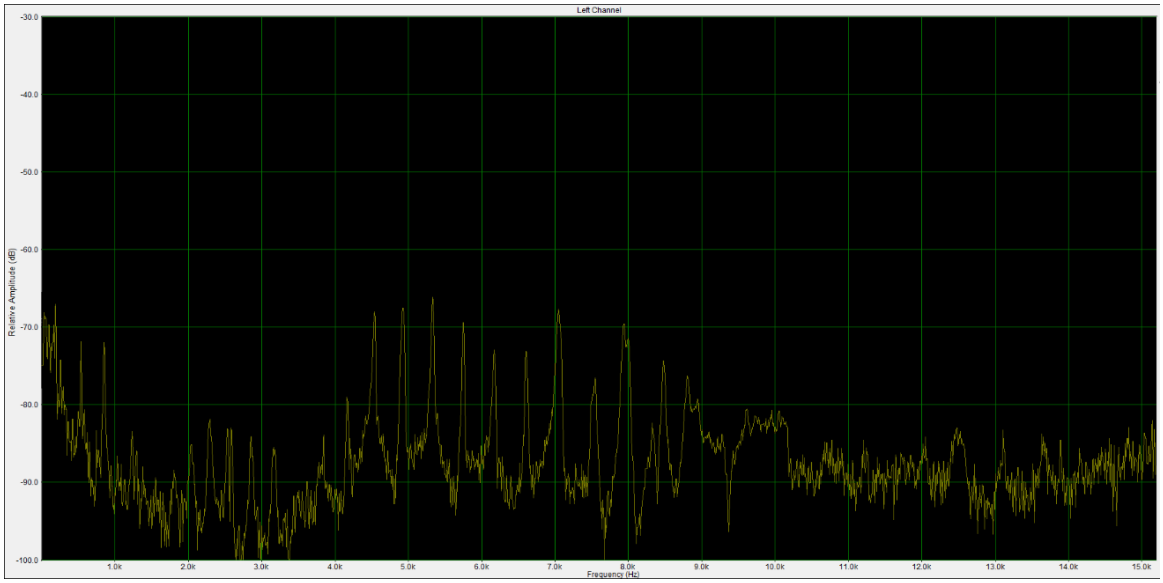
Nová navrhovaná metoda měření se snaží sloučit výhody předchozích metod – měření vibračního chování palivového proutku pomocí měření přes hlavičku, a to umístěním snímače akustické emise. Předpokládá chování soustavy „chladivo v bazénu – pokrytí paliva – směs plynů uvnitř proutku“ jako kmitavého obvodu se svými specifickými rezonančními kmitočty, odpovídajícími tlaku chladiva a štěpných plynů a také vlastnostem a materiálu pokrytí.

Protože Centrum výzkumu Řež zatím nevlastní experimentální zařízení, ve kterém by bylo možno simulovat reálné zátěžové podmínky v bazénu skladování ozářeného paliva, byla provedena předběžná analýza pomocí zjednodušených prostředků. Tento experiment měl připravit pole znalostí o základních vibračních vlastnostech proutku bez zatížení, od kterého by bylo možno odvozovat další závěry při přidaném zatížení (například vnitřním nebo vnějším přetlakem).

Z palivového proutku používaného pro experimenty na reaktoru LR-0 byly odstraněny palivové tablety, uvnitř byla ponechána tlačná pružinka a zašroubovány hlavičky proutku. Proutek byl pod svým těžištěm podepřen jednou podpěrou, která byla umístěna na antivibrační podložku. Tím byly umožněny volné kmity proutku a současně se do proutku nepřenášelo buzení z podložky. Experiment probíhal tak, že vibrace proutku byly vybuzeny úderem kovovým předmětem a pomocí mikrofonu byly zaznamenány akustické projevy po vybuzení. Následně byla provedena Fourierova transformace signálu a byl převeden na akustické spektrum. Toto spektrum tedy odpovídá vlastním frekvencím proutku jako předmětu. Na vnějším i vnitřním povrchu byl zatížen pouze atmosférickým tlakem vzduchu.

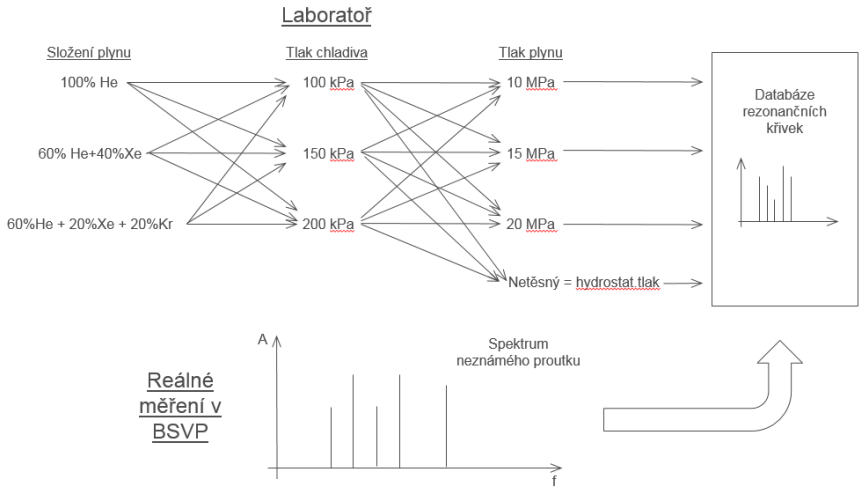
Na Obrázek 4 je akustické spektrum proutku. Vyplývá z něj, že zajímavá kmitočtová oblast je mezi 4kHz až 8,5kHz. Další významnou oblastí je pásmo 2kHz až 3,3kHz. Z dalších měření bylo zjištěno také pásmo pod 1kHz, které na ilustrativním obrázku není příliš dobře rozpoznatelné. Jednotlivá lokální maxima křivky by měla odpovídat rezonančním kmitočtům proutku, obdobně jako poklesy na křivce na Obrázek 3. Rezonanční křivka obsahuje také informace o akustických projevech okolního prostředí (vnější šum prostředí, hovor okolních osob) a může tím být částečně degradována.

Předběžný experiment určil zajímavé kmitočtové oblasti, ale nebyl určen k tomu, aby přiřadil jednotlivé rezonanční kmitočty k daným mechanickým kmitům (podélné, příčné, zkrutné, obvodové, radiální), ani jejich tvaru (první, druhý, třetí atd.). Tento přístup v podstatě není nutný, pokud pohlížíme na křivku jako na celek. Při změnách jednotlivých parametrů (například vnitřního tlaku) se křivka začne měnit celá v důsledku změny tuhosti proutku. Rezonanční kmitočty se posunou, některé rezonanční kmitočty zaniknou, jiné se objeví, jejich amplitudy narostou nebo poklesnou.



Obrázek 4 Akustické spektrum kmitů experimentálního proutku

Při znalosti dostatečného počtu rezonančních křivek za různých vstupních parametrů (vnitřního a vnějšího tlaku, netěsného proutku, absence tablet, kontakt tablet s pokrytím, různé počty mřížek, různého složení plynů uvnitř proutku) je tedy možné vytvořit znalostní databázi, která bude hodnocena pomocí systému umělé inteligence. Pomocí automatizace lze potom hodnotit stav neznámého proutku porovnáváním jeho rezonanční křivky s křivkami v databázi. Křivka, která se bude nejvíce podobat jeho rezonanční křivce, bude nejvíce vypovídat o stavu neznámého proutku. Pokud tedy v laboratoři simulujeme netěsný palivový proutek nahrazením vnitřního média vodou o stejném tlaku jako tlaku vnějšího chladiva, můžeme získat poměrně dobrou představu o předpokládaném tvaru rezonanční křivky netěsného proutku, kterou bychom mohli očekávat v průběhu měření palivových proutků v bazénu skladování ozářeného paliva. V případě, že proutek bude vyhodnocen jako těsný, bude možno z jeho rezonanční křivky odhadovat tlak a složení plynu uvnitř.



Obrázek 5 Porovnání rezonanční křivky neznámého proutku s křivkami simulovanými v laboratoři

Velké množství experimentů, které budou připravovány v laboratoři, umožní simulovat širokou řadu zátěžových podmínek palivového proutku a současně odfiltrovat vnější vlivy působící v průběhu měření v bazénu skladování (provozní šum, vzájemné ovlivňování proutků v jednom palivovém souboru) a získat tak lepší představu o chování pouze jednoho měřeného proutku.

4. ZÁVĚR

V článku byly v krátkosti představeny dříve patentované nebo průmyslově používané metody. Od nich byla odvozena navrhovaná metoda měření akustických projevů palivového proutku, kterou by palivová skupina v Centru výzkumu Řež ráda dále rozvíjela. Předběžné výsledky provedené v laboratoři v Plzni poskytly akustické spektrum s dostatečně výraznými amplitudami. Pro další výzkum bude nutno provézt řadu měření za různých vstupních podmínek tak, aby bylo možno oddělit vliv jednotlivých vstupních parametrů na výslednou rezonanční křivku. Použití této metody v praxi by pomocí automatizace výrazně zjednodušilo a zrychlilo proces vyhledávání netěsných palivových proutků v daném palivovém souboru. Její přínos je možno ocenit i v přehledu vnitřního přetlaku ve všech měřených palivových proutcích a možnosti provádět tato měření bez sejmutí hlavice palivového souboru.

PODĚKOVÁNÍ

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

LITERATURA

[1] Eric Rosenkrantz, Jean-Yves Ferrandis, Gérard Leveque, Daniel Baron: Ultrasonic measurement of gas pressure and composition for nuclear fuel rods, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 603, strana 504-509, 2009

[2] Pavlov, S.V., Amosov, S.V., Sagalov, S.S., Kostyuchenko, A.N.: Express diagnostics of WWER fuel rods at nuclear power plants

[3] Heinz Stehle, Helmut Assmann, Peter Wahode, Walter Janson: Method and equipment for detecting deflective nuclear fuel rods, US patent Nr. 3945245, 1976.

Simulácie kritickosti bazénu skladovania vyhoreného jadrového paliva metódou Monte Carlo

Peter Mičian[1]

E-mail: xmicia01@vutbr.cz

[1]*Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií VUT v Brně, Technická 3058/10, Brno, 616 00, Česká republika*

***Abstrakt**: Práca sa zaoberá skladovaním vyhoreného jadrového paliva v bazéne skladovania vyhoreného paliva a zhodnotením bezpečnosti tohto bazéna naplneným palivom. Hlavné zameranie je vytvorenie modelu bazénu skladovania vyhoreného jadrového paliva, pri jadrovom reaktore typu VVER 440/V213. Následne bol pomocou programu MCNP vypočítaný multiplikačný koeficient pre základné uloženie paliva v bazéne. Bolo overené splnenie legislatívnych požiadaviek na podkritickosť. Ďalej boli zrealizované viaceré analýzy pomocou vypracovaného modelu v MCNP. Boli to analýzy zaoberajúce sa zmenou teploty chladiva, paliva a použitia rôznych knižníc jadrových dát. Všetky hodnoty výsledkov simulácií zodpovedali legislatívnemu maximu.*

***Kľúčové slová**: MCNP, kritickosť, bazén skladovania vyhoreného jadrového paliva, knižnica ENDF/B*

1. ÚVOD

Jadrový výskum a následne aj využitie energie zo štiepenia jadier má v energetike na našom území už dlhú históriu. Môžeme predpokladať že aj naďalej bude podporovaná jadrová energetika v našej krajine a preto je nutné aby sme neustále robili jadrové zariadenia bezpečnejšími. Bezpečnosť v jadrovej energetike je obzvlášť spomínaná a stále častejšie, hlavne po haváriách v Three Mile Island, Černobyle a Fukušime. Základným prvkom jadrovej elektrárne je jadrové palivo, ktoré je tiež aj potenciálne najnebezpečnejšou časťou.

Preto je táto práca zameraná na určenie bezpečnosti bazénu skladovania vyhoreného jadrového paliva s rôznymi umiestneniami paliva. Jej cieľom je zhodnotenie bezpečnosti skladovania paliva vo vodnom prostredí. V práci bol vytvorený model v programe MCNP, a použil sa na výpočty kritickosti bazénu skladovania vyhoreného paliva v jadrových elektrárňach typu VVER 440/V213. Tento typ reaktoru bol zvolený preto, lebo je na území Českej republiky a Slovenska najpoužívanejší, a má u nás najdlhšiu históriu. Hoci tieto parametre boli spočítané ešte pred stavbou reaktora a zlepšenia na tomto zariadení boli už zrealizované, je dôležité ich ďalej preverovať aj dnes. A to pretože sú používané neustále novšie typy palív, s vyšším obohatením a novými materiálmi kvôli zvyšovaniu efektívnosti jadrových elektrární.

2. POUŽITÁ METÓDA MONTE CARLO

Metóda Monte Carlo je využívaná pri výpočtoch viacrozmerných integrálov. Jej základom je uskutočňovanie náhodných experimentov v danom modeli a ich vyhodnotením. Problémy ktoré rieši sú v zásade deterministické. Táto simulačná metóda využíva náhodnosť na riešenie problémov. Hlavnou výhodou je jednoduchá implementácia a nevýhodou jej relatívne malá presnosť výsledkov. Presnosť výsledkov závisí od odmocniny počtu experimentov.

Metódu Monte Carlo využíva software Monte Carlo N-Particle, ktorý bol využitý v tejto práci. Je vhodný pre simulovanie jadrových procesov a využíva sa v radoch aplikácií, ako napríklad radiačnej ochrane, medicínskej fyzike, rádiológií pri výpočtoch kritickosti jadrových zariadení, detektorov a ich vyraďovaní. Software dokáže simulovať rôzne častice s rôznymi energiami. Väzbou medzi modelom a reálnym svetom sú knižnice jadrových

dát. Tieto knižnice sa neustále spresňujú a dopĺňajú výskumníkmi z celého sveta. Program simuluje chovanie každej jednotlivej častice, v tomto prípade hlavne neutrónov, od jej vzniku až po zánik. Do tohto deja musia byť však zakomponované rôzne zložité fyzikálne zákony a vlastnosti látok. Ide predovšetkým o účinné prierezy pre absorpciu, rozptyl a štiepenie. Tiež je dôležité ukladanie informácií o sekundárnych časticiach a následne ich analyzovanie.

Pre program MCNP je nevyhnutné vytvoriť správny vstupný súbor. Tento vstupný súbor sa skladá z troch hlavných častí a to časť definujúca bunky, povrchy a ostatné. V časti buniek musia byť zadefinované všetky bunky, respektíve všetky časti modelu aby software vedel ako má nasimulovať chovanie častice v danom mieste. Zadávajú sa tu čísla materiálov, ich hustota, ohraničenie pomocou čísel povrchov a Booleovských operátorov. Tiež sa tu vytvárajú náročnejšie geometrie ako mreže a opakovanie väčších celkov pomocou zaradenia do skupín. V časti povrchov sa definuje geometrický tvar povrchov s ich rozmermi a umiestnením. V časti ostatné alebo tiež časť dáta, sa definujú ostatné potrebné vstupy. Ide o materiály a ich izotopické zloženia, podmienky výpočtu, počiatočný stav systému a zdroj neutrónov, žiadané výstupy z programu a mnohé ďalšie. Program MCNP je veľmi silný výpočtový nástroj s mnohými rozličnými výstupmi, avšak je potrebné rozumieť týmto výstupom a správne ich nadefinovať. Schopnosti programu MCNP sú uvádzané v rôznych manuáloch ako napríklad [4], alebo na rôznych kurzoch ktoré sú často poriadané po celom svete. [1][2][3]

3. MODEL BAZÉNU SKLADOVANIA VYHORENÉHO JADROVÉHO PALIVA

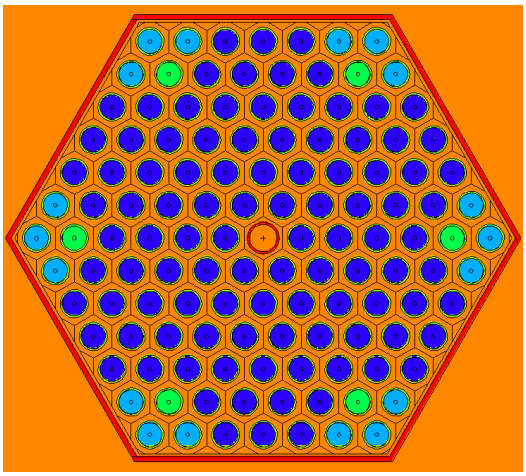
Vstupný súbor modelu bazénu skladovania vyhoreného jadrového paliva pre program MCNP mal dĺžku viac ako 520 riadkov s veľkým množstvom informácií. Model bol vytváraný postupne od najjednoduchších častí, až po celý bazén. V prvom rade bol vytvorený palivový prútik s keramickými palivovými paletkami UO_2 obklopenými héliom a zirkóniovým pokrytím. Na pokrytie bola použitá zliatina E110. V modeli bola vytvorená možnosť využívať aj palivo s centrálnymi otvorom.

Následne bol prútik zadefinovaný do skupiny a pomocou funkcie lat=2 rozmiestnený do hexagonálnej mriežky. V jednej kazete bolo umiestnených 126 palivových prútikov s roztečou 12,2 mm. Palivové kazety pre VVER 440 sú obálkového typu, čiže bola vymodelovaná obálka s hrúbkou 1,5 mm so zliatiny E125. Z rovnakej zliatiny je aj vodiaca trubka s rovnakou hrúbkou. Rez kazety je vidieť na obrázku 1 s porovnaním z literatúry. Je vidieť aj profilovanie kazety, čo znamená rozmiestnenie rôznych druhov prútikov v kazete s ich rozdielnym obohatením. Obálka na vrchnej a spodnej časti kazety plynule prechádza do hlavice a pätice ako je tomu aj v skutočnosti. Pre náročnosť vytvorenia distančných mriežok je model konzervatívnejší bez dištančných mriežok.

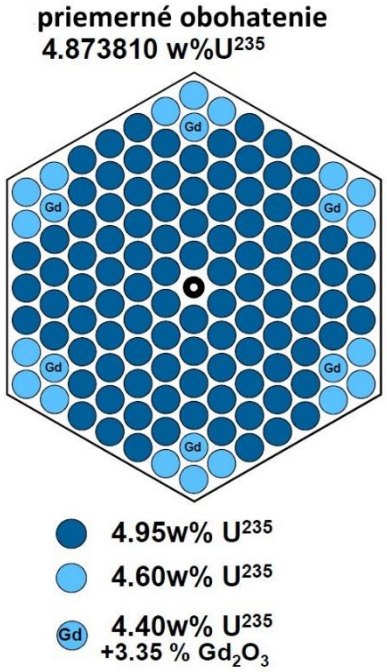
Potom bola celá kazeta zadefinovaná do skupiny a znova pomocou funkcie lat=2 rozmiestnená do hexagonálnej mriežky roštu v bazéne skladovania vyhoreného jadrového paliva. Palivové kazety sú tu uložené v 603 absorpčných trubkách s roztečou 162 mm. Je v nich pridané 1 % bóru pre zvýšenie absorpčnej schopnosti. Na obrázku 2 je možné vidieť porovnanie fotky bazénu s rezom model. Na obrázku 3 je možné vidieť vertikálny rez modelom bazénu. Je tu možné vidieť rezy celými kazetami s palivovými prútikmi a ich umiestnením v bazéne skladovania.

V modeli bolo použitých 18 rôznych materiálov. Najrozmanitejšie a samozrejme najpodstatnejšie zloženie mali materiály samotného oxidu uránu. Priamo pre oxid uránu bolo použitých 13 rôznych definícií materiálov. Išlo napríklad o palivá s obohatením 4,85 %, profilované kazety s prútikmi obohatenými na 4,95 %; 4,60 % a 4,40 % s pridaným vyhorievajúcim absorbátorom gadolíniom v podiele 3,35 % zlúčeniny Gd_2O_3. Boli vytvorené aj modely s izotopickým zložením vyhoreného paliva na 30 000, 45 000 a 60 000 MWd/tU, s pomocou programu UwB. Odpovedá to približne kazetám vytiahnutým po dvoch, troch a piatich rokoch z reaktora. Boli použité aj rôzne knižnice jadrových dát. Najčastejšie bola používaná knižnica ENDF/B-VII.0 z roku 2006. Boli použité aj staršie knižnice pre ich analýzu a porovnávanie. Každý z desiatok výpočtov trval približne od 30 do 45 minút. [5][6][7]

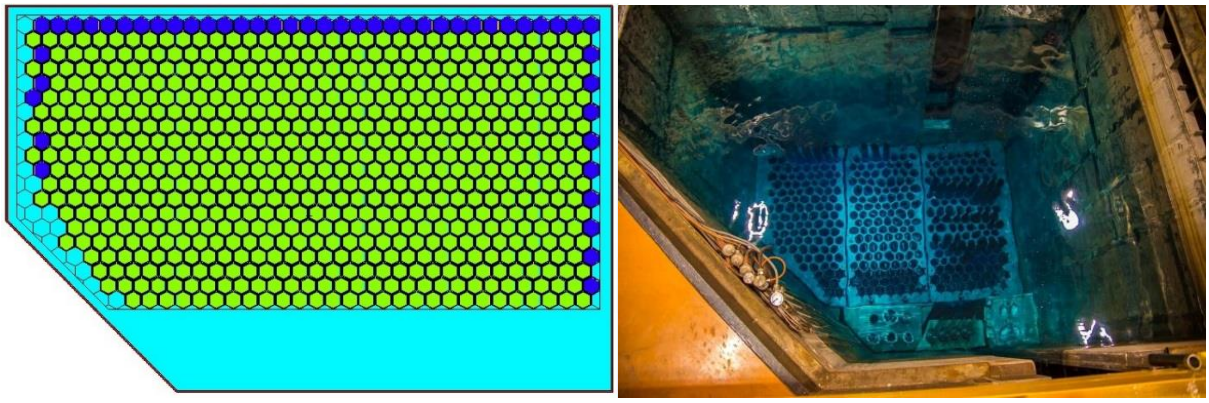
a)



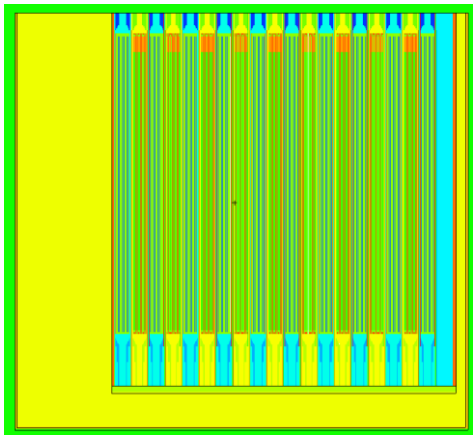
b)



Obr. 1: Rez profilovanou palivovou kazetou
a) model (modrá – paletka 4,95 %, bledomodrá – paletka 4,60 %, zelená – paletka s Gd2O3, červená – obálka z E125, oranžová - voda)
b) z literatúry *[5]*



Obr. 2: Model a fotografia BSVP s roštom a rozmiestnenými palivovými kazetami

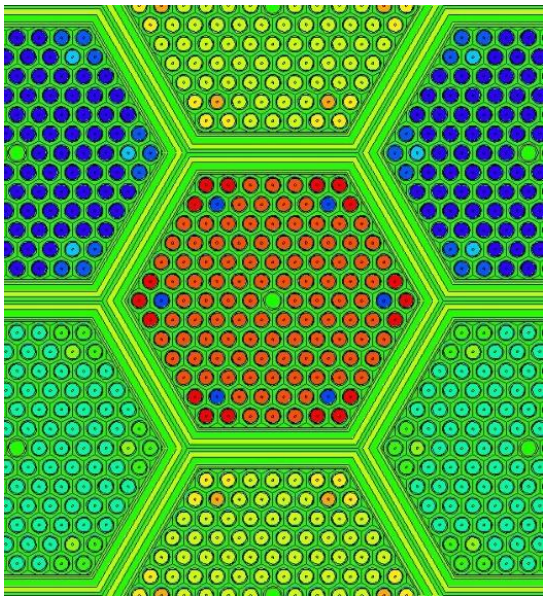


Obr. 3: Vertikálny rez modelom BSVP, s vyobrazenými palivovými kazetami, absorpčnými trubkami a roštom

4. VÝSLEDKY SIMULÁCIÍ

Bolo simulovaných mnoho rôznych situácií ktoré môžu nastať v bazéne skladovania vyhoreného jadrového paliva, či už len teoreticky, ale aj reálne. Taktiež boli nasimulované zmeny pri zmenách teploty paliva a chladiva, a tiež vplyvy použitia rôzne starých knižníc jadrových dát.

Najskôr bolo vytvorených viacero variant pre zaplnenie bazéna ktoré je vidieť v tabuľke 1. Od zaplnenia bazéna čerstvými kazetami, s profilovaním, s rôznym vyhorením až po mix čerstvých a rôzne vyhorených palivových kaziet. Usporiadanie pri mixe je vidieť na obrázku 4, na ktorom sú farebne odlíšené jednotlivé typy kaziet, a to čerstvé s gadolíniom a tri s rôznou hodnotou vyhorenia.



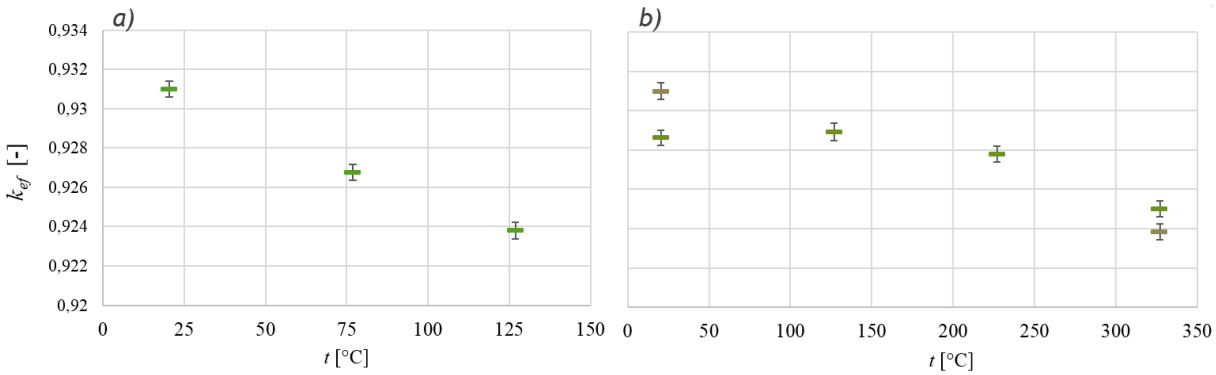
Obr. 4: Výrez z modelu bazénu pre variantu mix palív

Tab. 1: Hodnoty multiplikačného koeficientu a jeho odchýlky

typ použitých kaziet	k_{ef} [-]	σ [-]
čisté UO_2 4,87 %	0,94187	0,00039
profilovaná s gadolíniom	0,93099	0,00041
vyhorenie 30 000 MWd/tU	0,84874	0,00038
vyhorenie 45 000 MWd/tU	0,75562	0,00034
vyhorenie 60 000 MWd/tU	0,71132	0,00035
mix čerstvých a vyhorených	0,80973	0,00038

4.1. ZÁVISLOSTI NA TEPLOTÁCH

Následne boli spravené ďalšie simulácie. Boli skúmané závislosti multiplikačného koeficientu na teplotách chladiva a paliva. Pre tieto simulácie bol použitý konzervatívny prístup čiže variant s čerstvými profilovanými kazetami. Pre chladivo boli použité hodnoty teplôt 293,6; 350 a 400 K; pre palivo 293,6; 400; 500; 600 K. V oboch prípadoch je vidieť, že s rastúcou teplotou klesá multiplikačný koeficient. Je to dôsledok zápornej spätnej väzby, ktorá je jedným z najdôležitejším pasívnym bezpečnostným prvkom jadrových zariadení. Pri simulácií na palive bola použitá knižnica ENDF/B-VI.2 z roku 1993, pretože obsahuje hodnoty s dostatočne malým krokom zmien teplôt. Je vidieť, že pre palivo klesá multiplikačný koeficient pomalšie ako pre chladivo.

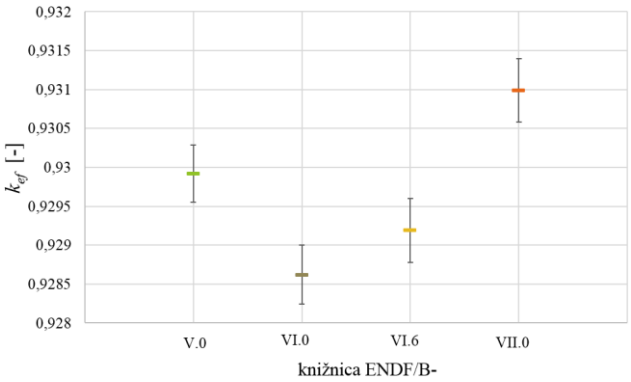


Obr. 5: Závislosti multiplikačného koeficientu k_{ef} na teplotách a) chladiva b) paliva

4.2. POROVNANIE KNIŽNÍC JADROVÝCH DÁT

Ďalej sa práca venovala porovnaniu viacerých knižníc jadrových dát. Pre najlepšiu dostupnosť dát pre najviac izotopov boli zvolené knižnice RMCCS/B-V.0, ENDF/B-VI.0, ENDF/B-VI.6 a ENDF/B-VII.0. Skratka ENDF/B pochádza z anglického Evaluated Nuclear Data Files, kde tieto dáta sú koordinované z centra Nuclear Data Centrum at Brookhaven National Laboratory. Údaje v týchto knižniciach sú periodicky prehodnocované a dopĺňané s pomocou výskumníkov z celého sveta. Na obrázku 5 môžeme vidieť porovnanie výsledkov multiplikačného koeficientu v závislosti na použitej knižnici od V.0 po VII.0, čiže od najstaršej po najnovšiu knižnicu. Graf ukazuje, že najnovšia knižnica je z vybratých knižníc najkonzervatívnejšia.

Jednou z charakteristík podľa ktorej môžeme porovnávať knižnice, je počet dátových bodov pre jednotlivé izotopy. Dátový bod je bod s určitou energiou pre ktorú je určený účinný prierez daného izotopu. Pre napríklad izotop uránu ^{235}U má najstaršia knižnica z roku 1977 presne 60 489 dátových bodov, ďalšia z roku 1993 obsahuje 289 975, z roku 1997 už 722 105 a knižnica z roku 2006 až 832 644 dátových bodov. Čím je knižnica novšia, tým presnejšia by mala byť, avšak nie je to tak pri všetkých izotopoch. Všetky hodnoty z knižníc boli vyberané pre teplotu 296,6 K.



Obr. 6: Závislosť multiplikačného koeficientu k_{ef} na použitej knižnici

5. ZÁVER

V práci boli pomocou simulácií v programe MCNP overované legislatívne limity pre kritickosť bazénu skladovania vyhoreného jadrového paliva pri reaktore VVER 440/V213. Bolo vytvorených niekoľko rôznych konfigurácií paliva. Pre najkonzervatívnejší prístup, kedy bol bazén zavezený iba čerstvým palivom s gadolíniom, vyšiel multiplikačný koeficient 0,93099. Jedným z ďalších skúmaných prípadov bol zaplnený bazén s mixom čerstvých a rôzne vyhorených kaziet. V tomto variante, ktorý je najpravdepodobnejší, vyšiel multiplikačný koeficient 0,80973. Všetky varianty spĺňali legislatívne požiadavky na bazén, a to zabezpečiť aby bol multiplikačný faktor menší ako 0,95.

Pri skúmaní vplyvu teploty na multiplikačný koeficient je vidieť na obrázku 5 zápornú spätnú väzbu, ktorá je veľmi dôležitým pasívnym bezpečnostným prvkom. Pri zmene teploty chladiva bol pokles zreteľnejší a to z 0,93099 pri teplote 20,45 °C, na hodnotu 0,92381 pri teplote 126,85 °C. Uvažuje sa zmena rozptylu na vodíku pri zmene teploty, preto je použitá aj hodnota teploty ktorá prevyšuje pri atmosférickom tlaku bod varu. Pri zmene teploty paliva je pokles menší. Pre rovnaký pokles hodnoty multiplikačného koeficientu musí byť teplota chladiva na hodnote 126,85 °C a pre palivo až 326,85 °C.

Posledné analýzy sa venovali rôznym knižniciam jadrových dát. Išlo o knižnice ENDF/B z rokov 1977, 1993, 1997 a 2006. To tiež odpovedá vzostupnému trendu v počte dátových bodov v knižniciach a tým pádom aj k spresneniu dát. Na grafe je vidieť tendenciu zmeny ku konzervatívnejším hodnotám multiplikačného koeficientu, okrem prechodu medzi prvými dvomi knižnicami.

POĎAKOVANIE

Týmto by som sa chcel poďakovať svojmu vedúcemu práce Ing. Štěpánovi Foralovi za jeho odborné vedenie, cenné rady a pripomienky. Ďalej by som chcel veľmi poďakovať Ing. Karlovi Katovskému, Ph.D. za jeho vedenie, všetky cenné rady a pripomienky, možnosti ďalšieho vzdelávania. Tiež za nespočetné množstvo času, ktorý mi vždy ochotne venoval.

LITERATÚRA

[1] *A General Monte Carlo N-Particle (MCNP) Transport Code: Monte Carlo Methods, Codes, & Applications Group* [online]. Los Alamos National Laboratory, 2010 [cit. 2018-02-12]. Dostupné z: https://mcnp.lanl.gov/

[2] BRIESMEISTER, Judith F., ed. *MCNPTM–A General Monte Carlo N–Particle Transport Code: Manual*. Version 4C. 2000.

[3] PERINGER, Petr. *Modelování a simulace: Studijní opora*. Brno: FIT VUT Brno, 2012.

[4] GOORLEY, Tim, ed. *Criticality Calculations with MCNP5: A Primer 2nd Edition*. 2nd ed. Los Almos, USA: Los Almos National Laboratory, X-5.

[5] MIKOLÁŠ, Pavel a Pavel VESELÝ. VVER-440 Fuel Cycles with Increased Enrichment and Fuel Mass. In: *21st Symposium of AER: Information about AER WG A*. Dresden, Germany, 2011, s. 54-72.

[6] BURKET, Daneš. *Palivové vsázky se zdokonaleným palivem na Jaderné elektrárně Dukovany*. Dukovany, 2003. Dizertační práce. ČVUT v Praze. Vedoucí práce Prof. Ing. Karel Matějka, CSc.

[7] FARKAS, G., J. HAŠČÍK, J. LÜLEY, B. VRBAN, M. PETRISKA, V. SLUGEŇ a P. URBAN. Criticality safety analysis of spent fuel storage pool for NPP Mochovce using MCNP5. In: *22nd Symposium of AER: Information about AER WG A*. Průhonice, 2012, s. 70-86.

