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 - 2017

„Mikulášské setkání Mladé generace ČNS“

SBORNÍK REFERÁTŮ ZE SEMINÁŘE
6. až 8. prosince 2017, FEKT, VUT v Brně

ISBN 978-80-02-02798-0

PARTNEŘI SETKÁNÍ

SÚRAO

RIZZO ASSOCIATES

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
> **Ing. Martinu Přečkovi, Ph.D.** z ELI Beamlines – FZÚ AV ČR za moderování a kladení záludných otázek během Mikulášského 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 2017
> **Správě úložišť radioaktivních odpadů** za finanční podporu
> **Společnosti Rizzo Associates Czech, a.s.** za finanční podporu
> **Všem přednášejícím za jejich příspěvky a všem zúčastněným za jejich pozornost**

OBSAH

OBSAH 5

PROGRAM SETKÁNÍ 8

SEZNAM POSTEROVÝCH PREZENTACÍ 10

VYHODNOCENÉ STUDENTSKÉ PRÁCE ZA ROK 2017 11

ANALÝZA ZDROJOVÉHO ČLENA PRE HODNOTENIE DLHODOBEJ BEZPEČNOSTIHLBINNÉHO ÚLOŽISKA VJP 12
Dana Barátová

VLIV KARBIDU KŘEMÍKU NA PROVOZNÍ PARAMETRY PALIVA EDU 18
Ondřej Čásar

ROTAČNÍ TECHNIKY V RADIOTERAPII 26
Barbora Dršková

TVORBA MODELU REFERENČNEJ BIOSFÉRY PRE ÚČELY HODNOTENIA DLHODOBEJ BEZPEČNOSTI HLBINNÉHO ÚLOŽISKA 33
Dorota Flamíková

VVER 1000 PRESSURIZER SYSTEM AND CONTROL MODELLING IN DYMOLA 39
Anna Fořtová

CHARAKTERISTIKA EXTRAKČNĚ SEPARAČNÍCH VLASTNOSTÍ SORBENTU DIPHONIX V ZÁVISLOSTI NA FYZIKÁLNÍCH PODMÍNKÁCH 45
Lukáš Kaňka

VLIV CT ARTEFAKTŮ NA DÁVKOVOU DISTRIBUCI PŘI PLÁNOVÁNÍ RADIOTERAPIE 52
Ondřej Kořistka

NÁVRH EXPERIMENTÁLNÍHO STENDU PRO MĚŘENÍ ZMĚNY HUSTOTY NEUTRONOVÉHO TOKU 58
Dušan Král

VLIV JADERNÝCH DAT NA VÝKON PALIVOVÝCH PROUTKŮ S GADOLINIOVÝM VYHOŘÍVAJÍCÍM ABSORBÁTOREM PRO REAKTOR VVER-1000 63
Matin Lovecký

KOMPOZITNÉ SORBENTY PRE SEPARÁCIU RÁDIONUKLIDOV 67
Michaela Matulová

VYUŽITÍ METODY GIP-VVER PŘI INSPEKCÍCH NA JADERNÝCH ELEKTRÁRNÁCH **71**
Zbyněk Musil

ASSESSMENT OF 24% COLD WORKED TITANIUM STABILIZED AUSTENITIC STAINLESS STEEL FUEL CLADDING MATERIAL PROPERTIES AT ELEVATED TEMPERATURES BY LATERAL COMPRESSION TESTING **77**
Hygreeva Kiran Namburi

METODA MĚŘENÍ DEFORMACE OZÁŘENÝCH PALIVOVÝCH SOUBORŮ POMOCÍ ULTRAZVUKU **81**
Pavel Nerud

MĚŘENÍ CHARAKTERISIK IONTOVÝCH SVAZKŮ GENEROVANÝCH LASERY POMOCÍ METODY TOF **86**
Boris Odložilík

VÝPOČTOVÉ POSOUZENÍ SEIZMICKÉ ODOLNOSTI POTRUBÍ SUPERHAVARIJNÍHO NAPÁJENÍ PRIMÁRNÍHO OKRUHU **92**
Drahomír Rychecký

POUŽITÍ RADIOAKTIVNÍHO UHLÍKU C-9 V RADIOTERAPII **98**
Jakub Šlegl

INTEGROVANÝ VÝMĚNÍK TEPLA S ROZTAVENÝMI SOLEMI **105**
Kamil Števanka

RÝCHLA METÓDA STANOVENIA ^{226}RA A ^{90}SR VO VODÁCH POMOCOU ANORGANICKÉHO SORBENTU $MnO_2 – SiO_2$ **111**
Michaela Štofaníková

VÝVOJ CHROMEM POKRYTÉHO PALIVA SE ZVÝŠENOU ODOLNOSTÍ PROTI HAVÁRIÍM **115**
Martin Ševeček

MĚŘENÍ ÚČINNÝCH PRŮŘEZŮ (N,XN) REAKCÍ V POLI NEUTRONOVÉHO ZDROJE NG-2 **122**
Dominik Thomas

EXPERIMENTÁLNÍ STANOVENÍ SOUČINITELE TLAKOVÉ ZTRÁTY PERFOROVANÉ DESKY PŘI PRŮTOKU DVOUFÁZOVÉHO MÉDIA **129**
Ondřej Burian

MODELOVÁNÍ PŘESTUPU TEPLA NA PROUTCÍCH PALIVOVÉHO SVAZKU REAKTORU PWR **135**
Daniel Vlček

FULL-CORE VVER-1000 A STANOVENÍ KOEFICIENTU ASYMETRIE α **142**
Jiří Závorka

EPR BURNABLE ABSORBER OPTIMIZATION **147**
Michal Zeman

PROGRAM SETKÁNÍ

Středa 6.12.2017

12:00 Oficiální zahájení setkání

12:00 - 12:15 Úvodní slovo pořadatelů a garanta setkání Ing. Martin Přeček, PhD.

12:15 Prezentace hosta setkání

12:15 - 13:05 Elektronické systémy řízení procesů v JE, historie, současnost a budoucnost
(František Siegel, Dalibor Matějů))

13:05 - 13:15 Přestávka

13:15 Prezentace prací mladých odborníků

13:15 - 13:35 Měření charakteristik iontových svazků generovaných lasery pomocí metody doby průletu
(Boris Odložilík)

13:35 - 13:50 Představení laserového centra ELI Beamlines
(Martin Přeček)

13:50 - 14:05 Analýza zdrojového člena pre hodnotenie dlhodobej bezpečnosti hlbinného úložiska VJP
(Dana Barátová)

14:05 - 14:20 Tvorba modelu referenčnej biosféry pre účely hodnotenia dlhodobej bezpečnosti hlbinného úložiska
(Dorota Flamíková)

14:20 - 14:35 Kompozitné sorbenty pre separáciu rádionuklidov
(Michaela Matulová)

14:35 - 14:50 Přestávka

14:50 - 15:05 Rýchla metóda stanovenia 226Ra a 90Sr vo vodách pomocou anorganického sorbentu MnO_2–SiO_2
(Michaela Štofaníková)

15:05 - 15:20 Návrh experimentálního stendu pro měření změny hustoty neutronového toku
(Dušan Král)

15:20-15:35 Vliv karbidu křemíku na provozní parametry paliva EDU
(Ondřej Čásar)

15:35-15:50 EPR reactor burnable absorber optimization
(Michal Zeman)

15:50-16:05 VVER 1000 pressurizer system and control modelling in Dymola
(Anna Fořtová)

16:05-16:20 Cr Cold-Sprayed Cladding with Enhanced Accident Tolerance
(Martin Ševeček)

16:20 Shrnutí prvního dne setkání

18:00 Společná návštěva Vánočních trhů v centru Brna

19:00 Večerní posezení u Mazaného anděla

Čtvrtek 7.12.2017 dopolední část

09:00 Předání cen a prezentace oceněných diplomantů

09:00 - 09:10 Předání cen oceněným diplomantům

09:10 - 09:30 Oceněný BP – 3. místo
Rotační techniky v radioterapii
(Barbora Dršková)

09:30 - 09:50 Oceněný BP – 1. místo
Vliv CT artefaktů na dávkovou distribuci při plánování radioterapie
(Ondřej Kořistka)

09:50 – 10:00 Přestávka

10:00 - 10:20 Oceněný DP – 3. místo
Použití radioaktivního uhlíku C-9 v radioterapii
(Jakub Šlégl)

10:20 - 10:40 Oceněný DP – 2. místo
Měření účinných průřezů (n,xn) reakcí v poli neutronového zdroje NG-2
(Dominik Thomas)

10:40 - 11:00 Oceněný DP – 1. místo
Charakteristika extrakčně-separačních vlastností pevného extrahentu DIPHONIX v závislosti na fyzikálních podmínkách
(Lukáš Kaňka)

11:00 – 11:10 Přestávka

11:10 Prezentace hosta setkání

11:10 - 12:10 Představení Spojeného ústavu jaderného výzkumu – Laboratoř jaderných reakcí v Dubně, Rusko
(Mitrofanov Semen Vyacheslavovich, Skuratov Vladimir Alexeevich.)

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 - 13:45	Povídání o zemětřesení (Jakub Šebor)
13:45 - 14:00	Využití metody GIP-VVER při seizmických inspekcích jaderných elektráren (Zbyněk Musil)
14:00 - 14:15	Výpočtové posouzení seizmické odolnosti potrubí superhavarijního napájení primárního okruhu (Drahomír Rychecký)
14:15 - 14:30	Metoda měření deformace ozářených palivových souborů pomocí ultrazvuku (Pavel Nerud)
14:30 - 14:45	Vliv jaderných dat na výkon palivových proutků s gadoliniovým vyhořívajícím absorbátorem pro reaktor VVER-1000 (Martin Lovecký)
14:45 - 15:00	*Přestávka*
15:00 - 15:15	"Full-Core" VVER-1000 benchmark calculation and determination of the asymmetry coefficient (Jiří Závorka)
15:15 - 15:30	Modelování přestupu tepla na proutcích palivového svazku reaktoru PWR (Daniel Vlček)
15:30 - 15:45	Evaluation of fuel-cladding mechanical properties at high temperature (HYGREEVA KIRAN NAMBURI)
15:45 - 16:00	Experimentální stanovení součinitele tlakové ztráty perforované desky při průtoku dvoufázového média (Ladislav Vesely)
16:00 - 16:15	Integrovaný výměník s roztavenými solemi (Kamil Števanka)

16:15 Slavnostní zakončení setkání

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

Pátek 8.12.2016

08:30 Exkurze – VF. a.s., Černá Hora

Odjezd od budovy Technická 10

OCENĚNÉ STUDENTSKÉ PRÁCE V OBLASTI MÍROVÉHO VYUŽÍVÁNÍ JADERNÉ ENERGIE A IONIZUJÍCÍHO ZÁŘENÍ V ROCE 2016

Na Mikulášském setkání CYG na VUT v Brně byly dne 7. prosince 2017 vyhlášeny nejlepší bakalářské a diplomové práce v jaderných oborech za rok 2017. Oceněny byly následující práce:

Kategorie A - Bakalářské práce

I. místo
Ondřej Kořistka
Vliv CT artefaktů na dávkovou distribuci při plánování radioterapie

II. místo
Boris Odložilík
Měření charakteristik iontových svazků generovaných lasery pomocí metody doby průletu

III. místo
Barbora Dršková
Rotační techniky v radioterapii

Kategorie B - Diplomové práce

I. místo
Lukáš Kaňka
Charakteristika extrakčně-separačních vlastností pevného extrahentu DIPHONIX v závislosti na fyzikálních podmínkách

II. místo
Dominik Thomas
Měření účinných průřezů (n,xn) reakcí v poli neutronového zdroje NG-2

III. místo
Jakub Šlégl
Použití radioaktivního uhlíku C-9 v radioterapii

Analýza zdrojového člena pre hodnotenie dlhodobej bezpečnosti hlbinného úložiska VJP

Dana Barátová, Branislav Vrban, Vladimír Nečas

E-mail: dana_baratova@stuba.sk

Slovenská technická univerzita v Bratislave, Fakulta elektrotechniky a informatiky, Ústav jadrového a fyzikálneho inžinierstva, Ilkovičova 3, Bratislava 812 19 Bratislava, Slovensko

***Abstrakt**: V Slovenskej republike je preferovanou možnosťou pre konečné nakladanie s vyhoretým jadrový palivom (VJP) jeho priame ukladanie v hlbinnom úložisku. V rámci výpočtov týkajúcich sa určovania nuklidového zloženia VJP sú nečistoty, resp. prímesy dôležité z hľadiska produkcie dlhožijúcich aktivačných produktov, ako je napríklad C-14 alebo Cl-36. Z tohto dôvodu je dôležité ohodnotiť aj aktiváciu konštrukčných materiálov. Taktiež bol analyzovaný vplyv dištančnej mriežky, ktorá bola špecifikovaná v modeli na koncentrácie kritických rádionuklidov vo vyhoretom jadrovom palive.*

***Klúčové slová**: hlbinné úložisko, zdrojový člen, vyhoreté jadrové palivo, SCALE/TRITON, GoldSim*

1. ÚVOD

Predtým, ako bude úložisko vybudované a prevádzkované musia byť vykonané bezpečnostné analýzy pre všetky etapy jeho vývoja. Posúdenie dlhodobej bezpečnosti predstavuje jednu časť z komplexnej bezpečnostnej analýzy vplyvu hlbinného úložiska na životné prostredie. Tvorba transportného modelu (model migrácie rádionuklidov) je dôležitým aspektom pri posudzovaní dlhodobej bezpečnosti hlbinného úložiska. Určenie zdrojového člena pre potreby hodnotenia dlhodobej bezpečnosti hlbinného úložiska (HÚ) vyhoretého jadrového paliva (VJP) je bezpochyby dôležitým krokom v tvorbe transportného modelu migrácie rádionuklidov systémom inžinierskych a prírodnej bariéry. V prípade dlhodobej bezpečnosti sú však dôležité tie nuklidy, ktoré štandardne v iných analýzach nevystupujú (ako napríklad v analýzach kritickosti systémov, či v analýzach prevádzkovej bezpečnosti skladovacích a úložných zariadení). Z tohto dôvodu bola zrealizovaná komplexná analýza nuklidového zloženia palivovej kazety VVER 440 druhej generácie a bol určený nuklidový vektor VJP pre potreby hodnotenia dlhodobej bezpečnosti.