Možnosti ožarovania mimo aktívnej zóny výskumného reaktora LVR-15

Jaroslav Šoltés [1], Miroslav Vinš [1], Alexander Voljanskij [1]

E-mail: jaroslav.soltes@cvrez.cz

[1] *Centrum výzkumu Řež, s.r.o., Hlavní 130, 250 68 Husinec – Řež, ČR*

***Abstrakt**: Reaktor LVR-15 poskytuje v limitoch svojej aktívnej zóny niekoľko ožarovacích pozícií v medziach od $3x10^{12}$ do $2x10^{14}$ $n.cm^{-2}.s^{-1}$. Niektoré špecifické typy ožarovacích experimentov ale ku svojej realizácii vyžadujú nižšie príkony fluencií neutrónov než poskytujú možnosti aktívnej zóny reaktora LVR-15, ktorý je dlhodobo prevádzkovaný na nominálnom výkone 10 MW, a súčasne ale vyššie príkony než je schopný poskytnúť druhý reaktor prevádzkovaný v Řeži LR-0, prípadne iné dostupné zdroje neutrónov. Za týmto účelom bol realizovaný rad opatrení smerujúci k vytvoreniu nových ožarovacích pozícií mimo aktívnu zónu reaktora LVR-15. Článok prezentuje aké príkony fluencií neutrónov je možné dosiahnuť v novo-uvažovaných ožarovacích pozíciách na základe výpočtových simulácií a pre tri skúšobné polohy sú tieto hodnoty overené experimentálne. Po úspešnom dokončení realizácie začatých prác budú ožarovacie možnosti reaktora LVR-15 značne rozšírené.*

***Kľúčové slová**: LVR-15, rozšírenie ožarovacích možností, nižšie príkony fluencie neutrónov*

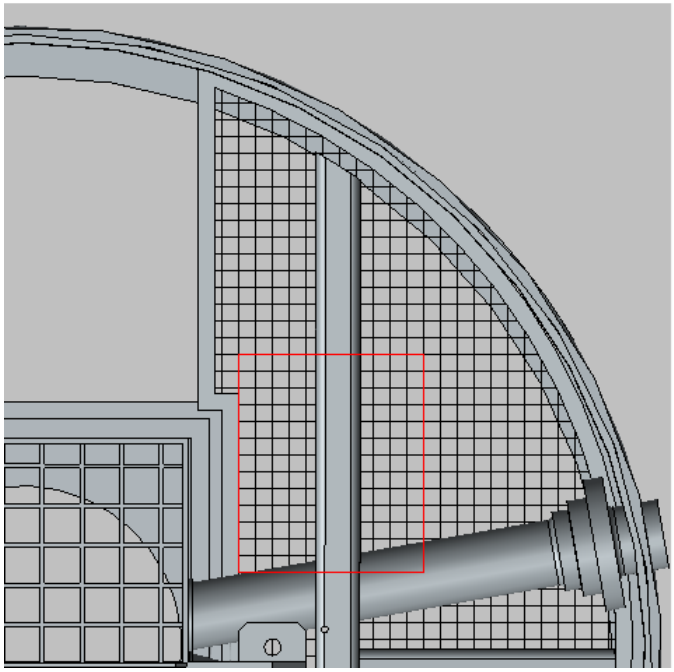
1. ÚVOD

Centrum výzkumu Řež ako prevádzkovateľ veľkých výskumných infraštruktúr umožňuje realizáciu ožarovaní a radiačných testov v neutrónových poliach rôznych charakteristík a intenzít na svojich zariadeniach zahrňujúcich D-T neutrónový generátor (max. $2x10^6$ $n.cm^{-2}.s^{-1}$), štiepny izotopický neutrónový zdroj Cf-252 (max. $4x10^6$ $n.cm^{-2}.s^{-1}$), rádionuklidové neutrónové zdroje Am-Be, Pu-Be (max. $1x10^4$ $n.cm^{-2}.s^{-1}$) a predovšetkým výskumné reaktory LR-0 (max. $2x10^8$ $n.cm^{-2}.s^{-1}$) a LVR-15 ($2x10^{14}$ – $3x10^{12}$ $n.cm^{-2}.s^{-1}$ v aktívnej zóne a $1x10^9$ – $1x10^5$ $n.cm^{-2}.s^{-1}$ na ústiach horizontálnych neutrónových zväzkov). Ako je možné vidieť z prezentovaných hodnôt ožarovanie pri príkonoch fluencií v rozmedzí $1x10^{12}$ – $1x10^9$ $n.cm^{-2}.s^{-1}$ nie je počas štandardnej prevádzky zariadení k dispozícii.

Niektoré špecifické ožarovania kde by vplyvom vyšších príkonov fluencií neutrónov a sprievodného žiarenia gama dochádzalo k nežiadúcemu radiačnému poškodeniu materiálu (typicky plasty) alebo dochádzalo k nežiadúcemu nárastu teplôt v prípadne radiačného ohrevu sú pri súčasných ožarovacích dispozíciách reaktora LVR-15 nerealizovateľné

LVR-15 je viacúčelový tankový ľahkovodný výskumný reaktor prevádzkovaný Centrom výzkumu Řež s maximálnym tepelným výkonom 10 MW. Využitie reaktora je široké zahrňujúc materiálový výskum, výrobu priemyselných a medicínskych rádioizotopov, transmutačné dopovanie kremíkových ingotov, farbenie drahokamov, neutrónovú aktivačnú analýzu, experimentálnu bórovú neutrónovú záchytovú terapiu, neutrónové difrakčné experimenty, prompt-gama aktivačnú analýzu a i. Reaktor disponuje deviatimi horizontálnymi kanálmi a bývalou tepelnou kolónou, ktoré tak poskytujú desať neutrónových zväzkov pre ďalšie využitie. [1]

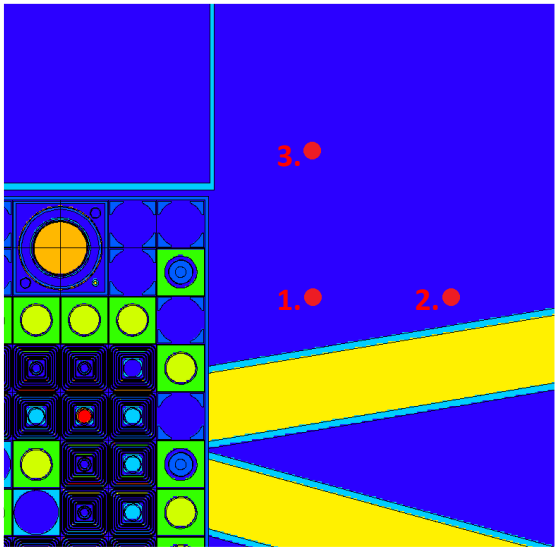
Cieľom tejto prezentovanej štúdie bolo zhodnotiť možnosti ožarovania v miestach reaktorovej nádoby v okolí aktívnej zóny, ktoré môže poskytnúť špecifické ožarovacie podmienky, ktoré pri plnom výkone reaktora nie sú v ožarovacích pozíciách aktívnej zóny realizovateľné. Za týmto účelom bola vytipovaná oblasť reaktorovej nádoby mimo aktívnu zónu reaktora, ktorá je fyzicky prístupná a potenciálne umožňuje umiestnenie ožarovacích kanálov alebo sond do týchto miest (Obr. 1). V tejto oblasti potenciálneho umiestnenia nových ožarovacích pozícií bol zrealizovaný experiment s cieľom stanovenia príkonov fluencií neutrónov. Výsledky experimentu boli porovnané s výpočtovým modelom za účelom validácie a potenciálnej optimalizácie výpočtového modelu za účelom jeho ďalšieho použitia pre účely plánovania ožarovania.



Obr. 1: Kvartál reaktorovej nádoby reaktoru LVR-15 s potenciálnou oblasťou umiestnenia ožarovacích kanálov mimo aktívnu zónu.

2. EXPERIMENT A VALIDÁCIA VÝPOČTOVÉHO MODELU

Na účely overenia ožarovacích možností v nových potenciálnych oblastiach reaktorovej nádoby bol navrhnutý experiment slúžiaci k experimentálnemu stanoveniu príkonov fluencií neutrónov v niekoľkých pozíciách kde by bolo v budúcnosti možné umiestniť vertikálny ožarovací kanál alebo ožarovaciu sondu. Pre realizáciu experimentu boli vyhotovené tri 5500 mm dlhé hliníkové vodiace rúrky s kužeľovitým zakončením na jednej strane, ktorým bolo možné rúrku fixovať do mreže v dolnej časti reaktorovej nádoby. Horné konce rúrok boli pomocou závesov fixované k rahnu umiestnenému pod vekom reaktora v nezaplavenej časti reaktorovej nádoby. Rúrky boli umiestnené do pozícií vyznačených na Obr. 2.



Obr. 2: Umiestnenie vodiacich rúrok s dozimetrickými tyčkami v priebehu experimentu pre stanovenie príkonov fluencií neutrónov mimo oblasť aktívnej zóny.

Do jednotlivých rúrok boli umiestnené tzv. dozimetrické tyčky z hliníka osadené aktivačnými detektormi - malými kovovými fóliami slúžiacimi na vyhodnotenie odoziev interakcie neutrónov v danom mieste aktívnej zóny s materiálom fólie na základe miery jeho aktivácie. Ako vhodné materiály aktivačných detektorov boli zvolené železo, nikel a titán, v ktorých po aktivácii neutrónmi vznikajú rádioizotopy s polčasmi premeny v ráde desiatok dní, ktoré je možné vyhodnotiť aj niekoľko mesiacov po konci experimentu. Po zafixovaní vodiacich rúrok a založení dozimetrických tyčiek bolo veko reaktora uzatvorené a reaktor bol spustený, pričom výkon bol postupne zvyšovaný až na 9,9 MW. Po dosiahnutí maximálneho výkonu prebiehalo ožarovanie aktivačných detektorov pri plnom výkone po dobu 4 hodín a následne bol reaktor odstavený. Po uplynutí troch dní boli dozimetrické tyčky ručne vytiahnuté a v priebehu nasledujúcich dní boli vyhodnotené v spektrometrickom laboratóriu a stanovené ich reakčné rýchlosti.

Zo stanovených reakčných rýchlostí aktivačných detektorov boli pomocou adjustačného kódu STAYSL [2] určené príkony fluencií neutrónov v príslušných polohách umiestnenia dozimetrických tyčiek v jednotlivých energetických grupách. Stanovené hodnoty sú uvedené v Tab. 1, spoločne s hodnotami, ktoré boli získané výpočtovou simuláciou v transportnom časticovom kóde MCNP [3] pri použití modelu aktívnej zóny LVR-15 v príslušnej konfigurácii. V modeli boli v oblasti mimo aktívnej zóny v miestach umiestnenia tyčiek s aktivačnými detektormi namodelované bunky, v ktorých boli spočítané priemerné príkony fluencií neutrónov. Zo získaného porovnania je vidieť primeraná zhoda medzi experimentálne stanovenými a simulovanými hodnotami. Rozdiely na úrovni ± 20% možno pripísať neistote v experimentálne stanovených hodnotách na úrovni ± 10%, štatistickej chybe modelu na úrovni ± 5% a geometrickým zjednodušeniam, ktoré sú v modeli použité. Získané hodnoty môžu poslúžiť na optimalizáciu modelu v miestach mimo aktívnu zónu ale predovšetkým poukazujú na spôsobilosť vybranej lokality aktívnej zóny na účely zriadenia nových ožarovacích pozícií s nižšími príkonmi fluencie neutrónov.

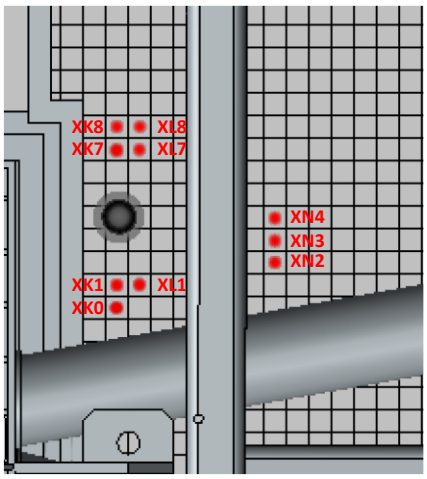
Tab. 1: Príkony fluencií neutrónov v polohách mimo aktívnu zónu reaktora LVR-15 stanovené experimentálne a na základe výpočtovej simulácie.

Energia neutrónov	Príkon fluence neutrónov ($n.cm^{-2}.s^{-1}$)								
	Poloha 1			Poloha 2			Poloha 3		
	Exp. (E)	Výp. (C)	1 – C/E	Exp. (E)	Výp. (C)	1 – C/E	Exp. (E)	Výp. (C)	1 – C/E
< 0.5 eV	2.77E+12	2.08E+12	24.95%	3.69E+11	4.44E+11	-20.35%	1.14E+11	9.79E+10	14.41%
0.5 eV - 0.5 MeV	3.24E+11	2.53E+11	21.79%	3.51E+10	4.11E+10	-17.07%	1.88E+10	1.56E+10	17.14%
> 0.5 MeV	2.11E+11	1.70E+11	19.23%	2.25E+10	2.59E+10	-15.13%	1.60E+10	1.35E+10	16.08%
> 1 MeV	1.67E+11	1.34E+11	19.75%	1.79E+10	2.04E+10	-14.14%	1.34E+10	1.13E+10	15.58%
Celkem	3.31E+12	2.50E+12	24.27%	4.26E+11	5.11E+11	-19.81%	1.49E+11	1.27E+11	14.94%

3. ANALÝZA OŽAROVACÍCH DISPOZÍCIÍ V NOVÝCH POZÍCIÁCH A PRÍPRAVA NOVÝCH POZÍCIÍ

Na základe úspešne realizovaného experimentu potvrdzujúceho potenciál vybraného miesta reaktorovej nádoby pre inštaláciu nových ožarovacích kanálov/sond bola zrealizovaná výpočtová analýza pomocou modelu aktívnej zóny LVR-15 v kóde MCNP pre 10 pozícií, do ktorých je fyzicky možné osadenie ožarovacích kanálov s ohľadom na ich prístupnosť automatickým zakladacím zariadením, používaným pre štandardné ožarovacie kanály aktívnej zóny, a ich možnosti upevnenia na rahno pod vekom reaktorovej nádoby .

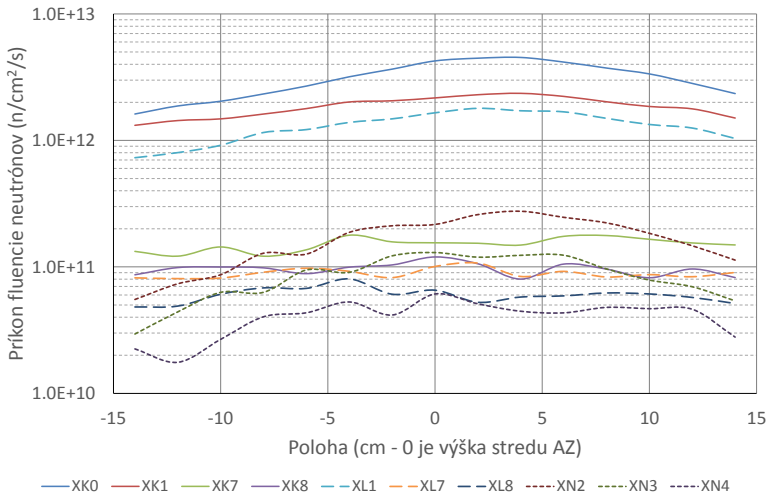
Cieľom analýzy je stanoviť potenciál podmienok ožarovania v nových polohách pre prípadné plánovanie dlhodobých ožarovaní s reálnymi vzorkami. Pre každú z 10 pozícií bol vytvorený samostatný simulačný model, aby nedochádzalo k vzájomnej interferencii ožarovacích pozícií, do ktorého bol vo výške ± 150 mm okolo polohy stredu výšky aktívnej zóny namodelovaný segment suchého ožarovacieho kanálu priemeru 55 mm, simulujúci ožarovanie v tesnej ožarovacej kapsli alebo izolovanej sonde. Preverované pozície s ohľadom na umiestnenie aktívnej zóny sú vyobrazené na Obr. 3. Pre každú z pozícií boli spočítané príkony fluencie neutrónov priemerované cez celý objem segmentu ožarovacieho kanálu (Tab. 2) a axiálny profil celkovej fluencie neutrónov (Obr. 4).



Obr. 3: Identifikácia nových ožarovacích pozícií mimo aktívnu zónu LVR-15.

Tab. 2: Simulované príkony fluencií neutrónov v polohách mimo aktívnu zónu reaktora LVR-15, ktoré majú potenciál pre umiestnenie ožarovacieho kanálu.

Pozícia	Príkon fluencie neutrónov ($n.cm^{-2}.s^{-1}$)						
	0 - 0.5 eV	0.5 eV - 10 keV	10 keV - 0.1 MeV	0.1 MeV - 20 MeV	0.5 MeV - 20 MeV	1 MeV - 20 MeV	Celkom
XK0	2.03E+12	4.39E+11	9.90E+10	5.73E+11	4.26E+11	3.05E+11	3.14E+12
XK1	1.16E+12	2.62E+11	6.17E+10	3.76E+11	2.87E+11	2.13E+11	1.86E+12
XK7	8.45E+10	1.92E+10	7.09E+09	4.06E+10	3.03E+10	2.39E+10	1.51E+11
XK8	5.06E+10	1.33E+10	2.79E+09	2.95E+10	2.33E+10	1.73E+10	9.62E+10
XL1	8.27E+11	1.85E+11	4.03E+10	2.60E+11	1.92E+11	1.43E+11	1.31E+12
XL7	4.96E+10	1.33E+10	3.82E+09	2.23E+10	1.77E+10	1.45E+10	8.90E+10
XL8	3.06E+10	9.21E+09	2.38E+09	1.79E+10	1.39E+10	1.11E+10	6.01E+10
XN2	1.15E+11	1.86E+10	6.71E+09	2.90E+10	2.25E+10	1.60E+10	1.69E+11
XN3	5.49E+10	1.13E+10	3.33E+09	1.73E+10	1.29E+10	1.18E+10	8.68E+10
XN4	2.46E+10	5.73E+09	1.31E+09	9.25E+09	7.72E+09	6.65E+09	4.09E+10

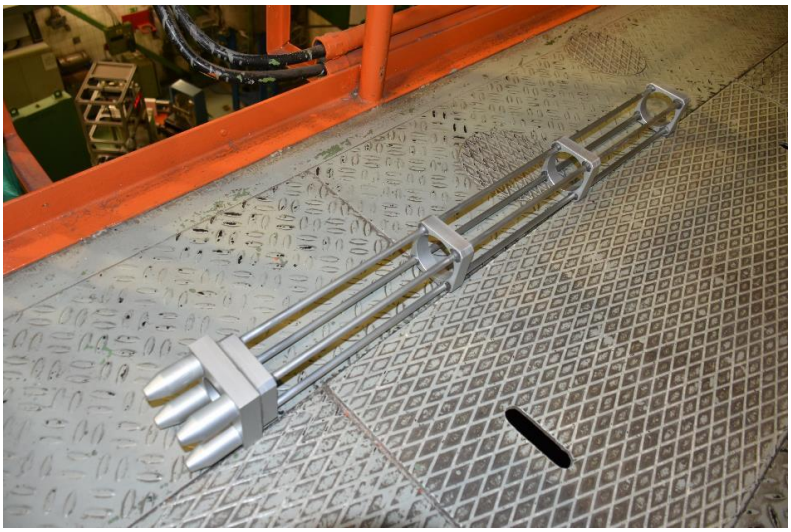


Obr. 4: Axiálne profily celkových príkonov fluencií neutrónov v skúmaných ožarovacích pozíciách.

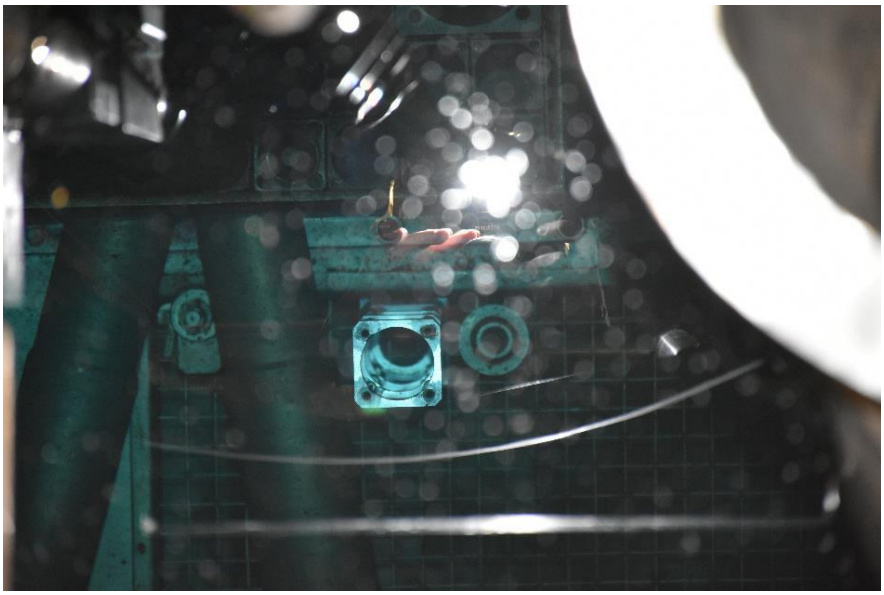
Z výpočtovej analýzy je možné vidieť, že nové ožarovacie pozície umožňujú ožarovanie pri celkových príkonoch fluencií neutrónov v rozmedzí $3x10^{12}$ – $4x10^{10}$ $n.cm^{-2}.s^{-1}$. Nižšie hodnoty fluencí je možné dosiahnuť

eventuálnym posúvaním dolnej fixácie ožarovacieho kanálu do pozícií vzdialenejších od okraju aktívnej zóny než boli predmetom prezentovanej výpočtovej analýzy.

Na účely fixácie ožarovacích kanálov/sond do nových ožarovacích polôh boli vyrobené nové kotviace klietky (Obr. 5) umožňujúce zapustenie do ôk mriežky umiestnenej v spodnej časti reaktorovej nádoby. Konštrukcia klietok poskytuje potrebnú stabilitu prostredníctvom štyroch hrotov, ktorými je zapustená do mriežky (Obr. 6). Manipulácia s klietkami je možná pomocou štandardných manipulátorov používanými na účely manipulácií s prvkami aktívnej zóny a vnútorný priemer klietky 69 mm zodpovedá vnútornému priemeru jednobunkového vytesňovača aktívnej zóny, čím je umožnené v nových ožarovacích pozíciách mimo aktívnej zóny používať štandardné ožarovacie kanály/sondy, ktoré sú používané v prostredí aktívnej zóny. Klietka je analogicky k štandardnému vytesňovaču po okrajoch vybavená vodiacimi rúrkami, do ktorých je v prípade potreby merania axiálneho profilu neutrónového poľa, možné umiestniť aktivačný detektor tzv. dozimetrický drôt.



Obr. 5: Nová kotviaca klietka pre účely fixácie ožarovacích kanálov v pozíciách mimo aktívnu zónu.



Obr. 6: Kotviaca klietka založená v novej ožarovacej pozícii XK1.

4. ZÁVER

Séria realizovaných experimentálnych prác a výpočtových simulácií preukazuje možnosti vytvorenia nových dočasných alebo trvalých ožarovacích pozícií mimo aktívnu zónu pre experimenty so vzorkami vyžadujúcimi dlhodobé ožarovanie neutrónmi s nízkym pozadím žiarenia gama, ktoré môže viesť v dôsledku vysokých radiačných ohrevov k poškodeniu vzoriek. Pre tento účel boli vyhotovené nové kotviace klietky umožňujúce fyzické umiestnenie ožarovacích kanálov do nových pozícií. V ďalších plánovaných krokoch v blízkej budúcnosti sa predpokladá osadenie ožarovacieho kanálu priamo do jednej z nových ožarovacích polôh a praktické testy ožarovania s testovacími vzorkami, aktivačnými monitormi a monitormi žiarenia gama umiestnenými v ožarovacom puzdre založenom v ožarovacom kanáli.

POĎAKOVANIE

Prezentované výsledky boli získané s využitím infraštruktúry Experimentálne jadrové reaktory LVR-15 a LR-0, ktorá je finančne podporená Ministerstvem školství, mládeže a tělovýchovy - projekt LM2015074.

LITERATÚRA

[1] Koleška, M. et al.: *LVR-15 Reactor and Fusion Related Activities in Material Research and Technology at CV Rez*; IAEA TECDOC No. 1724, 2013, s. 41-51

[2] Greenwood, L. R. – Johnson, C. D.: *User Guide for the STAYSLPNNL Suite of Software Tools*, Pacific Northwest National Laboratory, 2013

[3] T. Goorley, et al.: *Initial MCNP6 Release Overview*, Nuclear Technology, 180, pp 298-315 (Dec 2012)

Faktory ovlivňující rozdíly výpočtu dávkové distribuce u radioterapie tumorů plic

Jakub Hrabovský[1,2], Břetislav Otáhal[3], Lukáš Knybel[3]

E-mail: hrabojak@fjfi.cvut.cz

[1]*FJFI ČVUT v Praze, Břehová 78/7, Praha, 115 19, Česká republika*
[2] *Nemocnice Nový Jičín, a. s., Purkyňova 2138/16, Nový Jičín, 741 01, Česká republika*
[3]*Fakultní nemocnice Ostrava, 17. listopadu 1790, Ostrava, 708 52, Česká republika*

***Abstrakt**: Úvod: Radioterapeutická léčba nádorů plic vyžaduje specifický přístup z důvodu jejich pohybu během respirace a tudíž zvýšenému riziku ozáření okolní zdravé tkáně. Systém CyberKnife dokáže tento problém minimalizovat díky online sledování cíle během procedury. K výpočtu dávkových distribucí se v tomto případě používají dva výpočetní algoritmy Ray-Tracing (RAT) a MonteCarlo (MC). Ty se však ve svých výsledcích významně liší. Materiál a metody: U čtyřiceti osmi maligních plicních lézí byla hodnocena odlišnost mezi dávkovými distribucemi vypočítanými prostřednictvím algoritmů RAT a MC. Dále byl hodnocen její vztah k velikosti a poloze cíle v plíci. Výsledky: Zjištění práce jsou v souladu s literárními daty. Algoritmus RAT oproti MC výsledky nadhodnocoval. Rozdílnost výpočtu se tedy potvrdila včetně tvrzení, že je nejvýznamnější u lézí malých rozměrů. Statisticky nejpříznivější výsledky pro vyjádření této rozdílnosti byly detekovány u periferně lokalizovaných nádorů v pravé plíci. Závěr: Práce potvrdila rozdíly mezi výpočty algoritmem Ray-Tracing a MonteCarlo. Nejslibnější výsledky byly detekovány v oblasti periferních postižení pravé plíce. Úvaha o vytvoření hypotetického koeficientu, který by byl schopen tuto diferenci charakterizovat a tím by umožnil jednoduchý přepočet, je však nyní nemožná. Bude potřeba dalších studií a rozsáhlejších sledování, aby bylo možné tyto úvahy potvrdit či vyvrátit.*

***Klíčová slova**: Stereotaktická radioterapie plic, CyberKnife, build up efekt, výpočetní algoritmus Ray-Tracing (RAT), výpočetní algoritmus MonteCarlo (MC)*

1. ÚVOD

Radioterapeutická léčba plicních nádorů vyžaduje specifický přístup z důvodu jejich neustálého pohybu během respirace pacienta. Problém spočívá ve značném riziku ozáření okolní zdravé tkáně. Požadavky na homogenní prozáření cílového objemu vedou při plánování ozařovacího cyklu k nutnosti použití velkých lemů, které v sobě ve značné míře nepoškozenou tkáň zahrnují. Stereotaktická radioterapie systémem CyberKnife však tuto nevýhodu výrazně odbourává. Díky online sledování nádoru v průběhu jednotlivých frakcí je možné cílový objem zmenšit na minimum. K výpočtu dávkových distribucí se v takových případech používají výpočetní algoritmy Ray-Tracing (RAT) a MonteCarlo (MC). Ty se ale ve svých výsledcích nezanedbatelně liší.

Výsledky studií hodnotících přesnost výpočtů ukázaly, že jsou dávkové distribuce získané MC výpočetním algoritmem bližší skutečnému rozložení absorbované dávky záření v těle pacienta. RAT algoritmus naopak dávkové distribuce obecně přeceňuje. Jedná se o důsledek nedostatečného zahrnutí sekundárního build up efektu do dávkových výpočtů. Předepsaná dávka záření pak není doručena do celého cílového objemu a dojde k takzvanému nedozáření nádoru. S ohledem na základní atributy radioterapie, tedy na snahu o maximální destrukci nádorové a paralelní intenzivní ochranu vitální tkáně, lze při použití RAT výpočetního algoritmu v potenciálních souvislostech uvažovat o nebezpečí klinického a léčebného selhání, zejména o riziku vzniku následné recidivy či další progrese. [1][2][3]

Aktuálně známá data ukazují, že k nejvyššímu nadhodnocení absorbované dávky vypočítané algoritmem Ray-Tracing dochází u malých periferních nádorů. Z hlediska velikosti plicních nádorových lézí lze tedy očekávat největší diskrepance u nádorů menších rozměrů. Přesněji řečeno těch, které vyplňují co nejmenší část celkového objemu plíce. Velikost vypočítaného dávkového rozdílu může dále významně záviset na poloze nádoru v plicním parenchymu, tedy na skutečnosti, zda je centrální nebo periferní. Je důležité zdůraznit, že systém CyberKnife k léčbě nevyužívá svazky záření vstupující do pacienta takzvaně skrz stůl. Při obvykle používané poloze pacienta v leže na zádech to znamená, že všechny svazky vstupují nekoplanárně z přední nebo boční strany. Proto se dá předpokládat rozdíl nejen mezi nádory centrálními a periferními, ale také přímo ve skupině periferních lézí. [2][4]

Práce se zaměřuje na vysoce rizikové nádory nejen z hlediska základní biologické povahy, ale zejména z hlediska náročnosti tvorby ozařovacího plánu. Konkrétně na zhoubné novotvary plic, jejichž fundamentálním problémem je jejich rozmanitá velikost, poloha v orgánu, a navíc pohyb během ozařovacího cyklu. Jejím hlavním cílem je tedy dozimetrické srovnání ozařovacích plánů, vytvořených výpočetním algoritmem Ray-Tracing a následně přepočítaných pomocí algoritmu MonteCarlo. Důraz je kladen na pokus blíže determinovat vztah mezi velikostí a polohou cílového objemu a potencionálním nadhodnocením vypočítaných absorbovaných dávek záření prvním jmenovaným algoritmem.

2. METODIKA

Jednačtyřiceti dospělým pacientům s nemalobuněčným karcinomem plic nebo plicní metastázou byla indikována radioterapeutická léčba systémem CyberKnife, který využívá zobrazovací technologii Xsight lung tracking system. Pět z nich bylo léčeno s vyšším počtem cílových ložisek. V celkovém součtu bylo pozorování provedeno u osmačtyřiceti nádorových bujení. Výzkumný projekt probíhal na Klinice onkologické Fakultní nemocnice Ostrava.

Pro všechny zmíněné nádory byly vytvořeny ozařovací plány pomocí výpočetního algoritmu Ray-Tracing. Ty byly následně všem pacientům přepočítány výpočetním algoritmem MonteCarlo. U každého plánu tedy došlo pouze k přepočtu dávkové distribuce. Základní léčebné parametry zůstaly zachovány.

Před zahájením radioterapie byly všem pacientům na CT simulátoru Somatom Sensation Open (Siemens) vytvořeny CT plánovací snímky – prováděno ve výdechu pacienta. Následně byly snímky exportovány do plánovacího systému přístroje CyberKnife (MultiPlan verze 5.2.1), kde do nich byly zakresleny cílové objemy a kritické orgány (GTV, PTV, TTV, příslušná plíce, mícha, srdce, žebra a kůže).

Plánovací objemy GTV a PTV byly stanovovány standardně, tedy graficky lékařem onkologem. Výsledný PTV objem byl definován jako GTV objem, zvětšený bezpečnostním lemem o 3 mm. Pomocný TTV objem (*Tracking tumor volume*) definuje část cílového objemu s vyšší relativní elektronovou hustotou, viditelnou na rentgenových snímcích. Je využíván při vytváření korelačního vztahu mezi pohybem externích značek a polohou nádoru během respirace s možností průběžné aktualizace. Právě proto je stanovení TTV vázáno pouze na stereotaktickou radioterapii systémem CyberKnife, jak tomu bylo v našem případě.

Na základě získaných dat byl pro každý cílový objem v plánovacím systému vytvořen ozařovací plán prostřednictvím výpočetního algoritmu Ray-Tracing. Všechny takto vytvořené plány byly normalizovány podle stejného kritéria s cílem, aby byla předepsaná dávka záření dodána minimálně do 95 % cílového objemu. Z každé vypočítané relativní dávkové distribuce byla vybrána nejvyšší izodóza, která obklopuje minimálně 95 % PTV obejmu. Této referenční izodóze bylo následně přiřazeno požadované množství dávky záření. Předepisované dávky záření se pohybovaly v rozmezí 50 až 60 Gy a byly dodány ve třech až pěti frakcích.

Všechny tyto plány byly následně beze změny jakýchkoliv léčebných parametrů přepočítány pomocí výpočetního algoritmu MonteCarlo. Následné normalizace plánů byly provedeny podle totožného kritéria jako v předešlém postupu.

Pro každou lézi byly tedy ve finále vypočítány dvě dávkové distribuce (RAT, MC), při zachování týchž léčebných podmínek. Každá z nich přitom vedla ke své vlastní normalizaci plánu. V případě výpočetního algorit-

mu RAT byla výsledkem normalizace referenční izodóza, označovaná jako iso_{RAT}.. Ve druhém případě (MC) jako iso_{MC}. Odlišnost obou vypočítaných dávkových distribucí pro danou lézi byla ve všech případech charakterizována jejich rozdílem a označena jako $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$. Výsledky jsou prezentovány formou procentuálního vyjádření konkrétní izodózy, u $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ formou jejich rozdílu.

V souladu s cílem projektu byly z plánovacího systému dále odečteny velikosti cílových objemů (V_{PTV} [cm^3]). Na základě této hodnoty byly nádory rozděleny na malé (<15 cm^3), střední (15–30 cm^3), velké (> 30 cm^3). Dalším odečteným parametrem, potřebným pro zpracování výsledků, byla velikost plíce, ve které byla daná léze lokalizována (V_{lung} [cm^3]). Tento parametr byl potřebný k výpočtu relativní velikosti cílového objemu (V_{PTV} [%]) podle následujícího vztahu (1).

$$V_{PTV}[\%] = \frac{V_{PTV}[cm^3]}{V_{lung}[cm^3]} 100\% \tag{1}$$

Nádorové léze byly paralelně rozděleny na pravostranné a levostranné (postižená plíce) a centrální či periferní. Centrální nádory byly definovány jako ty, které se nacházejí do dvou centimetrů od proximálního bronchiálního stromu, srdce, velkých cév, trachey nebo dalších mediastinálních struktur. Ostatní byly považovány za periferní. [5]

Finální hodnocení bylo prováděno sledováním závislosti rozdílu $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ na velikosti cílového objemu (V_{PTV} [cm^3]) a relativní velikosti cílového objemu (V_{PTV} [%]), tedy procentuálního vyjádření objemu tumoru k objemu celé plíce, ve které se nacházel. Dále byl hodnocen vzájemný vztah mezi rozdílem $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ a velikostí nádoru a nakonec vztah $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ k jeho poloze.