2. POPIS MODELU A METODIKA VÝPOČTU

Nuklidové zloženie pracovnej kazety VVER-440 bolo počítané pomocou systému SCALE 6.1.3 kontrolným modulom TRITON. Modul TRITON [1], ktorý je súčasťou výpočtového systému SCALE vyvinutého v ORNL (Oak Ridge National Laboratory), bol použitý na simuláciu vyhorievania/aktivácie materiálov v dvojrozmerných modeloch palivovej kazety. Modul TRITON spája 2-D deterministický transportný kód NEWT s kódom ORIGEN-S, ktorý slúži na výpočet zmien izotopického zloženia v procese vyhorievania a komplexnej rádioaktivnej premeny nuklidov. Výpočet hustoty neutrónového toku pomocou transportného výpočtu slúži na aktualizáciu efektívnych účinných prierezov v každom simulačnom kroku. Tieto efektívne účinné prierezy sú ďalej použité kódom ORIGEN-S vo výpočtoch vyhorievania. Vypočítané nuklidové zloženie jednotlivých materiálov je následne aplikované v transportnom výpočte a tento proces pokračuje iteračným postupom vo všetkých simulačných krokoch. Na konci každého transportného výpočtu kódom NEWT sú získané vážené účinné prierezy a hustoty toku neutrónov, ktoré sú následne použité kódom COUPLE na výpočet efektívnych jednoskupinových účinných prierezov potrebných vo výpočtoch ORIGEN-S [2].

Modely pracovnej kazety sú 2-D modely, pričom axiálna zmena neutrónového toku pozdĺž palivovej kazety nebola vo výpočtoch zohľadnená. Výpočty boli realizované použitím 238-skupinovej knižnice založenej na evaulovanej knižnici ENDF/B-VII.0.

Na zaistenie sledovania rýchlo meniacej sa koncentrácie vyhorievajúceho absorbátora pred dosiahnutím píku reaktivity a rýchlej akumulácie štiepnych produktov boli na začiatku simulácie použité veľmi jemné kroky vyhorievania (menšie ako 0,5 MWd/kgTK). Po dosiahnutí píku reaktivity boli použité dlhšie kroky vyhorievania, avšak stále menšie ako 1 MWd/kgTK).

Výpočty boli vykonané pre radiálne profilovanú palivovú kazetu (PK) VVER-440 druhej generácie s počiatočným priemerným obohatením 4,87 % hmotn. U-235. Keďže dištančné mriežky sú rozmiestnené vertikálne pozdĺž palivovej kazety, výpočty boli realizované pre oblasť, kde sa distančná mriežka nachádza a pre tú časť, kde distančná mriežka prítomná nie je. Takto je možné ohodnotiť vplyv dištančnej mriežky na nuklidové zloženie a koncentrácie jednotlivých nuklidov v materiáloch PK, a taktiež aj prípadnú aktiváciu materiálu dištančnej mriežky. Čo sa týka konštrukčných materiálov, boli v modeli uvažované 2 typy zliatin - obalová rúra palivovej kazety je vyrobená zo zliatiny zirkónia E125 (Zr - 2,5% Nb), zatiaľ čo pokrytie palivových prútikov a dištančné mriežky sú vyrobené zo zirkóniovej zliatiny E110 (Zr - 1% Nb). Štruktúra dištančnej mriežky pozostáva zo 126 tenkostenných buniek špeciálneho profilu spojených bodovým zváraním. Geometria bunky dištančnej mriežky je pomerne zložitá a preto bolo použité určité zjednodušenie. V okolí palivových prútikov bola špecifikovaná homogénna zmes H_3BO_3, H_2O a zliatiny E110, pričom atómové hustoty týchto materiálov boli upravené faktormi zodpovedajúcimi ich objemovým frakciám. Zloženie jednotlivých konštrukčných materiálov a palivovej matrice bolo zadané vrátane prímesí a nečistôt, aby bolo možné komplexne zhodnotiť možnú aktiváciu.

Palivové prútiky v kazete sú usporiadané v trojuholníkovej mreži s krokom 12,3 mm, pričom vonkajší priemer pokrytia má veľkosť 9,1 mm. Prevádzkové dáta (priemerná teplota paliva, pokrytia a moderátora, koncentrácia kyseliny boritej, priemerný špecifický tepelný výkon) sú odvodené z neutronických a termohydraulických charakteristík pracovných kaziet vyhorievajúcich v reaktore počas 30. kampane 4. bloku jadrovej elektrárne Bohunice V2 [3]. Na základe týchto charakteristík bol v modeli definovaný špecifický tepelný výkon – 33,054 kW_t/kgTK, teplota paliva – 933 K, teplota konštrukčných materiálov a moderátora – 555 K. Pokles koncentrácie kyseliny boritej má lineárny trend s iniciálnou hodnotou 5,12 gH_3BO_3/kgH_2O.

3. ANALÝZA NUKLIDOVÉHO ZLOŽENIA VJP

V problematike hodnotenia dlhodobej bezpečnosti hlbinného úložiska pre vyhoreté jadrové palivo a vysokoaktívny odpad sú dôležité nielen dlhožijúce štiepne produkty a aktinoidy, ale aj dlhožijúce aktivačné produkty, ktoré môžu vznikať aktiváciou nečistôt a legúr obsiahnutých v konštrukčných materiáloch a v matrici paliva. Takýmito nuklidmi sú napríklad C-14 a Cl-36. Faktory ovplyvňujúce významnosť jednotlivých nuklidov pre hodnotenie dlhodobej bezpečnosti HÚ pri uvážení normálneho evolučného scenára sú doba polpremeny rádionuklidov, mobilita, ktorá sa líši v závislosti od geologickej formácie, inžinierskych bariér a konceptu úložiska a ich rádiologický význam v biosfére. Je preto zjavné, že relatívna významnosť rádionuklidov sa môže v priebehu vývoja HÚ meniť, keďže s postupom času budú k dispozícii detailnejšie informácie týkajúce sa jednotlivých bariér úložiska. Taktiež sú takéto modely spojené s veľkým množstvom neistôt týkajúcich sa nielen tvorby scenára, ale aj tvorby modelu a použitých dát. Z tohto dôvodu bola snaha komplexne zanalyzovať nuklidy vo VJP a vybrať tie, ktoré majú dostatočne dlhú dobu polpremeny a mohli by byť relevantné pre tvorbu transportného modelu migrácie rádionuklidov z HÚ.

Ďalším aspektom pri analýze zdrojového člena pre potreby hodnotenia dlhodobej bezpečnosti HÚ bola potreba správnej reprezentácie rádioaktívnej premeny v simulačnom programe GoldSim v module Radionuclide Transport (RT). Tento modul umožňuje dynamicky modelovať transport kontaminantov v rámci systému inžinierskych a prírodných bariér, pričom je možné simulovať aj uvoľňovanie kontaminantov z odpadu a samotnú rádioaktívnu premenu [4]. Spojenie týchto možností poskytuje užívateľovi vhodné prostredie na tvorbu transportných modelov zameraných na analýzu dlhodobej bezpečnosti úložísk rádioaktívneho odpadu.

3.1. VÝBER NUKLIDOVÉHO VEKTORA PRE POTREBY HODNOTENIA DLHODOBEJ BEZPEČNOSTI HLBINNÉHO ÚLOŽISKA

Vzhľadom na to, že na Slovensku nebola vybraná konkrétna lokalita pre výstavbu HÚ a nie je známy jeho finálny koncept, bolo nuklidové zloženie VJP podrobne zanalyzované a vybrané nuklidy predstavujú komplexný výber dlhožijúcich rádionuklidov a ich stabilných izotopov. Prítomnosť stabilných izotopov vo VJP totižto ovplyvňuje mieru rozpustnosti rádioaktívnych izotopov. V prípade, že koncentrácia chemického prvku je v niektorej časti úložiska obmedzená rozpustnosťou, je limit rozpustnosti rozdelený medzi jeho stabilné a rádioaktívne izotopy na základe izotopického (molového) pomeru. Tento proces je možné simulovať aj v RT module simulačného programu GoldSim.

Hlavné kritérium pre výber rádionuklidov predstavovala teda doba polpremeny, v prípade stabilných izotopov to bolo ich množstvo. Stabilné nuklidy, ktorých množstvo bolo zanedbateľné v porovnaní s inventárom ďalších izotopov, neboli do výberu zahrnuté. Nuklidy, vybrané pre potreby hodnotenia dlhodobej bezpečnosti hlbinného úložiska, sú potom nasledovné (v zátvorkách sa nachádzajú stabilné izotopy):

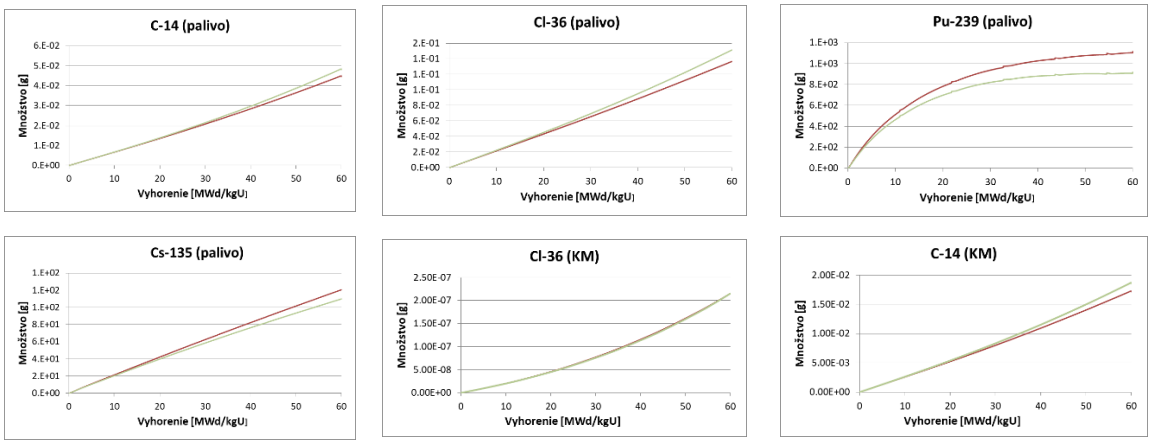
- Pu-236 → U-232 → Th-228 → Pb-207,
- Cf-246 → Cm-242 → Pu-238 → U-234 → Th-230 → Ra-226 → Pb-210 → Pb-207,
- Cf-247 → Bk-247 → Am-243 → Pu-239 → U-235 → Pa-231 → Ac-227 → Pb-207,
- Cf-247 → Cm-243 → Pu-239…,
- Cf-248 → Cm-244 → Pu-240 → U-236 → Th-232 → Ra-228 → Th-228 → Pb-207,
- Cf-252 → Cm-248 → Pu-244 → Pu-240 …,
- Cf-253 → Cf-249 → Cm-245 → Pu-241 → Am-241 → Np-237 → U-233 → Th-229 → Bi-209,
- Cf-254 → Cf-250 → Cm-246 → Pu-242 → U-238 → U-234 …,
- Cf-255 → Cf-251 → Cm-247 → Am-243 → Pu-239…,
- Ar-39 (Ar-36, Ar-38, Ar-40),
- C-14 (C-12, C-13),
- Ca-41 (Ca-40, Ca-42, Ca-43, Ca-44, Ca-48),
- Cl-36 (Cl-35, Cl-37),
- Cs-135 (Cs-133),
- Ho-163, Ho-166m (Ho-165),
- I-129 (I-127),
- K-40 (K-39, K-41),
- Mo-93 (Mo-92, Mo-94, Mo-95, Mo-96, Mo-97, Mo-98, Mo-100),
- Nb-91, Nb-92, Nb-93m, Nb-94 (Nb-93),
- Ni-59, Ni-63 (Ni-58, Ni-60, Ni-61, Ni-62, Ni-64),
- (Pb-206, Pb-208),
- Pd-107 (Pd-104, Pd-105, Pd-106, Pd-108),
- Se-79 (Se-76, Se-77, Se-78, Se-80, Se-82),
- Sm-147, Sm-148, Sm-151 (Sm-149, Sm-150, Sm-152, Sm-154),
- Sn-126 (Sn-115, Sn-116, Sn-117, Sn-118, Sn-119, Sn-120, Sn-122, Sn-124),
- Tc-98, Tc-99,
- Zr-93 (Zr-90, Zr-91, Zr-92, Zr-94, Zr-96).

Izotopy Samária majú buď veľmi dlhú dobu polpremeny (Sm-147 a Sm-148) alebo naopak v prípade Sm-151 je doba polpremeny relatívne krátka (90 rokov). Na základe vybraného scenára je potrebné zvážiť, či je potrebné dané nuklidy zahrnúť do analýzy hodnotenia alebo nemajú význam z hľadiska dlhodobej bezpečnosti.

3.2. VPLYV DISTANČNEJ MRIEŽKY NA VÝPOČET KONCENTRÁCIÍ NUKLIDOV VO VJP

V rámci tejto analýzy bol sledovaný vplyv dištančnej mriežky na koncentrácie dlhožijúcich rádionuklidov v palive a v konštrukčnom materiáli (KM). V prípade, kedy bola v modeli uvažovaná dištančná mriežka (DM) sa

konštrukčným materiálom myslí pokrytie paliva, dištančné mriežky a obalová rúra, v prípade neuváženia dištančnej mriežky je to len pokrytie a obalová rúra. Na Obr. 1 sa nachádza závislosť množstva vybraných nuklidov v palive a v konštrukčnom materiáli od vyhorenia pre obidva prípady.



Obr. 1: Závislosť množstva vybraných nuklidov v jednej kazete VJP od vyhorenia (červená krivka - prípad s DM, zelená krivka – prípad bez DM).

Výpočty hustoty neutrónového toku vychádzajú z predpokladu konštantného špecifického tepelného výkonu v každom kroku vyhorievania. (33,054 kW_t/kgTK) pre prípad s uvážením aj bez uváženia dištančnej mriežky. Celková hustota neutrónového toku v jednotlivých materiáloch je v prípade modelu s dištančnou mriežkou vyššia, avšak hustota toku tepelných neutrónov sa znížila, keďže časť objemu moderátora bola nahradená materiálom dištančnej mriežky. Z tohto dôvodu sa zvýšila produkcia štiepiteľných nuklidov (U-233, Pu-239, Pu-241). Táto zmena je najvýraznejšia pre Pu-239, pri ktorom sa z dôvodu nižšej miery štiepenia v tepelnej oblasti významnejšie prejaví radiačný záchyt na U-238, keďže dochádza aj k zníženiu pravdepodobnosti úniku z rezonančnej oblasti. Rozdiely v koncentráciách nuklidov nachádzajúcich sa v palive sú výraznejšie pre niektoré minoritné aktinoidy. Vplyv dištančnej mriežky nie je taký významný pre štiepne a aktivačné produkty. Čo sa týka aktivácie konštrukčných materiálov sú rozdiely v koncentráciách pre väčšinu nuklidov minimálne, najväčšiu zmenu pozorujeme pri vyhorení 60 MWd/kgU v koncentrácii (resp. množstve) Tc-99 a Mo-93 (okolo 12 %).

3.3. REPREZENTÁCIA RÁDIOAKTÍVNEJ PREMENY V SIMULAČNOM PROGRAME GOLDSIM

V prostredí programu GoldSim si musí užívateľ sám navoliť nuklidy, ktoré by mohli byť relevantné z hľadiska hodnotenia bezpečnosti vybraného scenára. V RT module programu GoldSim je síce k dispozícii rozsiahla ICRP (International Commission on Radiological Protection) databáza nuklidov a ich jadrových dát (doby polpremeny, premenové konštanty, dcérske produkty a i.), avšak výber nuklidov v premenových reťazcoch je na samotnom užívateľovi. Z dôvodu správnej reprezentácie rádioaktívnej premeny sú preto v nuklidovom vektore zahrnuté v jednotlivých premenových reťazcoch aj ťažké nuklidy (napríklad izotopy Cm, Bk alebo Cf).

Inventár bol napočítaný sekvenciou SCALE/TRITON v čase 50 rokov od vyvezenia kazety z reaktora, aby sa eliminoval vplyv krátkožijúcich materských nuklidov, ktoré v najbližších rokoch po vytiahnutí paliva z reaktora môžu prispievať k vzniku dlhožijúcich bezpečnostne relevantných nuklidov.

Napočítané nuklidové zloženie paliva a množstvá jednotlivých nuklidov boli ďalej použité v modeli transportu rádionuklidov, pričom počas obdobia 1000 rokov bola v programe GoldSim simulovaná len rádioaktívna premena. Množstvá nuklidov, ktoré boli napočítané spomínaným postupom po 1050 rokoch boli ďalej porovnané s množstvami napočítanými sekvenciou SCALE/TRITON. Tieto koncentrácie sú považované za referenčné, keďže pri výpočte sa berie do úvahy celá databáza nuklidov a nie len užívateľom zvolený nuklidový vektor. V Tab. 1 a v Tab. 2 sú zobrazené relatívne odchýlky od referenčných hodnôt.

Tab. 1: Inventár dlhožijúcich rádionuklidov v jednej kazete VJP **(palivo)** po 1050 rokoch od vytiahnutia kazety z reaktora**.** Relatívne odchýlky od referenčných hodnôt (SCALE).

Nuklid	Inventár SCALE [g]	Inventár GoldSim [g]	δ [%]	Nuklid	Inventár SCALE [g]	Inventár GoldSim [g]	δ [%]
Ac-227	7.52E-07	7.29E-07	3.040	Pa-231	1.15E-03	1.15E-03	0.042
Am-241	6.32E+01	6.31E+01	0.152	Pb-210	8.75E-06	8.21E-06	6.215
Am-242m	1.42E-03	1.42E-03	0.005	Pd-107	5.45E+01	5.45E+01	0.010
Am-243	3.73E+01	3.74E+01	-0.029	Pu-236	2.34E-10	0.00E+00	100.000
Ar-39	2.95E-07	2.95E-07	-0.021	Pu-238	1.96E-02	1.96E-02	-0.070
Bk-247	3.11E-12	3.11E-12	-0.012	Pu-239	1.09E+03	1.09E+03	-0.004
C-14	3.96E-02	3.96E-02	0.008	Pu-240	4.06E+02	4.06E+02	-0.003
Ca-41	1.94E-02	1.95E-02	-0.044	Pu-241	3.66E-03	3.67E-03	-0.429
Cf-249	1.17E-06	1.17E-06	0.002	Pu-242	1.29E+02	1.29E+02	-0.003
Cf-251	6.83E-07	6.84E-07	-0.170	Pu-244	8.91E-03	8.91E-03	-0.008
Cl-36	1.36E-01	1.36E-01	-0.003	Ra-226	6.79E-04	6.79E-04	-0.005
Cm-242	3.71E-06	3.72E-06	-0.237	Ra-228	1.12E-11	1.11E-11	0.798
Cm-243	2.30E-12	2.30E-12	-0.050	Se-79	1.07E+00	1.07E+00	-0.011
Cm-244	7.68E-17	7.53E-17	1.955	Sm-147	4.58E+01	4.58E+01	0.000
Cm-245	2.21E+00	2.21E+00	0.001	Sm-148	4.28E+01	4.28E+01	0.000
Cm-246	2.43E-01	2.43E-01	0.010	Sm-151	8.36E-04	8.36E-04	-0.046
Cm-247	5.26E-03	5.26E-03	-0.008	Sn-126	4.81E+00	4.81E+00	0.004
Cm-248	4.44E-04	4.44E-04	0.002	Tc-98	1.86E-03	1.86E-03	0.015
Cs-135	1.21E+02	1.21E+02	0.008	Tc-99	1.69E+02	1.69E+02	-0.029
Ho-163	2.84E-04	2.84E-04	0.017	Th-228	8.15E-10	6.62E-10	18.861
I-129	3.57E+01	3.57E+01	0.004	Th-229	1.76E-04	1.76E-04	0.009
K-40	2.85E-02	2.85E-02	0.000	Th-230	1.82E-01	1.82E-01	-0.006
Mo-93	3.55E-03	3.54E-03	0.008	Th-232	2.77E-02	2.77E-02	0.009
Nb-91	5.10E-06	5.10E-06	0.000	U-232	2.91E-08	2.35E-08	19.372
Nb-92	4.45E-05	4.45E-05	0.002	U-233	9.43E-02	9.43E-02	-0.010
Nb-93m	1.60E-03	1.60E-03	0.014	U-234	7.11E+01	7.11E+01	-0.008
Nb-94	3.05E-04	3.05E-04	0.010	U-235	1.16E+03	1.16E+03	0.002
Ni-59	7.90E-02	7.92E-02	-0.215	U-236	9.07E+02	9.07E+02	-0.002
Ni-63	1.24E-05	1.15E-05	7.226	U-238	1.14E+05	1.14E+05	0.000
Np-237	3.82E+02	3.82E+02	-0.017	Zr-93	1.55E+02	1.55E+02	-0.005

Tab. 2: Inventár dlhožijúcich rádionuklidov v jednej kazete VJP (**konštrukčný materiál – E110, E125**) po 1050 rokoch od vyvezenia kazety z reaktora. Relatívne odchýlky od referenčných hodnôt (SCALE).

Nuklid	Inventár SCALE [g]	Inventár GoldSim [g]	δ [%]
Ar-39	1.86E-07	1.86E-07	0.005
C-14	1.56E-02	1.56E-02	-0.005
Ca-41	1.82E-02	1.82E-02	-0.001
Cl-36	2.20E-07	2.20E-07	-0.037
K-40	2.12E-02	2.12E-02	0.000
Mo-93	7.16E-04	7.16E-04	0.002
Nb-91	1.45E-06	1.45E-06	-0.020
Nb-92	1.10E-02	1.10E-02	-0.010
Nb-93m	1.68E-04	1.68E-04	0.009
Nb-94	1.20E+01	1.20E+01	-0.006

Ni-59	7.25E-02	7.27E-02	-0.235
Ni-63	1.13E-05	1.05E-05	7.241
Pd-107	1.33E-10	1.33E-10	0.000
Tc-98	6.58E-08	6.58E-08	0.014
Tc-99	7.44E-03	7.44E-03	0.018
Zr-93	1.61E+01	1.61E+01	0.011

Relatívne odchýlky sú pre väčšinu nuklidov minimálne. Markantnejšie odchýlky hlavne pre nuklidy s kratšou dobou polpremeny sú pravdepodobne spôsobené nedostatočnou časovou diskretizáciou v programe SCALE v intervale, v ktorom je uvažovaná len samotná rádioaktívna premena. V prípade Ni-63 je to odlišnosť jadrových dát (dôb polpremeny). Odchýlky v premenovom reťazci Pu-236 → U-232 → Th-228 → Pb-207 mohol spôsobiť aj fakt, že do výpočtu v programe GoldSim nebol zahrnutý nuklid Np-236, ako jeden z možných prekurzorov Pu-236.

4. ZHODNOTENIE

V tomto príspevku bola vykonaná analýza nuklidového vektora VJP a vybrané tie nuklidy, ktoré by mohli byť potenciálne bezpečnostne relevantné pre účely hodnotenia dlhodobej bezpečnosti hlbinného úložiska. Ďalej bol sledovaný vplyv dištančnej mriežky na koncentrácie vybraných rádionuklidov. Porovnávaný bol prípad s uvážením dištančnej mriežky s prípadom, kedy distančná mriežka v modeli uvažovaná nebola. Pre väčšinu nuklidov boli relatívne rozdiely menšie ako 20 %.

Taktiež bola hodnotená správna implementácia rádioaktívnej premeny v simulačnom program GoldSim, ktorý je využívaný viacerými organizáciami na tvorbu transportného modelu a následnú simuláciu migrácie rádionuklidov jednotlivými bariérami úložiska. Relatívne odchýlky pre väčšinu nuklidov boli minimálne, výnimku predstavoval premenový reťazec Pu-236 → U-232 → Th-228 → Pb-207. Odchýlky boli pravdepodobne spôsobené nedostatočnou časovou diskretizáciou v programe SCALE v intervale, v ktorom je uvažovaná len samotná rádioaktívna premena.

POĎAKOVANIE

Tento projekt bol podporený Slovenskou technickou univerzitou v Bratislave z projektu VYHLB (2017) v rámci Programu na podporu mladých výskumníkov.

LITERATÚRA

[1] Ade B. J.: SCALE/TRITON Primer: A primer for Light Water Reactor Lattice Physics Calculations, ORNL, U.S. NRC, NUREG/CR-7041, 2012.

[2] ORNL, SCALE: A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design, 2011.

[3] Vrban, B., Čerba, Š., Lüley, J., Haščík, J.: Investigation of Burnup Modeling Issues Associated with WWER-440 Fuel. In Nuclear 2016 [elektronický zdroj] : 9th International conference on sustainable development through nuclear research and education. Pitesti, Romania. 18. – 22. mája, 2016. Pitesti : RATEN ICN Pitesti, 2016, CD-ROM, [7] s. ISSN 2066-2955.

[4] GOLDSIM Technology Group LLC. GoldSim Contaminant Transport Module, User`s Guide. Washington, USA, 2017.

[5] Národný jadrový fond na vyraďovanie jadrových zariadení a na nakladanie s vyhoretým jadrovým palivom a radioaktívnymi odpadmi: Vnútroštátny program nakladania s vyhoretým jadrovým palivom a rádioaktívnymi odpadmi v SR. Slovenská republika : NJF, August 2014.

Vliv karbidu křemíku na provozní parametry paliva EDU

Ondřej Čásar[1]

E-mail: xcasar01@stud.feec.vutbr.cz

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

***Abstrakt**: Za účelem zvýšení bezpečnosti provozu JE probíhá v posledních letech výzkum na poli jaderných paliv, včetně způsobů zvýšení jejich tepelné vodivosti. Předložená příspěvek se zabývá vlivem příměsi karbidu křemíku SiC na provozní parametry JE Dukovany, jako je teplota středu a povrchu pelety, tlak plynné výplně proutku, doba uzavření mezery mezi palivovým sloupcem a pokrytím, hodnoty vyhoření paliva či uvolňování plynných produktů štěpení. Provoz kompozitního paliva byl modelován pomocí výpočetního programu FEMAXI.*

***Klíčová slova:** provozní parametry; tepelná vodivosti; kompozitní palivo SiC-UO2; FEMAXI 6;*

ÚVOD

Za účelem zvýšení bezpečnosti provozu JE probíhá v posledních letech výzkum na poli tzv. ATF (accident tolerant fuel) jaderných paliv. Jedním ze způsobů vylepšování odolnosti paliva a zlepšování provozních vlastností tkví ve zvyšování tepelné vodivosti pelet, např. implementací karbidu křemíku SiC (mající vysoký součinitel tepelné vodivosti) do matrice paliva. Předložená příspěvek se zabývá vlivem příměsi karbidu křemíku SiC na provozní parametry JE Dukovany, jako je teplota středu a povrchu pelety, tlak plynné výplně proutku, doba uzavření mezery mezi palivovým sloupcem a pokrytím, hodnoty vyhoření paliva či uvolňování plynných produktů štěpení. Provoz kompozitního paliva byl modelován pomocí výpočetního programu FEMAXI 6.

1 ROVNICE POPISUJÍCÍ MATERIÁLOVÉ VLASTNOSTI KOMPOZITU

Jelikož kompozitní palivo bude mít velký objemový podíl UO_2, lze pro rozumný prvotní popis vlastností kompozitního paliva užít rovnic uvedených níže. Pro přesné posouzení chování by bylo nutné (na základě měření v reaktoru, na ozářeném kompozitním palivu) vyvinout a zdokonalit modely, které by odpovídaly reálnému vlivu příměsi SiC.

Pro součinitel tepelné vodivosti kompozitního paliva byl vybrán model Hasselmana a Johnsona, který je popsaný rovnicí [1]:

$$\lambda_{UO_2-SiC} = \lambda_{UO_2} \cdot \frac{2 \cdot \left(\frac{\lambda_{SiC}}{\lambda_{UO_2}} - \frac{\lambda_{SiC}}{\alpha \cdot h_c} - 1\right) + \frac{\lambda_{SiC}}{\lambda_{UO_2}} + 2 \cdot \frac{\lambda_{SiC}}{\alpha \cdot h_c} + 2}{\left(1 - \frac{\lambda_{SiC}}{\lambda_{UO_2}} + \frac{\lambda_{SiC}}{\alpha \cdot h_c}\right) \cdot V_p + \frac{\lambda_{SiC}}{\lambda_{UO_2}} + 2 \cdot \frac{\lambda_{SiC}}{\alpha \cdot h_c} + 2} \quad [W \cdot m^{-1} \cdot K^{-1}] \qquad (2.1)$$

Kde $\lambda\,[W \cdot m^{-1} \cdot K^{-1}]$ je součinitel tepelné vodivosti, $V_p\,[-]$ je objemový poměr příměsi, $\alpha\,[m]$ je poloměr částice příměsi a $h_c\,[W \cdot m^{-1} \cdot K^{-1}]$ měrná tepelná vodivost rozhraní částice-matrice.

Měrná tepelná kapacita kompozitního materiálu je kombinací hmotnostního podílu dané složky vynásobeného měrnou tepelnou kapacitou příslušné složky [1]:

$$c_{p\,UO_2-SiC} = W_{UO_2} \cdot c_{p\,UO_2} + W_{SiC} \cdot c_{p\,SiC} \quad [J \cdot K^{-1}] \tag{2.2}$$

Kde c_p $[J \cdot K^{-1}]$ je měrná tepelná kapacita a W $[-]$ je hmotnostní poměr dané složky ku celkové hmotnosti.