3. VÝSLEDKY

Výzkumný projekt byl proveden formou dozimetrického srovnání ozařovacích plánů, vytvořených během plánování radioterapeutické léčby u pacientů s nádorovým plicním onemocněním s následnou terapeutickou realizací. Konkrétně se jednalo o osmačtyřicet cílových objemů charakteru nemalobuněčného karcinomu nebo radiosenzitivní metastázy. Všichni byli indikováni k intervenci na přístroji CyberKnife, který využívá zobrazovací technologii Xsight lung tracking system. Celkově bylo zařazeno jedenačtyřicet dospělých pacientů (21 mužů a 20 žen). Pět z nich mělo současně několik plicních ložisek: dvě ložiska byla ozařována u tří pacientů, u dalších dvou jedinců byla léčena tři nádorová bujení. Věk pacientů se pohyboval v rozmezí od 46 do 84 let (medián: 69 let).

Pro každý nádor byly vytvořeny dva ozařovací plány, které byly vzájemně porovnány na základě kvality výstupních dat. První byl vytvořen pomocí výpočetního algoritmu Ray-Tracing. Druhý vznikl následným přepočítáním algoritmem MonteCarlo. Oba plány byly vytvořeny pro zmiňovaný ozařovací systém CyberKnife. Během přepočtu zůstaly zachovány všechny základní podmínky a parametry léčby.

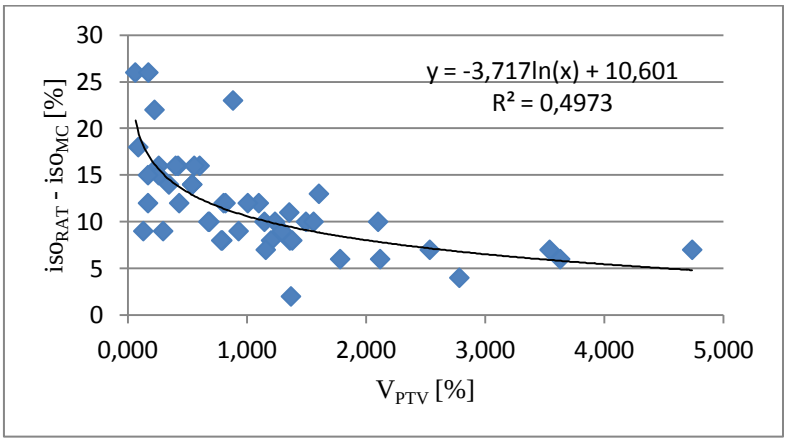
Ačkoliv mezi sebou byly porovnávány vždy dva plány vytvořené pro téhož pacienta za podmínek stejné realizace léčby, včetně ozařovacího systému i verifikační technologie, vypočítané dávkové distribuce v cílových objemech a okolních zdravých tkáních se ve všech sledovaných případech lišily. Po přepočtu dávkové distribuce výpočetním algoritmem MonteCarlo došlo ke smrštění izodóz směrem ke středu cílového objemu. Snížení homogenity rozložení absorbovaných dávek v PTV objemu po přepočtu dávkové distribuce algoritmem MC není zanedbatelné a výrazně se projeví při konečné normalizaci plánu.

Velikost nádorů se pohybovala v rozmezí od 1,7 do 76,3 cm^3 (medián: 17,0 cm^3), objemy postižených plicních křídel pak od 1097,1 do 4248,8 cm^3 (medián: 2029,0 cm^3). U normalizovaných plánů vytvořených výpočetním algoritmem Ray-Tracing byla dávka záření průměrně předepisována na 80 ± 2% izodózu (rozmezí: 74 - 83 %), zatímco u plánů přepočítaných algoritmem MonteCarlo na 69 ± 5% izodózu (rozmezí: 53 – 78 %). Vypočítané rozdíly $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ se pohybovaly v rozmezí od 2 do 26 procent.

Do kategorie malých nádorů (s objemy menšími než 15 cm^3) spadalo 20 cílových objemů. Průměrná hodnota $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ byla v této skupině 15 ± 5 procent. Dvacet lézí bylo možno zařadit do skupiny střední velikosti

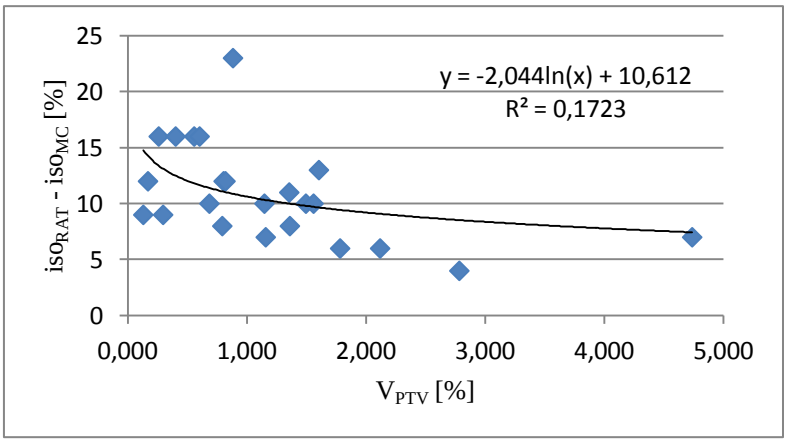
(s objemy v rozmezí 15 až 30 cm^3). Průměrná hodnota $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ byla v této skupině menší, 10 ± 4 procenta. Zbývajících osm cílů patřilo do kategorie velkých nádorů (s objemy většími než 30 cm^3). V této skupině byla průměrná vypočítaná hodnota rozdílu $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ pouze 8 ± 3 procenta.

Stanovené rozdíly $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ vykazují tendenci k poklesu paralelně s rostoucí velikostí nádoru. Závislost byla proložena logaritmickou funkcí, hodnota spolehlivosti prokladu však byla nízká (R^2 = 0,2157).Výrazně vyšší hodnotu spolehlivosti R^2 = 0,4973 lze pozorovat při hodnocení závislosti rozdílu $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ na relativní velikosti cílového objemu V_{PTV} [%]. Relativní velikosti PTV objemů byly vypočítány podle vztahu (1). Výsledkem je poměr velikostí nádoru a postižené plíce, tedy kolik procent plicního objemu vyplňuje objem cílový. Na grafickém provedení (graf č. 1) jsou vynesená data opět proložena logaritmickou funkcí. Stejně jako v případě předchozího absolutního vyjádření má rozdíl $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ klesající tendenci. Ta je ale mnohem markantnější. S rostoucí relativní velikostí nádoru se tedy velikost rozdílu $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ zmenšuje.

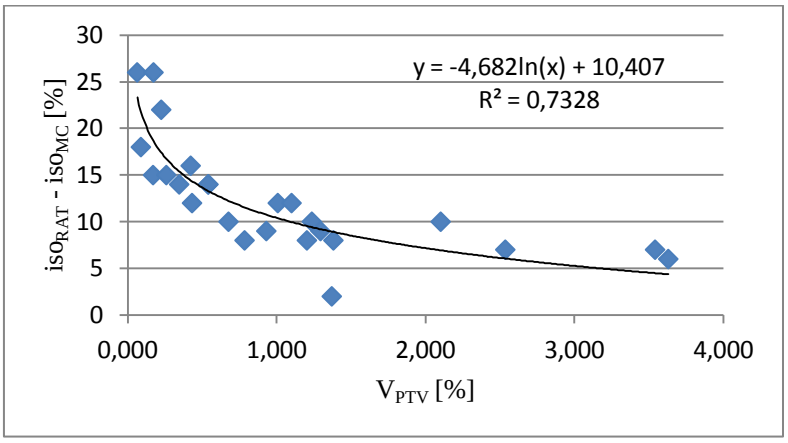


Graf č. 1: Graf závislosti rozdílu $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ v procentech na relativní velikosti cílového objemu v procentech. Hodnoty byly proloženy logaritmickou funkcí. V grafu jsou dále uvedeny rovnice regrese (y) a hodnota spolehlivosti (R^2) tohoto prokladu.

Rozložení nádorů z hlediska stranového postižení bylo téměř rovnoměrné. Pětadvacet z nich (52,1 %) se nacházelo v pravé plíci, zbylých třiadvacet (47,9 %) v plíci levé. Rozdíl průměrných $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ vyjádřených v procentech (levá: 11 ± 4, pravá: 12 ± 6) byl rovněž nevýrazný. Po grafickém vynesení závislosti $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ na relativní velikosti cílového objemu V_{PTV} [%] pro obě plíce zvlášť (viz grafy č. 2a a 2b) je zřetelně vidět výrazný rozdíl v hodnotách spolehlivosti R^2 obou logaritmických prokladů. Zatímco u levé plíce je hodnota spolehlivosti prokladu velmi nízká (R^2 = 0,1723), proklad závislosti u pravé plíce vykazuje hodnotu významně vyšší (R^2 = 0,7323).



Graf č. 2a: Graf závislosti rozdílu $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ v procentech na relativní velikosti cílového objemu pro nádory lokalizované v levé plíci v procentech. Hodnoty byly proloženy logaritmickou funkcí. V grafu jsou dále uvedeny rovnice regrese (y) a hodnota spolehlivosti (R^2) tohoto prokladu.



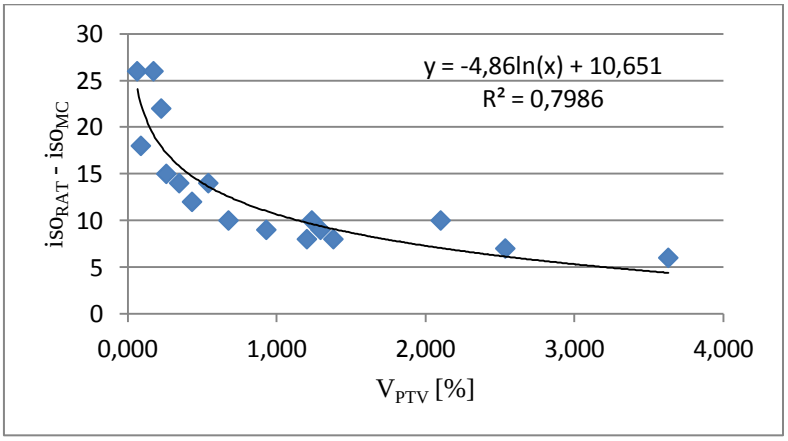
Graf č. 2b: Graf závislosti rozdílu $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ v procentech na relativní velikosti cílového objemu pro nádory lokalizované v pravé plíci v procentech. Hodnoty byly proloženy logaritmickou funkcí. V grafu jsou dále uvedeny rovnice regrese (y) a hodnota spolehlivosti (R^2) tohoto prokladu.

Kategorizace nádorů na centrální a periferní přinesla mnohem výraznější zastoupení periferních cílů. Celkem 69 % (n=33) lézí bylo zařazeno do kategorie periferní. Zbývajících 31 % (n=15) spadalo mezi centrální. V první zmíněné skupině byla zjištěna průměrná hodnota rozdílu $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ 12 ± 5 %, ve druhé 11 ± 5 %. Stejně jako v předešlých případech byla závislost $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ na relativní velikosti cílového objemu V_{PTV} [%] pro obě skupiny zvlášť logaritmicky proložena. V hodnotách spolehlivosti R^2 obou těchto prokladů je opět zřetelně viditelný výrazný rozdíl. Zatímco ve skupině centrálních nádorů je hodnota spolehlivosti prokladu velmi nízká (R^2 = 0,2147), proklad závislosti u periferních cílů vykazuje hodnotu významně vyšší (R^2 = 0,6021).

Statisticky nejvýznamnější výsledky byly tedy detekovány ve dvou případech. U nádorů lokalizovaných v pravé plíci a nádorů periferních. Proto byla porovnána závislost $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ na V_{PTV} [%] ve skupině (n=17) pacientů s periferně lokalizovanými lézemi pravé plíce (viz graf č. 3). Výsledkem byla nejvyšší zaznamenaná hodnota spolehlivosti prokladu (R^2 = 0,7986). V téže skupině pacientů bylo zjišťováno, jaký je rozdíl mezi hodnotami rozdílu $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$, získanými během plánování, a výpočtem pomocí rovnice regrese. V grafu č. 3 je uvedená rovnice regrese vyjádřena vztahem (2).

$$|iso_{RAT} - iso_{MC}| = -4{,}86 \ln(V_{PTV}\ [\%]) + 10{,}651 \qquad (2)$$

Byla tedy porovnána data získaná odečtením referenčních izodóz přímo z plánovacího systému s těmi vypočítanými pomocí vztahu (2) a byly určeny rozdíly mezi $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ stanovenými oběma způsoby. Za hodnotu, která by označila výsledek jako přesný, byla stanovena hodnota odchylky do ± 2 %. V jedenácti případech bylo možné prohlásit výsledek za přesný. Zbylé rozdíly ale byly stanoveny s větší nepřesností, v jednom případě dokonce sedmiprocentní.



Graf č. 3: Graf závislosti rozdílu $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ v procentech na relativní velikosti cílového objemu v procentech pro periferně lokalizované nádory pravé plíce. Hodnoty byly proloženy logaritmickou funkcí. V grafu jsou dále uvedeny rovnice regrese (y) a hodnota spolehlivosti (R^2) tohoto prokladu.

4. DISKUZE

Radioterapeutická léčba nádorů lokalizovaných v oblasti hrudníku nebo dutiny břišní je mnohem náročnější než v jiných lokalitách. Hlavním důvodem je pohyb cíle související s dechovými exkurzemi. Tento pohyb je ve všech rovinách zcela nepředvídatelný. Navíc v současné době prakticky neexistuje žádný jednoduchý a zároveň přesný způsob predikce pozice tumoru během terapie. Ke každému pacientovi je proto nutné přistupovat zcela individuálně s cílem maximální efektivity radioterapie s minimálním ozářením okolní tkáně.

Pro radiosenzitivní pohybující se nádory je bezesporu jednou z nejúčinnějších metod stereotaktická radioterapie systémem CyberKnife s verifikační technologií Xsight lung tracking system. Ta umožňuje vytvořit aktuální korelační vztah mezi polohou cíle a fází dýchacího cyklu. Tento vztah je načten před zahájením každé frakce záření a je průběžně aktualizován v průběhu celé léčby. Je tedy umožněno cílit pouze na oblast, ve které se léze reálně nachází.

Jelikož se jedná o stereotaktickou radioterapii, která se vyznačuje dodáním velmi vysokých dávek záření do přesně prostorově lokalizovaných a vymezených struktur, je třeba mít k dispozici velmi přesný nástroj pro výpočet dávkové distribuce. K tomuto účelu jsou v klinické praxi momentálně využívány dva výpočetní algoritmy: Ray-Tracing a MonteCarlo.

Navzdory nesporným dlouhodobým úspěchům léčby právě zde vyvstal v posledních letech nečekaný problém. Dávkové distribuce vypočítané algoritmem MonteCarlo se totiž nezanedbatelně liší od těch, které byly pro téhož pacienta vypočítány do té doby běžně používaným algoritmem Ray-Tracing. Následně provedené studie hodnotící přesnost dávkových výpočtů dospěly k následujícím zjištěním. V homogenním médiu poskytují oba zmíněné algoritmy srovnatelné výsledky. Je-li však nádor umístěn v nehomogenním prostředí, pak RAT v porovnání s MC absorbované dávky obecně přeceňuje. V těchto případech se dávkové distribuce vypočítané druhým zmíněným algoritmem mnohem více blíží skutečnému rozložení dávky v těle pacienta. Z toho vyplývá, že výpočetní algoritmus MonteCarlo je přesnější a bezpečnější. Naopak algoritmus Ray-Tracing může vést prostřednictvím nadhodnocování dávek záření k nedostatečnému ozáření celého cíle. [1][2][3][6]

Jednoduchým řešením nastíněného problému by se mohlo stát zavedení algoritmu MC na všechna stereotaktická pracoviště. Takové globální řešení však ve skutečnosti není možné. Prvním důvodem je pořizovací cena, druhým je dlouhá doba výpočtu. I když už byla významně zkrácena, jedná se stále o desítky minut.

Právě z těchto důvodů by tato studie svými výsledky ráda přispěla k nalezení jednoduchého vztahu, který by umožnil přepočítat nesprávné dávkové distribuce vypočítané algoritmem Ray-Tracing na takové, jaké by za stejných podmínek stanovil algoritmus MonteCarlo. Konkrétně by se mělo jednat o přepočet definované referenční izodózy iso_{RAT} na iso_{MC}. V tomto hypotetickém případě by pak bylo možné stanovit hodnoty rozdílu $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ pouze na základě znalosti velikosti nádoru, objemu plíce, ve které se nachází, a určení jeho polohy v ní. Nalezení takového vztahu by zcela jistě znamenalo další velký pokrok v léčbě radiosenzitivních plicních nádorů. Pro libovolný nádor by totiž bylo možné normalizovat ozařovací plán klasicky podle dávkové distribuce vypočítané algoritmem RAT (tedy na iso_{RAT}). Na základně informací o poloze a velikosti cíle by se pak jednoduše tato normalizace převedla na takovou, jaká by byla použita při MC výpočtu.

Ze zjištěných výsledků vyplývá, že dávkové distribuce vypočítané algoritmy RAT a MC se významně liší. Ve všech případech byla iso_{RAT} větší než iso_{MC}. Tyto nálezy korespondují s předpokladem, že výpočetní algoritmus Ray-Tracing má v porovnání s MC algoritmem v nehomogenním prostředí jednoznačnou tendenci absorbované dávky záření nadhodnocovat. Rozmezí vypočítaných rozdílů $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ bylo ve sledovaném souboru poměrně široké (2–26 %). Pouze ve dvou případech byl zmíněný rozdíl menší než šest procent. Pro většinu lézí (n=41, 85 %) se nacházel v rozpětí 6–16 %. Zbývajících pět rozdílů bylo větších než 16 %.

Z tohoto důvodu bylo zkoumáno, jak se projeví velikost cílového objemu na výsledné hodnotě rozdílu $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$. Nádory byly pro tento účel rozděleny do tří skupin (malé, střední, velké). Literatura nabízí různá kritéria dělení. Bylo zvoleno dělicí kritérium, které ve svém výzkumu využívá například Wu, hodnoty jsou tedy prezentovány v kubických centimetrech. Získané výsledky jsou v této problematice v souladu se známými předpoklady. V průměru byla dávka záření stanovená výpočetním algoritmem Ray-Tracing nejvýrazněji nadhodno-

cována u nádorů, které byly definovány jako malé. Nejméně pak u nádorů řadících se do skupiny velkých cílových objemů. Je však třeba dodat, že tato skupina je prezentována pouze osmi případy. To znamená, že takový soubor je na hraně statistické hodnotitelnosti. [4]

Dalším hodnotícím kritériem bylo posouzení vztahu mezi $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ a velikosti nádoru a také jeho umístění v plicním parenchymu.

Již bylo prezentováno, že nejvyšší rozdíly se vyskytují ve skupině malých nádorů. S rostoucí velikostí léze se tato diference zmenšuje. Rozdíly $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ tedy vykazují tendenci k poklesu s paralelním nárůstem velikosti cíle. Hodnota spolehlivosti prokladu závislosti však byla nízká (R^2=0,2157).

Za hlavní důvod nadhodnocování vypočítaných dávkových distribucí algoritmem RAT je považován sekundární build up efekt. Předpokládá se, že jeho vliv souvisí s množstvím provzdušněné části plíce, kterou musí jednotlivé svazky záření překonat na své cestě k cíli. Jinak řečeno, pro dva stejně velké nádory lokalizované v různě velkých plicích bude zkoumaný rozdíl $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ odlišný. Proto byla velikost plíce do výzkumu zahrnuta formou relativní velikosti cílového objemu, označovanou jako V_{PTV} [cm^3]. Tato hypotéza byla do jisté míry potvrzena, protože jak vyplývá z grafu č. 1, vzájemný vztah rozdílu $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ a tohoto sledovaného parametru měl stejný trend. Míra spolehlivosti prokladu se však v porovnání s předchozím případem zvýšila (R^2 = 0,4973), a to navzdory tomu, že na zmiňovaném grafickém vyjádření je rozptyl rovněž výrazný, zejména v jeho levé části. Tento fakt může být způsoben malým počtem větších cílů s relativní velikostí větší než 2 % objemu plíce.

Rozdělení nádorů z hlediska stranového postižení na pravostranné a levostranné přineslo jedno zásadní zjištění. Hodnocení vlivu relativní velikosti nádoru na hodnotu rozdílu $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ (viz grafy č. 2a a 2b) ukázalo značný stranový rozdíl. Pro léze umístěné v levé plíci byla zjištěná hodnota spolehlivosti prokladu velmi nízká (R^2 = 0,1723), v pravé významně vyšší (R^2 = 0,7323). Z grafu č. 2b je patrné, že body závislosti téměř dokonale kopírují průběh křivky regrese. Pro takto velký rozdíl mezi oběma skupinami v současné době nemáme zcela přesné fyzikální vysvětlení. Zastoupení centrálních a periferních ložisek, stejně jako průměrná velikost lézí byla oboustranně srovnatelná. Navíc při porovnání průměrného rozdílu $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ nebyl mezi oběma skupinami pozorován výraznější rozdíl. Je však možné, že důvod je čistě biologický. Levá plíce je totiž vzhledem k poloze srdce a dalším mediastinálním strukturám anatomicky složitější.

Nádory byly dále rozděleny podle jejich polohy v plíci na centrální a periferní. To bylo provedeno na základě dostupných CT snímků. Průměrná hodnota $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ byla sice u periferních nádorů vyšší, což je v souladu s výsledky studie Voort van Zypa, rozdíl však nebyl statisticky významný. Jelikož bylo mezi centrální léze zařazeno pouze patnáct cílů, statistická síla takového souboru je velmi nízká. Ve skupině periferních nádorů byla hodnota spolehlivosti prokladu (R^2 = 0,6021) výrazně vyšší. [2]

V souhrnu tedy lze dojít k domněnce, že se snahou prokázat vztah mezi rozdílem $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ a velikostí, respektive polohou nádorové léze, jsou nejvíce v souladu výsledky týkající se periferních lézí nacházejících se v pravé plíci. Na grafu č. 3 je z prezentace těchto výsledků patrné, jak blízce korelují s regresní křivkou (R^2 = 0,7986). Problémem je však malý soubor (n=17).

I přes tento zajímavý a slibný výsledek nelze formulovat závěr, že je možné hodnotu rozdílu $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ stanovit pouhým dosazením do vzorce (2). Je nutno přiznat, že pouze u jedenácti cílů bylo možné označit výpočet za přesný. Ve zbylých šesti případech byla hodnota zkoumaného rozdílu stanovena s horší přesností. Pokud výsledky vyjádříme procentuálně, pak 65 % bylo přesných a 35 % nepřesných. To jsou čísla jistě zajímavá, ale dobře si uvědomujeme, že pracujeme se souborem pouhých sedmnácti pacientů.

Prvním vysvětlením uvedených odchylek může být poloha léze v plíci. Tentokrát nemáme na mysli rozdělení na centrální a periferní, ale její eventuální lokalizaci v zadních, dorsálních oblastech. K dorzálně uloženým cílům musí jednotlivé svazky záření urazit v součtu mnohem delší vzdálenost provzdušněnou tkání než u nádorů uložených ventrálně. Sekundární build up efekt by se u takto situovaných cílů mohl projevovat více. Dalo by se předpokládat, že některá umístění nádorů (dorzální nebo ventrální) budou natolik specifická, že nevyhoví zjištěné rovnici regrese. U ventrálně uložených cílů by to pak znamenalo, že výpočet podle vztahu (2) bude nadhod-

nocován, u dorzálních podhodnocován. Ve zkoumané skupině pacientů se však takový jednoznačný trend neprokázal. Dokonce ani v těch případech, kde byla vypočítaná odchylka od regresní křivky nejvýraznější.

Dále je nutno přiznat, že ani relativní velikosti cílového objemu nejsou pro danou problematiku zcela ideálním vyjádřením velikosti léze. Stejné relativní velikosti cíle je totiž možné docílit více způsoby. Modelovou představou může být výskyt malého nádoru v malé plíci nebo velkého ve velké. V obou případech bude relativní hodnota stejná. Teoretické předpoklady se pak odvíjejí stejným směrem jako v předešlém případě. Ve velké plíci musí jednotlivé svazky záření opět v součtu urazit její provzdušněnou tkání delší vzdálenost. Z těchto důvodů jsme předpokládali, že se budou léze lokalizované v nadstandardně velké plíci nacházet nad regresní křivkou. Naopak cíle nacházející se v plíci malých rozměrů by měly být v grafu situovány pod ní. Ani tento předpoklad se ale nepotvrdil. Například většina lézí v grafu č. 1, které jsou situovány nad křivkou, byly skutečně zachyceny v nadstandardně velké plíci. Na druhou stranu se zde řadí i nádor z plíce standardní velikosti. V kontrastu lze najít nádor z velké plíce, který není podle předpokladu nad křivkou, ale v přímém kontaktu s ní. Stejně tak zjištění, že ve třech případech výrazného podhodnocení vypočítaného rozdílu $|iso_{RAT} - iso_{MC}|$ (graf č. 3) byla dvakrát léze opravdu lokalizována v nadstandardně velké plíci, ale ve třetím případě se jednalo o běžnou, spíše podprůměrnou velikost. Stejné nejednoznačnosti byly detekovány u lézí pod regresní křivkou.

Navzdory malé velikosti sledovaného souboru lze tedy konstatovat, že rozdílnost mezi oběma algoritmy byla potvrzena a výsledky jsou nejvíce optimistické u periferních pravostranných lézí. Na druhou stranu projekt odhalil mnoho nejasností a dalších proměnných, které aktuálně znemožňují vytvořit nějaký univerzální „koeficient“, který by umožnil korigovat rozdíly mezi výsledky RAT a MC.

5. ZÁVĚR

Výsledky srovnání obou algoritmů jsou v souladu se známými literárními daty. Výpočetní algoritmus Ray-Tracing v porovnání s přesnějším algoritmem MonteCarlo i v našem případě absorbované dávky nadhodnocoval. Nejmarkantnější rozdíl je popisován u malých lézí, což je rovněž v souladu s výsledky naší práce. Naopak literární tvrzení, že totéž platí pro periferní léze, nebylo prokázáno. Naše výsledky jsou nejpříznivější právě v oblasti periferních nádorů, konkrétně v pravé plíci. Bohužel aktuálně není možno vysvětlit, proč tomu tak není v plíci levé.

LITERATURA

[1] SONG, J. H. et al.: Comparing the clinical outcomes in stereotactic body radiotherapy for lung tumors between Ray-Tracing and Monte-Carlo algorithms. *Oncotarget*, 2016, 7(14).

[2] VAN DER VOORT VAN ZYP, N.C. et al.: Clinical introduction of Monte Carlo treatment planning: A different prescription dose for non-small cell lung cancer according to tumor location and size. *Radiotherapy and Oncology*, 2010, 96(1), 55-60.

[3] SHARMA, S. C. et al.: Clinical implications of adopting Monte Carlo treatment planning for CyberKnife. *Journal of Applied Clinical Medical Physics*, 2010, 11(1), 170-175.

[4] WU, V. W. C. et al.: Evaluation of the influence of tumor location and size on the difference of dose calculation between Ray Tracing algorithm and Fast Monte Carlo algorithm in stereotactic body radiotherapy of non-small cell lung cancer using CyberKnife. *Journal of Applied Clinical Medical Physics*, 2013, 14(5), 68-78.

[5] PARK, H. S. et al.: Central versus Peripheral Tumor Location: Influence on Survival, Local Control, and Toxicity Following Stereotactic Body Radiotherapy for Primary Non–Small-Cell Lung Cancer. *Journal of Thoracic Oncology*, 2015, 10(5), 832-837.

[6] MURALI, V. et al.: Monte Carlo and ray tracing algorithms in the cyberknife treatment planning for lung tumours- comparison and validation. *Journal of Radiosurgery and SBRT*, 2013, 2(2), 85-98.

Pokročilé metody homogenizace pro tlakovodní reaktory

Pavel Suk[1]

E-mail: sukpave2@fjfi.cvut.cz

[1]*Katedra Jaderných reaktorů, FJFI, ČVUT, V Holešovičkách 2, 180 00 Praha 8, Česká republika*

***Abstrakt**: Příprava dat pro celozónové výpočty pomocí makrokódů je klíčovou částí jaderného palivového cyklu. Standardně se data připravují separátně, bez znalosti kartogramu aktivní zóny, modelováním identických souborů v nekonečné mříži. Předpoklady tohoto přístupu však v reálných zónách nejsou naplněny a při přípravě tak vznikají chyby. Metoda rehomogenizace je založena na kombinaci aktuální hustoty toku neutronů v palivovém souboru při výpočtu aktivní zóny s knihovnou buňkových makroskopických účinných průřezů, vypočtených v nekonečné mříži. Metoda rehomogenizace byla implementována a otestována na referenčních minizónách, skládajících se z palivových minizón, minizón se silným absorbátorem, minizón s regulačními orgány, či minizón s reflektorovými kazetami. Testování metody vychází nejprve ze srovnání homogenizovaných a rehomogenizovaných účinných průřezů a dále ze srovnání relativních výkonů jednotlivých palivových souborů, či koeficientů násobení minizón.*

***Klíčová slova**: Homogenizace, rehomogenizace, celozónové výpočty, Andrea, Helios, příprava dat, hustota toku neutronů*

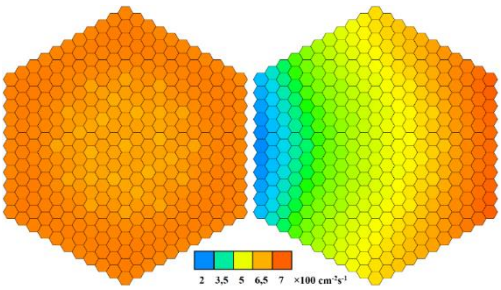
1. ÚVOD A HLAVNÍ MOTIVACE

Výpočet základních neutronově-fyzikálních veličin energetických jaderných reaktorů je složitý, několika-úrovňový, problém. I přes neustále se zvyšující výkon výpočetních zařízení není možné počítat reálné vsázky pomocí přesných deterministických, či stochastických kódů. Tato problematika je tedy rozdělena do dvou částí: Příprava dat pro makrokódy a výpočet reálné vsázky pomocí makrokódu s difuzním, či zjednodušeným transportním řešením.

Příprava dat pro palivové soubory probíhá pomocí deterministických mikrokódů, které řeší transportní rovnici (SCALE Newt [1], Helios [2]), či stochastických mikrokódů (Serpent [3]). Příprava dat probíhá nezávisle na palivové vsázce, simulováním identických palivových souborů v nekonečné mříži. Metoda přípravy dat v nekonečné mříži je dále označována jako standardní metoda homogenizace. Při té jsou uvažována některá zjednodušení, která nejsou v reálné vsázce splněna a sice:

- Nulový únik neutronů přes hranice palivového souboru,
- symetrické rozložení hustoty toku neutronů uvnitř palivového souboru,
- energetické spektrum neutronů při přípravě neodpovídá spektru v reálné vsázce.

Obrázek 1 znázorňuje porovnání hustoty toku neutronů uvnitř palivového souboru simulovaného v nekonečné mříži (vlevo) a simulovaného vedle silného absorbátoru (vpravo). Dle obrázku je zřetelně vidět, že v palivovém souboru vedle silného absorbátoru je znatelný náklon hustoty toku neutronů, který není možné standardním přístupem přípravy dat postihnout.



Obrázek 1: Rozložení hustoty toku neutronů v palivovém souboru v nekonečné mříži (vlevo) a v palivovém souboru v minizóně vedle silného absorbátoru (vpravo)

Řešení některých nesplněných předpokladů standardní přípravy dat je možné nalézt pomocí metody rehomogenizace makroskopických dat. Metoda rehomogenizace vychází z článku Alda Dall'Ossa [4], který prováděl pokročilou prostorovou rehomogenizaci na základě reálnějšího rozložení hustoty toku neutronů uvnitř palivového souboru. Data připravená pomocí této metody by měla mnohem lépe vystihovat jednak prostorovou závislost hustoty toku neutronů při přípravě dat, tak také únik neutronů z palivového souboru.

Vzhledem k tomu, že je metoda rehomogenizace závislá na palivové vsázce, musí být implementována v makrokódu, ve kterém jsou data upravována kontinuálně s výpočtem neutronově-fyzikálních charakteristik.

2. TEORIE REHOMOGENIZACE

Rehomogenizaci je možné rozdělit do dvou částí. V první části je nutné zjistit rozložení hustoty toku neutronů v palivovém souboru, ve druhé pak připravit data s aktualizovanou hustotou toku neutronů. V rámci budoucí implementace do makrokódu Andrea byly pro výpočet rozložení hustoty toku neutronů uvnitř palivového souboru uvažovány hustoty toku neutronů na rozhraní palivových souborů a také střední hodnota hustoty toku neutronů v palivovém souboru. V rámci studie byla testována také interpolace pomocí jednoduchých dvourozměrných polynomiálních funkcí maximálně 2. řádu, avšak interpolované výsledky se velmi odlišovaly od přesných výsledků poskytnutých mikrokódem, a proto bylo od této části upuštěno a buňkové rozložení hustoty toku neutronů bylo počítáno na základě metody rekonstrukce hustoty toku neutronů.

2.1. REKONSTRUKCE HUSTOTY TOKU NEUTRONŮ

Metoda rekonstrukce hustoty toku neutronů je složitějším přístupem, než v případě interpolačních funkcí. Rekonstrukce je založena na řešení dvou grupové difuzní rovnice v palivovém souboru:

$$\nabla^2\vec{\Phi} = \begin{pmatrix} \frac{\Sigma_{a1}-\nu\Sigma_{f1}/k_{ef}}{D_1} & -\frac{\frac{\Sigma_{f1}}{k_{ef}}+\Sigma_{g1g2}}{D_1} \\ -\frac{\Sigma_{g1g2}}{D_2} & \frac{\Sigma_{a2}}{D_2} \end{pmatrix}\vec{\Phi}, \tag{1}$$

kde veličiny v rovnici jsou:

- Σ_{a1}, Σ_{a2} makroskopické účinné průřezy pro absorpci v obou grupách,
- $\nu\Sigma_{f1}, \nu\Sigma_{f2}$ makroskopické účinné průřezy pro štěpení v obou energetických grupách vynásobené průměrným počtem neutronů ze štěpení,
- D_1, D_2 difuzní koeficienty,
- $\Sigma_{g1g2}, \Sigma_{g2g1}$ jsou rozptylové účinné průřezy pro rozptyl z první energetické grupy do druhé a naopak,
- $\vec{\Phi}$ je vektor skalárních hustot toku neutronů v jednotlivých grupách.