Vztah mezi hmotnostním podílem a objemovým podílem je následující [1]:

$$W_{UO_2} = \frac{V_{UO_2} \cdot \rho_{UO_2}}{V_{UO_2} \cdot \rho_{UO_2} + V_{SiC} \cdot \rho_{SiC}} \; ; \; W_{SiC} = \frac{V_{SiC} \cdot \rho_{SiC}}{V_{UO_2} \cdot \rho_{UO_2} + V_{SiC} \cdot \rho_{SiC}} \quad [-] \tag{2.3}$$

Kde V $[-]$ je objemový poměr dané složky ku celkovému objemu a ρ $[kg \cdot m^{-3}]$ je jeho hustota. Pro ρ_{SiC} se počítá s hodnotou 3 210 $[kg \cdot m^{-3}]$ [2]

Obdobně lze vypočítat výslednou hustotu, Youngův modul pružnosti E $[Pa]$, Poissonovu konstantu ν $[-]$ a měrnou tepelnou roztažnost $\frac{\Delta L}{L}$ $[K^{-1}]$ - výsledné hodnoty jsou zde dány objemovým podílem [1]:

$$\rho_{UO_2-SiC} = V_{UO_2} \cdot \rho_{UO_2} + V_{SiC} \cdot \rho_{SiC} \quad [g \cdot cm^{-3}] \tag{2.4}$$

$$E_{UO_2-SiC} = V_{UO_2} \cdot E_{UO_2} + V_{SiC} \cdot E_{SiC} \quad [Pa] \tag{2.5}$$

$$\nu_{UO_2-SiC} = V_{UO_2} \cdot \nu_{UO_2} + V_{SiC} \cdot \nu_{SiC} \quad [-] \tag{2.6}$$

$$\frac{\Delta L}{L}_{UO_2-SiC} = V_{UO_2} \cdot \frac{\Delta L}{L}_{UO_2} + V_{SiC} \cdot \frac{\Delta L}{L}_{SiC} \quad [K^{-1}] \tag{2.7}$$

1.1 Vlastnosti UO_2

Vlastnosti UO_2 byly vybrány z nabízených modelů, jež jsou součástí programu FEMAXI 6, případně modelů do programu doplněných úpravou zdrojového kódu. Přesněji, součinitel tepelné vodivosti UO_2 je reprezentován modelovou rovnicí Lucuty, Matzkeho & Hastingse [3], měrná tepelná kapacita modelovou rovnicí MATPRO-11 [3], měrná tepelná roztažnost modelovou rovnicí Martina [3], Youngův modul pružnosti v tahu modelovou rovnicí Martina [1], Poissonova konstanta UO_2 modelovou rovnicí Martina [1] a hustota modelovou rovnicí Finka [1].

1.2 Vlastnosti SiC

Součinitel tepelné vodivosti SiC je reprezentován modelovými rovnicemi založenými na výzkumu vedoucího práce Ing. Štěpána Forala [4]:

$$\lambda_{SiC} = \frac{1}{\frac{1}{R_{SiC_{irr}}} - \frac{1}{\lambda_{SiC_{nonirr}}}} \quad [W \cdot m^{-1} \cdot K^{-1}] \tag{2.8}$$

Kde $R_{SiC_{irr}}$ $[W \cdot m^{-1} \cdot K^{-1}]$ je součinitel vyjadřující degradaci měrné tepelné vodivosti SiC pod vlivem neutronového ozáření a $\lambda_{SiC_{nonirr}}$ $[W \cdot m^{-1} \cdot K^{-1}]$ součinitel tepelné vodivosti neozářeného karbidu křemíku SiC.

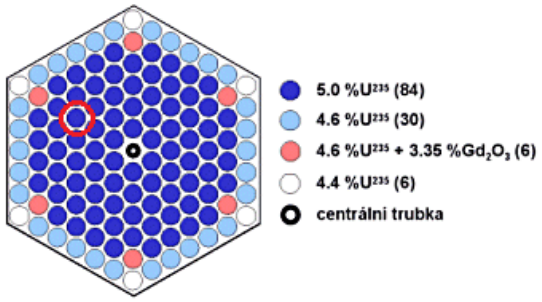
Pro $R_{SiC_{irr}}$ platí:

$$R_{SiC_{irr}} = \frac{1}{0{,}3168 \cdot \left[1 - exp\left(\frac{-3980 \cdot \frac{Bu}{EFPY} \cdot \frac{DPA}{EFPY}}{1 + 2{,}983 \cdot T}\right)\right] \cdot \exp(-0{,}0017 \cdot T)} \tag{2.9}$$

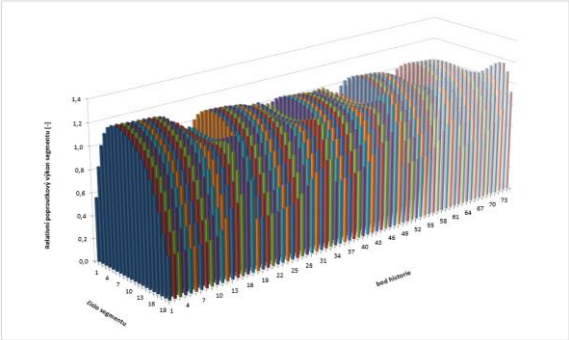
Kde $Bu\ [MWd/tU]$ je vyhoření, $DPA\ [-]$ je průměrný počet posuvů atomů pod vlivem srážek s neutrony při ozařování a $EFPY\ [MWd/tU]$ je efektivní výkon při plném ročním provozu (Effective Full Power Year). Hodnota EFPY pro palivo v PWR reaktoru činí 13 868,6 MWd/tU [4]. Míra poškození SiC (displacement damage rate) vyjádřená podílem $\frac{DPA}{EFPY}$ je pro PWR reaktory rovna 3,1 [5]).

Součinitel tepelné vodivosti neozářeného SiC a měrná tepelná kapacita jsou založeny na rovnicích vytvořených z naměřených hodnot pro průmyslově vyráběný karbid křemíku udávaných v produktovém katalogu firmy Dow Chemical Company (dříve Rohm and Haas) [6]. Modelová rovnice měrné tepelné roztažnosti SiC je převzata z publikace Handbook of SiC properties for fuel performance modeling [2]. Youngův modul pružnosti v tahu a Poissnova konstanta jsou reprezentovány modelovou rovnicí Xu et al. [1].

2 VSTUPNÍ SOUBOR



Obr. 2-1 Uspořádání palivové kazety paliva Gd-2M s vyznačeným modelovaným proutkem [7]

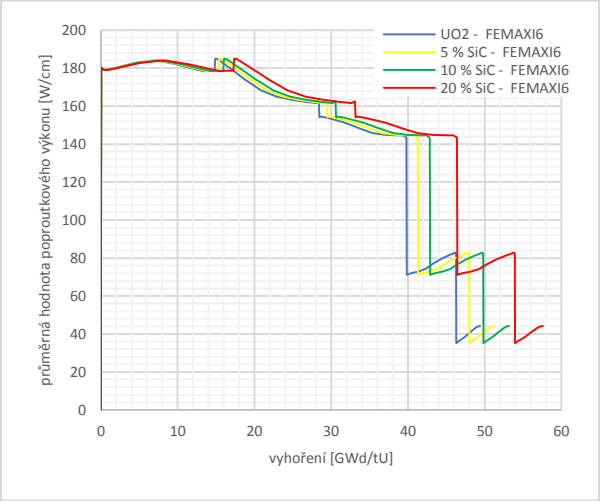


Obr. 2-2 Relativní hodnoty poproutkového výkonu jednotlivých segmentů v průběhu vyhořívání

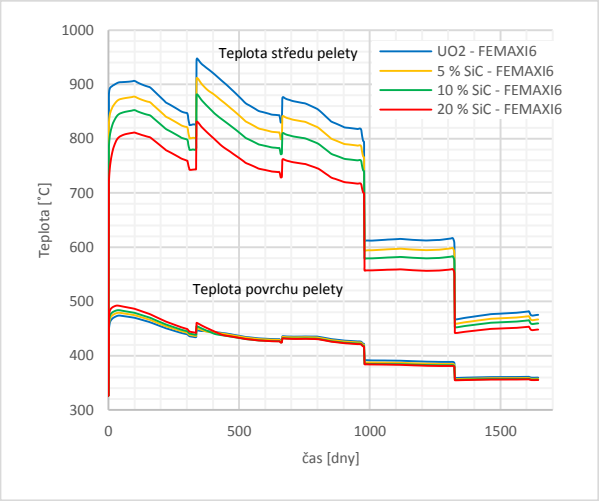
Palivový proutek byl vymodelován dle specifikací dnes v JE Dukvany užívaného paliva Gd-2M. Dále ke konstrukci vstupního souboru je zapotřebí kromě specifikace geometrických rozměrů definovat i provoz tohoto palivového proutku, především stanovit relativní poproutkové výkony jednotlivých segmentů palivového proutku v historických časových bodech, definující charakter průběhu vyhořívání paliva. Grafické zobrazení zadávaných hodnot lze nalézt na Obr. 3-2, kde číslování segmentů je myšleno od spodního konce palivového proutku. Potřebné hodnoty byly získány z výpočetního programu MOBYDICK, které se následně upravily a redukovaly z 42 segmentů na 20 segmentů, přičemž hodnota plochy relativních výkonů segmentů byla zachována.

3 VÝSLEDKY A ZÁVĚR

Na základě úprav zdrojového kódu programu FEMAXI 6 a sestavením vstupního souboru respektujícího geometrické rozměry a hodnoty relativních poproutkových výkonů paliva Gd-2M, byla provedena analýza možného kompozitního paliva s příměsí SiC provozovatelného v JE Dukovany. Analýza byla provedena pro segment číslo 10, který se nachází téměř uprostřed palivového proutku. Jelikož se relativní poproutkové výkony jednotlivých segmentů liší, budou i průběhy pro ostatní segmenty odlišné. Vývoj hodnoty průměrného poproutkového výkonu je zobrazen na Obr. 4-3. Zde lze zřetelně vidět hranice mezi jednotlivými roky pětileté palivové kampaně a postupné snižování tepelného výkonu kazety, způsobené především přemístěním kazety v rámci aktivní zóny a zvyšujícím se stupněm vyhoření paliva. Dále je z tohoto grafu patrné zvyšující se vyhoření paliva s rostoucím podílem příměsi SiC, jelikož její přítomnost zmenšuje množství štěpitelného materiálu obsaženého v peletě. Pro zachování stejného tepelného výkonu tudíž musí zákonitě růst vyhoření paliva.



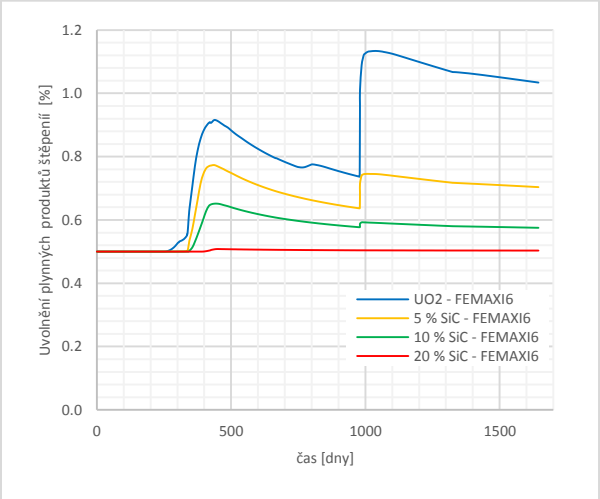
Obr. 3-1 Vývoj průměrné hodnoty poproutkového výkonu palivového proutku v závislosti na procentním podílu příměsi SiC a vyhoření



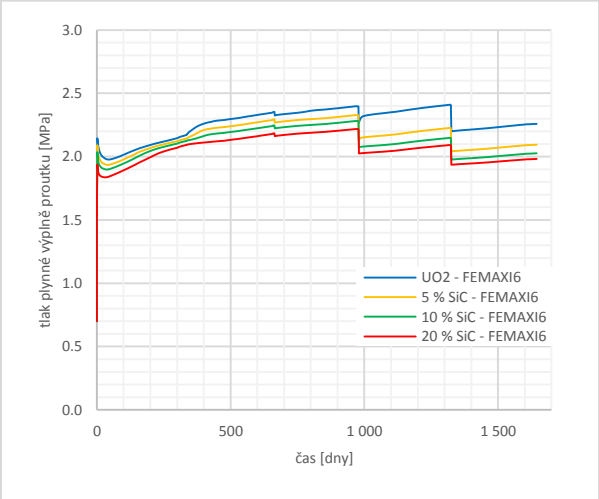
Obr. 3-2 Závislost teplot pelety na objemu příměsi SiC a čase

Obr. 4-4 zobrazuje vývoj teplot středu a povrchu pelety v závislosti na podílu objemu příměsi SiC. Z grafů teplot je patrná tendence snižování teploty středu pelety se zvyšujícím se podílem příměsi SiC. Snížení nejvyšší dosahované teploty středu pelety během počátku druhého roku pětileté kampaně je pro 20% podíl SiC o 12,27 %, pro 10% podíl SiC o 6,98 % a pro 5% podíl SiC o 3,77 % oproti průběhu teploty středu pelety paliva z čistého UO_2. Teplota povrchu pelety s růstem podílu příměsi mírně roste, avšak znatelnějších rozdílu dosahuje pouze během prvního roku provozu (u 20% podílu SiC se jedná o zvýšení teploty povrchu pelety okolo 20 ˚C), v dalších letech se rozdíly zmenšují a téměř splývají. Pro nejvyšší dosahovanou teplotu povrchu paliva (okolo 50. dne prvního roku kampaně) lze pozorovat vzrůst teploty povrchu pelety o 1,1 % pro palivo s 5% příměsí SiC, o 2,09 % pro palivo s 10% příměsí SiC a o 3,85 % pro palivo s 20% příměsí SiC oproti palivu z čistého UO_2.

Uvolňování plynných produktů štěpení z paliva je zobrazeno na Obr. 4-5. Množství uvolňovaných plynných produktů štěpení z RIM oblasti dle modelu zvoleného ve vstupním souboru se řídí především hodnotou lokálního vyhoření paliva, avšak je též silně závislé na výpočtu difuzní konstanty. Při v této práci zvolené konfiguraci dosahuje nejvyšší množství uvolněných plynných produktů štěpení hodnoty 1,13 % u paliva z čistého UO_2. Následkem snižování teploty paliva zvyšováním podílu SiC se zmírňuje i uvolňování plynných produktů štěpení, pro 20% příměs SiC dosahuje množství uvolněných plynných produktů štěpení téměř konstantní hodnoty 0,5 %. Zvýšení hodnoty uvolňování plynných produktů štěpení lze vidět na počátku 2. a 3. roku provozu, v dalším průběhu daného roku má tato hodnota klesající charakter.

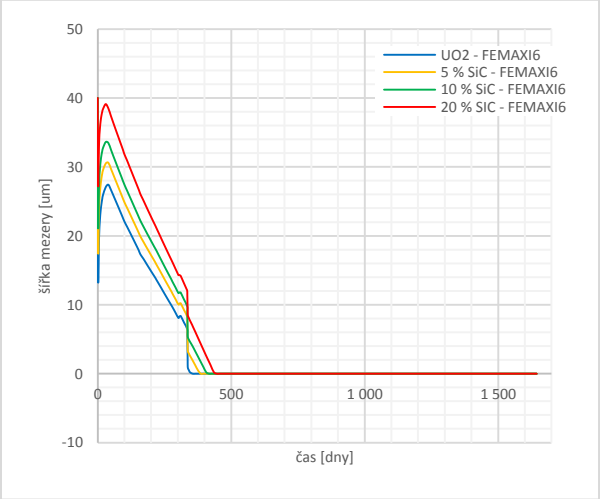


Obr. 3-3 Uvolňování plynných produktů štěpení v závislosti na objemu příměsi SiC a čase

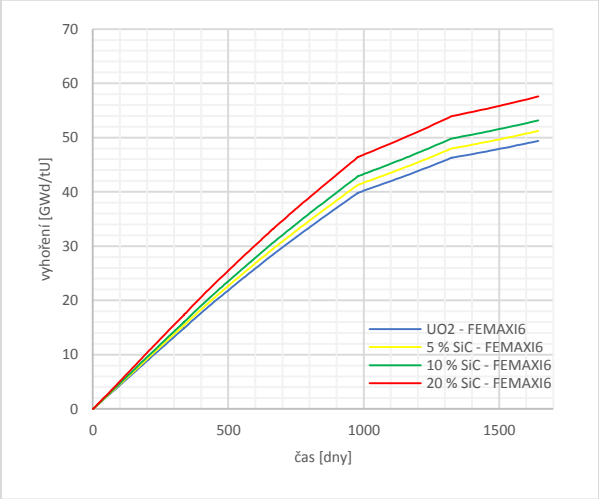


Obr. 3-4 Tlak plynné výplně palivového proutku v závislosti na objemu příměsi SiC a čase

Tlak plynné výplně palivového proutku je vyobrazen na Obr. 4-6. S rostoucím podílem příměsi se zmenšuje tepelná roztažnost palivového sloupce, klesá teplota pelet a snižuje se uvolňování plynných produktů štěpení. Všechny tyto faktory přispívají ke snižování tlaku plynné výplně, především snižováním hodnoty uvolněných plynných produktů štěpení dochází na konci pětileté kampaně ke zvyšování rozdílů v tlacích oproti proutku z čistého UO_2. Tento efekt je nejvýraznější u paliva s 20 % SiC, kde tlak na konci kampaně dosahuje místo hodnoty 2,1 MPa (pro UO_2) hodnoty 1,98 MPa. Dále lze pozorovat v prvotních chvílích rapidní růst tlaku z původních 0,7 MPa na hodnotu okolo 2 MPa způsobený zvýšením teploty plynné výplně proutku na provozní stav a kopírování trendů poproutkových výkonů.



Obr. 3-5 Šířka mezery mezi palivem a pokrytím v závislosti na objemu příměsi a čase



Obr. 3-6 Závislost vyhoření paliva na čase a podílu příměsi SiC

Dalším z analyzovaných údajů je šířka mezery mezi palivem a pokrytím v závislosti na objemu příměsi představující Obr. 4-7. Se zvyšujícím se podílem příměsi lze sledovat trend snižování velikosti počátečního rapidního zmenšení šířky mezery způsobené tepelnou roztažností. Měrná tepelná roztažnost je veličina závislá na teplotě, proto při zvyšování součinitele tepelné vodivosti klesá provozní teplota pelety a tím dochází ke zmenšování expanze při najíždění reaktoru. Dále lze pozorovat zvětšování mezery způsobené zhušťováním pelety v prvních dnech provozu do doby, než převládne napuchání pelety, a nakonec postupné prodlužování doby a hodnoty vyhoření, kdy dojde k uzavření mezery mezi palivem a pokrytím. Jelikož výpočetní program FEMAXI 6 zahrnuje relativní tepelný poproutkový výkon pelety do výpočtů vývoje šířky mezery, lze sledovat částečný rychlý pokles šířky mezery mezi palivem a pokrytím na začátku druhého roku kampaně. V tuto dobu došlo ke skokovému zvýšení hodnoty tepelného výkonu pelety, vzrůstu její teploty, a tím i rapidnímu zvětšení palivové pelety a zmenšení šířky sledované mezery. Se zvyšujícím se podílem příměsi i tento jev klesá, především kvůli snížení teploty palivové pelety.

Poslední sledovanou hodnotou je závislost vyhoření paliva na Obr. 4-8. Zde lze pozorovat vzrůst hodnoty vyhoření paliva s rostoucím podílem SiC. V průběhu prvních třech let provozu dosahuje palivo jen lehkého zmírňování růstu vyhoření, rapidnější pokles lze sledovat až na začátcích čtvrtého a pátého roku provozu. Konečná hodnota vyhoření postupně vzrůstá, pro 5% podíl SiC dosahuje zvýšení o 3,68 %, pro 10% podíl SiC dosahuje zvýšení o 7,63 % a pro 20% podíl SiC dosahuje zvýšení hodnoty vyhoření o 16,54 % oproti vyhoření paliva z čistého UO_2. Zvyšující se podíl SiC snižuje množství štěpitelného materiálu pelety, proto roste i hodnota vyhoření. SÚJB povoluje 1. bloku EDU provoz paliva do maximálního vyhoření 62 GWd/tU [8] pro pelety bez centrálního otvoru, což je splněno i při 20% podílu SiC, kdy je dosahováno vyhoření na konci pětileté kampaně hodnoty 56,22 GWd/tU.

Tab. 4-1 reprezentuje přehledné srovnání sledovaných údajů na konci pětileté kampaně. Kromě samotných hodnot jsou zde i srovnání vyjádřené v procentech, kde se jednotlivé procentní hodnoty vztahují k hodnotám paliva z čistého UO_2.

Tab. 3-1 Hodnoty vybraných údajů pro jednotlivá analyzovaná kompozitní paliva na konci pětileté kampaně

	UO2		5 % SIC		10 % SiC		20 % SiC	
Vyhoření [GWd/tU]	49,40	100 %	51,22	103,68 %	53,17	107,63 %	56,22	116,54 %
Teplota středu pelety [˚C]	475,34	100 %	466,80	98,20 %	459,57	96,68 %	448,24	94,30 %
Teplota povrchu pelety [˚C]	359,64	100 %	357,52	99,41 %	356,11	99,02 %	355,20	98,76 %
Doba uzavření mezery mezi palivovým sloupcem a pokrytím [dny]	355,30	100 %	386,07	108,66 %	416,81	117,31 %	445,54	125,40 %
Uvolňování plynných produktů štěpení [%]	1,03	100 %	0,70	68,06 %	0,58	55,63 %	0,50	48,67 %
Tlak plynné výplně proutku [MPa]	2,26	100 %	2,09	92,71 %	2,03	89,70 %	1,98	87,73 %

Literatura

[1] LIU, Rong, Wenzhong ZHOU, Andrew PRUDIL a Paul K. CHAN. Multiphysics modeling of UO2-SiC composite fuel performance with enhanced thermal and mechanical properties. *Applied Thermal Engineering* [online]. 2016, , 86-100 [cit. 2017-01-03]. ISSN 1359-4311. Dostupné z: http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S1359431116310870

[2] SNEAD, Lance L., Takashi NOZAWA, Yutai KATOH, Thak-Sang BYUN, Sosuke KONDO a David A. PETTI. Handbook of SiC properties for fuel performance modeling. *Journal of Nuclear Materials* [online]. 2007, 329-377 [cit. 2017-05-06]. ISSN 0022-3115. Dostupné z: http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0022311507007623

[3] SUZUKI, Motoe a Hiroaki SAITOU. *Light Water Reactor Fuel Analysis Code FEMAXI-6: Detailed Structure and User's Manual*. Japan Atomic Energy Agency, 2005

[4] Konzultace s Ing. Štěpánem Foralem, vedoucím této BP dne 10. března 2017

[5] HEINISCH, H.L., L.R. GREENWOOD, W.J. WEBER a R.E. WILLIFORD. Displacement damage in silicon carbide irradiated in fission reactors. *Journal of Nuclear Materials* [online]. 2004, 175-181 [cit. 2017-05-05]. ISSN 0022-3115. Dostupné z: http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0022311504000820

[6] Rohm and Haas CVD Silicone Carbide Properties. *Dow* [online]. 2000 [cit. 2017-05-05]. Dostupné z:

http://www.dow.com/assets/attachments/business/gt/advanced_ceramics/cvd_silicon_carbide/tds/cvd_silicon_carbide.pdf

[7] Zkušenosti s palivem s vyhořívajícími absorbátory na JE Dukovany: Vývoj palivového cyklu. *Český svaz vědeckotechnických společností: Česká nukleární společnost* [online]. [cit. 2017-05-08]. Dostupné z: http://www.csvts.cz/cns/news06/060223b.htm

[8] Č.j.: SÚJB/OHJB/4932/2016, Státní úřad pro jadernou bezpečnost. 30.3.2016.

Rotační techniky v radioterapii

Barbora Dršková[1]

E-mail: barbora.drskova@seznam.cz

[1]*FJFI ČVUT v Praze, Břehová 7, Praha, 115 19, Česká republika*

***Abstrakt**: V léčbě onkologických onemocnění je již standardem použití techniky s modulovanou intenzitou svazku - IMRT. Její novější variantou je Intensity Modulated Arc Therapy - IMAT (někdy označováno Volumetric Modulated Arc Therapy - VMAT), kdy se průběžně pohybují jak lamely kolimátoru, tak rameno urychlovače a celá léčba je dodána v dynamicky kratším čase. Tato technika vyžaduje jiný přístup k plánování léčby i k předléčebné verifikaci plánů měřením. V neposlední řadě může mít i jiný radiobiologický dopad na lidské tkáně. Cílem této práce je podrobně se seznámit se zmiňovanými, zejména rotačními, technikami a jejich plánováním v systému Eclipse. Dále se tato práce zabývá porovnáním nejnovějších technik (VMAT, IMAT) s těmi na pracovištích běžně využívanými (IMRT, konformní radioterapie) a to zejména s přihlédnutím k dodání požadované dávky do tumoru, chránění okolních struktur a času, potřebnému k jedné frakci. Úkolem praktické části bylo zjistit, jak se k otázkám spojeným s rotačními technikami, konkrétně verifikací a plánování, staví ta pracoviště v České republice, která je již uvedla do klinického provozu.*

***Klíčová slova**: radioterapie, rotační techniky, VMAT, IMAT, RapidArc, Eclipse*

1. ÚVOD

Radioterapie je v dnešní době běžnou součástí léčby onkologických onemocnění. Prvotní konvenční radioterapie vedla ke, stále využívané, konformní formě a později k nyní klinicky standardně využívané radioterapii s modulovanou intenzitou svazku (IMRT). Novější variantou poslední zmiňované je takzvaná Intensity Modulated Arc Therapy (IMAT, někdy VMAT - Volumetric Modulated Ard Therapy), volně přeloženo 'oblouková terapie s modulovanou intenzitou svazku' patřící mezi tzv. rotační techniky.

Rotační techniky kromě pohybu lamel kolimátoru v průběhu dodání jednoho pole využívají také soustavného pohybu celého ramena urychlovače. Tato úprava vede mj. k signifikantnímu zkrácení času potřebného k dodání určité dávky. Ačkoli se obě novější metody (IMRT, IMAT) v mnohém podobají, stále se značně liší.

Ke správnému stanovení nejoptimálnější metody pro každý jednotlivý případ je třeba podrobně znát rozdíly mezi nimi a výhody či limitace jedné oproti ostatním. Tato práce má sloužit jako souhrnné srovnání zmiňovaných metod a to na základě výstupů z různých experimentů provedených na rozličných pracovištích. Porovnáváno bylo hlavně dodání potřebné dávky, šetření okolních tkání, plánování a časová náročnost té které metody. Čím méně času je třeba na jednu frakci, tím více pacientů lze za danou dobu ošetřit, případně je možné zbylý čas využít k jiným, náročnějším technikám (např. k radioterapii vedené obrazem - IGRT). Kromě toho mohou odlišné časové dispozice vést i k různým radiobiologickým účinkům.

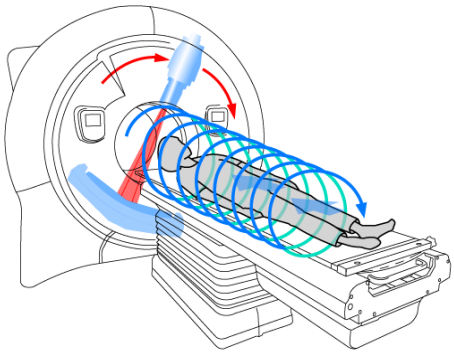
V České republice zatím nejsou rotační techniky v klinické praxi aplikovány na všech radioterapeutických pracovištích. V praktické části práce bylo zjišťováno, jaké konkrétní dané pracoviště využívá (od jakého výrobce) a jak se vypořádává s otázkami s touto technikou stále spjatými. Jmenovitě jak řeší plánování a verifikaci plánů.