Vynásobením rovnice $\nabla^2\vec{\Phi} = \begin{pmatrix} \frac{\Sigma_{a1}-\nu\Sigma_{f1}/k_{ef}}{D_1} & -\frac{\frac{\Sigma_{f1}}{k_{ef}}+\Sigma_{g1g2}}{D_1} \\ -\frac{\Sigma_{g1g2}}{D_2} & \frac{\Sigma_{a2}}{D_2} \end{pmatrix}\vec{\Phi}$, (1) vektorem $\vec{v}$, lze zapsat difuzní rovnici ve tvaru:

$$\vec{v}\nabla^2\vec{\Phi} = \vec{v}\mathbb{M}\vec{\Phi} = \mathbb{M}^T(\vec{v}\vec{\Phi}) \tag{2}$$

Pokud je vektor $\vec{v}$ zvolen jako vlastní vektor matice $\mathbb{M}^T$, vlastní k vlastnímu číslu λ_g, platí pro jeho složku:

$$v_g = (\mathbb{M}_{21}, \mathbb{M}_{11} - \lambda_g) \tag{3}$$

Rovnici $\vec{v}\nabla^2\vec{\Phi} = \vec{v}\mathbb{M}\vec{\Phi} = \mathbb{M}^T(\vec{v}\vec{\Phi})$ (2) lze poté přepsat jako 2 jednoduché vlnové rovnice:

$$\nabla^2\xi_g - \lambda_g\xi_g = 0 \tag{4}$$

kde g nabývá hodnot 1 a 2. Cílem metody je tedy získat veličinu ξ_g, ze které lze pomocí inverzní matice vypočítat hustotu toku neutronů v obou energetických grupách. Řešení vlnové rovnice $\nabla^2\xi_g - \lambda_g\xi_g = 0$ (4) v diskrétních hodnotách:

$$\xi_g(\vec{r},\phi) = \sum_{i=0}^{2} A_{g,i}\, cn\left(\sqrt{|\lambda_g|}\,\vec{r}\cos(\phi - i\tfrac{\pi}{3})\right) + \sum_{i=0}^{2} B_{g,i}\, sn\left(\sqrt{|\lambda_g|}\,\vec{r}\cos(\phi - i\tfrac{\pi}{3})\right), \tag{5}$$

kde konstanty $A_{g,i}$ a $B_{g,i}$ jsou určeny na základě známé střední hodnoty hustoty toku neutronů na hranicích palivového souboru a funkce *sn* a *cn* jsou definovány dle hodnoty vlastního čísla λ_g pomocí následující tabulky:

Tabulka 1: Funkce *sn* a *cn* pro rekonstrukci hladkého rozložení hustoty toku neutronů

Obecná funkce	Reálná funkce	Podmínka
sn (x)	*sin* (x)	$\lambda_g<0$
	sinh (x)	$\lambda_g>0$
cn (x)	*cos* (x)	$\lambda_g<0$
	cosh (x)	$\lambda_g>0$

Vyjádřením střední hodnoty veličiny ξ_g z rovnice $\xi g(\vec{r},\phi) = \sum_{i=0}^{2} A_{g,i}\, cn\left(\sqrt{|\lambda_g|}\,\vec{r}\cos(\phi - i\tfrac{\pi}{3})\right) + \sum_{i=0}^{2} B_{g,i}\, sn\left(\sqrt{|\lambda_g|}\,\vec{r}\cos(\phi - i\tfrac{\pi}{3})\right)$, (5) lze pro každou hranici palivového souboru získat sadu rovnic pro k = 1, 2, až 6 viz:

$$\overline{\xi_g(k)} = \sum_{i=0}^{2} A_{g,i}a_{i,k} + \sum_{i=0}^{2} B_{g,i}b_{i,k}\,, \tag{6}$$

kde $a_{i,k}$ a $b_{i,k}$ jsou střední hodnoty daných funkcí přes příslušné hranice palivového souboru. Řešením soustavy vzhledem ke známým hodnotám $\overline{\xi_g(k)}$ na hranicích palivového souboru lze získat konstanty $A_{g,i}$ a $B_{g,i}$. Na základě známých konstant lze určit průběh veličiny $\xi_g(\vec{r},\phi)$ v celém palivovém souboru. Díky znalosti $\xi_g(\vec{r},\phi)$ lze řešit rovnici $\xi_g(\vec{r},\phi) = \sum_{i=0}^{2} A_{g,i}\, cn\left(\sqrt{|\lambda_g|}\,\vec{r}\cos(\phi - i\tfrac{\pi}{3})\right) + \sum_{i=0}^{2} B_{g,i}\, sn\left(\sqrt{|\lambda_g|}\,\vec{r}\cos(\phi - i\tfrac{\pi}{3})\right)$, (5) a z této rovnice je možné vypočítat hustotu toku neutronů v elementárním objemu o souřadnicích $\vec{r}$ a ϕ. [5]

Pro přesnější rekonstrukci hustoty toku neutronů jsou do výpočtu zahrnuty také hodnoty v rozích palivového souboru. Soustava $\xi_g(\vec{r},\phi) = \sum_{i=0}^{2} A_{g,i}\, cn\left(\sqrt{|\lambda_g|}\,\vec{r}\cos(\phi - i\tfrac{\pi}{3})\right) + \sum_{i=0}^{2} B_{g,i}\, sn\left(\sqrt{|\lambda_g|}\,\vec{r}\cos(\phi - i\tfrac{\pi}{3})\right)$, (5) je nahrazena:

$$\xi_g(\vec{r},\phi) = \sum_{i=0}^{5} A_{g,i}\, cn\left(\sqrt{|\lambda_g|}\,\vec{r}\cos(\phi - i\tfrac{\pi}{6})\right) + \sum_{i=0}^{5} B_{g,i}\, sn\left(\sqrt{|\lambda_g|}\,\vec{r}\cos(\phi - i\tfrac{\pi}{6})\right) \tag{7}$$

2.2. APLIKACE AKTUÁLNÍ HUSTOTY TOKU NEUTRONŮ NA MAKROSKOPICKÉ PRŮŘEZY

Rehomogenizace je založena na přípravě dat pomocí reálnějšího rozložení hustoty toku neutronů. Příprava dat pro palivový soubor probíhá dle metody vážení hustotou toku neutronů (Flux-Weighted Volume - FWV):

$$\Sigma_{\mathrm{g}} = \frac{\sum_{h\in \mathrm{g}} \sum_i V_i \Sigma_{i,h} \Phi_{i,h}}{\sum_{h\in \mathrm{g}} \sum_i V_i \Phi_{i,h}}, \tag{8}$$

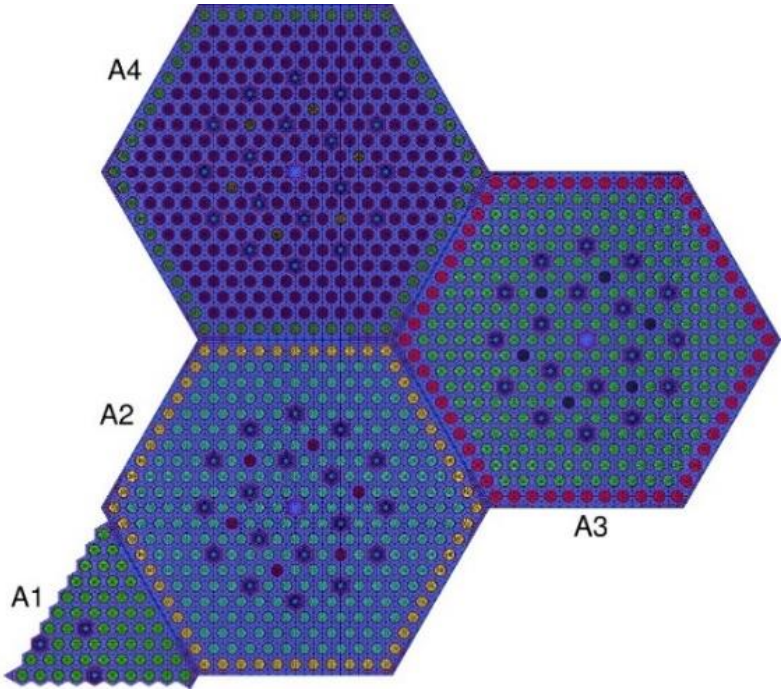
kde i značí prostorově diskretizované buňky s různými materiály, V_i jsou objemy těchto buněk, $\Sigma_{i,h}$ jsou makroskopické účinné průřezy buňky i a energie h, která náleží intervalu $\mathrm{g} \in (\mathrm{E}_{\mathrm{g}-1}, \mathrm{E}_{\mathrm{g}})$ a $\Phi_{i,h}$ hustota toku neutronů v buňce i o energii h. Pomocí rekonstruované hustoty toku neutronů a buňkových makroskopických účinných průřezů z nekonečné mříže byla pomocí vzorce $\Sigma\mathrm{g}= \frac{\sum_{h\in \mathrm{g}} \sum_i V_i \Sigma_{i,h} \Phi_{i,h}}{\sum_{h\in \mathrm{g}} \sum_i V_i \Phi_{i,h}}$,

(8) získána nová data pro palivový soubor.

3. TESTOVÁNÍ METODY

Testování metody proběhlo na základě srovnání dat s referenčními modely minizón spočítanými pomocí přesného deterministického kódu Helios. Tyto minizóny lze rozdělit na: palivové minizóny, minizóny se silným absorbátorem, minizóny s regulačními orgány, minizóny s reflektorovou kazetou.

Vizualizace šestiny minizóny s popiskem jednotlivých palivových souborů je zobrazena na obrázku Obrázek 2: Vizualizace „větší“ minizóny s popisem jednotlivých palivových souborů. V případě, že se jedná o „menší“ minizónu, jsou palivové soubory A3 a A4 odstraněny a pouze palivové soubory A1 a A2 jsou umístěny v nekonečné mříži.



Obrázek 2: Vizualizace „větší“ minizóny s popisem jednotlivých palivových souborů

Testování úlohy je rozdělené do dvou samostatných kategorií. V prvním kroku byla metoda testována na základě přesných dat pro výpočet rozložení hustoty toku neutronů v palivovém souboru - benchmark metody rehomogenizace. Tato data byla zjištěna modelováním referenční minizóny v mikrokódu. Ve druhém kroku bylo rozložení hustoty toku neutronů získáno z dat poskytnutých difuzním přiblížením - výpočetním kódem Andrea.

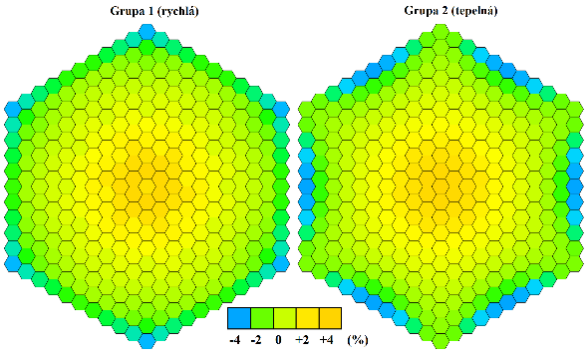
3.1. BENCHMARK METODY

Pomocí tohoto kroku bylo možné analyzovat celkový přínos rehomogenizace v případě ideálních vstupních parametrů pro výpočet rozložení hustoty toku neutronů uvnitř palivového souboru.

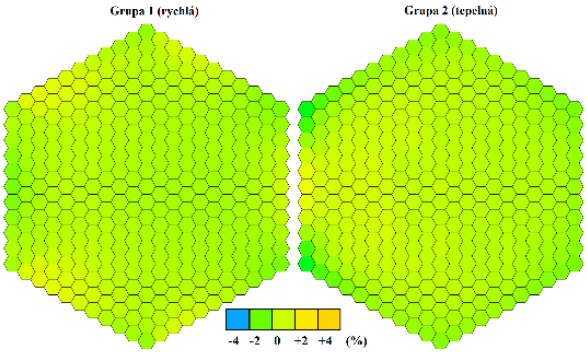
Sledovanými parametry bylo rozložení hustoty toku neutronů v palivovém souboru, makroskopické účinné průřezy a následně koeficient násobení vypočítaný z makroskopických účinných průřezů pomocí dvou grupové difuzní rovnice v nekonečném prostředí.

Minizóna A

Minizóna A je složená z palivových souborů A1-a13A, A2-a40A6 [6]. Palivový soubor a13A je umístěn uprostřed, obklopen 6 palivovými soubory a40A6. Celá struktura je umístěna v nekonečné mříži. Jedná se o zcela realistický případ rozmístění palivových souborů v aktivní zóně. Výsledky odchylky rekonstrukce hladkého rozložení hustoty toku neutronů pomocí přesných dat z Heliosu od přesného řešení jsou pro jednotlivé palivové soubory a energetické grupy na obrázcích Obrázek 3: Odchylky rekonstrukce jemného rozložení Φ v A1 od přesného řešení při použití rekonstrukce z Andrey v minizóně A s daty z Heliosu a Obrázek 4: Odchylky rekonstrukce jemného rozložení Φ v A2 od přesného řešení při použití rekonstrukce z Andrey v minizóně A s daty z Heliosu.



Obrázek 3: Odchylky rekonstrukce jemného rozložení Φ v A1 od přesného řešení při použití rekonstrukce z Andrey v minizóně A s daty z Heliosu



Obrázek 4: Odchylky rekonstrukce jemného rozložení Φ v A2 od přesného řešení při použití rekonstrukce z Andrey v minizóně A s daty z Heliosu

Dle obrázků je vidět, že rekonstrukce hustoty toku neutronů je ve velmi dobré shodě s referenčním výpočtem pomocí Heliosu. V tabulce Tabulka 2: Makroskopické účinné průřezy připravené v minizóně (min) pro minizónu A a odchylky řešení v nekonečného prostředí, respektive rehomogenizovaných účinných průřezů jsou makroskopické účinné průřezy připravené referenčním výpočtem v minizóně společně s odchylkami nekonečného, respektive rehomogenizovaného řešení od hodnot vypočtených v minizóně. Odchylky byly spočítány dle vzorce:

$$\Delta_{\mathrm{min},x} = \frac{\Sigma_{\mathrm{min}} - \Sigma_{\mathrm{x}}}{\Sigma_{\mathrm{min}}} \cdot 100, \tag{9}$$

kde veličina x značí buď rekonstruované makroskopické účinné průřezy, nebo průřezy připravené v nekonečné mříži.

Tabulka 2: Makroskopické účinné průřezy připravené v minizóně (min) pro minizónu A a odchylky řešení v nekonečného prostředí, respektive rehomogenizovaných účinných průřezů

Typ	Σ_{ref} (1/cm)	$\Delta_{ref,\infty}$(%)	$\Delta_{ref,rec}$(%)	Typ	Σ_{ref} (1/cm)	$\Delta_{ref,\infty}$(%)	$\Delta_{ref,rec}$(%)
Palivový soubor A1-a13A				Palivový soubor A2-A40a6			
$\Sigma_{a,g1}$	8,07E-03	-0,748	-0,580	$\Sigma_{a,g1}$	9,74E-03	0,097	-0,117
$\Sigma_{a,g2}$	5,64E-02	-0,759	-1,113	$\Sigma_{a,g2}$	1,07E-01	0,106	-0,088
D_{g1}	1,32E+00	-2,445	-2,454	D_{g1}	1,34E+00	0,285	0,301
D_{g2}	4,09E-01	4,562	4,410	D_{g2}	3,99E-01	-1,117	-1,127
$\nu\Sigma_{f,g1}$	3,95E-03	-1,684	-1,482	$\nu\Sigma_{f,g1}$	7,43E-03	0,128	-0,103
$\nu\Sigma_{f,g2}$	6,13E-02	-0,640	-1,287	$\nu\Sigma_{f,g2}$	1,60E-01	0,132	-0,125
$\kappa\Sigma_{f,g1}$	4,99E-14	-1,607	-1,405	$\kappa\Sigma_{f,g1}$	9,59E-14	0,125	-0,107
$\kappa\Sigma_{f,g2}$	8,15E-13	-0,640	-1,286	$\kappa\Sigma_{f,g2}$	2,12E-12	0,123	-0,125
$\Sigma_{g1,g2}$	1,86E-02	2,448	-2,570	$\Sigma_{g1,g2}$	1,64E-02	0,231	0,320
$\Sigma_{g2,g1}$	1,01E-03	9,454	9,505	$\Sigma_{g2,g1}$	1,64E-03	-1,144	-1,136

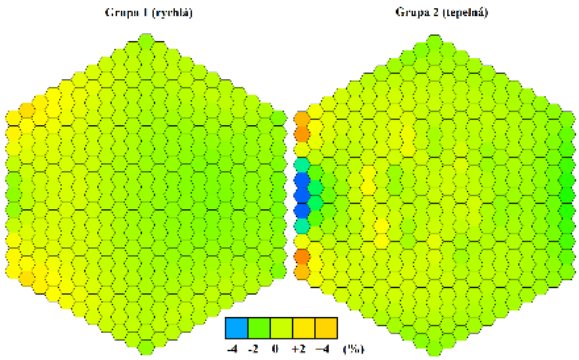
Kromě makroskopických účinných průřezů byly dále analyzovány koeficienty násobení vypočtené z dvou grupové difuzní rovnice a připravených dat. Jejich hodnoty jsou poskytnuty v tabulce Tabulka 3: Koeficienty násobení vypočtené z makroskopických účinných průřezů minizóny A pomocí dvou grupové difuzní rovnice. Koeficient násobení poskytuje integrální veličinu, rozhodující o vhodnosti rehomogenizace makroskopických účinných průřezů.

Tabulka 3: Koeficienty násobení vypočtené z makroskopických účinných průřezů minizóny A pomocí dvou grupové difuzní rovnice

Palivový Soubor	k_{min}^{∞}	$\Delta k_{min,\infty}^{\infty}$ (pcm)	$\Delta k_{min,rec}^{\infty}$(pcm)
A1	0,903885	-282	-533
A2	1,218033	59	47

Minizóna F

Minizóna F je větší minizónou, ve které byl centrální palivový soubor nahrazen modelem HRK regulační kazety. Model s HRK byl zvolen jako reálný problém s větší absorpcí neutronů, než v případě regulačního klastru. Regulace pomocí HRK kazet je využívána například u reaktorů VVER-440, ve kterých je palivový soubor nahrazen absorbující částí. Proložení rekonstruovanou hustotou toku neutronů pro palivový soubor sousedící s HRK regulační kazetou (A2) je na obrázkuObrázek 5: Odchylky rekonstrukce jemného rozložení Φ v A2 od přesného řešení při použití rekonstrukce z Andrey v minizóně F s daty z Heliosu. V tepelné grupě neutronů jsou rozdíly na úrovni -5 až 3 % v případě sousední strany s HRK regulační kazetou. Pro ostatní palivové soubory vyšly rekonstruované hustoty toku neutronů se shodou do 1 % s přesným řešením z Heliosu.



Obrázek 5: Odchylky rekonstrukce jemného rozložení Φ v A2 od přesného řešení při použití rekonstrukce z Andrey v minizóně F s daty z Heliosu

Tabulka 4: Makroskopické účinné průřezy homogenizovány v minizóně (min) pro minizónu F a odchylky řešení v nekonečném prostředí, respektive rehomogenizovaných účinných průřezů

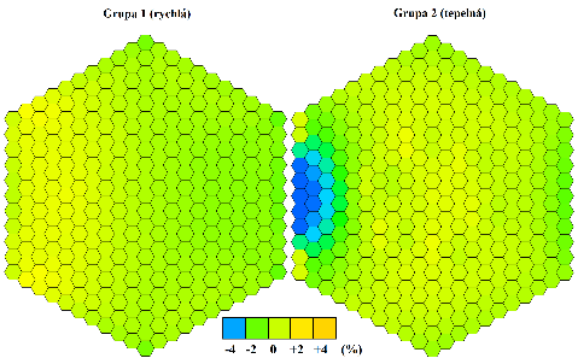
Typ	Σ_{ref} (1/cm)	$\Delta_{ref,\infty}$(%)	$\Delta_{ref,rec}$(%)	Typ	Σ_{ref} (1/cm)	$\Delta_{ref,\infty}$(%)	$\Delta_{ref,rec}$(%)
$\Sigma_{a,g1}$	9,74E-03	0,119	-0,088	$\nu\Sigma_{f,g2}$	1,59E-01	-0,089	-0,376
$\Sigma_{a,g2}$	1,07E-01	-0,257	-0,572	$\kappa\Sigma_{f,g1}$	9,59E-14	0,119	-0,110
D_{g1}	1,34E+00	0,418	0,433	$\kappa\Sigma_{f,g2}$	2,12E-12	-0,089	-0,376
D_{g2}	4,05E-01	0,372	0,339	$\Sigma_{g1,g2}$	1,64E-02	-0,146	-0,059
$\nu\Sigma_{f,g1}$	7,43E-03	0,116	-0,112	$\Sigma_{g2,g1}$	1,67E-03	0,400	0,351

Tabulka 5: Koeficienty násobení vypočtené z makroskopických účinných průřezů minizóny F pomocí dvou grupové difuzní rovnice

k_{min}^{∞}	$\Delta k_{min,\infty}^{\infty}$ (pcm)	$\Delta k_{min,rec}^{\infty}$(pcm)
1,218522	108	177

Minizóna G

V rámci kompletního popsání možného použití rehomogenizace byla simulována také situace s reflektorem. Centrální palivový soubor je modelován jako část reflektoru reaktoru VVER-1000, zbylé 3 palivové soubory větší minizóny jsou a40A6. Na obrázku Obrázek 6: Odchylky rekonstrukce jemného rozložení Φ v A2 od přesného řešení při použití rekonstrukce z Andrey v minizóně G s daty z Heliosu je porovnání rekonstruované hustoty toku neutronů s přesným řešením z Heliosu pro palivový soubor sousedící s reflektorovou částí. Největších odchylek v



rekonstrukci je dosahováno v tepelné grupě neutronů u strany sousedící s reflektorem. Zde jsou odchylky na úrovni až 7 %.

Obrázek 6: Odchylky rekonstrukce jemného rozložení Φ v A2 od přesného řešení při použití rekonstrukce z Andrey v minizóně G s daty z Heliosu

Tabulka 6: Makroskopické účinné průřezy homogenizovány v minizóně (min) pro minizónu G a odchylky řešení v nekonečném prostředí, respektive rehomogenizovaných účinných průřezů

Typ	Σ_{ref} (1/cm)	$\Delta_{ref,\infty}$(%)	$\Delta_{ref,rec}$(%)	Typ	Σ_{ref} (1/cm)	$\Delta_{ref,\infty}$(%)	$\Delta_{ref,rec}$(%)
$\Sigma_{a,g1}$	9,78E-03	0,540	0,335	$\nu\Sigma_{f,g2}$	1,57E-01	-0,038	-0,328
$\Sigma_{a,g2}$	1,07E-01	-0,005	-0,325	$\kappa\Sigma_{f,g1}$	9,60E-14	0,238	0,010
D_{g1}	1,34E+00	0,256	0,271	$\kappa\Sigma_{f,g2}$	2,12E-12	-0,038	-0,328
D_{g2}	4,03E-01	-0,210	-0,245	$\Sigma_{g1,g2}$	1,65E-02	0,702	0,787
$\nu\Sigma_{f,g1}$	7,44E-03	0,196	-0,032	$\Sigma_{g2,g1}$	1,67E-03	0,939	0,887

Tabulka 7: Koeficienty násobení vypočtené z makroskopických účinných průřezů minizóny G pomocí dvou grupové difuzní rovnice

k_{min}^{∞}	$\Delta k_{min,\infty}^{\infty}$ (pcm)	$\Delta k_{min,rec}^{\infty}$(pcm)
1,216401	-104	-33

3.2. PRAKTICKÉ VYUŽITÍ

Ve druhém kroku bylo pro potřeby výpočtu rozložení hustoty toku neutronů použito okrajových podmínek poskytnutých difuzním kódem Andrea. V rámci této podkapitoly jsou porovnávány jednak hustoty toku neutronů na hranicích palivového souboru, dále makroskopické účinné průřezy a následně koeficient násobení.

Koeficient násobení je v tomto případě počítán výpočetním kódem Andrea. Pomocí mikrokódu Helios byl vypočítán únik neutronů ze systému minizóny (pomocí faktoru DB^2, kde D je difuzní koeficient systému a B^2 je geometrický faktor). Takto zjištěný únik neutronů ze systému byl dosazen do výpočetního kódu Andrea. V případě referenčních dat z minizóny by bylo dosaženo $k_{ef} = 1$. Odchylka koeficientu násobení je poté dána odchylkami makroskopických účinných průřezů od referenčního řešení. Integrálním parametrem rehomogenizace tedy byla odchylka koeficientu násobení od 1. V tabulce Tabulka 8: Σ homogenizovány v minizóně (min) pro minizóny A, F i G s okrajovými podmínkami z Andrey jsou porovnány jednotlivé makroskopické účinné průřezy pro palivový soubor A2 v minizónách A, F i G.

Tabulka 8: Σ homogenizovány v minizóně (min) pro minizóny A, F i G s okrajovými podmínkami z Andrey

A - A2				F - A2				G - A2			
Typ	Σ_{ref} (1/cm)	$\Delta_{ref,\infty}$(%)	$\Delta_{ref,rec}$(%)	Typ	Σ_{ref} (1/cm)	$\Delta_{ref,\infty}$(%)	$\Delta_{ref,rec}$(%)	Typ	Σ_{ref} (1/cm)	$\Delta_{ref,\infty}$(%)	$\Delta_{ref,rec}$(%)
$\Sigma_{a,g1}$	9,74E-03	2,500	2,507	$\Sigma_{a,g1}$	9,74E-03	2,497	2,507	$\Sigma_{a,g1}$	9,77E-03	2,783	2,794
$\Sigma_{a,g2}$	1,07E-01	10,100	10,171	$\Sigma_{a,g2}$	1,07E-01	10,104	10,171	$\Sigma_{a,g2}$	1,07E-01	9,725	9,789
$\Sigma_{f,g1}$	2,93E-03	0,127	0,127	$\Sigma_{f,g1}$	2,93E-03	0,127	0,127	$\Sigma_{f,g1}$	2,93E-03	0,141	0,141
$\Sigma_{f,g2}$	6,56E-02	0,131	0,134	$\Sigma_{f,g2}$	6,56E-02	0,131	0,134	$\Sigma_{f,g2}$	6,54E-02	-0,126	-0,123
$\Sigma_{g1,g1}$	5,23E-01	-0,018	-0,018	$\Sigma_{g1,g1}$	5,23E-01	-0,018	-0,018	$\Sigma_{g1,g1}$	5,23E-01	0,091	0,091
$\Sigma_{g1,g2}$	1,64E-02	0,232	0,232	$\Sigma_{g1,g2}$	1,64E-02	0,232	0,232	$\Sigma_{g1,g2}$	1,65E-02	0,475	0,475
$\Sigma_{g2,g1}$	1,64E-03	-1,140	-1,143	$\Sigma_{g2,g1}$	1,64E-03	-1,143	-1,143	$\Sigma_{g2,g1}$	1,67E-03	0,678	0,678
$\Sigma_{g2,g2}$	1,25E+00	0,111	0,112	$\Sigma_{g2,g2}$	1,25E+00	0,111	0,112	$\Sigma_{g2,g2}$	1,25E+00	-0,343	-0,342
D_{g1}	1,34E+00	0,285	0,285	D_{g1}	1,34E+00	0,285	0,285	D_{g1}	1,34E+00	0,371	0,371
D_{g2}	3,99E-01	-1,120	-1,117	D_{g2}	3,99E-01	-1,116	-1,117	D_{g2}	4,03E-01	-0,081	-0,081

Změny odchylek koeficientu násobení od 1 v jednotlivých geometriích:

- Minizóna A – 20 pcm na 30 pcm.
- Minizóna F – 314 pcm na 123 pcm.
- Minizóna G – 99 pcm na 46 pcm.

4. ZHODNOCENÍ VÝSLEDKŮ

Při analýzách vycházejících z přesných dat poskytnutých transportním kódem Helios bylo zjištěno, že přínos rehomogenizace při správně rekonstruované hustotě toku neutronů není příliš znatelný a makroskopické účinné průřezy se mění jen málo. Celkový vliv rehomogenizace se však ukázal v případě 2 palivových souborů a palivového souboru vedle reflektorové kazety jako přínosný.

Při hlubší analýze bylo zjištěno, že makroskopické účinné průřezy pro celý palivový soubor zřejmě mnohem více závisí na spektru neutronů při přípravě dat, než na rozložení hustoty toku neutronů. Bohužel nelze bez znalosti vsázky určit spektrum neutronů pro potřeby přípravy dat. Celá příprava je prováděna pouze s omezeným počtem energetických grup a díky rehomogenizaci je tak možné postihnout pouze prostorové a nikoliv spektrální problémy homogenizace.

Výsledky z benchmarkové metody jsou v tabulkách Tabulka 2: Makroskopické účinné průřezy připravené v minizóně (min) pro minizónu A a odchylky řešení v nekonečného prostředí, respektive rehomogenizovaných účinných průřezů až

Tabulka 7: Koeficienty násobení vypočtené z makroskopických účinných průřezů minizóny G pomocí dvou grupové difuzní rovnice. V tabulkách makroskopických účinných průřezů jsou zeleně vyznačeny ty hodnoty, které se podařilo významně přiblížit referenčním hodnotám z minizóny. Červeně ty, které se významně oddálily a černou barvou zůstávají ty, které se téměř neměnily.

Při analýzách vlivu zcela implementované rehomogenizace bylo zjištěno, že odchylky hustoty toku neutronů na hranicích palivového souboru mezi přesným řešením transportním kódem a difuzním přiblížením dosahují až 15 %. I přes takové odchylky v hraničních podmínkách pro rekonstrukci vykazují makroskopické účinné průřezy podobné chování jako v případě přesných hodnot.

Na rozdíl od benchmarkové úlohy byl zaznamenán přínos rehomogenizace v případě palivových souborů vedle HRK regulační kazety i vedle reflektoru, ale již se neprojevil v minizóně složené z 2 palivových souborů. Zřejmě

je náklon hustoty toku neutronů v tomto případě velmi malý a s velkými odchylkami v hustotách toku neutronů na hranicích palivového souboru nelze připravit lepší makroskopická data pro tento případ.

5. ZÁVĚR

V rámci studie bylo provedeno několik analýz. Zřejmě nejdůležitějším závěrem je pak fakt, že oddělit spektrální a prostorovou homogenizaci je nemožné a metoda prostorové homogenizace nepřináší významně lepší výsledky. Z výsledků koeficientu násobení se ukázalo, že rehomogenizace může poskytnout lepší výsledky v případě dvou palivových souborů vedle sebe, stejně tak v případě palivového souboru vedle reflektorové kazety. Naopak rehomogenizace nepřinesla lepší výsledky v případě souborů vedle HRK regulační kazety.

Ve druhém kroku byla metoda testována s hraničními podmínkami spočítanými difuzním kódem. Při použití rehomogenizace v makrokódu se ukázalo, že přínos v podobě lépe připravených makroskopických účinných průřezů je minimální, neboť se průřezy téměř neměnily, ale celkový vliv na výpočet kritičnosti byl pozitivní.

Během práce bylo zjištěno, že hustotu toku neutronů uvnitř palivových souborů nelze aproximovat jednoduchými polynomiálními funkcemi, ale složitější a výpočetně náročnější přístup rekonstrukce se osvědčil. I přes správně rekonstruovanou hustotou toku neutronů se však makroskopické účinné průřezy měnily pouze omezeně a jejich vliv na výpočet nebyl tak zásadní. Tato skutečnost vedla k otázce, zda je možné separovat prostorovou a spektrální homogenizaci. Pravděpodobně by se tento efekt dal analyzovat provedením rehomogenizace při vyšším počtu energetických grup. Během práce však tato problematika prozatím nebyla analyzovaná.

PODĚKOVÁNÍ

Tento příspěvek vznikl za podpory grantu GAČR 111/22/3333 a výzkumného záměru XXX: J55/66:12345678. Děkuji také editorům sborníku Šimáně 2018 za poskytnutí možnosti otisknout příspěvek této studie také v Českém jazyce.

LITERATURA

[1] M. D. DeHart a M. A. Jessee. *NEWT: NEWT: A NEW TRANSPORT ALGORITHM FOR TWO-DIMENSIONAL DISCRETEORDINATES ANALYSIS IN NON-ORTHOGONAL GEOMETRIES*. ORNL/TM-2005/39. Oak Ridge National Laboratories, 2016.

[2] C. Wemple, H.-N. Gheorghiu, R. Stamm'ler a E. Villarino. *The helios-2 lattice physics code* [online]. 1. 2016 [cit. 2017-11-20]. Dostupné z: https://www.studsvik.com/SharepointFiles/The%20HELIOS-2%20Lattice%20Physics%20Code.pdf

[3] J. Leppänen. *Serpent - a Continous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code*. VTT Technical Research Centre of Finland, 2015.

[4] A. Dall'Osso. *A spatial rehomogenization method in nodal calculations* [online]. Science direct, 2006 [cit. 2018-03-20]. Dostupné z: https://www.researchgate.net/publication/245135037_A_spatial_-rehomogenization_method_in_nodal_calculations.

[5] F. Havluj, R. Vocka. *ANDREA developer documentation*. Nuclear Research Institute at Rez, 2005-2013.

[6] F. Havluj, J. Hejzlar, R. Vocka. *ANDREA data libraries, VVER-1000/TVSA-T*. Nuclear Research Institute at Rez.

STANOVENÍ NEURČITOSTI VE VÝPOČTECH KRITIČNOSTI S VYUŽITÍM METODIKY TSUNAMI

Matěj Šikl[1,2], František Havlůj[2]

E-mail: siklmate@fjfi.cvut.cz

[1] *Katedra jaderných reaktorů, Fakulta Jaderná a fyzikálně inženýrská, ČVUT v Praze, V Holešovičkách 2, Praha 8, 180 00, Česká republika*

[2] *Oddělení reaktorové fyziky a podpory palivového cyklu, ÚJV Řež, a. s., Hlavní 130, Řež, 250 68 Husinec, Česká republika*

***Abstrakt**: V současné době jsou v postupu validací a stanovování neurčitosti při výpočtech kritičnosti jisté nedostatky, které mohou způsobit, že tento postup nemusí být konzervativní. Tato práce se zabývá možnostmi odstranění těchto nedostatků a tím zajištění bezpečně podkritických výsledků výpočtů. K tomuto účelu je využíváno výběru experimentů pro validaci na základě podobnostních koeficientů mezi systémy získanými pomocí TSUNAMI-IP. To pracuje s citlivostí koeficientu násobení na změny účinných průřezů jednotlivých izotopů a reakcí srovnávaných násobících systémů. Dále je pomocí TSUNAMI-IP stanovována neurčitost výpočtu, která je vnášena, pokud jsou pro validaci použity nedostatečně podobné experimenty. V průběhu jsou zkoumány vlivy různých parametrů vstupujících do výpočtů a v závěru je na základě získaných poznatků popsán optimalizovaný doporučený postup pro validace a stanovování neurčitosti za využití výpočetního modulu TSUNAMI z komplexu výpočetních kódů SCALE.*

***Klíčová slova**: TSUNAMI, validace, podkritičnost, podobnost mezi násobícími systémy, penalty, bazény skladování*

1. ÚVOD

Současný přístup k výpočtům kritičnosti obsahuje různé zdroje neurčitostí. Většina těchto neurčitostí je v hodnocení bezpečnosti zahrnuta, nicméně některé důležité nejsou v současnosti uvažovány. Opomíjené neurčitosti se váží k experimentům či násobícím systémům, na základě kterých se kód pro výpočet kritičnosti pro daný nově počítaný násobící systém validuje.