2. TEORETICKÁ ČÁST

2.1. ROTAČNÍ TECHNIKY

Pod rotačními technikami se v radioterapii většinou rozumí ty, které k optimálnímu dodání jednoho pole využívají mimo jiné také soustavného pohybu celého ramena urychlovače. Rotační techniky lze rozdělit do dvou základních kategorií - tomoterapie a IMAT. [1]

Tomoterapie (někdy též 'řezová terapie') se provádí na přístrojích, které by se daly popsat jako kombinace CT scanneru a lineárního urychlovače. Záření je dodáváno neustále rotujícím zdrojem, zatímco pacient je posunován skrz přístroj. Tuto techniku lze dále dělit na axiální (sériovou) tomoterapii, kdy ozařování probíhá po

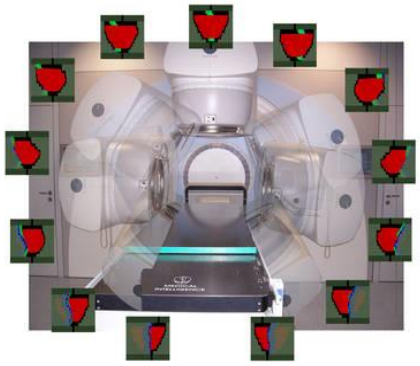


Obr. 1: Ilustrace průběhu frakce tomoterapie. [8]

Obr. 2: Tomoterapeutické ozařovací zařízení. Na obrázku je zvýrazněn pohybující se urychlovač. [9]

jednotlivých řezech, a helikální (spirálovitou), při které je záření dodáváno v nepřetržité spirále. [2, 3, 4, 5]

IMAT poprvé představil Yu v roce 1995 jako alternativu k tomoterapii. Shodně s tomoterapií dodává požadovanou dávku pomocí oblouků, paprsky zde ovšem mají kuželovitý tvar. [6] Rané formy potřebovaly k uspokojivým výsledkům několik překrývajících se oblouků. [7] Novější techniky, většinou označované VMAT, umožňují ošetření celého cílového objemu s použitím jednoho či dvou oblouků, pro složité případy může být výjimečně potřeba větší počet. VMAT se poprvé objevil v roce 2007. Jde o techniku, která pracuje se současnou variací tří parametrů - rychlostí rotace gantry (ramene), tvarem ozařované plochy (pomocí pohybu lamel kolimátoru) a dávkovým příkonem. Někdy bývá popisován jako jednoobloukova forma IMAT s



Obr. 3: Ilustrace rotace gantry spolu s poli ozařovanými v daných polohách. [10]

Obr. 4: Ozařovač pro IMAT. Na obrázku je znázorněna rotace celého gantry kolem nehybného pacienta. [11]

proměnlivým dávkovým příkonem. [6]

2.2. SROVNÁNÍ ROTAČNÍCH TECHNIK A JINÝCH KLINICKY VYUŽÍVANÝCH

Při zavádění nové techniky, metody či přístupu k dané věci je vždy nutné zvážit několik okolností či aspektů a zodpovědět jisté otázky. Předně je třeba zjistit, zda má novátorský přístup vůbec nějaké výhody oproti těm zavedeným. Dále je třeba přesně specifikovat v čem. To třeba na příkladě medicíny může znamenat rozhodnout o tom, v jakých případech je která metoda vhodnější k aplikaci, případně zda je jedna nadřazena druhé v určitých aspektech a v jiných je to třeba naopak. V neposlední řadě je potřeba rozhodnout, zda se uvažované benefity spojené s aplikací nové metody vyplatí, tedy zda jsou dostatečně signifikantní na to, aby ospravedlnily nutná opatření a výdaje spojené s implementací inovativního přístupu.

Nejinak tomu je i v případě rotačních technik. Více než desetiletí již různé vědecké skupiny a rozličná pracoviště provádějí plánovací či klinické studie s cílem zodpovědět naznačené otázky. Při porovnávání rotačních technik a jiných přístupů je ve valné většině oněch studií kladen důraz hlavně na pokrytí PTV při současném šetření okolní zdravé tkáně a na čas potřebný na jednu frakci. Zdálo se tudíž logické analogicky členit i tuto rešeršní sekci.

Zatímco plánovací studie se, jak již název napovídá, soustředily výhradně na plánování a při vyhodnocování srovnávaly, které metody umožňují pro léčbu optimálnější plány, jež lépe vyhovují zadaným požadavkům, klinické studie uvažovaly již jednotlivé pacienty a účinky léčby na ně. Navíc byly klinické studie ve valné většině případů propojeny i s těmi plánovacími. Pro pacienty ošetřované jednou metodou byly v takovýchto případech vytvořeny zpětně i plány pomocí ostatních metod a ty následně srovnány. Těmto studiím nelze upřít větší vypovídající hodnotu ve srovnání s těmi čistě plánovacími, nicméně je nutné podotknout, že počet uvažovaných pacientů nepřekračoval padesát, spíš se ve většině případů pohyboval v rozmezí deseti až dvaceti, což není příliš velký vzorek. Uvažované klinické studie by se tedy v kontextu zavedené terminologie daly většinou označit za druhou fázi.

Různé studie se soustředily na srovnání různých metod. Často se, minimálně kvalitativně, pokud ne kvantitativně, ve většině ohledů shodnou, nicméně není tomu tak vždy a najdou se i diametrální odlišnosti. Ty můžou být samozřejmě přičítány řadě různých faktorů, ale aby bylo možné vyvozovat z poznatků konkluzivnízávěry, je třeba ve studiích pokračovat a ideálně zjistit, proč se poznatky z různých pracovišť a od rozličných pracovníků liší.

3. VÝSLEDKY

Jak již bylo zmíněno, plánovací studie i valná většina klinických poměrně podrobně porovnávají rozdíly mezi rotačními a jinými radioterapeutickými metodami s ohledem na plánování. Zde jsou jako nejdůležitější parametry uvažovány pokrytí PTV a šetření okolních zdravých tkání, především těch klasifikovaných jako OAR.

Při porovnávání pokrytí PTV dospěla většina studií k závěru, že, nezávisle na ozařované lokalitě, vycházely hodnoty srovnatelně pro jimi uvažované techniky. [16, 17] V případě, kdy studie prokázala rozdíly, nebyly signifikantní. Případné rozdíly ve valné většině hovořily ve prospěch rotačních technik oproti ostatním, hlavně co se homogenity týče. Ač nešlo o signifikantní diference, většinou byla, ve chvíli kdy byla tato technika uvažována, prokázána též jistá podřazenost 3D-CRT oproti jak IMRT, tak rotačním technikám. [16, 17] Jak již ale bylo zmíněno, nešlo o signifikantní rozdíly a techniky by se daly označit z tohoto pohledu za ekvivalentní.

Z pohledu šetření okolních zdravých tkání se na základě uvážených studií v nejlepším světle jeví rotační techniky.[16,18] Pro většinu lokalit bylo zaznamenáno lepší šetření zdravých tkání s použitím rotačních technik oproti IMRT či 3D-CRT. Zároveň bylo několikrát zkonstatováno, že pro obloukovou terapii roste míra šetření okolních zdravých tkání s rostoucím počtem uvažovaných oblouků. Studie soustředící se na karcinom prostaty z velké většiny hovoří pro rotační techniky, nejmarkantnější rozdíly jsou zaznamenány pro míru ozáření rekta. Objevily se ale též práce odporující výše zmíněnému, pro které vycházelo nejlépe IMRT. Při ozařování benigních nádorů dospěly studie k tomu, že nejlepšího šetření okolních zdravých tkání je dosaženo aplikací

IMRT, nejhůře zde, překvapivě v kontextu jiných výsledků, vycházela tomoterapie. Pro některé lokality získaná data ukazují, že rotační techniky vedou ke snížení dávek, které okolní tkáň obdrží, nicméně někdy mohou vyústit ke zvětšení objemu, který tuto dávku obdrží.

Klinické studie se dále soustředily především na čas potřebný na jednu frakci. Zde byly výsledky prakticky jednoznačné a studie se shodovaly ve prospěch rotačních technik oproti ostatním uvažovaným. [15, 16] Časy ozařování byly pro rotační techniky zlomky těch, co pro ostatní, z čehož plyne možnost ozářit více pacientů za stejný časový úsek. Nižší doba ozařování může také, i při stejné obdržené dávce, mít jiné radiobiologické účinky na danou buňku. Studie [12] (prostata) zatím uvádějí srovnatelné výsledky pro IMRT i IMAT, včetně radiobiologických efektů. Nelze ovšem vyloučit, že tyto efekty by se neprojevily jako jiné po uplynutí nějakého času. Jiné práce [13, 14] navrhují teorii, že s rostoucím časem potřebným pro dodání určité dávky roste schopnost nádorových buněk opravit škody, jež jim záření způsobilo/způsobuje. Tento poznatek by hovořil ve prospěch rotačních technik, kde je čas znatelně kratší.

Chceme-li ovšem hodnotit časovou náročnost metody jako takové, nelze se omezovat pouze na čas nutný na jednu frakci. Pro srovnání je nutné zvážit také případné rozdíly vznikající při procesech předcházejících samotnému ozařování, tj. plánování a verifikaci. Tvorba plánů je, vzhledem k tomu, že je uvažováno více ozařovacích úhlů, časově náročnější pro rotační techniky v porovnání s ostatními zavedenými. To platí jak pro plány ozařovací, tak pro verifikační. Samotný proces verifikace, tj. nazáření verifikačního plánu na portál či fantom, je poté ale opět kratší pro rotační techniky.

Studií soustředících se na srovnání verifikace je znatelně méně. Uvádějí ovšem většinou shodné výsledky pro IMRT i IMAT, pokud jsou pro obojí používány stejné detektory (v oněch studiích šlo o ArcCheck). Při aplikaci různých (2D pro IMRT a 3D pro IMAT) vycházely lepší hodnoty pro IMAT, srovnání zde ovšem není možné provádět pouze takto přímočaře. Práce, jež se soustředily čistě na verifikaci IMAT uvádějí uspokojivé výsledky. [19] Stejně jak pro IMRT i pro IMAT je ale stále nutnost verifikovat každý jednotlivý plán, což značně zpomaluje celý proces.

4. PRŮZKUM VYUŽITÍ ROTAČNÍCH TECHNIK V ČR

Praktická část této práce si kladla za cíl zjistit, jaký je stav ohledně rotačních technik v nemocnicích v České republice. Dle seznamu ozařovačů dostupném na webových stránkách ČSFM (Česká společnost fyziků v medicíně) [20] jsou dvě nemocnice vybaveny tomoterapií a třináct ozařovačem schopným rotační techniky.

Vedoucí fyzici ze zmíněných pracovišť byli kontaktováni s několika dotazy mapujícími situaci ohledně té které rotační techniky na jejich pracovišti. Pro větší přehlednost a předpokládanou výhodu snazšího vyhodnocení či shrnutí obdržených odpovědí byla zvolena forma dotazníku (resp. tabulky), který obsahoval celkem jedenáct otázek, z toho sedm otevřených a čtyři, které vyžadovaly pouze odpověď ano/ne. Pracovníci byli touto formou tázáni, zda je u nich rotační technika využívána a pokud ano, tak jak dlouho a zda bylo její zavedení rutinní a bez komplikací. V případě záporné odpovědi následovala přirozeně otázka na povahu komplikací či nutných opatření, tu ovšem málokdo zodpověděl. Dalším předmětem zájmu bylo procentuální zastoupení řešené techniky při léčbě, tedy kolika radioterapeutickým pacientům je cca indikována a zda případy vykazují nějaké společné charakteristiky (ku příkladu lokalitu nádoru,...). V neposlední řadě se zjišťovalo, jak řeší dané pracoviště plánování a následnou verifikaci.

4.1. SHRNUTÍ SOUČASNÉHO STAVU

Předně je nutné podotknout, že vzhledem k tomu, že za prvé nebyly obdrženy odpovědi ze všech pracovišť, která disponují ozařovačem schopným rotační techniky, za druhé i když dané pracoviště reagovalo, tak nezřídka neposkytlo veškeré informace, na které bylo tázáno, nelze činit plně vypovídající závěry.

Tomoterapie je na území ČR dostupná na dvou pracovištích - FNKV a VFN, obě v Praze. Obě místa disponují stejným přístrojem - TomoTherapyHD. VFN uvádí jisté komplikace při zavádění této techniky vzhledem k tomu, že šlo tou dobou o unikátní věc. Ve FNKV je tomoterapie indikována hlavně pacientům s

karcinomy hlavy a krku či prostaty, tomoterapeutičtí pacienti VFN údajně nesdílí žádné zjevné charakteristiky. Na obou pracovištích je plánováno inverzně, pro verifikaci obě využívají ArcCheck.

Ozařovačem (či ozařovači) schopným(i) **IMAT** disponuje třináct z českých nemocnic, ne ze všech byly ale bohužel obdrženy odpovědi. Celkem je na našem území rozmístěno patnáct ozařovačů Elekta Synergy, devět Varian TrueBeam a dva Varian Clinac iX. [20] Pracoviště se vesměs shodují na tom, že zavedení nové techniky proběhlo bez komplíkací, ačkoli byla nutná jistá opatření. Přestože na to byli tázáni, nespecifikovali pracovníci většinou, o jaká opatření šlo. Dá se předpokládat, že mj. bylo nutné vyškolit personál, který měl s novou technikou pracovat.

Četnost indikace IMAT se liší místo od místa. Někde se jedná pouze o cca 10% pacientů, jinde je tato metoda používána téměř u všech, čísla tedy rostou až k 90%. Prakticky všechna pracoviště uvádějí aplikaci této techniky pro případy tumoru hlavy a krku a prostaty, často se též jako cílová skupina této techniky objevovala pánevní oblast obecně, plíce či SBRT.

Plánování probíhá buď v programech Eclipse (Varian Medical Systems) nebo Monaco (Elekta). Verifikace probíhá buď formou portálové verifikace nebo nazářením na fantom (často Octavius). K měření požadovaných veličin jsou používány detektory ArcCheck či PTW. Vyhodnocení probíhá pomocí software Diamond nebo Epiqa.

5. DISKUSE A ZÁVĚR

Hlavní cíl bakalářské práce *Rotační techniky v radioterapii* byl dvojí. Jednak teoretické seznámení se s rotačními technikami, dále pak průzkum toho, jaká je situace v českých nemocnicích, co se těchto technik týče.

Rešeršní sekce v první části práce, zabývající se studiemi srovnávajícími rotační techniky s jinými klinicky využívanými, vedla k několika poznatkům. Majoritní část uvažovaných studií se na většině závěrů shodla, někdy se ale vyskytly i diametrální odlišnosti. Ty lze připsat různým potenciálním příčinám.

Jeden z důvodů rozdílných výsledků studií může pramenit z doby provedení daných studií. Radioterapeutické techniky, rotační nevyjímaje, a postupy aplikované při jejich indikaci jsou stále vyvíjeny. Tento vývoj, resp. stádium, ve kterém byl při provádění té které studie, mohl mít vliv na výsledky experimentů a tím pádem způsobit rozdíly v závěrech studií, které od sebe byly časově vzdálené. Z tohoto pohledu lze za relevantnější prohlásit novější studie, jež, vzhledem k tomu, že pracují s aktuálními přístroji, software a postupy, mají větší výpovědní hodnotu pro nynějšího uživatele.

Dále je možné srovnat výpovědní hodnotu klinických studií s hodnotou studií čistě plánovacích. Klinické studie tím, že uvažují reálné dodání plánu, klinickou praxi a skutečné pacienty, pracují i s faktory vstupujícími do terapie, které nemusí plánovací studie podchycovat. Pro srovnání některých jevů spojených s ozařováním či jistých účinků té které metody jsou klinické studie nezbytné. Uvažované klinické studie většinou získávaly přidanou hodnotu ještě tím, že pro pacienty léčené s využitím jedné techniky byly vytvořeny též plány využívající ostatní techniky ve studii srovnávané. Následně bylo možné porovnat též plány. Na základě zmíněného se dá tudíž větší výpovědní hodnota přisoudit klinickým studiím. Majoritní část klinických studií, které byly pro rešerši použity, ale pracovala s nevelkým počtem pacientů, což snižuje jejich výpovědní hodnotu a možnost dělat na jejich základě konkluzivní závěry.

Pro nezpochybnitelné a konkluzivní výsledky srovnání využívaných technik jsou stále potřeba další studie. Je třeba vysvětlit, proč se výsledky některých studií liší od ostatních a které závěry jsou nejobjektivnější a nejuniverzálnější. Dále by bylo vhodné provést klinické studie s většími počty pacientů, což by vedlo ke zvýšení výpovědní hodnoty.