Nově navrhovaný systém může být složen za použití různých typů paliva, chladiva i moderátoru, jejichž volba přináší změny v materiálovém složení aktivní zóny a ve spektru neutronů. Problémem validace je, že pokud výpočetní kód dobře počítá pro určitý typ paliva, nemusí stejně dobře počítat i jiný typ.

Toto je právě ona opomenutá neurčitost, která má dvě části. V současnosti je možné validovat na zcela nepodobných benchmarkových experimentech, což nemusí nic vypovídat o kvalitě validace pro požadovanou aplikaci. Dále, pokud jsou pro validaci využity experimenty podobné nově počítanému násobícímu systému, tak není nijak kvantifikována nepřesnost pramenící z neúplné podobnosti.

Typickým příkladem jsou výpočty skladovacích systému s vyhořelým palivem. Pro takové systémy totiž typicky neexistují benchmarkové experimenty.

Cílem bylo ohodnotit vliv neurčitosti pramenící právě z nepodobnosti benchmarkových experimentů a systémů počítaných pomocí výpočetních kódů, které byly na základě těchto experimentů validovány. Hodnocení tohoto vlivu je možné mimo jiné za využití modulu TSUNAMI z komplexu výpočetních kódů SCALE [1]. TSUNAMI je založeno na výpočtech modulem KENO, což je Monte Carlo výpočetní kód.

2. SOUČASNÝ POSTUP VALIDACE A HODNOCENÍ NEJISTOT VÝPOČTŮ (POD)KRITIČNOSTI

V současnosti probíhá proces validace a hodnocení nejistot pro výpočty kritičnosti takto:

- nejdříve je vybrán soubor kritických experimentů či benchmarků
  - pro každý experiment (i) je známa hodnota koeficientu násobení měřená ($k_m^{e,i}$) a hodnota koeficientu násobení spočtená ($k_s^{e,i}$)
  - výběr experimentů pro validaci většinou vychází z toho, jaké experimenty jsou právě pro validátory dostupné
- pro každý experiment (i) je spočítán bias $b_i$jako
  - $b_i = k_m^{e,i} - k_s^{e,i}$, pokud $k_s^{e,i} < k_m^{e,i}$(budoucí výpočetní rezerva, pokud výpočetní kód podhodnocuje)
  - $b_i = 0$, pokud $k_s^{e,i} \geq k_m^{e,i}$ (tedy nadhodnocování není konzervativně uvažováno)
- z jednotlivých b_i se průměrováním spočítá *bias* výpočetního kódu
  - bias lze chápat jako systematickou chybu výpočetního kódu
- poté se počítá nový násobící systém, který má být ohodnocen (nazýván aplikace) → $k_s^a + \sigma_{k_s^a}$
  - zde $\sigma_{k_s^a}$ je statistická chyba Monte Carlo výpočtu z modulu KENO
- při finálním hodnocení podkritičnosti pak musí součet

$$k_s^a + 2\sigma_{k_s^a} + bias + 2\sigma_{bias}$$

  být menší než legislativou požadovaný bezpečnostní limit.

Z uvedeného postupu jsou tedy vidět nedostatky, na které bylo poukázáno již dříve.

Zaprvé výpočet *bias* nezohledňuje, jakým způsobem byly voleny experimenty pro jeho určení. *Bias* určený pro určitý typ experimentů má vypovídající hodnotu o jakési systematické výpočetní chybě pouze daného typu experimentů. A tedy k aplikaci na jiný typ násobícího systému není vypovídající (i když samozřejmě může být stejný, jako by byl počítán pro tento jiný typ experimentů, ale to je možné i náhodou).

Zadruhé je vidět, že v poslední rovnici chybí jakýkoliv člen, uvažující možnou odchylku výpočtu způsobenou nepodobností mezi validačními experimenty a systémem, na který je požadováno validovaný kód aplikovat.

Oba tyto nedostatky je možné odstranit vhodným použití modulu TSUNAMI.

3. TSUNAMI

Modul TSUNAMI je součástí komplexu výpočetních kódů SCALE. Jedná se o modul přímo určený k analyzování neurčitostí a citlivostí na změny vstupních parametrů pro výpočty kritičnosti. Níže v textu budou popsány pouze základní možnosti využití, kompletní dokumentace je dostupná v manuálu ke SCALE [1].

Pro účely určování neurčitostí jsou potřebné dva podmoduly TSUNAMI. Prvním z nich je TSUNAMI-3D-K6, do kterého jsou zadávány vstupní soubory s parametry pro výpočet jednotlivých násobících systémů. Obsahem těchto vstupních souborů jsou především popisy geometrie a materiálů a parametry zadávající průběh výpočtu (požadovaná přesnost, počty neutronů na generaci…). Výstupem poté kromě vlastností násobícího systému mohou být i takzvané .sdf („sensitivity data file") soubory. Tyto soubory obsahují informaci, jak se změní koeficient násobení vlivem změny mikroskopického účinného průřezu (tedy$\delta\, k/\delta\, \sigma$) pro každý jednotlivý nuklid, energetickou grupu a každou možnou reakci probíhající na daném nuklidu.

Tyto .sdf soubory poté slouží podmodulu TSUNAMI-IP k určování podobnosti mezi vybranými srovnávanými systémy. K porovnání slouží podobnostní koeficienty, z nichž nejdůležitější je c_k a *penalty*.

Podobnostní koeficient $c_k$je nejobecnější a je určován na základě nepřesnosti určení účinných průřezů i citlivosti koeficientu násobení na změnu účinného průřezu (kompletní popis je možné najít v [1]). Jedná se o podobnostní koeficient určující vztah mezi dvojicí násobících systémů - jedním experimentem a jednou aplika-

cí. $c_k$je normováno tak, že pro zcela podobné systémy (z pohledu citlivostí a nepřesnosti určení účinných průřezů) platí $c_k = 1$ a pro zcela nepodobné systémy $c_k = 0$. V současnosti jsou za dostatečně podobné považovány násobící systémy, mezi nimiž je $c_k > 0{,}95$.

Druhým důležitým parametrem je *penalty*. Ta je číslem, které v % $\Delta k/k$udává možnou nepřesnost výpočtu zvolené aplikace kódem, který byl validován na sadě experimentů. Jde tedy o hodnotu, která popisuje vztah mezi zvolenými (jedním i více) experimenty a jednou aplikací. I *penalty* je (stejně jako c_k) počítána na základě citlivostí i nepřesnosti určení účinných průřezů. Aby bylo možné v průběhu výpočtu *penalty* volit, za využití kterých experimentů bude počítána, je zaveden parametr *cvalue*. Tento parametr zajistí, že k výpočtu *penalty* dané aplikace budou využity pouze experimenty, které mají s aplikací $c_k > cvalue$. Parametr *cvalue* je potřebný k tomu, aby informace o nepřesnosti nebyla získávána z nepodobných násobících systémů, což by bylo nevypovídající.

Pro každý systém existuje hodnota maximální *penalty*. Ta je výstupem již z TSUNAMI-3D-K6 a jde o hodnotu relativní odchylky efektivního koeficientu násobení vlivem nepřesností určených účinných průřezů. Ve výstupním souboru je možné ji najít jako „relative standard deviation of k_{eff} due to cross-section covariance data". Hodnota maximální *penalty* se typicky pohybuje okolo 0,6 %, což odpovídá i závěrům ze studie vlivu nepřesností určení účinných průřezů na výpočty aktivní zóny [2].

4. PODOBNOST A PODOBNOSTNÍ KOEFICIENTY MEZI RŮZNÝMI TYPY EXPERIMENTŮ

Pro praktickou aplikaci při výpočtech systémů s vyhořelým palivem bylo nejdříve potřeba otestovat chování podobnostních koeficientů na jednodušších systémech, proto byly nejprve srovnávány nekonečné mříže proutků s měnícími se parametry.

Později byly srovnávány realističtější, ale stále zjednodušené systémy skladování vyhořelého paliva jako aplikace s různými typy experimentů.

4.1. ZJEDNODUŠENÉ NEKONEČNÉ SYSTÉMY S MĚNÍCÍMI SE PARAMETRY

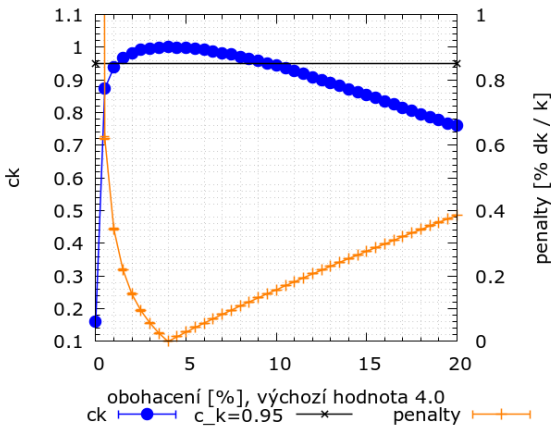
Pro prvotní srovnávání byly použity nekonečné mříže palivových proutků, kde byl vždy měněn pouze jeden parametr, aby bylo možné lehce sledovat vliv změny na podobnost mezi násobícími systémy. Měněné parametry byly:

1. typ mříže
2. obohacení
3. rozteč mezi palivovými proutky
4. množství rozpuštěného absorbátoru H_3BO_3
5. izotopické složení paliva, změněné vlivem vyhořívání.

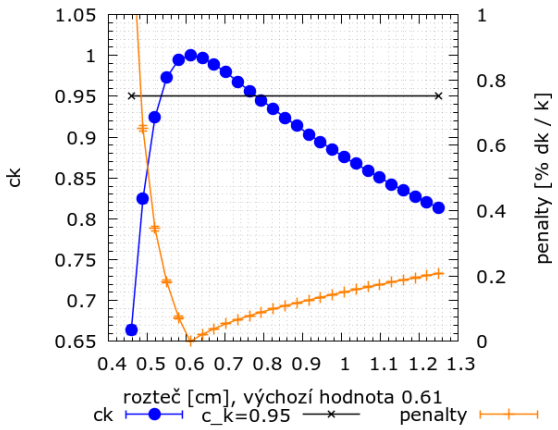
Při měnění jednoho parametru vždy ostatní parametry zůstávaly na nominální hodnotě. Při srovnávání pak byl jako experiment brán systém s nominální hodnotou měněného parametru a ostatní systémy byly uvažovány jako aplikace. Nominální hodnoty byly zvoleny takto:

1. obohacení 4 %
2. rozteč mezi palivovými proutky 0,61 cm
3. 4 g / kg H_3BO_3v moderátoru.

Jako první byl studován vliv rozdílných typů mříže. Při zachování stejného vodouranového poměru byly napočteny násobící systémy čtvercových a trojúhelníkových mříží. V rozsahu 0,8 až 2,5 násobku nominálních roztečí (nominální rozteče byly pro systémy zvoleny tak, aby byla stejná hodnota vodouranového poměru) se $c_k$pohybovalo vždy nad hodnotou 0,99. Z toho vyplývá, že je možné používat experimenty se čtvercovou mříží pro aplikace s trojúhelníkovou mříží a naopak, což pro praktické aplikace zvýšilo možný výběr experimentů. Pro další výpočty již byla používána pouze trojúhelníková mříž.



Obr 1: Podobnosti systémů s různými obohaceními

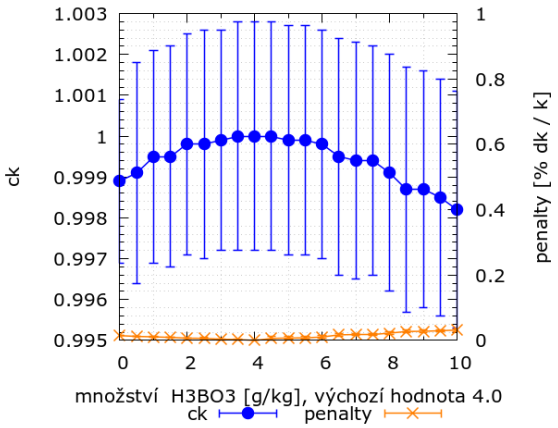


Obr 2: Podobnosti systémů s různými obohaceními

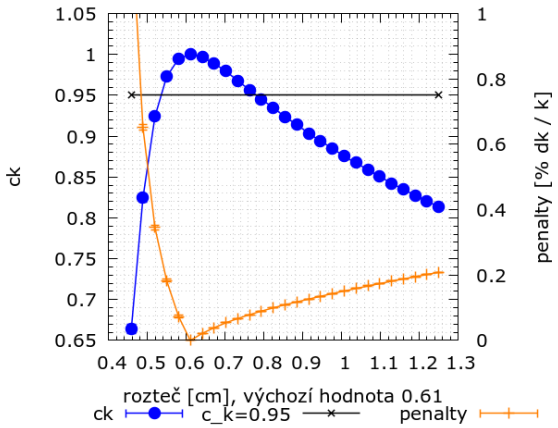
Jako druhý parametr bylo měněno obohacení. Za experiment byl brán systém s obohacením 4 %, aplikace poté měly 0 až 20% obohacení. Výsledek srovnávání je zobrazen v grafu 1. Je vidět, že dostatečná podobnost s experimentem je pro aplikace s obohacením mezi 1,5 až 8 %, což je pro běžné využití dostačující.

Dále byl srovnáván vliv změny rozteče. Zde byl jako experiment uvažován systém s nominální roztečí 0,61 cm. Jak je vidět z grafu 2, zde je limit na dostatečně podobné rozteče pouze přibližně 0,1 cm. To se může jevit jako málo, ale typicky budou dostupné experimenty pro stejné typové soubory, na které bude požadováno kód aplikovat. V takovém případě budou rozteče stejné a malý interval přijatelnosti nevadí.

Srovnání změny množství H_3BO_3 je zobrazeno v grafu 3. Zde je vidět, že podobnost mezi systémy závisí na množství boru velmi málo. To se může ukázat jako velmi důležité, neboť v experimentech často bor není obsažen, ale ve skladovacích nádržích je bor ve vysokém množství, neboť pomáhá udržovat podkritičnost.



Obr 3: Podobnosti systémů s různým množstvím boru

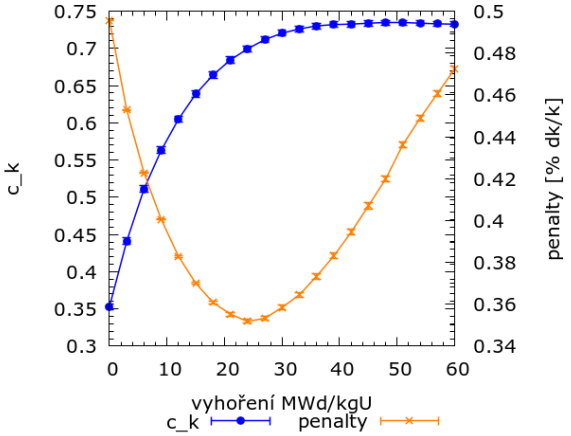


Obr 4: Podobnosti systémů s různým vyhořením oproti systému s čerstvým UO2

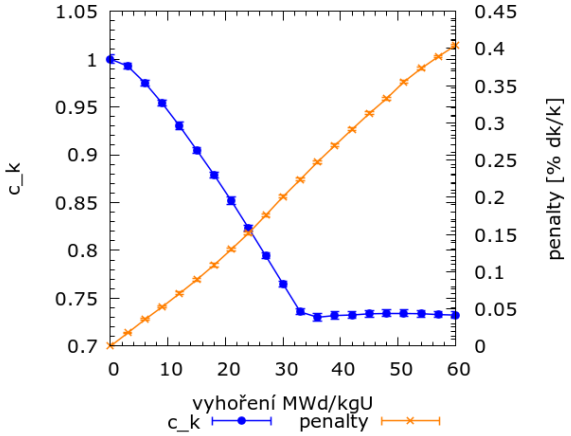
Po těchto zjištěních bylo přistoupeno ke srovnávání systémů s různými stupni vyhoření. Pro srovnávání byly zvoleny jako experimenty systémy s čerstvým palivem UO_2 a čerstvým MOX palivem. Experimenty s MOX byly zvoleny, neboť během vyhořívání vznikají mimo jiné izotopy Pu a Am, které jsou právě v MOX palivu obsaženy a tedy by vyhořelé palivo mělo být podobnější více MOX palivu, než čistě uranovému palivu. Pro

aplikace bylo vypočteno složení vyhořelých proutků za použití modulu ORIGEN (součást komplexu SCALE) vyhříváním z čerstvého UO_2 paliva. Výsledky srovnání jsou zobrazeny v grafech 4 a 5.

Jak je vidět z grafů 4 a 5, experiment s čerstvým UO_2 pokrývá dostatečně podobně pouze aplikace s vyhořením do 10 MWd/kgU. Experiment s MOX nikde nedosahuje c_k většího než v současné době požadovaných 0,95, nicméně pro vyhoření vyšší než cca 30 MWd/kgU vykazuje větší podobnost s aplikacemi než čistý UO_2. Z tohoto důvodu bylo přistoupeno k dalšímu srovnání, kdy byly jako experimenty použita paliva s čerstvým UO_2 i MOX současně. Toto srovnání je zobrazeno v grafu 6.



Obr 1: Porovnání systémů s různým vyhořením oproti systému s čerstvým MOX



Obr 6: Porovnání systémů s různým vyhořením oproti systémům s čerstvým UO2 a MOX

4.2. VÝPOČTY BAZÉNU SKLADOVÁNÍ VYHOŘELÉHO JADERNÉHO PALIVA

Na základě dosud zjištěných faktů bylo přistoupeno k více realistickým porovnáváním. Jednalo se o srovnávání systémů reálných experimentů z databáze ICSBEP [3] a zjednodušené bazény skladování.

Z databáze ICSBEP byly využity všechny experimenty, ke kterým byly dostupné .sdf soubory. Některé z těchto experimentů byly i kompletně napočteny, nicméně využity byly veškeré dostupné .sdf soubory získané i z výpočtů staršími verzemi TSUNAMI. To umožnilo srovnávání ve větším počtu, než by bylo možné při nutnosti znovu přepočítávat systémy a soubory .sdf získávat časově náročným výpočtem.

Jako aplikace byly použity nekonečné mříže bazénů skladování vyhořelého jaderného paliva v dukovanské jaderné elektrárně. Zde jsou umístěny dvě skladovací mříže, horní a dolní. Dolní mříž se liší použitím borových plechů mezi pozicemi pro palivové soubory. V polohách pro palivové soubory byly umístěny soubory typu Gd2M (typ vyráběný s původním středním obohacením 4,38 %) o vyhořeních mezi 0 až 60 MWd/kgU.

Po několika pokusech o srovnání bylo v souladu se závěry předchozí části zjištěno, že nejlepších výsledků (nejnižší penalty a nejvyššího c_k) je dosaženo při použití sady experimentů s MOX a UO_2 palivem.

Zároveň bylo provedeno několik pokusů, jaká je nejvhodnější volba hodnoty *cvalue*. Ukázalo se, že je potřeba, aby hodnota *cvalue* byla konstantně zafixována. V souladu s prací [4] byla zvolena fixní hodnota 0,7. Výsledky srovnávání pro horní i spodní mříž dukovanského bazénu jsou zobrazeny v tabulce 1.

Tab. 1: Srovnání bazénů skladování s experimenty s čerstvým uranovým a MOX palivem

mříž, vyhoření [MWd/kgU]	C_k^{max}	Penalty [% Δk/k]	Sítem na *cvalue* prošlo
spodní, 0	0,90	3,28E-2	401/726
spodní, 15	0,82	1,70E-1	367/726
spodní, 30	0,77	1,56E-1	139/726
spodní, 45	0,79	1,57E-1	139/726
spodní, 60	0,76	2,17E-1	82/726
horní, 0	0,93	2,24E-2	358/726
horní, 15	0,85	5,37E-2	273/726
horní, 30	0,79	1,11E-1	67/726
horní, 45	0,78	2,18E-1	64/726
horní, 60	0,73	3,09E-1	7/726

V tabulce 1 jsou zobrazeny výsledky srovnání mezi 726 experimenty a vždy jednou aplikací. Aplikace vždy byla jedna z dukovanských mříží s palivem o daném vyhoření. Hodnota C_k^{max} odkazuje na nejvyšší hodnotu C_k mezi dvojicemi experiment - daná aplikace. I zde je vidět, že požadavek na hodnotu C_k alespoň 0,95 je nesplnitelný. Naopak nejvyšší penalty dosahující přibližně 0,3 % je jakožto výsledek, který by měl byt zahrnut do bezpečnostní rezervy, přijatelná. Navíc často je penalty až o řad nižší. Dále je pozitivní, že se ve všech případech vyhořeni i mříží vyskytuje alespoň několik experimentů, které zvolené síto *cvalue* prošly.

5. DOPORUČENÝ OPTIMALIZOVANÝ POSTUP PRO VALIDACE A HODNOCENÍ NEJISTOT

Na základě výzkumných výpočtů, provedených a popsaných v předchozích dvou kapitolách, a prací [4] a [5] bude níže popsán doporučený postup pro validace. Na základě práce [4] bude požadována hodnota *cvalue* rovna 0,7 a na základě práce [5] bude požadováno alespoň 40 experimentů, které tuto podmínku splní.

Na základě TSUNAMI-IP analýzy podobnosti aplikaci se sadou dostupných experimentů by měly experimenty pro určování bias voleny takto:

- Pokud bude k dispozici alespoň 40 experimentů s C_k k aplikaci větším než 0,7 –> k určení bias by mělo být použito těchto 40 experimentů
- Pokud nebude k dispozici alespoň 40 experimentů s C_k k aplikaci větší než 0,7 –> k určení bias by mělo být použito 40 experimentů s nejvyšším C_k

Dále by měla být určena penalty pro každou aplikaci dle následujícího postupu:

- Pokud bude k dispozici alespoň 40 experimentů s C_k k aplikaci větším než 0,7 –> jako penalty je možné použít hodnotu získanou z TSUNAMI-IP
- Pokud nebude existovat alespoň 40 experimentů s C_k k aplikaci větším než 0,7 –> jako penalty by se měla použít hodnota maximální penalty

Rovnice na určování dostatečné podkritičnosti se změní na

$$k_s^a + 2\sigma_{k_s^a} + bias + 2\sigma_{bias} + penalty + 2\sigma_{penalty} < BL$$

6. ZÁVĚR

Na začátku bylo stanoveno za cíl zhodnotit a kvantifikovat dosud zanedbávanou nepřesnost při validacích výpočtů kritičnosti vlivem nepodobnosti násobících systémů. K tomuto účelu byl vybrán modul TSUNAMI, součást komplexu výpočetních kódů SCALE. V první části srovnávacích výpočtů bylo zjištěno, jak moc se mohou lišit jednotlivé parametry složení a geometrie násobícího systému, aby si systémy byly dostatečně podobné. Později během srovnávání systémů s vyhořelým palivem bylo ukázáno, že současné požadavky na podobnost systémů

jsou v případě vyhořelého paliva nesplnitelné. Nicméně se na základě zkoumání a závěrů několika odborných prací podařilo navrhnout proces validace, který je dostatečně důvěryhodný a zároveň jednoduchý i automatizovatelný. Zároveň byl doporučen vhodný výběr sady experimentů pro validaci kódu pro výpočty s vyhořelým palivem. Tím byl stanovený cíl splněn.

PODĚKOVÁNÍ

Děkuji vydavatelům/editorům sborníku Šimáně 2018 za povolení otisku další verze mého článku.

LITERATURA

[1] B. T. Rearden a M. A. Jessee. *SCALE Code System, ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.2*. Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee, 2017.

[2] M. Klein, L. Gallner, B. Krzykacz-Hausmann, a kol. Influence of nuclear data uncertainties on reactor core calculations. Kerntechnik 76:174–178, 2011.

[3] International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, 2016. NEA/NSC/DOC(95)03, OECD, NEA No. 7328.

[4] B. Rearden, M. Williams, M. Anderson Jessee, a kol. Sensitivity and uncertainty analysis capabilities and data in SCALE. Nuclear Technology 174:236–288, 2011. DOI: 10.13182/NT174-236

[5] B. L. Broadhead, B. Rearden, C. Hopper, a kol. Sensitivity- and uncertainty- based criticality safety validation techniques. Nuclear Science and Engineering 146:340–366, 2004.

[6] ŠIKL, M. *Stanovení neurčitosti ve výpočtech kritičnosti s využitím metodiky TSUNAMI*. Praha, 2018. Diplomová práce, KJR FJFI ČVUT. Vedoucí práce Ing. František Havlůj PhD.

Zpráva o výzkumu mikrofluidní kapalinové extrakce vybraných homologů supertěžkých prvků

Jakub Sochor[1]

E-mail: jakub.sochor@mensa.cz

[1]*Katedra jaderné chemie, FJFI ČVUT v Praze, Břehová 7, Praha 1 - Staré Město, 115 19, Česká republika*

***Abstrakt**: Studium vlastností supertěžkých prvků a hledání tzv. ostrova stability patří mezi jedny z nejintenzivněji zkoumaných oborů jaderné chemie dnešní doby. Zde prezentovaný výzkum volně navazuje na použití rychlého extrakčního zařízení SISAK ke studiu chemických vlastností transaktinoidů a zabývá se ověřením použití systému kapalinové extrakce v mikrofluidním uspořádání pro zkoumání chemických vlastností lehčích homologů supertěžkých prvků. V těchto procesech hrají důležitou roli stopová množství připravených nuklidů a také jejich krátký poločas rozpadu, což zvyšuje nároky na použitý separační proces. V rámci experimentální kampaně byly paralelně také zkoumány produkty jaderných reakcí při ostřelování terčů z Ag, Au, Hf a Zr.*

***Klíčová slova**: supertěžké prvky; mikrofluidika; chemie supertěžkých prvků; homology supertěžkých prvků; SISAK*

1. ÚVOD

Laboratorní syntéza prvků těžších než uran je v současné době jedním z nosných témat jaderné chemie i jaderné fyziky. Tyto tzv. supertěžké prvky se musí připravovat uměle - u lehčích transuranů do Z = 100 (neptunium až fermium) toho lze dosáhnout v jaderných reaktorech a tyto prvky jsou součástí vyhořelého paliva. Prvky se Z > 100 se však již musí syntetizovat v urychlovačích jadernými reakcemi mezi vhodně zvoleným terčovým jádrem a urychlenou jadernou střelou, a to při užití velmi složitých technologických postupů a elektronických zařízení, neboť poločasy rozpadu těchto radionuklidů se pohybují od několika dní po desítky milisekund. Syntéza každého dalšího prvku s vyšším protonovým číslem je kvůli coulombickému odpuzování mezi střelou a terčovým jádrem obtížnější, probíhá s menším výtěžkem a vyžaduje větší energii jaderných střel.

Postulátem dnešní vědecké teorie je tvrzení, že stále existují hmotnější prvky než ty, které se dosud podařilo připravit, a že může existovat oblast těžkých nuklidů s významně zvýšenou jadernou stabilitou. Mluví se o tzv. ostrově stability, což je skupina prvků, které jsou těžké a relativně stabilní zároveň. Předpokládá se, že počet jejich nukleonů se blíží magickým číslům – číslům, kdy počet nukleonů daného druhu odpovídá plně zaplněným 9 slupkám ve slupkovém modelu atomového jádra. Stále se však rozcházejí předpoklady toho, které prvky se již do této skupiny budou řadit. Mezi nejuznávanější patří předpověď centra ostrova stability okolo prvku unbinilium, a to konkrétně okolo izotopu ^{120}Ubn-300.

Kromě stability by prvky této skupiny mohly mít neobvyklé chemické vlastnosti a mohly by tak posloužit pro některé praktické aplikace, jako jsou např. neutronové zdroje nebo laboratorní přístroje. Po laboratorní syntéze prvků patřících nejen do ostrova stability, ale obecně transuranů, je důležité zjistit jejich vlastnosti, protože vzhledem k odlišnému uspořádání elektronového obalu mohou mít jiné chemické či fyzikální vlastnosti anebo reakční chování než u prvků běžně se vyskytujících v přírodě. Při hledání ostrova stability jsou zkoumané radionuklidy syntetizovány ve velmi malých množstvích a při analýzách produktů jaderných reakcí je nutné často pracovat s množstvím čítajícím pouze několik atomů, které musí být přeneseny z terčové komory do měřících přístrojů.

Zde prezentovaný výzkum volně navazuje na použití rychlého extrakčního zařízení SISAK (Studie izotopů s krátkým poločasem rozpadu pomocí technologie AKUFVE, více v [2]) ke studiu chemických vlastností transak-

tinoidů a zabývá se ověřením použití systému extrakce kapalina-kapalina v mikrofluidním uspořádání pro zkoumání chemických vlastností lehčích homologů supertěžkých prvků. Cílem projektu je vývoj nové, rychlé a plně automatizované aparatury sloužící ke zjišťování chemických vlastností rutherfordia, dubnia, seaborgia, bohria a hassia (tzv. lehké transaktinoidy) v kapalné fázi, a to včetně zjišťování chování komplexů těchto prvků a jejich redoxních potenciálů.

2. METODIKA EXPERIMENTU

Výzkumné kampaně jsou vedeny od podzimu 2016 s frekvencí dvou kampaní za rok, přičemž jedna kampaň trvá jeden týden a probíhá v Ústavu jaderné fyziky AV ČR, v. v. i. v Řeži u Prahy (zdrojem svazku urychlených částic je cyklotron U-120M). Výzkum stále probíhá, v této zprávě jsou tak zmíněny pouze nejnovější dílčí výsledky z jarní kampaně roku 2018.

Na samotném výzkumu, popsaném v této zprávě, se podílí tým z institucí: Univerzita v Oslu (profesor Jon Petter Omdvedt, Solveig Wulff), Katedra jaderné chemie Fakulty jaderné a fyzikálně inženýrské ČVUT v Praze (doc. Ing. Mojmír Němec, Ph.D., prof. Ing. Jan John, CSc. a Ing. Pavel Bartl) a Ústav jaderné fyziky AV ČR v. v. i. (tým pod vedením Ing. Jana Štursy).

Principem experimentu je ostřelování terče (tenká fólie z vysoce čistého prvku – v tomto případě zirkonia, hafnia, stříbra nebo zlata) umístěného v terčové komoře cyklotronu svazkem urychlených atomů ^{3}He o energii 40-52 MeV a proudu ve svazku až 400 nA. Prostorem za terčem jsou proudem helia neseny částice aerosolu chloridu draselného KCl, na který se díky potřebě chemické stabilizace adsorbují nabité produkty jaderných reakcí, které jsou díky odrazové energii vyraženy z materiálu terče. Ty jsou pak zachyceny na filtračním papíře, který je zpracován pro další experimenty či měření, zde pro mikrofluidní kapalinovou extrakci).

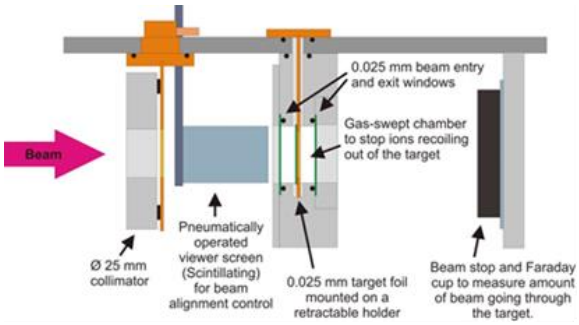
Celá experimentální kampaň je řízena z počítače umístěného v laboratoři, do něhož byly svedeny údaje o tlaku a průtoku aerosolu v terčové komoře cyklotronu a data o síle paprsku atomů ^{3}He dopadajícího na terč. Doba ostřelování terče byla v jednotkách hodin v závislosti na konfiguraci experimentu.

V popisované experimentální kampani byl filtrační papír se zachycenými radionuklidy loužen v 0,5M kyselině dusičné a tento roztok byl poté použit jako vodná fáze kapalinové extrakce jak pro vsádkový, tak pro mikrofluidní separační proces. Po proběhnutí procesu extrakce kapalina-kapalina v mikrofluidní aparatuře bylo odebráno 150 µl výsledných získaných fází. Vzorky byly měřeny po dobu 600 sekund spektrometrem záření gama. Vzorky ze vsádkové varianty extrakce byly analyzovány stejným způsobem. Spektrometr záření gama použitý k měření aktivity vzorků byl přístroj Canberra GR 5021 s krystalem 7600SL (sériové číslo b13525), který patří do kategorie tzv. High-purity Germanium Detectors (HPGe).

3. APARATURA

3.1. TERČOVÁ KOMORA

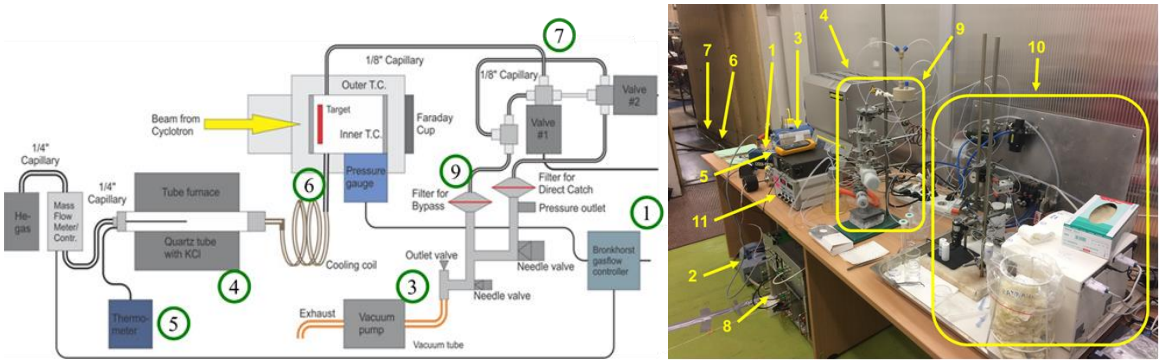
Ze směru fialové šipky vchází do terčové komory z cyklotronu urychlený svazek atomů ^{3}He, který je upraven kolimátorem o průměru 25 mm a zasáhne terč z určitého prvku o tloušťce 0,025 mm. Vzniklé radionuklidy se adsorbují na proudící aerosol KCl za terčem. Nenavázané produkty nebo atomy helia, které neprovedly jadernou reakci, byly zachyceny na Faradayově detektoru na konci terčové komory, který průběžně měří celkovou intenzitu svazku.



Obr. 1: Schéma terčové komory [2]

3.2. AEROSOLOVÝ TRANSPORT

Druhou částí aparatury je aerosolový transport, který zajišťuje přenos vzniklých radionuklidů z terčové komory do filtračního zařízení a který je zobrazen a popsán na fotografii a schématu níže. Jako hnací plyn aerosolového transportu je používáno helium, jehož spotřeba za jednu experimentální kampaň při průměrném průtoku plynného helia cca 1 dm^3/min je přibližně jedna 50l láhev stlačeného kapalného He.

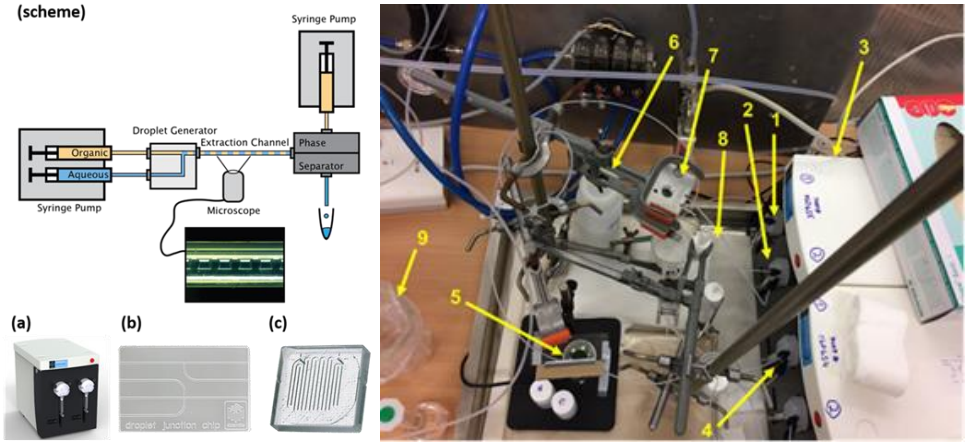


Obr. 2: Schéma [4] a popsaná fotografie [3] aerosolového transportu

1) zařízení pro řízení toku plynu Bronkhorst L30-FA-22-0; **2)** membránová pumpa pro čerpání vody a kyseliny na proplach filtračního zařízení a zachycení aerosolů ve vodné fázi; **3)** vakuová pumpa upravující tlak v terčové komoře tak, aby docházelo k proudění hnacího média přes terčovou komoru do filtračního zařízení; **4)** trubková pec Nabertherm R 50/250/13, kde docházelo k výrobě aerosolu KCl při teplotách okolo 680°C; **5)** digitální teploměr kontrolující teplotu uvnitř pece (nastavená teplota se totiž mírně liší od skutečné v rámci jednotek stupňů); **6)** hadice z PVC s vnitřním průměrem 6 mm vedoucí He s částečkami aerosolu KCl do terčové komory; **7)** hadice z PVC s vnitřním průměrem 6 mm vedoucí He s částečkami KCl a na ně navázané radionuklidy vzniklé při ostřelování terče svazkem ^{3}He z terčové komory do filtračního zařízení; **8)** řídící jednotka upravující cestu aerosolu přes filtrační zařízení podle pokynů z řídícího stolního počítače; **9)** filtrační aparatura sloužící k zachytávání částeček aerosolu s navázanými produkty ostřelování na filtrační papír tak, aby byla možná jejich další analýza.; **10)** mikrofluidní separační zařízení

3.3. MIKROFLUIDNÍ EXTRAKCE

Třetí části experimentální aparatury je samotná mikrofluidní extrakce:



Obr. 3: Schéma [1] a popsaná fotografie [3] mikrofluidní aparatury

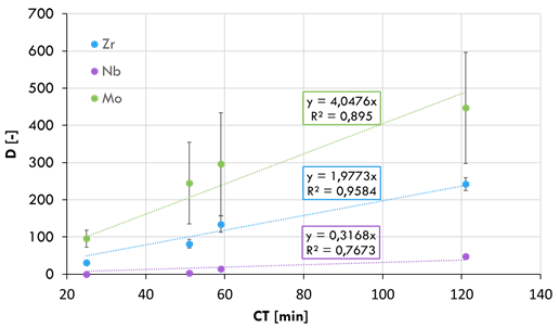
a)/3) dávkovací pumpa Dolomite Microfluidics Mitos Duo XS-Pump a vývody z ní - **1), 2), 3); b)** Dolomite Microfluidics Droplet Junction Chip, průměr kapilár 190µm; **c)/7)** fázový separátor Dolomite Microfluidics složený ze dvou membránových čipů s hydrofobickou a hydrofilickou membránou (průměr 25 mm a tloušťka 0,22 µm); **5)** kamera pro vizuální kontrolu vodné a organické fáze

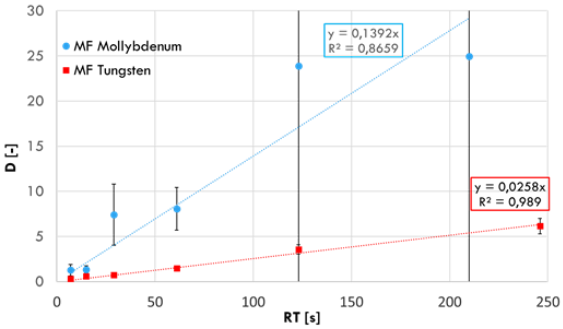
Pro mikrofluidní extrakci byly používány kapiláry od firmy Dolomite Microfluidics o průměru 250 µm, přičemž průtok se pohyboval od desítek do stovek µl/min. Jako vodná fáze pro kapalinovou extrakci byla používána HNO_3 o koncentraci 0,5 mol/dm^3. Organickou fází byl 0,5M Cyanex 600 v kerosenu. Vzhledem k charakteru extrakčního činidla Cyanex 600 je předpokládána extrakce dvou možných speciací kovu – kationická forma kovu typu chelátu nebo neutrální asociát, vzhledem k neznalosti valence extrahovaných kovů ani mechanismu není možné v současnosti toto blíže specifikovat.

4. VÝSLEDKY

Výsledky a závěry experimentálních měření poslední jarní kampaně vycházejí především z výsledků kapalinové extrakce pomocí orbitální třepačky a mikrofluidní aparatury pro porovnání standardního vsádkového a mikrofluidního způsobu extrakce. Z dat získaných analýzou spekter záření gama a korigovaných na průtok zařízením (*flow rate*) byl vypočítán rozdělovací poměr D.

Graf na obrázku 4 shrnuje výsledky statických experimentů extrakcí kapalina-kapalina zirkonia, niobu a molybdenu v případě použití orbitální třepačky, které byly paralelně provedeny v laboratořích FJFI. Měření rozdělovacích poměrů v závislosti na čase byla uskutečněna poprvé po 25 minutách, poslední po 120 minutách (tzv. doba kontaktu, *CT - contact time*). Jak lze na grafu vidět, rozdělovací poměr se s postupujícím časem zvyšuje – ve statickém experimentu nebylo tedy dosaženo termodynamické rovnováhy. Byly zjištěny rozdělovací poměry D pro zirkonium (od 20 do 240), niob (od 1 do 50) a molybden (od 95 do 445).



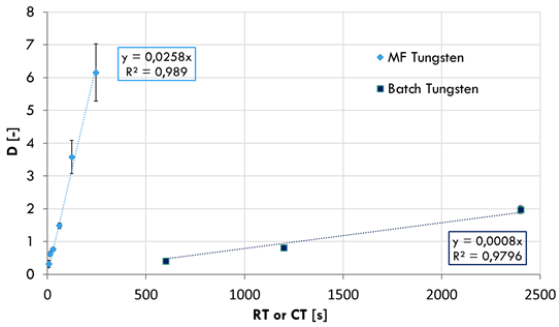


Obr. 4: Závislost rozdělovacího poměru D radionuklidů Zr, Nb a Mo při extrakci za použití orbitální třepačky (vlevo), CT [min] je doba kontaktu fází v extrakční zkumavce. [1]

Obr. 5: Závislost rozdělovacího poměru D radionuklidů Mo a W při extrakci za použití mikrofluidního zařízení (vpravo), RT [min] je doba kontaktu fází v mikrofluidní kapiláře. [1]

Graf na obrázku 5 obsahuje výsledky extrakce v mikrofluidní aparatuře pro izotopy molybdenu a wolframu. První měření rozdělovacích poměrů D byla provedena již po 6 sekundách (tzv. *RT - run time*), oproti 25 minutám u třepačky, a poslední po 245 sekundách. Stejně jako u statických experimentů nebylo dosaženo termodynamické rovnováhy, neboť hodnota rozdělovacího poměru D s časem stále roste. Byly zjištěny hodnoty rozdělovacího poměru pro molybden (od 2 do 25) i wolfram (od 1 do 7).

Graf na obrázku 6 je nejvýznamnějším dílčím výsledkem dosavadních experimentů, neboť obsahuje porovnání rozdělovacích poměrů D izotopů wolframu získaných orbitální třepačkou a mikrofluidní aparaturou. Vzhledem k tomu, že obou případech rozdělovací poměr D v čase roste, je možno říci, že ani v jednom z extrakčních systémů nebylo dosaženo termodynamické rovnováhy. Dá se očekávat, že při prodloužení doby kontaktu fází rozdělovací poměr dále poroste. Rozdíl v rozdělovacích poměrech mezi extrakcí na třepačce a v mikrofluidním uspořádání je pravděpodobně způsoben rozdílnou rychlostí převodu látek mezi jednotlivými fázemi, a to z důvodu různé intenzity míchání fází a za předpokladu, že při dané teplotě a složení fází probíhají chemické děje stejnou rychlostí (kinetika chemických reakcí se jinak nemění).



Obr. 6: Porovnání D radionuklidů W při kapalinové extrakci za použití mikrofluidiky a orbitální třepačky [1]

Vzhledem k tomu, že v mikrofluidním systému byl u izotopů wolframu naměřen rozdělovací poměr D = 1 a u izotopů molybdenu D = 2 při run time 6 sekund, je možné tento systém použít i pro krátkodobé radionuklidy s poločasy rozpadu v nižších desítkách sekund. Rozdělovací poměry blízké 1 či 2 jsou pro tato stanovení výhodné, protože je stále přítomna měřitelná aktivita ve vodné fázi dostatečně odlišná od hodnot pozadí.

5. ZÁVĚR

Zatím nejvýznamnějším výsledkem experimentů je zjištění, že extrakce kapalina-kapalina v mikrofluidní aparatuře je vhodnou metodou na extrakci krátkodobých radionuklidů vzniklých ostřelováním terče a přenesených aerosolovým transportem. Z výsledků vyplývá, že mikrofluidní uspořádání je pro daný záměr vhodnější než klasická forma extrakce s využitím orbitální třepačky, a to díky dobrému rozdělovacímu poměru dosaženého během

krátkého časového intervalu v řádu sekund, což je důležitý parametr právě pro experimenty s krátkodobými nuklidy s poločasem rozpadu do jedné minuty. Z výše uvedených grafů lze konstatovat, že k získání určitého rozdělovacího poměru stačí v případě použití mikrofluidní aparatury řádově desetinásobně kratší časový interval než v případě použití orbitální třepačky.

Doplňkovým výzkumným úkolem je vytváření seznamu vzniklých radionuklidů při ostřelování určitého terče. Bylo zjištěno, že při energii okolo 52 MeV může dojít k vyražení až osmi neutronů z nestálého produktu vzniklého jadernou reakcí.

Na zde diskutovaný výzkum bude navázáno v další měrné kampani v dubnu 2019, během které budou prováděny testy mikrofluidní extrakce s radionuklidy vzniknuvšími při ostřelování jiných dosud nevyzkoušených terčů. Zároveň budou provedeny experimenty s rychlejšími extrakčními činidly (TBP, HDEHP) tak, aby bylo možné tuto technologii použít i pro krátkodobější radionuklidy s poločasem rozpadu v řádu desítek sekund. Posledním výzkumným úkolem bude celkové vylepšení nastavení separace mikrofluidní extrakční metodou.

PODĚKOVÁNÍ

Poděkování patří všem členům výzkumného týmu ze všech tří institucí (KJCH FJFI ČVUT, ÚJF AV ČR a UiO), především doc. Ing. Mojmíru Němcovi, Ph.D., a Ing. Pavlu Bartlovi.

Také patří poděkování projektu CANAM (projekt LM2015056), programu MŠMT na podporu velkých výzkumných infrastruktur a Centru pokročilých aplikovaných věd (projekt CZ.02.1.01/0.0/0.0/16_019/0000778) podporovaný rovněž Ministerstvem školství, mládeže a tělovýchovy ČR, díky kterým se tento výzkum může realizovat.

LITERATURA

[1] BARTL, Pavel, 2018. *Microfluidic systems for radiochemical applications*. Rozprava k disertační práci, ČVUT v Praze – FJFI, 2018, 50 s.

[2] OMTVEDT, Jon Petter, 2018. Chemical Investigation of Super-Heavy Elements (SHEs). *Department of Chemistry: The Faculty of Mathematics and Natural Sciences of University in Oslo* [online]. Oslo: UiO [cit. 2018-02-28]. Dostupné z: http://www.mn.uio.no/kjemi/english/research/projects/sisak/

[3] SOCHOR, Jakub, 2017. *Studium přípravy a transportu homologů supertěžkých prvků: Studies on preparation and transport of homologues of super heavy elements*. Blovice, 73 s. Středoškolská odborná činnost. Gymnázium Blovice. Vedoucí práce Doc. Ing. Mojmír Němec, Ph.D.

[4] WULFF, Solveig Birgitte Aker. *Preparations for Next Generation Liquid-phase Studies of Super-heavy Elements: Combining the New Flow Solvent Extractor with the SISAK Alpha-Detection System*. Oslo, 2017, 131 s. Dostupné také z: https://www.duo.uio.no/bitstream/handle/10852/59586/1/MSc-Solveig-Wulff.pdf. Diplomová práce. Department of Chemistry, Faculty of Mathematics and Natural Sciences, UNIVERSITETET I OSLO. Vedoucí práce Prof. Jon Petter Omtvedt.

Ultrazvukové měření deformace vyhořelého jaderného paliva ve vise

Marcin Kopeć[1], Vítězslav Matocha[2], Martina Malá[1]

E-mail: marcin.kopec@cvrez.cz

[1]*Centrum výzkumu Řež s.r.o., Hlavní 130, 250 68 Husinec-Řež*
[2]*ÚJV Řež, a.s., Hlavní 130, 250 68 Husinec-Řež*

Abstrakt: *Cílem této práce je analýza proveditelnosti měření deformace vyhořelého jaderného paliva zavěšeného např. na zavážecím stroji pomocí ultrazvukového systému. Hlavní výzva, kterou je nutné u tohoto typu měření řešit, je kmitavý pohyb visícího palivového souboru. Jeho zanedbání může vést k nežádoucímu zkreslení výsledků a zvýšení nepřesnosti měření, zejména průhybu palivového souboru. Jednak vhodným umístěním a počtem měřících ultrazvukových sond, a také správným zpracováním měřených dat by mělo být možné problém kmitání visícího palivového souboru se zachováním požadované přesnosti měření pod 1 mm vyřešit.*

Klíčová slova: *Průhyb palivového souboru, deformace palivového souboru, ultrazvukové měření, ultrazvuk*

1. ÚVOD

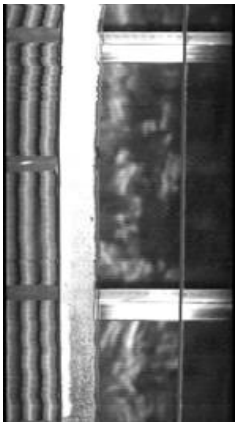
Během provozu jaderného reaktoru dochází k rozměrovým změnám palivového souboru (PS) vyvolaných zejména teplotním gradientem, radiací, prouděním chladiva a vzájemnou mechanickou interakcí palivových souborů. Abnormálně velká deformace PS v aktivní zóně může například způsobit problémy s jejich manipulací, ohrozit jadernou bezpečnost v případě neúplného zasunutí regulačních orgánů [2] nebo změnit velikosti a rozložení mezer mezi PS, a tím způsobit změny v lokálním rozložení výkonu v zóně [1]. Pravidelné inspekce jaderného paliva přinášejí důležité informace pro stanovení jeho aktuálního stavu a pomáhají upozornit na chování, které by v budoucnu mohlo vést k problémům. Jsou tak přínosné jak pro provozovatele elektrárny, tak pro dodavatele jaderného paliva.

Jedním z klíčových požadavků na inspekce jaderného paliva je jejich co nejmenší časová náročnost. Jednou z možností, jak optimalizovat využití času a zkrátit čas potřebný pro inspekce paliva, je měřit deformaci PS během jeho vizuální inspekce. Toho lze docílit buď využitím videozáznamu z vizuální inspekce, jsou-li v záběru referenční prvky, je možné deformaci PS získat zpracováním obrazu, nebo provádět měření deformace současně s vizuální inspekcí. Druhého způsobu lze snadno docílit použitím ultrazvukového měřícího systému. Ještě větší časové úspory lze dosáhnout umístěním ultrazvukového systému přímo na zavážecí stroj a měřit tak deformaci PS během manipulací se soubory. V tomto případě je ale nutné řešit vliv kmitavého pohybu zavěšeného PS na měření jeho deformace. Z tohoto důvodu byl v laboratoři Centra výzkumu Řež s.r.o (CVŘ) připraven experiment, ve kterém je ultrazvukovým systémem měřen průhyb zavěšeného kmitajícího imitátoru PS. Cílem je jednak vyhodnotit nepřesnost, kterou kmitání do měření průhybu ultrazvukovým systémem přinese, a následně přinést řešení, jak tuto nepřesnost minimalizovat.

2. VIZUÁLNÍ INSPEKCE A POSTPROCESSING PRO VYHODNOCENÍ PRŮHYBU PS

Jednou z nejpoužívanějších metod pro vyhodnocení deformace PS je vizuální inspekce. K jejímu provedení bez ohledu na typ kontrolovaného paliva nebo reaktoru je nutná pouze radiačně odolná kamera. Množství získaných informací je v krátkém čase značné [2, 3]. Zpracováním videozáznamu z inspekce paliva je možné vyhodnotit průhyb a růst PS i palivových proutků a také zkrut PS.

Jako příklad vyhodnocení průhybu PS lze uvést metodu používanou v jaderné elektrárně (JE) Temelín [3] nebo Jihoukrajinské jaderné elektrárně [4]. Za hranou PS jsou umístěna pravítka (viz Obrázek 1) a s jejich pomocí je vyhodnocen jeho průhyb. Nevýhodou ale je, že výsledky jsou negativně ovlivněny nejen perspektivou danou vzájemnou polohou kamery, PS a pravítek, ale také lidským faktorem při odečítání hodnot na pravítkách. Druhou metodou, která tyto nevýhody eliminuje a je používána paralelně s vyhodnocením podle pravítek, je využití kalibračního prvku, jako je například ocelové lano natažené podél hrany PS (viz Obr. 1). Ze souvislého videozáznamu od patice PS po jeho hlavici je vytvořena jedna fotografie hrany PS s kalibračním prvkem. Následným automatickým zpracováním obrazu je ze vzdálenosti hrany PS a kalibračního prvku vyhodnocen průhyb palivového souboru. Přesnost této metody je okolo ± 1,5 mm.



Obr. 1: Pravítka a kalibrační prvek pro měření průhybu PS umístěné vedle hrany PS v JE Temelín

3. MĚŘENÍ GEOMETRIE PS POMOCÍ ULTRAZVUKU

Jednou z měřících metod, která může nahradit vyhodnocení deformace PS z vizuální inspekce a současně umožní vyšší přesnost měření bez nároků na dodatečný čas pro měření, je použití ultrazvukového (UZ) systému. Ultrazvukové měření je dnes již běžně v jaderném průmyslu používáno (například inspekce jaderného paliva na JE Quinshan [5]) a díky jeho nesporným výhodám také specialisté v CVŘ začali s vývojem a aplikací UZ systému pro inspekce jaderného paliva.

Hlavní výhodou UZ systému je možnost nedestruktivního, bezkontaktního měření deformace PS. Díky tomu je eliminována mechanická interakce měřícího systému s měřeným objektem a je tak vyloučeno poškození jaderného paliva během měření. Navíc výstupem měření UZ systémem po jeho počáteční kalibraci, která je nutná pro zajištění konzistentních výsledků, je přímo vzdálenost, ze které je okamžitě v reálném čase stanoven průhyb PS. Na rozdíl od vyhodnocení z vizuální inspekce není nutné po skončení inspekcí paliva provést časově náročnější zpracování videozáznamu, které přináší další neurčitosti ve vyhodnoceném průhybu PS.

Ultrazvukový systém je tvořen jednou a více ultrazvukovými sondami, systémem řízení a zpracování signálu (obvykle vysokofrekvenční analogovo-digitální konvertor), vedením analogového a digitálního signálu a počítačem, který implementuje vyvinuté metody pro zpracování digitálního signálu. Deformace PS je vyhodnocena pomocí příslušného softwaru. Samotné ultrazvukové sondy mají přesnost měření vzdálenosti výrazně pod 1 mm (obvykle 0,1 mm ale i 0,01 mm) a jejich pracovní frekvence dosahuje hodnot až desítek MHz. Tak vysoká frekvence měřícího signálu s sebou nese vysoké nároky na systém zpracování dat a je nutné použít vysokorychlostní sběrnice a kompresi dat.

Další výhodou UZ systému je jeho kompaktnost a možnost umístit sondy ve větší vzdálenosti od PS. Velikost radiačně odolných sond (délka, šířka, resp. průměr) se pohybuje v jednotkách cm. Ultrazvukový signál se ve vodním prostředí šíří bez ztráty přesnosti měření (dáno nominálními parametry sondy) a není výrazně ovlivněn parametry prostředí, které nelze v okolí ozářeného PS zanedbat (např. teplotní gradient proudění chladiva) na rozdíl třeba od laserových měřících systémů, u kterých je vliv proudění významný.

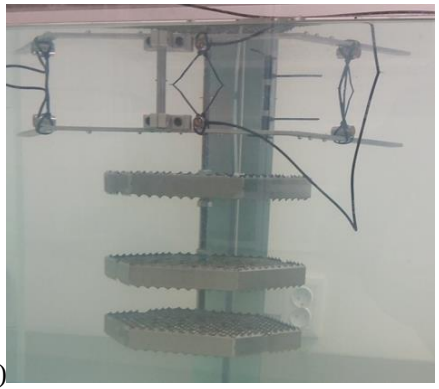
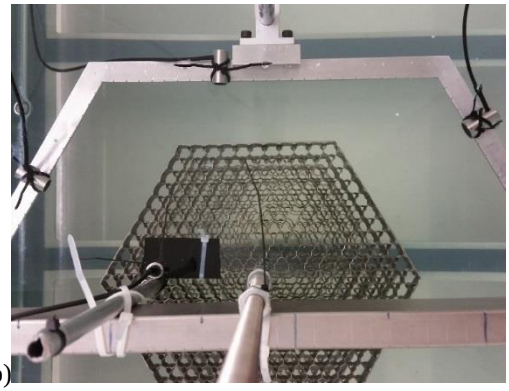
Ultrazvukový systém použitý pro měření deformace PS se musí vypořádat s několika specifiky, která jsou dána zejména pracovním prostředím sond, a proto vývoj jeho použití v náročných podmínkách, jako je bazén skladování vyhořelého paliva, stále probíhá [6].

Jednou z nevýhod UZ systému je nutnost použít radiačně odolné sondy, což výrazně zvyšuje investiční náklady systému. Pokud jsou ultrazvukové sondy umístěny ve vzdálenosti 10 cm od palivového souboru typu VVER-1000, tak podle našich výpočtů musí sondy vydržet dávku přesahující 10 kGy/h. Předpokládáme-li, že během jedné odstávky na jaderné elektrárně budou sondy měřit po dobu 50 hodin, tak kumulativní dávka po každé odstávce dosahuje stovek kGy. Hlavní komponenta ultrazvukové sondy je piezo-elektrický krystal, který generuje signál. Současné technologie umožňují vyrábět radiačně odolné piezoelektrické krystaly až do kumulované dávky 600 MGy [7]. Elektroniku uvnitř sondy je možné stínit, ale za cenu zvětšení rozměrů sondy, nebo umístit dále od zdroje záření. Radiační odolnost v současnosti dostupných ultrazvukových sond se tak pohybuje okolo 20 MGy. Nejvíce zranitelnou částí celého ultrazvukového systému jsou ale kabely, které vedou signál ze sondy. Plastová (obvykle polyamidová) izolace kabelů v radiaci křehne a rychle degraduje. Používané kabely dosahují maximální odolnosti 10 MGy.

Dále je třeba UZ systém pro měření deformace PS navrhnout tak, aby použité materiály a komponenty kromě radiace vydržely i práci při vysokém hydrostatickém tlaku v hloubce od 10 do 20 m ve vodě s kyselinou boritou. Materiály pouzdra, těsnění a konektorů sondy musí být vybrány tak, aby vydržely dlouhodobý provoz v kyselém vodním prostředí. A navíc použité materiály nesmí obsahovat prvky, které by se v radiačním poli staly zdroji záření.

4. EXPERIMENTÁLNÍ MĚŘENÍ PRŮHYBU ZAVĚŠENÉHO PS

S imitátorem PS byl v laboratoři CVŘ proveden experiment, ve kterém byl ultrazvukovými sondami měřen průhyb zavěšeného PS. Imitátor představuje zkrácený (125 cm) model PS šestihranného typu VVER-1000 bez hlavice a patice. Imitátor PS byl umístěn do nádrže o objemu 300 l s demineralizovanou vodou teploty 20 °C a do středu nádrže byl zavěšen na rámu zachycením v centrální trubce. Takto bylo možné provádět pod vodou UZ měření na třech distančních mřížkách vzdálených od sebe 20 cm. Spoj mezi centrální trubkou imitátoru PS a rámem byl proveden takovým způsobem, aby zamezil možnému pohybu (kmitání) souboru ve směru kolmém vůči rámu. Tento přístup byl zaveden pro zjednodušení modelu houpání PS a provedení analýzy pouze ve dvourozměrném případě. Experimentální sestava je ukázána v Obr. 2a).

a)  b) 

Obr. 2: a) Experimentální sestava s viditelnými třemi hlavními UZ sondami; b) Umístění čtvrté sondy vůči hlavním měřicím sondám

Měření probíhalo třemi UZ sondami umístěnými na pohyblivém prstenci, kdy každá sonda mířila na jinou stranu PS. Pohyb prstence se sondami rychlostí 14 mm/s byl v ose z (nahoru a dolů) zajištěn pomocí CNC motoru. Použity byly standardní imerzní ultrazvukové sondy s krystalem o průměru 8 mm a pracovní frekvencí 5 MHz. Signál byl přenášen do systému pro zpracování dat. Při měření deformace PS je využíván stabilní přímý odraz signálu od distančních mřížek. Na palivových proutcích dochází k výraznému rozptylu a zeslabení signálu.

Dodatečná čtvrtá sonda byla umístěna nad imitátor PS a mířila svrchu na pravou stranu horní distanční mřížky. Aby nedocházelo ke ztrátě signálu v buňkách distanční mřížky, přímý nerozptýlený odraz signálu byl zajištěn umístěním malého plíšku na horní distanční mřížku. Pozice čtvrté sondy je vidět v Obr. 2b).

5. VÝSLEDKÝ EXPERIMENTU

Během experimentu bylo provedeno celkem 7 měření rozdělených do tří skupin, které se skládaly z pohybu prstence s UZ sondami z dolní polohy do horní a zpět. První referenční měření bylo provedeno s imitátorem PS v ustáleném stavu, tedy bez kmitavého pohybu. V dalších dvou měřeních imitátor tlumeně kmital – imitátor byl před měřením nárazem rozkmitán a v průběhu měření se jeho pohyb v prostředí utlumil. Ve zbývajících čtyřech měřeních imitátor kmital s konstantní amplitudou.

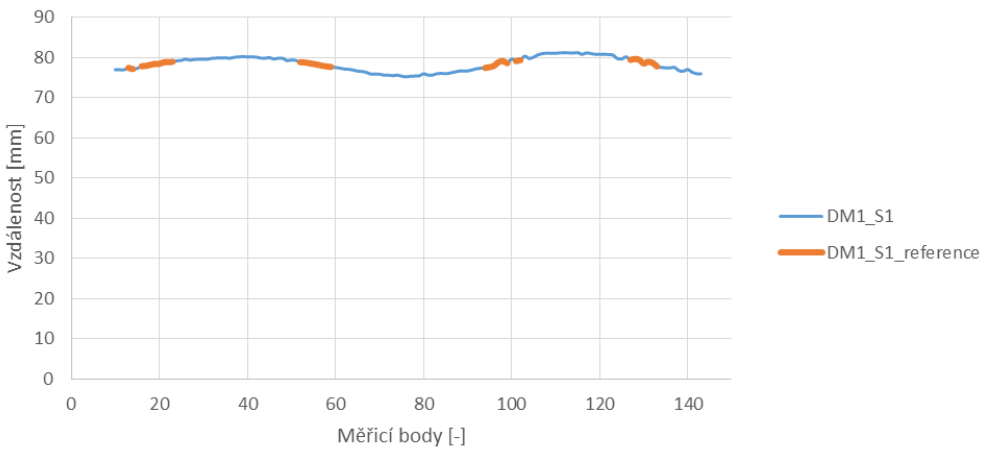
První skupina obsahovala měření s imitátorem v ustáleném stavu – jedno měření s pohybem UZ sond ve směru shora dolů a jedno měření v opačném směru. Tato měření stanovila referenční hodnoty pro ostatní části experimentu. Obě měření byla podle předpokladu velmi stabilní a konzistentní mezi sebou. V průběhu referenčního měření se vzdálenost mezi svislou UZ sondou (čtvrtou sondou) a plastovou plochou vůbec neměnila – fluktuace byla na úrovni 0,001 mm. Během celé první části experimentu se měřená vzdálenost nezměnila a saturovala na 36,558 mm. Složka energie odraženého signálu zůstávala nezměněna na úrovni 100 %.

Vyhodnocení surových dat ukazovalo absolutní chybu měření na úrovni těsně pod 3 mm, což je chyba, ke které nejvíce přispívá pohyb měřicího prstence pomocí CNC systému. Po korekci výsledků měření algoritmem připraveným podle měření čtvrté sondy (kolmost vůči rámu, na kterém byl zavěšen imitátor PS) byla absolutní chyba zmenšena na méně než 1 mm. V Tab. 1 jsou uvedeny vyhodnocené chyby měření pro první dva referenční testy na každé měřené distanční mřížce (DM) a pro sondy 1 až 3.

Tab. 1: Vyhodnocení absolutní chyby měření pro první dva referenční testy – před aplikací korekce měření podle čtvrté sondy a po použití korekce.

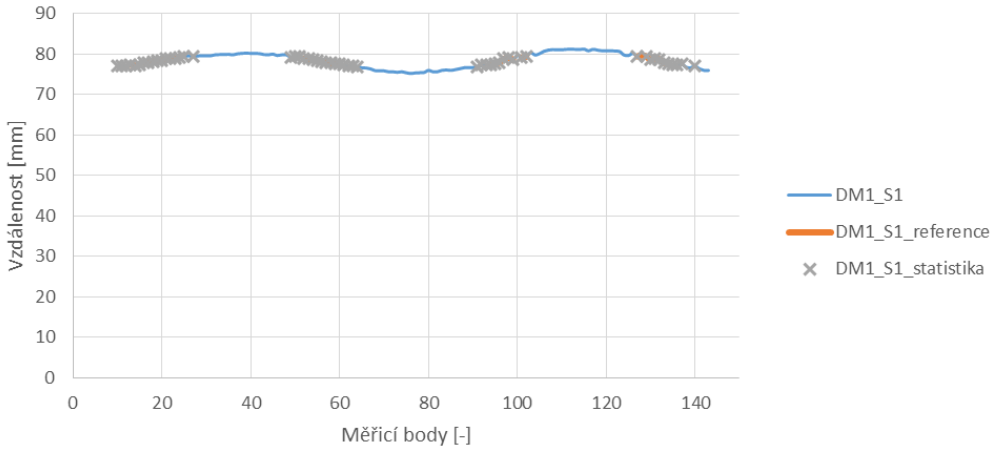
Chyba měření [mm]	**DM1**			**DM2**			**DM3**		
	S1	**S2**	**S3**	**S1**	**S2**	**S3**	**S1**	**S2**	**S3**
Před korekcí	0,888	2,832	1,827	0,010	0,531	0,410	0,898	2,301	1,417
Po korekci	0,263	0	0,676	0,276	0	0,144	0,014	0	0,533

Základem dalších dvou sad měření bylo určit okamžik, kdy se PS během kmitání nacházel ve výchozí, rovnovážné poloze, což v našem případě je stav, kdy distanční mřížky byly v horizontální poloze. Tento okamžik byl určen pomocí čtvrté UZ sondy. Data z měření této sondy byla srovnávána s hodnotami, které čtvrtá sonda změřila v referenčních testech. Z měření třemi hlavními sondami byly za relevantní považovány pouze ty vzorky měření, kde čtvrtá sonda ukázala hodnotu 36,558 mm s odchylkou do 1 %. Tímto způsobem všechny hodnoty podléhající další analýze spadaly do intervalu měření čtvrté sondy od 36,192 mm do 36,924 mm. Takto získaná „maska“ byla následovně nasazena na surové výsledky, jak je vidět na Obr. 3. Zobrazená data se vztahují k měření na první distanční mřížce pro měření shora dolů. Oranžovou barvou jsou označený měřicí body, které spadaly do kritéria nastaveného čtvrtou sondou. Signály ze všech UZ sond byly odfiltrovány stejným způsobem. Po zpracování výsledků byla většina absolutních chyb měření menší než 1 mm, což potvrdilo použitý algoritmus v naší úloze.



Obr. 3: Analýza signálu s filtrováním dle čtvrté sondy

Filtrace signálu podle měření čtvrté sondy je ale možná jen v případě zjednodušeného 2D kmitání souboru. V reálné úloze by bylo nutné použít celkem 3 filtrační sondy, což už dělá celý ultrazvukový měřicí systém výrazně komplikovanější a s většími nároky na hardware a prostor. Dalším krokem tedy je vytvořit statistický model, který by také fungoval na principu selekce měřicích bodů, ale nevyžadoval by filtrační sondy. Hodnoty z referenčního testu byly zpětně sestaveny s průměrnými hodnotami naměřenými v dalších sadách měření každou sondou na každé distanční mřížce. Tento proces umožnil stanovení nových měřicích intervalů, které byly ale větší než u předchozí metody. Tímto způsobem bylo vybráno více měřicích bodů, což přímým způsobem ovlivnilo získané výsledky prohnutí PS. Měřicí body získané ze statistického výpočtu jsou označený šedým křížkem.