Nutnost dalších srovnávacích studií plyne též z toho, že některé účinky záření či části celkového procesu nebyly ještě dostatečně prozkoumány. Toto se týká obzvlášť radiobiologických účinků a verifikace. S ohledem na výrazně kratší čas ozařování s využitím rotačních technik oproti ostatním se nabízí uvažovat, jaké má toto zkrácení vliv na radiobiologické účinky dané terapie. Studie neuvádějí výrazné rozdíly v účincích okamžitých,

není ale jasné, mj. i proto, že rotační techniky jsou poměrně nové, jak je to s těmi dlouhodobými. Je možné, že ozářené tkáně v delším časovém horizontu reagují jinak nejen v závislosti na tom, jaká dávka jim byla dodána, ale také na tom, v jakém čase byla tato dávka dodána. Bylo by tedy vhodné provést další klinické studie a pacienty důsledné monitorovat i delší dobu po ukončení léčby.

Srovnání verifikací se zatím mnoho studií nezabývalo. Je třeba stanovit optimální fantomy a detektory pro měření zjišťovaných veličin. Vhodné by mohlo být též srovnat, zda se určité zařízení chová jinak a vede k jiným výsledkům při použití rotačních technik než jiných a proč. Tato zjištění povedou k možnosti konstatovat, která zařízení jsou vhodná pro kterou techniku, případně jak pracovat s výstupy z těch méně vhodných, aby mohly být brány za stejně relevantní.

Důkladné srovnání poskytující kompletní a objektivní výsledky je nutné pro posouzení optimálnosti jedné techniky oproti ostatním a správné indikaci. Většina studií se shodne na tom, že rotační techniky dosahují lepších výsledků ve srovnávaných kategoriích (pokrytí PTV, šetření OAR,...). Rozdíly mezi technikami ale nestačí zhodnotit pouze kvalitativně, je je nutné též kvantifikovat. Při rozhodování o nejoptimálnější léčbě se totiž nepohlíží pouze na kvalitativní nadřazenost jedné metody vůči druhé (v tomto případě jde o nadřazenost rotačních technik). Do hry vstupuje také to, zda jsou výhody dostatečné, aby ospravedlnily vyšší náklady a nutný specifický, často komplikovanější, přístup.

Důvody, které často hovoří proti aplikaci moderních technik (zde rotačních) i přes jejich výhody, mohou být různé. Často jsou spojené s finanční stránkou věci, kdy pro možnost použití rotačních technik jsou potřeba speciální přístroje. Proti rotačním technikám hovoří také to, že celý proces je náročnější než u ostatních užívaných technik. Stejně jako při IMRT je nutné verifikovat každý plán, nestačí ku příkladu denní ověření správné funkčnosti přístroje. Navíc je pro vysoké množství úhlů ozařování příslušných danému plánu plánování i verifikace počítačově náročnější (i při použití analogických algoritmů). Pro možnost častějšího klinického využití rotačních technik a snad i jejich rozšíření na další pracoviště by bylo dobré zjednodušit celý proces. Ideální by bylo najít způsob verifikace, který by nevyžadoval jednotlivé ověřování každého plánu, jako je tomu v současnosti. Kdyby se toto podařilo, výrazně by to zvýšilo efektivitu daného pracoviště, jelikož by v době, kdy jsou nyní prováděny verifikace, mohli být ozařováni pacienti. Z hlediska výpočetní techniky by mohlo být výhodné vyvinout algoritmus méně náročný na data a výpočetně snazší, optimálnější pro rotační techniky.

Druhá část práce měla za úkol zmapovat současnou situaci v českých nemocnicích z pohledu využití rozačních technik. V ČR je celkem rozmístěno 26 ozařovačů ve třinácti nemocnicích schopných IMAT, dvě nemocnice disponují tomoterapií. Většina se shodovala na tom, že zavedení daných technik u nich nebylo komplikované,ale byla nutná jistá opatření (vyškolené personálu,....). Aplikace těchto metod se pohybuje od cca 10% do 90%. U IMAT jde dle informací uvedených vedoucími fyziky pracovišť často hlavně o případy karcinomu prostaty či hlavy a krku, někdy též o nádory plic, pánevní oblasti obecně či SBRT. Tomoterapie je na obou pracovištích plánována inverzně a k verifikaci se využívá ArcCheck. IMAT je plánován v Programech Eclipse a Monaco. Verifikace probíhá portálovou formou nebo nazářením na fantom. Využívají se detektory ArcCheck či PTW. Vyhodnocení probíhá pomocí software Diamond nebo Epiqa.

PODĚKOVÁNÍ

Chtěla bych poděkovat vedoucí své práce Ing. Tereze Hanušové za ochotnou a trpělivou pomoc, cenné rady a podnětně připomínky.

LITERATURA

[1] Teoh M, Clark CH, Wood K, Whitaker S, Nisbet A. Volumetric modulated arc therapy: a review of current literature and clinical use in practice, Br J Radiol, 2011;84(1007):967-996

[2] Mackie TR, Holmes T, Swerdloff S, Reckwerdt P, Deasy JO, Yang J, et al. Tomotherapy: a new concept for the delivery of dynamic conformal radiotherapy. Med Phys1993;20:1709–19

[3] Welsh JS, Patel RR, Ritter MA, Harari PM, Mackie TR, Mehta MP. Helical tomotherapy: an innovative technology and approach to radiation therapy. Technol Cancer Res Treat 2002;1(4):311–6

[4] Mackie TR. History of tomotherapy. Phys Med Biol 2006;51:R427–53

[5] Beavis AW. Is tomotherapy the future of IMRT? Br J Radiol 2004;77:285–95

[6] Cedric X Yu, Grace Tang. Intensity-Modulated arc therapy: principles, technologies and clinical implementation. Phys Med Biol 2011;56:R31-R54

[7] Yu CX. Intensity-modulated arc therapy with dynamic multileaf collimation: an alternative to tomotherapy. Phys Med Biol 1995;40:1435–49

[8] Meditel - Medikal Teknik Elektronik Ltd. [online], [cit. 4.4.2017] http://www.meditel.com.tr/yeni-page/basin/tomotherapy-vs-varian-the-gloves-are-off/

[9] Alaska CyberKnife Center [online], [cit. 4.4.2017] http://alaskacyberknife.com/what-is-tomotherapy/

[10] Medizinische Fakultät Mannheim der Universität Heidelberg - Klinik für Strahlen-Therapie und Radioonkologie [online], [cit. 4.4.2017] http://www.radiation-oncology.de/index.php?page=VMAT

[11] Elekta - Elekta VMAT [online], [cit. 4.4.2017] https://www.elekta.com/

[12] Khan MI, Jiang R, Kiciak A, ur Rehman J, Afzal M, Chow JCL. Dosimetric and radiobiological characterizations of prostate intensity-modulated radiotherapy and volumetric-modulated arc therapy: A~single-institution review of ninety cases. J of Med Phys / Association of Medical Physicists of India. 2016 41(3) 162-168

[13] Wang JZ, Li XA, D'Souza WD, Stewart RD Impact of prolonged fraction delivery times on tumor control: a note of caution for intensity-modulated adiation therapy (IMRT). Int J Radiat Oncol Biol Phys 2003 57 543-552.

[14] Fowler JF, Welsh JS, Howard SP Loss of biological effect in prolonged fraction delivery. Int J Radiat Oncol Biol Phys 2004 59 242-249.

[15] Sara Broggi, Lucia Perna, Francesco Bonsignore, Giuseppe Rinaldin, Claudio Fiorino, Anna Chiara, Cristina Frigerio, Ivana Butti, Giulia Sangalli, Italo Dell'Oca, Nadia di Muzio, Giovanni Mauro Cattaneo, Fausto Declich Static and rotational intensitymodulated techniques for head-neck cancer radiotherapy: A planning comparison Phys Med 2014 30 973-979

[16] Marianne C. Aznar, Peter Meidahl Petersen, Ashildur Logadottir, Henriette Lindberg, Stine S. Korreman, Flemming Kjr-Kristoersen, Svend Aage Engelholm Rotational radiotherapy for prostate cancer in clinical practice Radiotherapy and Oncology 2010 97 480-484

[17] Andrei Caraman, Calin Gheorghe Buzea, Silviana Ojica, Mihaela Oprea, Alexandru Dumitru Zara, Dragos, Teodor Iancu A Comparison Between 3D Conformal Radiotherapy, Intensity Modulated Radiotherapy and Volumetric Modulated Arc Therapy Techniques for Head and Neck Cancer Journal of Advanced Research in Physics 2016 6(1) 011601

[18] Zhang P, Happersett L, Hunt M, Jackson A, Zelefsky M, Mageras G. Volumetric modulated arc therapy: planning and evaluation for prostate cancer cases. Int J Radiat Oncol Biol Phys 2010 76 1456-62

[19] Rana S. Intensity modulated radiation therapy versus volumetric intensity modulated arc therapy. Journal of Medical Radiation Sciences. 2013 60(3) 81-83

[20] Radioterapie v ČR - ozařovače, stav k 12.10.2016, ČSFM [online], [cit. 16.3.2017] http://www.csfm.cz/

Tvorba modelu referenčnej biosféry pre účely hodnotenia dlhodobej bezpečnosti hlbinného úložiska

Dorota Flamíková , Dana Barátová, Vladimír Nečas

E-mail: dorota.flamikova@stuba.sk

Slovenská technická univerzita v Bratislave, Fakulta elektrotechniky a informatiky, Ústav jadrového a fyzikálneho inžinierstva, Ilkovičova 3, Bratislava, 812 19, Slovenská republika

Abstrakt: *Za účelom hodnotenia dlhodobej bezpečnosti hlbinného úložiska pre vyhoreté jadrové palivo bol vytvorený prvotný model referenčnej biosféry s uvažovaním scenára poľnohospodárskej usadlosti (normálny evolučný scenár). Predpokladá sa, že jedinec z kritickej skupiny obyvateľov konzumuje dopestované kontaminované plodiny a produkty zvieracieho chovu. Tento model zahŕňa rôzne komponenty biosféry a viaceré expozičné cesty (inhalácia, ingescia, externé ožiarenie) z toho dôvodu, aby dosiahnuté výsledky konzervatívne reprezentovali komplexný biosférický systém. Cieľom analýzy bolo určenie konverzných faktorov, ktoré budú slúžiť na prepočet aktivitných tokov rádionuklidov z geosféry (Bq/rok) na ročnú efektívnu dávku (Sv/rok) pre reprezentatívnu osobu z kritickej skupiny obyvateľov. Pri výpočtoch sa preto predpokladal kontinuálny aktivitný tok 1 Bq/rok pre každý rádionuklid až dokiaľ neboli dosiahnuté ustálené biosférické dávky. Model biosféry bol vytvorený pomocou simulačného prostriedku GoldSim.*

.

Kľúčové slová*: dávkový konverzný faktor, hlbinné úložisko, referenčná biosféra, GoldSim*

1. ÚVOD

V prípade využívania jadrovej energie musí byť značná pozornosť venovaná bezpečnému zneškodňovaniu rádioaktívnych odpadov a vyhoretého jadrového paliva, ktorého cieľom je ochrana obyvateľstva a životného prostredia v súčasnosti aj vo veľmi vzdialenej budúcnosti pred nežiadúcim rádiologickým vplyvom. V súčasnosti sa takmer vo všetkých krajinách s rozvinutým jadrovým programom v prípade zneškodňovania rádioaktívnych odpadov obsahujúcich rádionuklidy s dlhou dobou polpremeny a vyhoretého jadrového paliva uvažuje s implementáciou konceptu hlbinného geologického úložiska. Hlbinné ukladanie je v princípe pasívne a trvalé, bez požiadaviek na ďalšiu činnosť alebo inštitucionálnu kontrolu budúcich generácií.

Na hodnotenie dlhodobej bezpečnosti hlbinného úložiska musí byť vytvorený komplexný model biosféry, geosféry a samotného úložného systému, prostredníctvom ktorého je možné získať informácie týkajúce sa migrácie rádionuklidov v danom prostredí, radiačnej záťaže a podobne. V našom prípade na stanovenie efektívnej dávky pre obyvateľa z kritickej skupiny spôsobenej rádionuklidmi uvoľnenými do životného prostredia musí byť špecifikovaný tzv. dávkový konverzný faktor stanovený pre každý rádionuklid, ktorý slúži na prepočet aktivitných tokov rádionuklidov z geosféry na hodnotu spomínanej ročnej efektívnej dávky.

2. TVORBA VÝPOČTOVÉHO MODELU

Koncepčný model referenčnej biosféry bol vytvorený podľa princípu metodiky BIOMASS (IAEA, 1996). Úlohou dokumentu BIOMASS je v neposlednom rade poskytnúť metodiku v procese tvorby praktických príkladov, ktoré demonštrujú spôsoby, akými môžu byť biosférické modely pre hodnotenie dlhodobej bezpečnosti

vyvinuté a vhodne posudzované pre dané konkrétne účely. Pre tvorbu nášho modelu bola využitá metodika príkladu 2B zo spomínaného dokumentu. Relatívne jednoduché prepojenie medzi geosférou a biosférou uvažuje prirodzené prúdenie kontaminovanej podzemnej vody do zvodnenej vrstvy (aquiferu). Táto voda postupne prechádza ďalšími transportnými cestami a následne sa vypúšťa do povrchového prostredia. Konečným cieľom je výpočet efektívnych dávok pre obyvateľa z kritickej skupiny, ktoré vznikajú pri širokospektrálnej expozícii vplyvom poľnohospodárskeho a prírodného prostredia bez uvažovania evolúcie biosférického systému [1].

2.1. ÚLOŽNÝ SYSTÉM A GEOSFÉRA

Modelovaný úložný systém je založený na multibariérovom koncepte ochrany, ktorý pozostáva z kombinácie inžinierskych a prírodných bariér zabezpečujúcich dostatočnú ochranu životného prostredia a obyvateľov na veľmi dlhé časové obdobie. Všetky jednotlivé prvky multibariérového systému ochrany sú vo vzájomnej interakcii a navzájom spolupôsobia takým spôsobom, aby izolovali rádionuklidy od biosféry. Jednou z bariér je samotná forma odpadu – kazeta s vyhoretým jadrovým palivom. Ďalšou bariérou je úložný kontajner, v ktorom uvažujeme umiestnenie 7 kaziet s vyhoretým jadrovým palivom s priemerným počiatočným obohatením 4,25 % U-235 a vyhorením 60 MWd/kgU. Uvažujeme tiež, že palivo bolo skladované v príslušných skladovacích systémoch 50 rokov pred jeho finálnym uložením. Úložný kontajner je vyrobený z nehrdzavejúcej ocele (vnútorná časť) a uhlíkovej ocele (vonkajšia časť) s vonkajším priemerom 650 mm a výškou 3670 mm. Tesniacim materiálom, ktorý kontajner obklopuje je bentonitová vrstva s hrúbkou 300 mm. V rámci vytvoreného modelu predpokladáme teoretický scenár uloženia jedného úložného kontajnera v úložnom priestore.