Obr. 4: Výsledky statistického modelu získaného ze zpětné analýzy výsledků

Tab. 2: Vyhodnocení absolutní chyby měření pro první dva referenční testy – před aplikací statistického modelu (horní řádek každého měření) a po jeho aplikaci (spodní řádek)

Chyba měření [mm]	DM 1		DM2		DM3		Směr měření
	S1	S3	S1	S3	S1	S3	
1	0,4774	0,7182	0,1726	0,4834	0,3048	0,2348	Dolů
	0,6202	1,2686	0,0171	0,0778	0,6373	1,1908	
2	0,1389	0,7523	0,3978	0,1416	0,2589	0,6107	Dolů
	0,2568	1,2327	0,1778	0,0051	0,4346	1,2275	
3	0,5778	0,3680	0,1443	0,1504	0,7221	0,5183	Dolů
	3,3271	0,8783	0,7470	2,2205	2,5801	1,3422	
4	0,3007	1,6711	0,7332	0,5066	0,4325	1,1644	Nahoru
	0,4285	3,3099	1,5921	0,2659	1,1636	3,0440	

Vyhodnocené absolutní chyby měření jsou shrnuty v Tab. 2 – pro první a třetí sondu. Srovnání s výsledky, které byly získány použitím čtvrté sondy, ukazují správnost algoritmu, ale také to, že chyba měření nyní zcela nesplňuje požadavky na měření deformace PS a metoda tak potřebuje další vývoj. Další práce zahrnuje zmenšení rozsahu měřicích bodů pro minimalizaci chyby, ale se zachováním relevantních výsledků.

6. ZÁVĚR

Experiment provedený v CVŘ měl za cíl sledování rozdílů mezi měřením PS ve stabilizované poloze a v jeho volném visu. Tyto testy byly prvním krokem v řešení problému houpání PS během jeho měření a stanovení chyby, kterou tento způsob měření přináší. Způsob a metodika zpracování výsledků vyžaduje další testy a vývojové aktivity, nicméně současné výsledky jsou velmi optimistické.

V první sérii testů byl měřen průhyb imitátoru palivového souboru v ustáleném stavu. Chyba měření byla výrazně ovlivněna pohybem prstence pomocí CNC motoru. Tato chyba byla úspěšně minimalizována použitím korekce podle 4. měřící sondy umístěné kolmo ke třem hlavním měřícím sondám. Shoda výsledku s geometrickým modelem potvrdila správnost navržených algoritmů.

Dále byla provedena snaha zavedení statistického modelu, který by umožnil vyloučení použití referenčních sond. Dosažené výsledky lze považovat za nadějné s výhledem do budoucna. Nicméně statistický model přinesl i chyby nad očekávanou úroveň. Optimalizace statistického modelu bude předmětem další práce v tomto oboru.

PODĚKOVÁNÍ

Prezentované výsledky byly finančně podpořeny Technologickou agenturou ČR projekt TG02010037 TA ČR CORD 2017.

LITERATURA

[1] D. Schrire, B. Josefsson, J. Larson, R. Apelqvist, P. Tejland, F. Corleoni: Post-Irradiation Examination of a Bowed PWR Fuel Rods with Contact, Proceedings of WRFPM 2014, Sendai, Japan, 2014

[2] J. Klouzal, M. Dostál: FEM modelling of the PWR control rod drag forces in deformed guide tubes, Top Fuel Reactor Fuel Performance 2015 Conference Proceedings Part I, Zurich, Switzerland, 13 – 17 September 2015, ISBN 978-92-95064-23-2

[3] M. Malá, J. Klouzal, M. Dostál: CVR/UJV Support to Fuel Inspection at Temelín NPP, 11th International Conference on WWER Fuel Performance, Modeling and Experimental Support. 28 September – 1 October 2015. Varna, Bulgaria

[4] C. Önneby, Performance of the Westinghouse WWER-1000 fuel design. 11th International Conference on WWER Fuel Performance, Modeling and Experimental Support. 28 September – 1 October 2015. Varna, Bulgaria.

[5] S. Wang: The Poolside Inspection of Post-Irradiation Fuel Assembly in Qinshan NPP, Proceedings of IAEA-HOTLAB Technical Meeting, Smolenice, Slovakia, 2011

[6] X. Yuanhuan, Y. Chongan, Z. Jianjun, G. Liang, Y. Peng, Patent CN104751918, Deformation measurement device and method for fuel assemblies, China Nuclear Power Operation Technology Corporation LTD., Research Institute of Nuclear Power Operating, China, 2015

[7] A.N. Sinclair, A.M. Chertov: Radiation endurance of piezoelectric ultrasonic transducers – A review, Ultrasonics, Elsevier, 2014

Odvod zbytkového tepelného výkonu vyhořelého jaderného paliva v obalovém souboru ŠKODA 1000/19

Daniel Vlček[1]

E-mail: daniel.vlcek1@gmail.com

[1]*KJR FJFI ČVUT, V Holešovičkách 2, Praha 8, 180 00, Česká Republika*

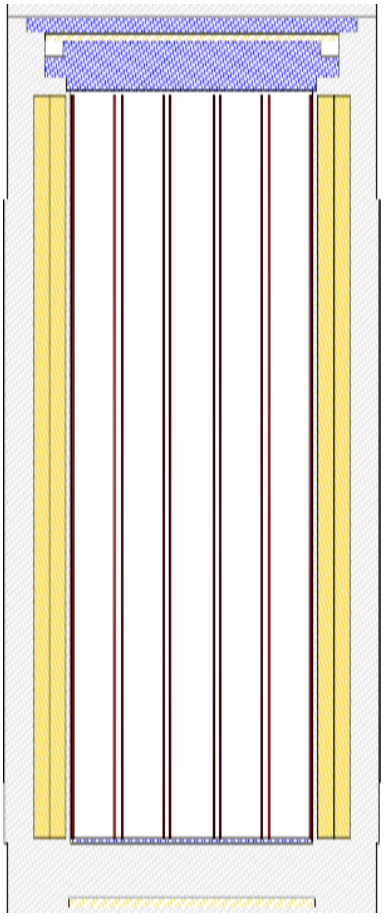
***Abstrakt**: Tato práce se zabývá teplotní analýzou suchého skladu pro vyhořelé jaderné palivo ŠKODA 1000/19, jež bude umístěn na jaderné elektrárně Temelín a bude sloužit pro skladování ruského paliva TVSA-T. Pro výpočty teplotního pole byl použit subkanálový výpočetní kód COBRA-SFS vytvořený speciálně pro obalové soubory. V tomto kódu byl vytvořen model odvodu zbytkového tepelného výkonu pro zmíněný obalový soubor. Cílem výpočtů bylo získat rozložení teplot při maximálních zavážkách, jež byly následně porovnávány s legislativními požadavky. Z důvodů nedostatku experimentálních dat nebylo možné provést validaci vytvořených modelů, nicméně verifikace modelů byla provedena podle schématu doporučeném autory kódu COBRA-SFS.*

***Klíčová slova**: Teplotní analýza, vyhořelé jaderné palivo, palivo TVSA-T, obalový soubor, subkanálová analýza, odvod zbytkového tepelného výkonu*

1. ÚVOD

Multifunkční obalový soubor (OS) je zařízení sloužící jak k přepravě, tak ke skladování vyhořelého jaderného paliva. Podle BN-02.2 vydaného SÚJB musí OS splňovat základní požadavky: odvod zbytkového tepla, těsnost, zajištění podkritičnosti, stínění a manipulovatelnost ve smyslu celého OS i jednotlivých palivových souborů uvnitř OS. Požadavek na odvod zbytkového tepla je klíčový z hlediska udržení integrity paliva a je naplněn dodržením limitní hodnoty na povrchu palivových proutků, která nesmí překročit 350 °C. Z toho důvodu se termo-hydraulická analýza OS řadí mezi základní bezpečnostní analýzy.

S postupným nárůstem výpočetního výkonu se už v osmdesátých letech prováděly teplotní výpočty pomocí subkanálové analýzy pro palivo s nízkým vyhořením (do 30 MWd/kgU) uložené v různých typech OS [3]. Teplotní analýzy byly provedeny i pro různé typy chladiv. Pro výpočty byl použit kód COBRA-SFS [1], který je součástí rodiny COBRA, což jsou výpočetní kódy pro termo-hydraulické analýzy. COBRA-SFS přebírá z kódu COBRA všechny důležité funkce pro jednofázové výpočty a rozšiřuje působnost v oblasti přestupu tepla pomocí kondukce a radiace ve třech směrech. Kód umožňuje modelování stacionárních 3D problémů, které jsou metodou kontrolních objemů řešeny pomocí zákonů zachování energie, hybnosti a hmoty.



Obr. 1: Podélný řez OS ŠKODA 1000/19. Litina (šedá), PE (žlutá), ocel (modrá) a hliník (červená).

Díky přibývajícímu množství vysoce vyhořelého paliva (do 60 MWd/kgU) spolu s převládající stavbou suchých skladů oproti mokrým je v dnešní době nutné aktualizovat tepelné analýzy zahrnující současné podmínky a projekty. K tomu všemu přispívá ještě fakt, že většina zemí ještě neudělala rozhodnutí o výstavbě hlubinného úložiště a vyhořelé jaderné palivo se bude muset skladovat déle, než se předpokládalo.

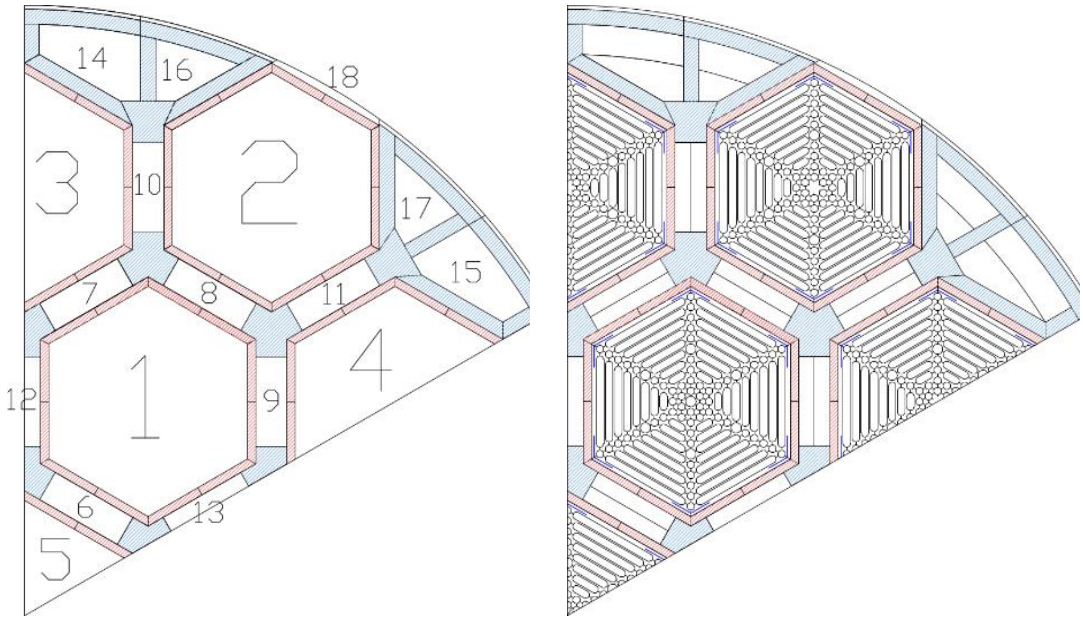
V současných analýzách OS se stále více používá CFD výpočtů, nicméně i zde je nutné přistoupit k mnoha zjednodušením a pro validaci jsou stále nutná experimentální data. Validované modely v kódu COBRA-SFS nebyly nikdy vytvořeny pro trojúhelníkovou geometrii paliva, a tak byla práce zaměřena na vytvoření těchto modelů a jejich verifikaci, která by mohla být v budoucnu podložena o experimentální data, či CFD výpočty, jež by vedly k finální validaci vytvořeného modelu.

2. VYTVÁŘENÍ MODELU OS

Hlavním cílem bylo vytvořit teplotní rozložení OS Škoda 1000/19, jež bude pro ETE dodávat firma ŠJS, která tento design odvodila na základě dlouholeté spolupráce s firmou GNS, která dodávala OS CASTOR 1000/19. Rozměry OS jsou obchodním tajemstvím, a proto zde nemohou být uvedeny.

Při vytváření modelu OS ŠKODA 1000/19 ve vertikální poloze byl nejdříve vytvořen zjednodušený model. Podélný řez je znázorněn v Obr. 1, který lze rozdělit na tři části – horní a spodní plénum a centrální část obsahující oblast kanálů. Pro výpočty zpětného proudění je v kódu COBRA-SFS zahrnuto modelování plén. Vstupní a výstupní parametry pro jednotlivé kanály jsou vyhodnocovány vždy tak, aby byla zachována celková hmotnost v systému spolu s předem definovanou tlakovou ztrátou. Model plén uvažuje jednorozměrný nód pro veškerou tekutinu, ale je zde možné zahrnout neuniformní přestup tepla kondukcí a radiací. Tekutina se vždy v jednom kroku v plénu smíchá a v následujícím se opět přerozdělí do příslušných kanálů. Tím je v algoritmu zajištěno případné zpětné proudění vznikající při přirozené konvekci. Samozřejmostí je možnost zahrnout veškeré tepelné ztráty systému.

OS je vyplněn héliem při tlaku přibližně 40 kPa. Pevné struktury jsou tvořeny z nerezové oceli a převážná část je tvořena z litiny. Za účelem zpomalení neutronů byly do OS přidány tyče a desky z polyetylenu. Palivové soubory jsou v OS umísťovány do nosného koše, jenž je tvořen kombinací čisté a bórované hliníkové slitiny, která je přidána kvůli zajištění podkritičnosti. Celkem je zde 19 pozic pro palivové soubory. Díky symetrii však mohl být model zjednodušen na jednu šestinu, jak je možné vidět v Obr. 2.



Obr. 2. Příčný řez modelem ŠKODA 1000/19 s očíslovanými soubory (vlevo) a s detailním dělením (vpravo).

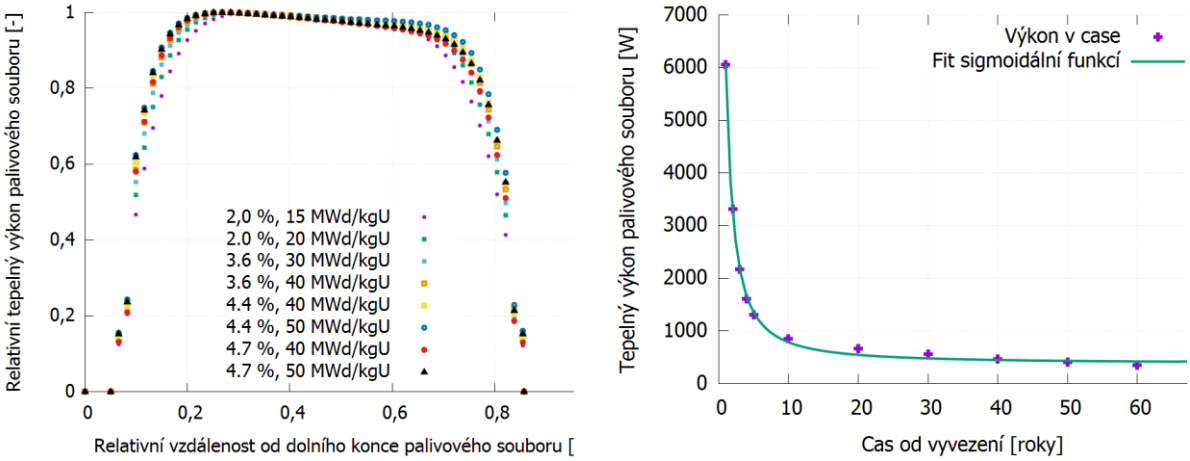
V kódu COBRA-SFS je nutné model rozdělit na subkanály, pevné struktury, palivové tyče a okrajové části v podobě plén. V Obr. 2 lze v levé části vidět rozdělení do 18 výpočetních souborů, ve kterých proudí helium, a jež jsou vzájemně izolovány v příčném směru. Celý model je rozdělen do 48 axiálních nódů (bez plén) a každý z nich obsahuje 256 subkanálů a 90 pevných struktur, viz Obr. 2 vpravo.

2.1. VSTUPNÍ PARAMETRY

Vstupní hodnoty jsou klíčovými parametry celého výpočtu. První podmínkou je teplota na okraji po celé výšce, jež byla nastavena konstantně na 38 °C. Dále bylo potřeba zadat zbytkový vývin tepla. Zde byl uvažován maximální projektový výkon – 21,68 kW, který byl v rámci tři vsázek rozdělen mezi palivové soubory. První byla homogenní vsázka s 1141 W na palivový soubor – schéma A, dále dvě heterogenní vsázky, z nichž jedna měla maximum 1334 W ve středu OS (soubor č. 5 v Obr. 2) – schéma B a ve druhé se maximum o hodnotě 1264 nacházelo v druhé řadě (soubor č. 1 v Obr. 2). Vsázky byly definovány výrobcem.

2.2. PALIVO TVSA-T

Po nastavení zbytkového tepelného výkonu je nutné zadat radiální a axiální profil paliva TVSA-T. Radiální profil byl v rámci zjednodušení zvolen jako homogenní, protože se při něm snáze odstraňují chyby. Axiální profil výkonu byl odvozen na základě výpočtů modulem TRITON kódu SCALE 6.2.2, který kombinuje transportní kód NEWT pro přípravu jaderných dat a kód ORIGEN sloužící pro výpočty rozpadů. Výsledky axiálních profilů pro různé obohacení a vyhoření jsou vidět v levé části Obr. 3. Pro tepelnou analýzu byla zvolena kombinace 4,4% a 50 MWd/kgU. V pravé části stejného obrázku je graf závislosti zbytkového tepelného výkonu na čase, podle kterého bylo možné stanovit maximální teplotu v OS v průběhu let, viz níže.



Obr. 3. Axiální profil výkonu paliva (vlevo) a závislost zbytkového tepelného výkonu na čase (vpravo).

Palivové soubory TVSA-T byly za účelem ušetření času při výpočtu zjednodušeny, jak už bylo vidět v Obr. 2 tím, že se jednotlivé tyče spojily do větších skupin a stejně tomu bylo i v rámci subkanálů. Celkový počet tyčí se z 331 zredukoval na 115 a počet subkanálů dokonce na 78 ze 720.

2.3. PŘESTUP TEPLA A HRANIČNÍ PODMÍNKY

Teplo je z palivových souborů odváděno pomocí kondukce, konvekce i radiace. Kontakt helia a palivových tyčí je řešen pomocí Nusseltova podobnostního čísla, které bylo na základě experimentů nastaveno pro laminární proudění rovno 3,66 a pro turbulentní proudění se hodnota vypočte pomocí Dittusova-Boelterova vztahu. Tlaková ztráta byla určena se zavedením třecího faktoru, který byl zvolen jako 100/*Re*. Axiální přenos tepla byl v chladivu zanedbán a pro přestup tepla kondukcí byly vypočteny tepelné odpory mezi jednotlivými nódy.

Pro radiační přestup tepla bylo nejprve nutné určit součinitele osálání černých/šedých těles. Za tímto účelem je v balíku kódu COBRA-SFS přítomný kód RADGEN, ve kterém lze s použitím zabudované Hottelovy metody

a Coxovy strunové korelace vypočítat součinitele osálání pro jednotlivé palivové proutky v palivovém souboru [1], [2]. Tímto způsobem jsou určeny součinitele pro černá tělesa a s použitím emisivit jednotlivých povrchů jsou odvozeny součinitele pro tělesa šedá. Podle literatury [4] byly zvoleny hodnoty emisivit 0,8 pro zoxidované zirkonium, 0,6 pro hliníkové povrchy a 0,4 pro ocelové.

Celý výpočet je poté uzavřen definováním hraničních podmínek. Klíčovou roli zde hrají teplotní odpory jednotlivých částí, jež nejsou zahrnuty v prostřední modelované části. Jedná se tedy o pléna, jejich spojení s prostřední částí a celkový tepelný odpor při přenosu tepla do okolního vzduchu. Zde bylo postupováno podle autorů kódu [1], kteří zjednodušili rovnici pro celkový tepelný tok:

$$q = C_1[C_2(T_i - T_{i+1})]^{C_3}.(T_i - T_{i+1}) + q_{rad}, \tag{1}$$

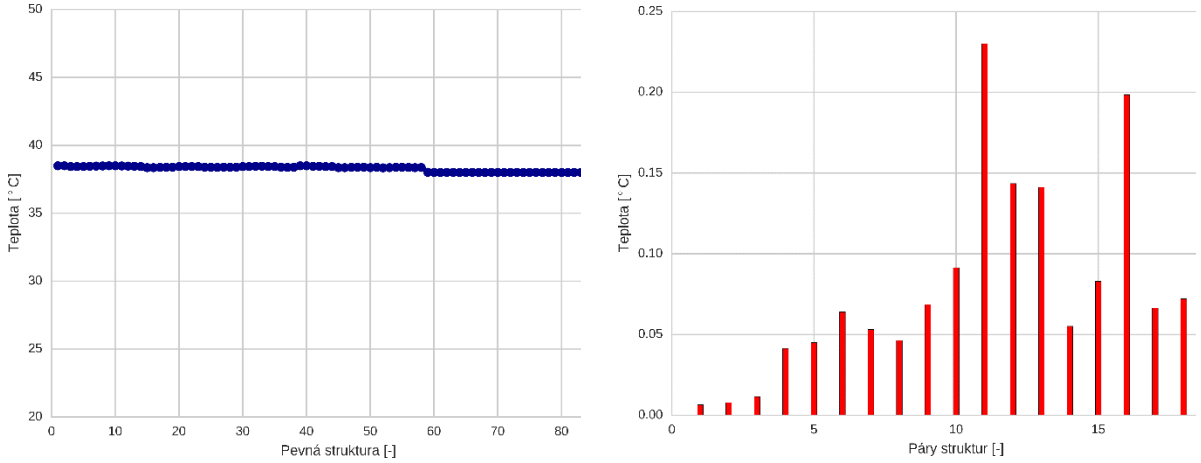
kde jsou konstanty C definované uživatelem. V prvním přiblížení je pro kontakt pevných částí odstraněn tepelný tok sáláním a také přestup vzniklý konvekcí. Druhou možností je soustředění se na přestup přirozenou konvekcí a na základě korelací pro Nusseltovo podobnostní číslo odvodit příslušné koeficienty [2]. Poslední možností může být zahrnutí sálání.

Výše zmíněný postup může sloužit jako první odhad pro výpočty, či pro nastavení poměrů jednotlivých toků v rámci celého systému. Před samotnou validací by však bylo potřeba hodnoty porovnat s experimentálními hodnotami z měření, či s přesnou analýzou rozložení tepelných toků. Alternativou může být znalost teploty ve středu OS, podle které mohou být hraniční podmínky, popřípadě jiné veličiny nastaveny.

3. VERIFIKACE

Po vytvoření vstupního souboru je dalším krokem ověření, že se v modelu nevyskytují chyby. Při prvním spuštěním kód vyhledá chyby převážně vzniklé nedodržením přidělených polí ve vstupním souboru, ale nezvládne zachytit chyby vzniklé při definování celkové geometrie, které můžou v celkovém vývinu tepla hrát velikou roli, jelikož se pak může na některém místě teplot generovat, či ztrácet. Pro odhalení těchto chyb slouží verifikační proces navržený autory kódu [1]. Ten sestává ze čtyř kroků:

1. Spustit výpočet bez generace výkonu bez sálání při konstantní okrajové teplotě.
2. Spustit výpočet bez generace výkonu s modelem sálání palivových souborů při stejné teplotě okraje.
3. Spustit další výpočet s přidáním sálání ostatních souborů bez paliva
4. Spuštění výpočtu s uniformním zbytkovým tepelným výkonem ve všech souborech při rovnoměrném axiálním i radiálním profilu paliva.



Obr. 4. Teploty všech pevných struktur od středu po okraj při třetím verifikačním kroku (vlevo) a rozdíly v symetrii vybraných párů pevných struktur při čtvrtém kroku (vpravo).

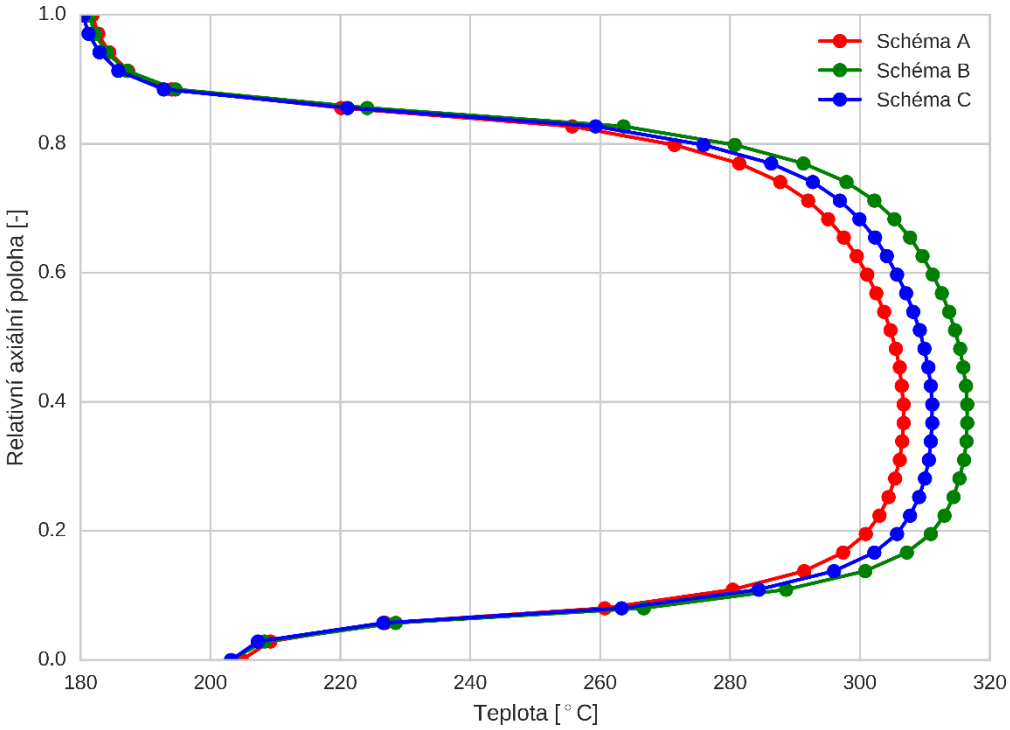
Po každém kroku se kontroluje, zda řešení dostatečně rychle konverguje a zda jsou všechny teploty rovny okrajové (s výjimkou 4. kroku). Tak lze odhalit chyby v geometrii, popřípadě ve výpočtu součinitelů osálání. Ve čtvrtém kroku lze hodnotit už jen symetrie modelu, která v předchozích krocích nemusí být znatelná. Ať už v rámci symetrie, nebo ve shodě s okrajovou teplotou platí, že by se neměly objevovat rozdíly větší než 1 °C.

V Obr. 4 vlevo lze vidět, že stále dochází ve vnitřku nosného koše ke generaci tepla, nicméně je tato hodnota zanedbatelná. Pro první tři kroky jsou výsledky srovnatelné a při čtvrtém se ukázaly drobné rozdíly v symetrii, viz Obr. 4 vpravo, které však stále nepřekračují zmíněné kritérium. Model byl verifikován a bylo možné přejít k samotným teplotním analýzám. Vzhledem k tomu, že data z výpočtů, či experimentů od ŠJS nemohla být z komerčních důvodů poskytnuta, nemohla být provedena validace vytvořeného modelu.

4. VÝSLEDKY

4.1. MAXIMÁLNÍ TEPLOTA

Hlavním sledovaným parametrem byla maximální teplota nejzatíženější tyče, která nesmí přesáhnout 350 °C. V Obr. 5 lze vidět, že tento limit není překročen pro žádnou z uvažovaných vsázek o výkonu 21,68 kW. Relativní vzdálenost je zde vztažena k celému palivovému souboru a lze zde snadno rozlišit, kde je umístěno palivo a jaký je jeho axiální profil. Pozice nejzatíženější tyče se v rámci vsázek lišila. Pro vsázky A a B se nacházela v samém středu OS, při vsázce C však ve druhé řadě palivových souborů. Je zde tedy pozorována souvislost s heterogenním rozložením vsázky. Maximální teplota se nachází 2149 mm od spodní části OS.

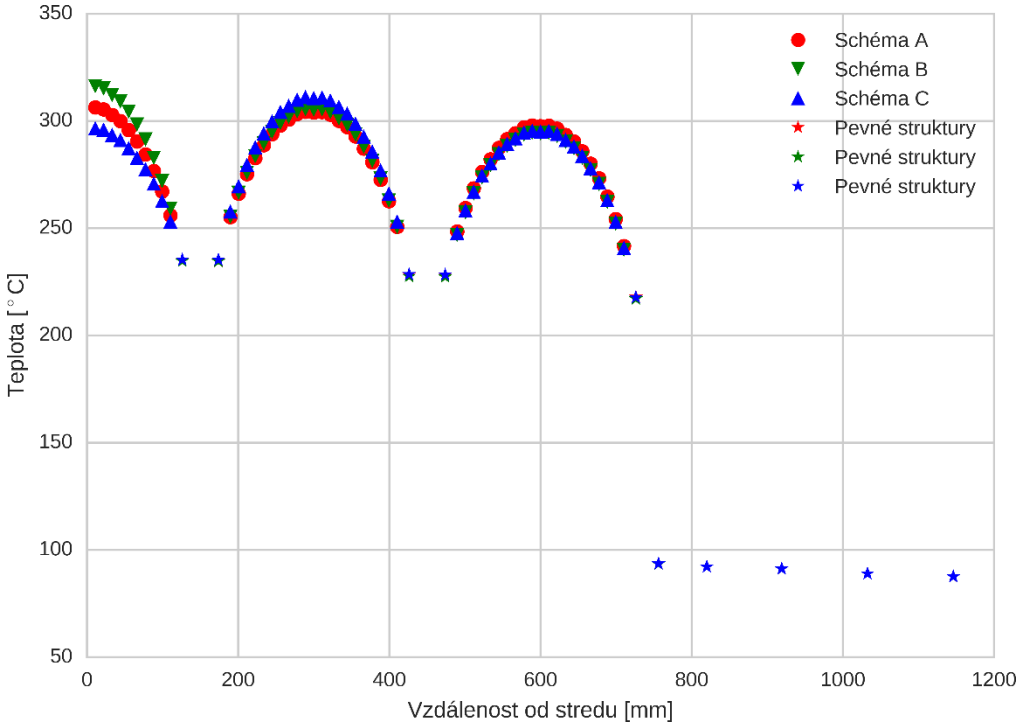


Obr. 5 Axiální závislost teploty pokrytí nejzatíženější tyče při různých vsázkách OS ŠKODA 1000/19.

4.2. RADIÁLNÍ ROZLOŽENÍ TEPLOTY

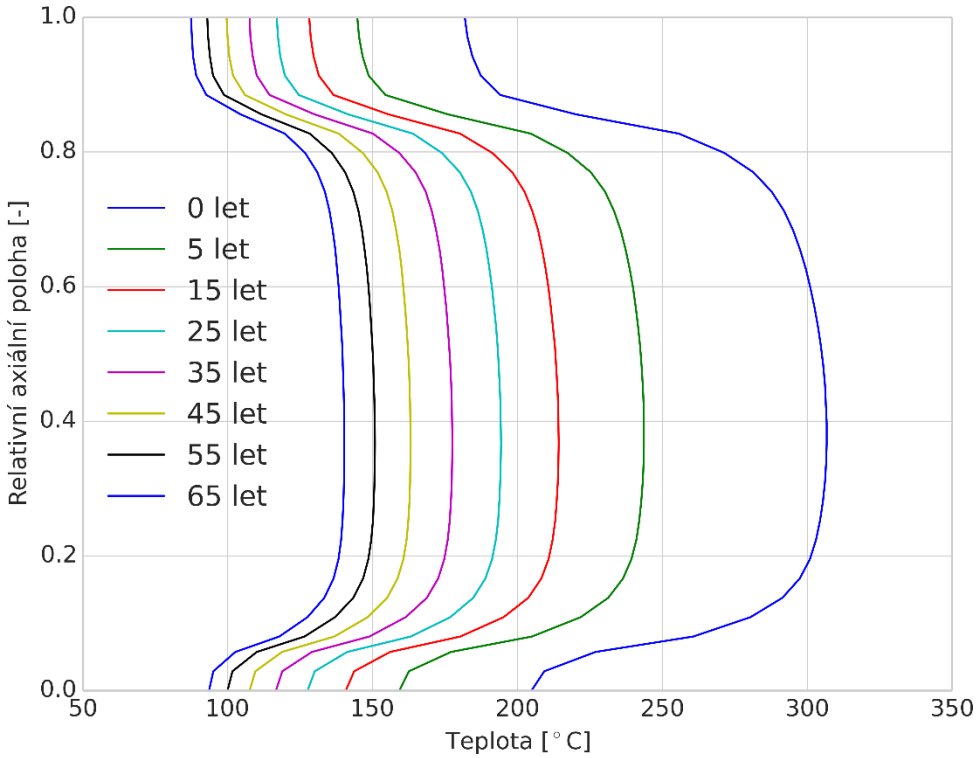
Radiální rozložení teplot všech pevných struktur spolu s pokrytím tyčí je znázorněna v Obr. 6. Jsou zde jasně rozpoznatelné tři řady palivových souborů spolu s okrajovými strukturami. Zde by mělo být splněno, že teplota na okraji OS nepřesáhne 85 °C. Tento požadavek byl téměř (88 °C v maximu) splněn, nicméně vsázky o takto vysokém zbytkovém tepelném výkonu jsou pouze teoretické a výsledky jsou díky použitým zjednodušením nadhodnoceny. Celý profil je ve skutečnosti více vyrovnaný, což by zahrnulo zavedení heterogenního radiálního

rozložení výkonu paliva a zahrnutí výsledných teplot chladiva do grafu. Je zde také vidět zmíněné maximum v druhé řadě PS vsázky C.



Obr. 6 Radiální rozložení teploty v OS ŠKODA 1000/19 při různých vsázkách.

4.3. ČASOVÝ PRŮBĚH MAXIMÁLNÍ TEPLOTY



Obr. 7 Axiální závislost teploty pokrytí nejzatíženější tyče v závislosti na čase od vyvezení při vsázce A.

Posledním detailně sledovaným parametrem byla axiální závislost teploty pokrytí v čase od vyvezení. Axiální závislost je popsána výše. Zde je hlavním parametrem čas od vyvezení, během kterého klesá maximální teplota. Byly použity vstupní hodnoty zbytkových výkonů z Obr. 3. Výpočet vede k závěru, že ani po 65 letech od zavezení stále není pokles zbytkového tepelného výkonu rozpadem radionuklidů takový, aby bylo možné jej zanedbat, viz Obr. 7.

5. ZÁVĚR

V rámci této práce byl vytvořen model OS ŠKODA 1000/19 pro subkanálovou analýzu, který v kombinaci s kódy COBRA-SFS a RADGEN poskytuje teplotní rozložení pro různé vsázky, jež byly definovány výrobcem pro maximální zbytkový tepelný výkon. Vnitřní části nosného koše společně s palivem byly přesně modelovány, zatímco u okrajových částí spolu s víkem a dnem nádoby bylo přistoupeno k několika zjednodušením. Vstupní parametry paliva TVSA-T byly vyhodnoceny s použitím kódu ORIGEN a okrajové podmínky byly odvozeny podle metodiky tvůrců kódu COBRA-SFS.

Model byl verifikován podle čtyř-krokového schématu, který umožňuje odstranění většiny chyb vzniklých při vytváření modelu. Některé drobné chyby se nepodařilo odstranit, ty však v rámci celého systému nevytváří rozdíl v teplotách větší než 1 °C.

Hlavním cílem bylo prokázat, že je kód COBRA-SFS schopen predikovat teplotní pole pro obalové soubory s trojúhelníkovou geometrií, i přestože pro tyto účely nebyl validován. Manuál kódu tuto možnost připouští, nicméně je při vytváření modelu potřeba vyřešit několik problémů, které nejsou v manuálu řešeny. Samotné výsledky jsou uvedeny ve 4. kapitole tohoto článku. Je zde ukázáno, že jsou plněny požadavky pro maximální teplotu vnějšku palivového pokrytí a celá axiální závislost teploty nejzatíženější tyče je pro různé vsázky znázorněna v Obr. 5. Dále bylo vykresleno radiální rozložení teplot pevných struktur a palivového pokrytí v jedné rovině, viz Obr. 6. Výsledky jsou zde citelně zasaženy použitím homogenního rozložení radiálního výkonu palivového souboru, jenž vedl k poměrně nevyrovnanému teplotnímu rozložení. Poslední prezentovaná data v Obr. 6 sledují časový vývoj při skladování teploty nejzatíženější tyče. Zde je vidět, že i po 65 letech je zbytkový výkon stále nezanedbatelný a je potřeba zachovat integritu paliva.

PODĚKOVÁNÍ

Tento příspěvek vznikl za podpory grantu SGS16/252/OHK4/3T/14. Rád bych poděkoval svému vedoucímu Ing. Jiřímu Čížkovi a svým konzultantům Ing. Vojtěchu Cahovi, Ing. Martinu Ševečkovi za účinnou metodickou, pedagogickou a odbornou pomoc a další cenné rady při zpracování mé diplomové práce, která byla nosnou prací pro tento příspěvek.

LITERATURA

[1] Michener, T. E., Cuta, J. M. a další.: COBRA-SFS: Thermal-Hydraulic Analysis Code for Spent Fuel Storage And Transportation Casks, Battelle, Pacifik Northwest National Labolatory 2015.

[2] Vlček, D.: Odvod zbytkového tepelného výkonu vyhořelého jaderného paliva při suchém i mokrém skladování, Diplomová práce, KJR FJFI ČVUT, Praha 2018.

[3] Wheeler, C., McCann, R.: Hydra and COBRA-SFS temperature calculations for CASTOR-IC, REA-2023, CASTOR-V/21 a TN-24P cask. Third inInternational Spent Fuel Storage Technology Symposium: Workshop 1(1), 1986, s. 77-98.

[4] Wang, H., McCoy, J. K., Stahl, D.: Spent nuclear fuel effective thermal conductivity report. U. S. Department of Energy, Las Vegas, 2001.

Studium transportu neutronů s využitím neutronových generátorů

Marek Zmeškal[1]

E-mail: zmeskma1@fjfi.cvut.cz

[2]*Katedra jaderných reaktorů FJFI, ČVUT, V Holešovičkách 2, Praha 8, 180 00, Česká Republika*

***Abstrakt**: Neutronové generátory jsou v posledních letech výhodnou alternativou k ostatním zdrojům neutronů a umožňují široké spektrum aplikací. V této práci jsou popsána technická řešení neutronových generátorů a jejich možná využití. Jedním z nich jsou benchmarkové experimenty, ve kterých jsou experimentální výsledky porovnávány se simulací ve výpočetním kódu. Dále se práce zaměřuje na vytvoření vlastního výpočetního modelu. Pro tento účel byl vybrán volně dostupný program Geant4 a je provedeno seznámení s jeho možnostmi. Z benchmarkových experimentů byl vybrán jeden, který je dostatečně přesně popsán. Na základě tohoto popisu je vytvořen vlastní model a jsou porovnána získaná data s experimentálními. Nakonec jsou studovány vlivy modelování neutronového generátoru se zaměřením na typ zdroje a konstrukční materiály generátoru.*

***Klíčová slova**: neutronový generátor, benchmarkový experiment, výpočetní model, Geant4*

1. ÚVOD

Aplikace neutronového záření je široce rozšířena nejen ve vědě ale i v mnoha oblastech komerční sféry. Jako vhodný zdroj neutronů se osvědčují neutronové generátory, které v sobě spojují kompaktní rozměry s dostatečným tokem neutronů, který mohou poskytnout. Zároveň je pro většinu aplikací nutné znát přesná data pro transport neutronů skrz hmotu a jejich interakce v ní. Pro validaci těchto dat slouží benchmarkové experimenty, na které se tato práce zaměřuje.

2. NEUTRONOVÉ ZDROJE A JEJICH VYUŽITÍ

2.1. ZDROJE NEUTRONŮ

Zdroje neutronů využívající reakce (α, n), (γ, n) a zdroje založené na samoštěpení jsou souhrnně nazývány jako radionuklidové zdroje neutronů. Jejich společnými charakteristikami jsou kompaktní rozměry, poměrně jednoduchá výroba a nízká cena, která je spojena s jejich širokou dostupností. Jejich nevýhodou je však malý neutronový výtěžek oproti ostatním. Také se jedná o kontinuální zdroj neutronů bez možnosti jeho zastavení, což klade požadavky na stínění při uložení zdroje a komplikuje manipulaci s ním.

Silnými neutronovými zdroji jsou naopak velké zdroje založené na urychlovači protonů a spalační reakci. V současnosti operuje pouze několik spalačních zdrojů po celém světě. Dalším velmi silným zdrojem neutronů jsou výzkumné jaderné reaktory. Většina zařízení byla ale vystavěna v 60. a 70. letech dvacátého století a proto budou v nejbližších letech odstavena. Reaktory navíc nejsou dostupné ve všech státech a jsou s nimi spojeny bezpečnostní problémy, jelikož se jako palivo používá většinou vysoce obohacený uran a není vyřešena otázka ukládání radioaktivního odpadu. Jaderné reaktory jsou i proto všeobecně negativně přijímány širokou veřejností. Oba tyto zdroje tedy spojuje vysoký neutronový výtěžek, avšak velice nákladná výstavba.

Alternativou k těmto dvěma typům zdrojů jsou neutronové generátory (NG). Dosahují středních výtěžků neutronů, které se neustále zvyšují. Zároveň je možné vyrábět kompaktní a přenosné NG, a tak je lze využít v širším spektru aplikací. Také náklady na jejich výrobu a pořízení jsou v porovnání s reaktory mnohem nižší. Dalšími výhodami neutronových generátorů je, že neobsahují krom tritia žádné radioaktivní izotopy a pokud nejsou používány, lze je vypnout, a potom nejsou zdrojem žádného ionizujícího záření. NG mohou být také provozovány v pulzním režimu.

2.2. NEUTRONOVÉ GENERÁTORY

Neutronový generátor pro produkci neutronů využívá fúzní reakci. Základní komponenty každého NG jsou zdroj iontů, ve kterém se vytváří tritony nebo deuterony, lineární urychlovač, který urychluje vzniklé ionty směrem k terči, který opět obsahuje deuterium nebo tritium. Základně tedy lze neutronové generátory rozdělit podle fúzní reakce, která v nich probíhá na D-D generátory využívající slučování jader deuteria [1] a D-T generátory využívající slučování jader tritia a deuteria [2]. Existují však i generátory, ve kterých se využívá obou zmíněných reakcí, případně i slučování jader tritia.

$$^{2}H + ^{2}H \rightarrow ^{3}He + n + 3{,}266\ MeV \tag{1}$$

$$^{2}H + ^{3}H \rightarrow ^{4}He + n + 17{,}586\ MeV \tag{2}$$

Obě reakce jsou exotermické. Nalétávající částice tedy může mít relativně nízkou energii. Z důvodu rozdílných energií reakcí poskytuje každý typ NG neutrony o jiných středních energiích. Jde o 2,45 MeV pro D-D NG a 14,06 MeV pro D-T NG.

2.3. VYUŽITÍ NEUTRONOVÝCH GENERÁTORŮ

Neutronové generátory se používají v těžebním průmyslu. Online analyzátory jsou využívány na pásových dopravnících v cementárnách, kde jsou používány pro určování složení surové suroviny. Typický analyzátor je tvořen D-T neutronovým generátorem, moderátorem (např. polyetylen), pásem s materiálem a detektory. Jiný typ online analyzátoru je využíván v tepelných elektrárnách pro určování složení uhlí. Množství O a C je měřeno na základě reakcí s rychlými neutrony. Díky vysokému obsahu C jsou neutrony moderovány a záchytem tepelných neutronů může být určováno množství H, S a Cl. Dále je měřeno i opožděné γ záření z radioaktivních izotopů jako ^{24}Na. Využitím správného načasování a pulzních NG jsou měřena všechna tato tři spektra.

Využití NG v zabezpečení je středem zájmu několika posledních desetiletí. Systémy založeny na NG mohou být použity pro detekci drog a jiného pašovaného zboží, výbušnin, chemických a jaderných zbraní v zavazadlech, přepravních kontejnerech i pod zemí nebo pod vodní hladinou. Bylo vyvinuto několik metod, ve kterých jsou určovány koncentrace O, N a C a jejich poměry, které jsou poté porovnávány se složením známých výbušnin a pašovaného zboží. I když bylo provedeno mnoho výzkumů, stále nejsou tyto metody běžně užívány v praxi a jsou potenciálním přínosem pro budoucnost.

Dalším odvětvím využívající NG je výzkum. Reakce s neutrony o energii 14 MeV a jejich mikroskopické účinné průřezy jsou dobře známy od 60. a 70. let minulého století. Tyto údaje jsou i zaneseny do databází JEF, ty mají pro mikroskopické účinné průřezy dva význačné body - oblast tepelných neutronů a právě neutrony o energii 14 MeV. Podobný výzkum pro zjišťování účinných průřezů v oblasti energií 2,5 MeV nebyl dříve možný kvůli nízkým výkonům D-D NG. Nová generace D-D NG s vysokou hustotou toku neutronů otevřela možnost systematického zjišťování účinných průřezů všech prvků, čímž by vznikl nový přesný bod v křivce závislosti mikroskopického účinného průřezu na energii a zároveň by tato data mohla sloužit jako základ pro spektroskopii.

3. VÝPOČETNÍ PROGRAM GEANT4

Geant4 je program pro modelování transportu částic skrz hmotu založený na metodě Monte Carlo. Geant4 obsahuje všechny potřebné aspekty simulačního programu - geometrii systému, použité materiály a částice, generování primárních událostí, sledování částic pohybujících se přes materiály a elektromagnetické pole, fyzikální procesy řídící interakci částic, odezvy aktivního objemu detektoru, vytváření dat o událostech, ukládání událostí a stop, zobrazení geometrie a trajektorií částic a uchování a analýzu simulovaných dat.

Zdrojový kód Geant4 je volně dostupný z [7] a je doplněn uživatelskými příručkami pro instalaci a pro tvorbu aplikací [5]. Geant4 je možné provozovat na operačních systémech Linux, macOS i Windows. Z těchto důvodů a také kvůli jeho modulární stavbě a možnosti rychlého vytvoření vlastní aplikace byl vybrán pro simulaci vybraného benchmarkového experimentu.

Geant4 zahrnuje všechny důležité fyzikální procesy - elektromagnetické a hadronické interakce, rozpady částic i šíření optického záření. Dostupné jsou pro různé částice s krátkou i dlouhou dobou života, v širokém rozmezí energií od desítek eV po jednotky TeV. Dále jsou doplněny o popis transportu neutronů v oblasti tepelných energií a elektromagnetické interakce v některých materiálech jsou rozšířeny do nízkých energií, zejména pro biologické účely.

Geant4 je stále nejvíce využíván v oblasti, pro kterou byl vytvořen, tedy především pro simulace experimentů na urychlovačích částic a ve fyzice vysokých energií. Je využíván ve výzkumných centrech CERN, SLAC a dalších. Rozšířil se však i do jiných oblastí. Je využíván pro výzkum vesmírného záření a určení absorbovaných radiačních dávek kosmonautů a elektroniky. Dále je využívám v lékařství pro simulaci ozařovací léčby např. protonové terapie a nukleární medicíny. Rozšiřuje se i do biochemie, materiálového inženýrství, radiační ochrany a dalších odvětví jaderné fyziky.

4. VÝPOČETNÍ MODEL EXPERIMENTU

Pro modelování byl vybrán benchmarkový experiment z článku *D-D neutron-scatter measurements for a novel explosives-detection technique* [4], jelikož je v něm jako zdroj neutronů využit D-D neutronový generátor, jehož vlastnosti jsou blízké D-D NG na Katedře jaderných reaktorů FJFI ČVUT v Praze. Zároveň jsou experiment i jeho modelování dostatečně podrobně popsané, což umožňuje vytvoření vlastního modelu.

Článěk [4] se zaměřuje na jednu z možných aplikací NG, a to detekce výbušnin v přepravních kontejnerech nebo v zavazadlech. Lze využít neutronovou aktivační analýzu tepelnými neutrony, měření charakteristického γ záření při nepružném rozptylu nebo detekce přímo interagujících neutronů. Tuto třetí možnost využívá metoda, při které jsou měřeny fotony a neutrony při ozařování rychlými 14,1 MeV neutrony. Jsou určeny konkrétní poměry měření neutronů a fotonů ve dvou různých rozptylových úhlech a tyto poměry jsou použity pro algoritmus na detekci výbušnin. Tato metoda byla zkoumána především u velkých cílů, jakými jsou právě přepravní kontejnery.

Článek *D-D neutron-scatter measurements for a novel explosives-detection technique* popisuje několik benchmarkových experimentů, které se zaměřují na simulaci rozptylu neutronů nezbytnou pro vývoj metody detekce výbušnin. Experimenty byly provedeny v mnohem menším měřítku a mohou tak být využity i k vývoji metody zaměřující se na zavazadla. K modelování byla vybrána první část experimentů, ve které se porovnávají změny neutronového toku při použití stínění mezi detektorem a NG a při absenci ozařovaného terče.

4.1. DETEKTOR NEUTRONŮ

Jako detektor neutronů byl použit spektrometrický a dozimetrický systém (Microspec-2, Bubble Technology Industries Inc., Chalk River, Ontario, Canada) s doplněnou neutronovou sondou. Aktivní objem tohoto detektoru byl modelován válcem o průměru a délce 5 cm s tekutým scintilátorem NE213. Dále detektor tvoří 30 cm × 18 cm × 17,5 cm velký kvádr s homogenní náplní aproximace typické elektroniky.

4.2. ZDROJ NEUTRONŮ

Byl použit D-D neutronový generátor Thermo Scientific MP 320 (Thermo Fisher Scientific Inc., Colorado Springs, CO, USA) produkující neutrony o energii 2,45 MeV s výtěžkem $2 \cdot 10^6$ n/s. Pro simulaci byl zjednodušen jako 55,8 cm dlouhá hliníková trubice s tloušťkou stěny 0,5 cm a vnějším průměrem 10,2 cm naplněná vzduchem o hustotě $1{,}2 \cdot 10^{-5}$ g/cm^3. Na trubici byl umístěn kvádr s homogenní náplní aproximace typické elektroniky o rozměrech 20,3 cm × 53,3 cm × 20,3 cm. Samotný zdroj byl aproximován izotropním bodovým monoenergetickým zdrojem 2,45 MeV neutronů umístěný 14 cm od jednoho okraje hliníkové trubice do jejího středu.

4.3. TERČE A STÍNĚNÍ

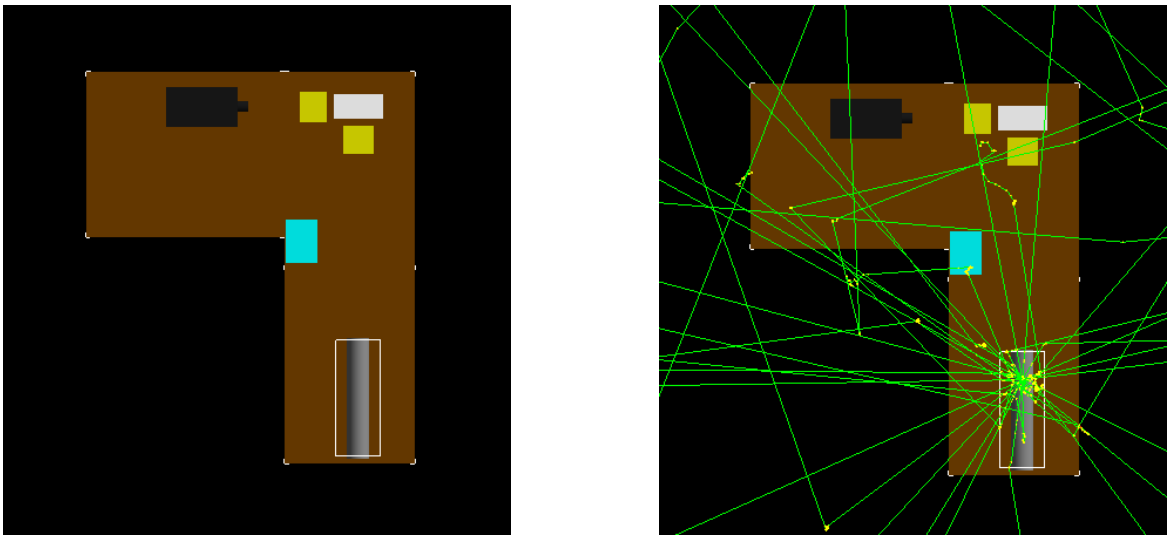
Jako terčový materiál byl vybrán melamin ($C_3H_6N_6$), který má podobné chemické složení jako některé výbušniny. Dále byla použita normální kohoutková voda a rostlinný olej, které jsou zase typickými zástupci látek s nízkým protonovým číslem a mohou být využity pro ukrytí výbušnin. Látky byly použity v různých nádobách podle tabulky [Tab. 1].

Tab. 1: Použité nádoby s terčovými a stínícími látkami

látka	hmotnost/objem	rozměry
melamin	2,5 kg	11,4 cm × 11,4 cm × 20,3 cm
voda	2,3 l	10,2 cm × 14,2 cm × 22,9 cm
olej	3,8 l	12,7 cm × 14,0 cm × 25,4 cm

4.4. EXPERIMENTÁLNÍ USPOŘÁDÁNÍ

Pro vlastní simulaci byla vybrána první část měření rozptylu neutronů do úhlu 90°. To znamená, že při tomto měření byl terč umístěn 120 cm od zdroje neutronů a 53 cm od detektoru tak, že mezi nimi byl úhel 90°. Detektor tak byl vzdálen přibližně 130 cm od zdroje neutronů. Bylo provedeno šest simulací s různými uspořádání terčů. Těchto šest uspořádání tvoří dvě nádoby s melaminem, vodou nebo olejem, případně dvě nádoby s melaminem zakryté dvěma kanystry s vodou nebo s olejem a konečně jeden výpočet bez rozptylového terče. Stejných šest uspořádání bylo simulováno při přítomnosti stínění mezi detektorem a zdrojem vytvořeného z dvou kanystrů s vodou.



Obr. 1: Ukázka vizualizace geometrie experimentu se stíněním mezi detektorem a NG pomocí kanystrů s vodou a terčem z nádob s melaminem zakrytých kanystry s olejem. Vpravo jsou ve stejné geometrii zobrazeny trajektorie a interakce všech částic, které vznikly generováním 30 neutronů.

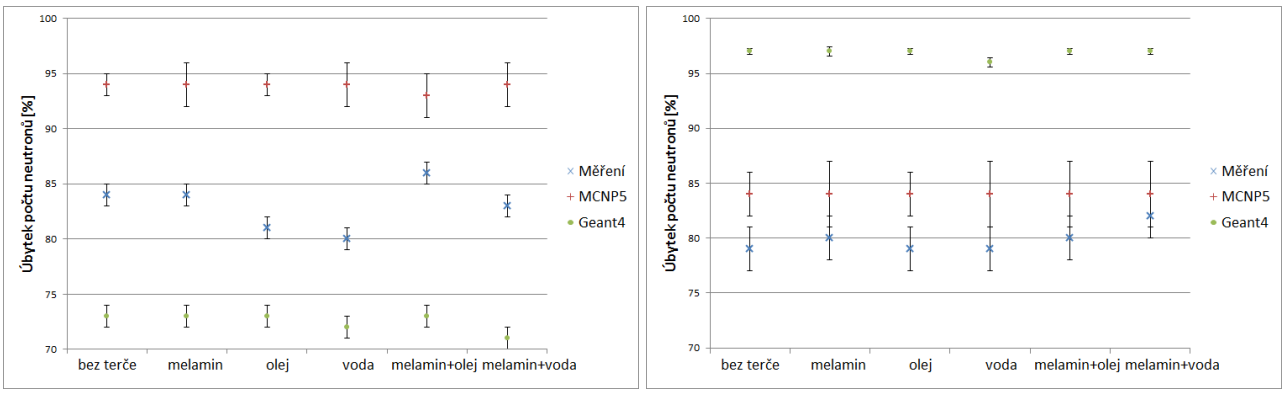
5. VÝSLEDKY A DISKUZE

V experimentu byla měřena změna v celkovém počtu detekovaných neutronů a neutronů, které prodělaly maximálně jednu srážku, v přítomnosti stínění mezi detektorem a zdrojem a bez něj. Dále byl pro obě varianty (se stíněním i bez) měřen narůst v počtu detekovaných neutronů (celkový i jednou rozptýlených) z důvodu přítomnosti rozdílných terčů. Neutrony, které prodělaly maximálně jednu srážku, odpovídají pro tuto geometrii energiím od 2 MeV do 3 MeV.

Po vytvoření modelu podle popisu bylo provedeno 12 simulací s různými uspořádáními experimentu podle popisu výše. V každé z nich proběhl jeden běh s 5 000 událostmi, v nichž se generovalo 10 000 neutronů. Celkem tedy bylo simulováno 50 000 000 částic pro každé uspořádání. Jelikož emisivita NG použitého v experimentu je $2{\cdot}10^6$ n//s, byl počet neutronů přepočítán na počet neutronů detekovaných za 1 s, případně za 5 s v uspořádání se stíněním. Následně byly vypočítány stejné poměry jako v experimentu a porovnány s měřenými i simulovanými daty z [4]. Pro simulaci ve vybraném experimentu byl využit výpočetní kód MCNP5.

5.1. VLIV STÍNĚNÍ

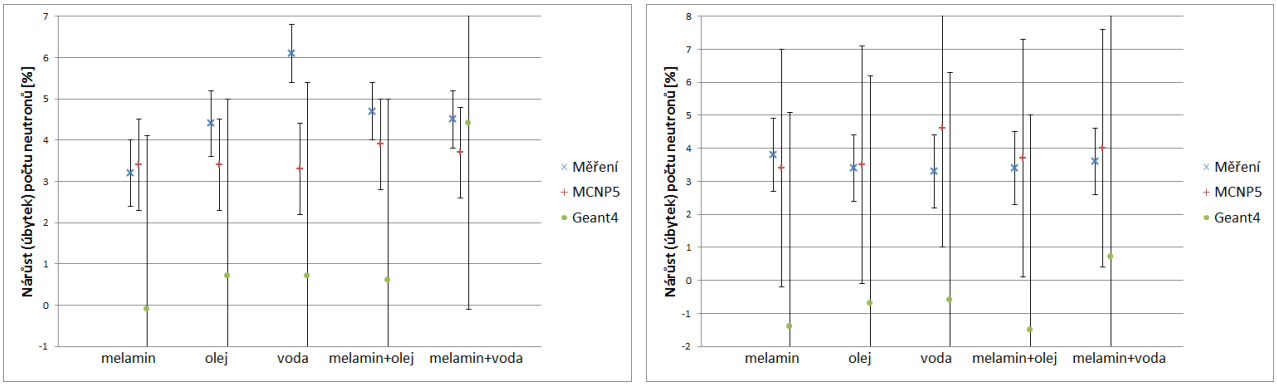
Pro všechny uspořádání byl měřen i simulován velký úbytek v počtu neutronů z důvodu přítomnosti vodního stínění mezi zdrojem neutronů a jejich detektorem. Naměřen byl 83% ±2,2% pokles celkového počtu neutronů a 80% ± 5,1% pokles počtu neutronů o energii 2-3 MeV. Tyto hodnoty společně s výsledky obou simulací jsou uvedeny v grafu [Obr. 2]. Výsledky simulace pomocí Geant4 jsou asi o 10 % nižší pro celkový počet neutronů a naopak asi o 15 % vyšší pro neutrony o energii 2-3 MeV. To může být způsobeno zejména jiným umístěním stínění než při experimentu, jelikož toto umístění není přesně specifikováno. Lze však vidět, že i výsledky simulace pomocí MCNP5 se liší od měřených hodnot o 5-10 %.



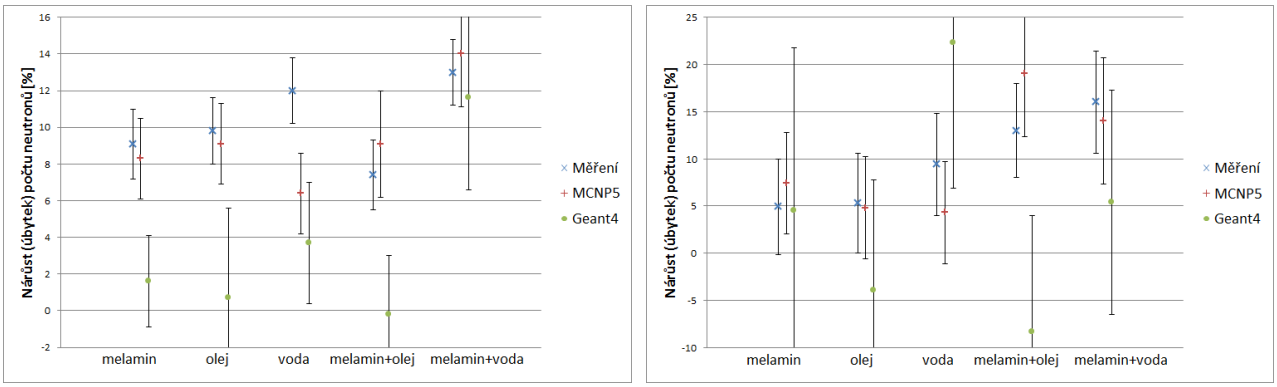
Obr. 2: Procentuální úbytek celkového počtu neutronů (vlevo)/počtu neutronů o energii 2-3 MeV (vpravo) z důvodu přítomnosti vodního stínění.

5.2. VLIV PŘÍTOMNOSTI TERČE

Jelikož většina detekovaných neutronů pochází ze srážek v okolním prostředí, lze předpokládat, že přidáním terčového materiálu se zvýší počet detekovaných neutronů. Byl naměřen 3-6% nárůst celkového počtu neutronů pro uspořádání bez stínění a 7-13% nárůst při přítomnosti stínění. Podobně při měření neutronů o energii 2-3 MeV byl naměřen narůst 3-4 % bez stínění a 5-16 % se stíněním. Tyto hodnoty opět společně s výsledky obou simulací jsou v grafech [Obr. 3, 4].



Obr. 4: Procentuální nárůst (úbytek) celkového počtu neutronů (vlevo)/počtu neutronů o energii 2-3 MeV (vpravo) z důvodu přítomnosti terčového materiálu (bez vodního stínění).



Obr. 5: Procentuální nárůst (úbytek) celkového počtu neutronů (vlevo)/počtu neutronů o energii 2-3 MeV (vpravo) z důvodu přítomnosti terčového materiálu (s vodním stíněním).

5.3. VLIV MODELOVÁNÍ NG

Na závěr byl zkoumán vliv modelování neutronového generátoru. Byly provedeny simulace pro dvě různá uspořádání, bez terče a s melaminovým terčem, obě varianty bez stínění. Opět bylo simulováno 5 000 událostí po 10 000 neutronech a určen počet neutronů detekovaných za 1 s. Navíc byla vypočítána procentuální změna v celkovém počtu neutronů a neutronů o energii 2-3 MeV oproti původním hodnotám s kompletním modelem NG.

Pro zjištění vlivu konstrukčních materiálů NG byly provedeny dvě simulace. V prvním případě (bez elektroniky) byl z modelu odebrán kvádr s náplní homogenní aproximace typické elektroniky, který simuluje řídící jednotku NG. V druhém případě (bez NG) byla z modelu odebrána i hliníková trubice a celý NG byl tak aproximován pouze izotropním bodovým monoenergetickým zdrojem.

Výsledky simulace, počet detekovaných neutronů a procentuální změna oproti kompletnímu modelu jsou v tabulkách [Tab. 2 a 3]. V obou případech došlo k výraznému snížení celkového počtu neutronů o 13-17 %. Lze tedy usuzovat, že řídící jednotka s elektronikou má díky svému umístění nad zdrojem neutronů podobný vliv jako terčový materiál a zvyšuje pravděpodobnost, že se odražený neutron dostane do detektoru. Naopak počet neutronů o energii 2-3 MeV zůstal v prvním případě stejný a v druhém se dokonce zvýšil. O podobný počet stoupl i počet všech neutronů oproti prvnímu případu. Podle očekávání tedy po odstranění hliníkové trubice vzrostl počet detekovaných neutronů o ty, které se v ní před tím rozptýlily nebo zachytily.

Poslední modifikací NG byla změna bodového na objemový zdroj. Byl vytvořen objemový monoenergetický izotropní zdroj neutronů ve tvaru válce. Válec měl průměr 9,2 cm a výšku 14 cm a byl umístěn do přední části trubice NG tak, že jedna jeho podstava byla v místě, kde při předchozích simulacích byl bodový zdroj.

Počty detekovaných neutronů jsou stejně jako relativní změna zapsány v tabulkách [Tab. 2 a 3]. Překvapivě došlo k nárůstu celkového počtu neutronů i neutronů v rozmezí 2-3~MeV. Toto lze přičítat tomu, že objemový zdroj byl blíže detektoru než bodový.

Tabulka 5.4: Počet detekovaných neutronů při dané změně zdroje

	melamin		bez terče	
	celkem [n/s]	2-3 MeV [n/s]	celkem [n/s]	2-3 MeV [n/s]
referenční model	618 ± 20	272 ± 12	620 ± 17	276 ± 14
bez elektroniky	514 ± 19	271 ± 13	514 ± 20	276 ± 14
bez NG	535 ± 20	296 ± 15	534 ± 17	296 ± 14
objemový zdroj	681 ± 22	316 ± 15	678 ± 21	318 ± 15

Tabulka 5.5: Procentuální změna počtu neutronů při dané změně zdroje

	melamin		bez terče	
	celkem [%]	2-3 MeV [%]	celkem [%]	2-3 MeV [%]
referenční model	0	0	0	0
bez elektroniky	−16,8 ± 4,1	−0, 5 ± 6, 6	−17, 0 ± 3,9	0, 0 ± 6,6
bez NG	−13,4 ± 4,3	8, 6 ± 7, 3	−13, 8 ± 3,7	7, 2 ± 7,3
objemový zdroj	10,1 ± 4,9	15, 9 ± 7,4	9, 4 ± 4,5	15, 1 ± 7,7

6. ZÁVĚR

Pro modelování byl vybrán výpočetní kód Geant4, který je volně dostupný a poskytuje veškeré potřebné nástroje. V rámci bakalářské práce se podařilo s ním naučit pracovat do takové míry, aby bylo možné vytvořit jednoduchý výpočetní model. Podle popisu experimentu tedy bylo vytvořeno několik modelů, na kterých byly spuštěny simulace, a výsledky byly porovnány s experimentem. I když nedošlo k příliš velké shodě, hlavním cílem bylo se s tímto výpočetním kódem seznámit a vyzkoušet v něm modelování experimentu s NG. Pro tento účel se Geant4 osvědčil a byl implementován do programové základny na serverech KJR.

Hodnoty určené simulací pomocí Geant4 jsou zatížené velkou chybou z důvodu malého počtu detekovaných neutronů, a tedy velké statistické chyby (5-10 %). Při výpočtu poměru dvou čísel pro zjištění nárůstu či úbytku počtu neutronů se chyby ještě zvyšují. Z tohoto důvodu simulované úbytky a nárůsty příliš neodpovídají těm měřeným. Ve většině případů se však alespoň nachází v 3σ okolí výsledku simulace pomocí MCNP5.

Lze však vidět, že modelování elektroniky či dalších konstrukčních materiálů NG může výrazně ovlivnit výsledek simulace (~10 %). Je tedy třeba NG popsat a modelovat co nejpřesněji. Stejně tak důležité je přesně modelovat samotný zdroj neutronů.

Ke zpřesnění výsledků simulace by bylo třeba simulovat více částic. Dále by bylo možné využít funkcí redukce variance, která by zkrátila výpočetní čas. S těmito vylepšeními se počítá pro výzkumný úkol, ve kterém by se měl zopakovat podobný experiment pomocí D-D NG na KJR a pro výpočet využít odzkoušený Geant4.

PODĚKOVÁNÍ

Rád bych poděkoval vedoucímu své bakalářské práce Ing. Evženu Losovi Ph.D. za jeho podporu, cenné rady, trpělivost a ochotu při vypracování mé bakalářské práce.

LITERATURA

[1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Neutron generators for analytical purposes. Vienna: Inter- national Atomic Energy Agency, 2012. ISBN 9789201251107.

[2] LOU, Tak Pui. Compact D-D/D-T Neutron Generators and Their Applications [online]. Berkeley, 2003 [cit. 2018-07-02]. Dostupné z: http://cds.cern.ch/record/744955/files/34065517.pdf. Disertační práce. University of California.

[3] Research Reactor Database [online]. IAEA, 2018 [cit. 2018-07-02]. Dostupné z: https://nucleus.iaea.org/RRDB/RR/ReactorSearch.aspx

[4] LEHNERT, A.L., M. FLASKA a K.J. KEARFOTT. D-D neutron-scatter measurements for a novel explosives-detection technique. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment [online]. 2012, 693, 195-202 [cit. 2018-05-29]. DOI: 10.1016/j.nima.2012.07.047. ISSN 01689002. Dostupné z: https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0168900212008297

[5] Introduction to Geant4 [online]. Release 10.4. Geant4 Collaboration, 2017 [cit. 2018-06-22]. Dostupné z: http://geant4-userdoc.web.cern.ch/geant4-userdoc/UsersGuides/IntroductionToGeant4/html/index.html

[6] Book For Application Developers [online]. Release 10.4. Geant4 Collaboration, 2017 [cit. 2018-06-22]. Dostupné z: http://geant4-userdoc.web.cern.ch/geant4-userdoc/UsersGuides/ForApplicationDeveloper/html/

[7] Geant4 A Simulation Toolkit [online]. Geant4 Collaboration, 2018 [cit. 2018-06-22]. Dostupné z: http://geant4.web.cern.ch/

Nakladatel: Česká nukleární společnost, z. s. (ČSVTS)
V Holešovickách 2
180 00 Praha 8
Jaderná energetika v pracích mladé generace - 2018

Rok vydání: 2019, 1. vydání

Forma vydání: vydáno pouze na CD-ROM

Materiály sestavil: Ing. Kamil Števanka

Příspěvky jednotlivých autorů nebyly textově ani jazykově upravovány.

ISBN 978-80-02-02864-2