Po tom, ako rádionuklidy preniknú cez všetky bariéry patriace do poľa blízkých interakcií, ktoré predstavuje samotná matrica VJP, úložný kontajner a bentonitová vrstva, dostanú sa do geosféry. Geosféra je v prípade nášho modelu tvorená kryštalickým horninovým prostredím, kde sa rádionuklidy šíria geosférou cez jednotlivé zlomy. Prepojenie geosféry s biosférou je reprezentované zvodnenou vrstvou (aquiferom), z ktorej kontaminovaná voda prúdi cez povrchový tok (potok) do jazera.

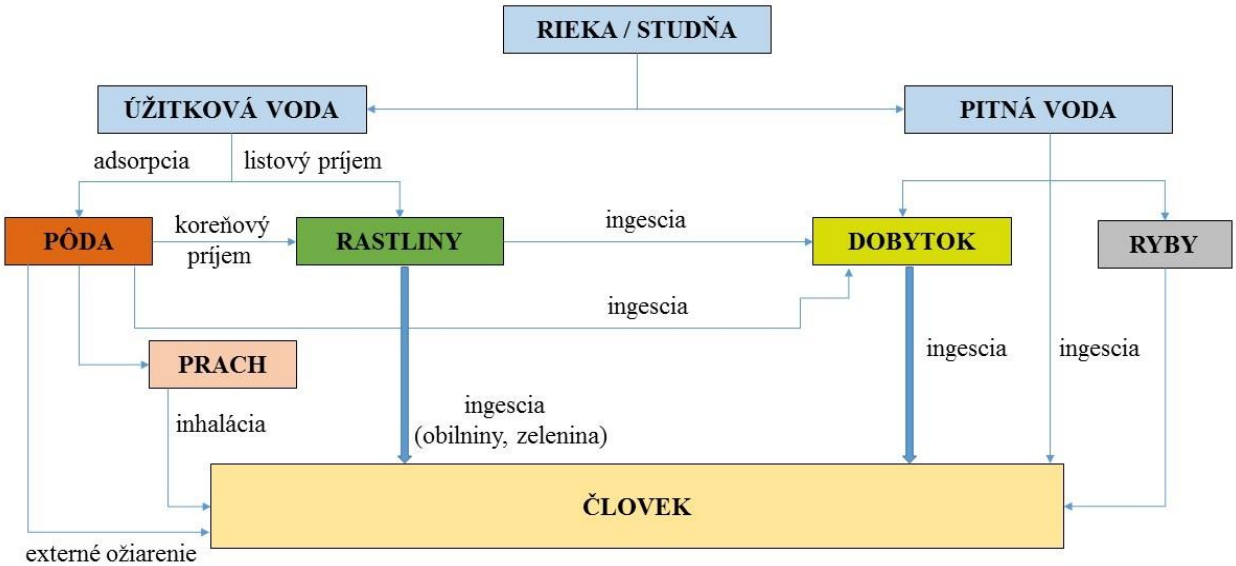
2.2. BIOSFÉRA

Primárnym médiom, prostredníctvom ktorého sa rádionuklidy dostanú do biosféry je voda. Kontaminovaná voda zo studne alebo z jazera sa využíva nielen ako pitná voda pre obyvateľstvo, ale aj sú ňou napájané aj hospodárske zvieratá a zavlažovaná poľnohospodárska pôda, pričom v jazere sa uskutočňuje chov rýb. Na takejto pôde sú pestované obilniny, zelenina, trávnatý porast a stromy. Rádionuklidy sa cez koreňový alebo listový systém dostanú do rastlín, odtiaľ buď priamo do ľudského organizmu, alebo do organizmu zvierat, odkiaľ sa formou živočíšnych produktov dostávajú do ľudského organizmu. Príjem rádionuklidov nastáva aj cestou konzumácie kontaminovaného rybieho mäsa.

V procese tvorby referenčnej biosféry boli zvolené vybrané vstupné elementy predstavujúce reprezentatívne zložky životného prostredia v rámci biosférického modelu. V prípade plodín sú v modeli uvažované obilniny, trávnaté porasty a stromy. Za hospodárske zvieratá v prípade nášho modelu považujeme hovädzí dobytok, ktorého živočíšne produkty – mäso a mlieko sú konzumované obyvateľmi z kritickej expozičnej skupiny. V rybníku sa chovajú ryby, ktoré sú následne tiež konzumované ľuďmi. Schému koncepčného modelu biosféry a expozičných ciest zobrazuje Obr. 1.

Konzervatívne sa predpokladá, že všetky konzumované zložky životného prostredia sú kontaminované rádionuklidmi, pričom základnými expozičnými cestami sú:

- externé ožiarenie,
- inhalácia,
- ingescia.



Obr.1: Schéma koncepčného modelu referenčnej biosféry

Externé ožiarenie je ožiarenie, ktorého zdrojom je kontaminovaná pôda, po povrchu ktorej sa pohybujú osoby vykonávajúce napr. poľnohospodárske práce. Hodnota efektívnej dávky z externého ožiarenia je teda závislá od doby pobytu na kontaminovanej pôde. Pod expozičnú cestu externého ožiarenia patrí aj externé ožiarenie kože osôb od prachu, ktorý sa na ňu usadzuje.

Efektívna dávka spôsobená inhaláciou závisí okrem iného od množstva vdýchnutého prachu, ktorý vznikol z kontaminovanej pôdy a rýchlosti dýchania expozičného objektu, pričom sa predpokladá konštantný obsah častíc pôdy vo vzduchu. Expozičná cesta inhalácie spočíva vo vdychovaní čiastočiek kontaminovaného prachu. Ingescia rádionuklidov nastáva požitím kontaminovanej vody alebo kontaminovanej potravy.

Výpočtový model na hodnotenie dlhodobej bezpečnosti bol vytvorený s použitím simulačného prostriedku GoldSim.

3. VÝPOČTOVÝ PROSTRIEDOK GOLDSIM

GoldSim je grafický, objektovo orientovaný simulačný program na realizáciu dynamických pravdepodobnostných a deterministických simulácií. Tento viacúčelový softvér je hybridom niekoľkých simulačných metód, pričom v sebe spája dynamické systémy s aspektami simulácie diskrétnych udalostí, vďaka čomu je dosiahnutá vyššia presnosť výsledkov výpočtu. Pre stochastické výpočty využíva GoldSim princíp metódy Monte Carlo, kedy vstupné údaje sú definované ako distribučné funkcie a celý systém je viacnásobne simulovaný za účelom získania pravdepodobnostných výstupov. Pre lepšie porozumenie modelu a štúdiu neistôt je v softvéri implementovaná možnosť citlivostnej analýzy.

Aj keď využitie softvéru GoldSim nie je obmedzené iba na riešenie problematiky nakladania s rádioaktívnymi odpadmi, najčastejšie sa využíva na hodnotenie rizík v inžinierstve a životnom prostredí. Pre potreby simulovania migrácie kontaminantov v životnom prostredí sa využíva modul prenosu kontaminantov (Contaminant Transport Module). K dispozícii je aj pokročilá verzia tohto modulu (Radionuclide Transport), ktorá umožňuje vykonávať modelovanie a simulácie pre účely nakladania s rádioaktívnymi odpadmi. Táto verzia dokáže simulovať rádioaktívnu premenu a spolupracuje s databázami ICRP, vďaka ktorým dokáže vytvoriť prepojenie medzi materskými a dcérskymi prvkami rádioaktívnej premeny a umožňuje tak modelovanie zložitých premenových radov [2].

4. STANOVENIE DÁVKOVÝCH KONVERZNÝCH FAKTOROV

Naším cieľom bolo získať hodnoty konverzných faktorov, ktoré slúžia na jednoduchý prepočet aktivitných tokov jednotlivých rádionuklidov z geosféry na ročnú efektívnu dávku pre reprezentatívnu osobu z kritickej expozičnej skupiny obyvateľov. Vzťah na výpočet ročnej efektívnej dávky pomocou nami stanoveného konverzného faktoru je nasledovný [3]:

$$E_{total} = A_{flux} * DCF, \tag{1}$$

kde: E_{total} [Sv/rok] je celková ročná individuálna efektívna dávka,

A_{flux} [Bq/rok] je hodnota aktivitného toku (špecifická pre každý rádionuklid),

DCF [Sv/Bq] je dávkový konverzný faktor (špecifický pre každý rádionuklid).

V prípade reálnych podmienok sa vstupný inventár aktivity nachádza priamo v úložnom kontajneri, teda predstavuje ho samotné vyhoreté jadrové palivo. V prípade prepojenia robustného komplexného modelu biosféry a geosféry (referenčný prípad) by výpočet ročnej efektívnej dávky realizovaný zvoleným výpočtovým prostriedkom mohol byť zložitý a časovo náročný, preto sme v rámci metodiky výpočtu prijali určité zjednodušenia, ktorými chceme poukázať na to, že na výpočet ročnej efektívnej dávky môžu byť modely biosféry a geosféry oddelené, a teda nám stačí poznať iba hodnoty reálnych aktivitných tokov z geosféry. Výpočet dávky takýmto spôsobom sa uskutočňuje pomocou tzv. dávkových konverzných faktorov určených z odozvy systému na ustálenú hodnotu aktivitného toku.

Pri výpočtoch konverzných faktorov sa predpokladá, že miera uvoľňovania aktivitného toku každého rádionuklidu je konštantná a predstavuje hodnotu 1 Bq/rok. Hodnota, pri ktorej dochádza k ustáleniu biosférických dávok je považovaná za odozvu na konštantnú hodnotu aktivitného toku, pomocou ktorej je možné vypočítať dávkový konverzný faktor (vzťah 1). Keďže na Slovensku zatiaľ nebola vybraná konkrétna lokalita pre výstavbu hlbine úložiska, boli sledované odozvy systému (dávkové konverzné faktory) na jednotlivé zmeny v časti modelu, ktorá reprezentuje prepojenie geosféry s biosférou. Pri určovaní konverzných faktorov boli uvažované viaceré prípady. V prvom prípade bol inventár (konštantná hodnota aktivitných tokov 1 Bq/rok) vložený na začiatok zvodnenej vrstvy (aquifera). V druhom prípade sa uvažuje, že vo zvodnenej vrstve sa nachádza usadená pieskovcová výplň, ktorá pôsobí na rádionuklidy ako sorpčné médium. V obidvoch týchto prípadoch sa predpokladá, že voda zo zvodnenej vrstvy prúdi do potoka a následne do jazera, z kadiaľ je ďalej distribuovaná medzi jednotlivé zložky biosféry. V treťom prípade je inventár aktivity opäť s konštantnými hodnotami aktivitných tokov 1 Bq/rok vložený priamo do rybníka. Porovnanie získaných výsledkov konverzných faktorov pre jednotlivé uvažované prípady zobrazuje Tab.1.

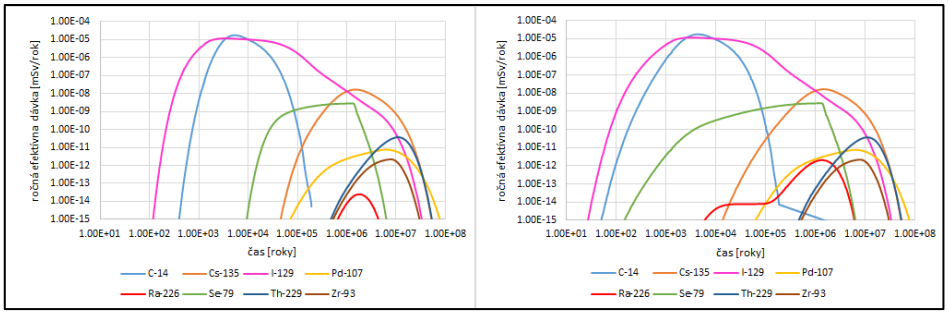
Tab.1: Dávkové konverzné faktory pre aktivitný tok 1 Bq/rok

Nuklid	DCF [mSv/Bq] (1 Bq/yr v aquiferi)	DCF [mSv/Bq] (1 Bq/yr v aquiferi bez sorpcie)	DCF [mSv/Bq] (1 Bq/yr v rybníku)
Ac-227	1.04E-09	3.81E-09	3.81E-09
C-14	1.79E-10	1.97E-10	2.00E-10
Cs-135	7.09E-11	7.20E-11	7.20E-11
I-129	4.05E-10	4.05E-10	4.05E-10
Nb-93m	4.25E-12	4.27E-12	4.27E-12
Nb-94	3.12E-11	7.90E-11	7.93E-11
Np-237	4.23E-10	4.24E-10	4.24E-10
Pa-231	1.31E-09	4.82E-09	4.83E-09
Pb-210	1.77E-10	2.13E-09	2.13E-09
Pd-107	1.70E-13	1.70E-13	1.70E-13
Pu-239	8.35E-10	1.00E-08	1.01E-08

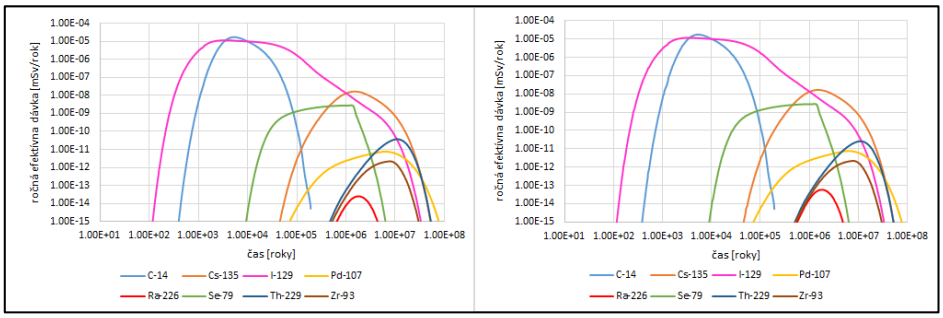
Ra-226	4.61E-10	5.68E-09	5.68E-09
Se-79	1.95E-11	2.08E-11	2.08E-11
Sn-126	1.10E-10	1.18E-10	1.18E-10
Tc-99	2.39E-12	2.39E-12	2.39E-12
Th-229	7.39E-10	4.79E-08	4.79E-08
Th-230	8.24E-10	2.87E-08	2.87E-08
U-233	2.42E-10	2.48E-10	2.48E-10
U-234	2.35E-10	2.39E-10	2.39E-10
Zr-93	8.25E-12	8.29E-12	8.29E-12

Z Tab.1 môžeme vidieť, že hodnoty dávkových konverzných faktorov pre prvý a druhý uvažovaný prípad sú pre niektoré nuklidy odlišné. Dôvodom je vplyv spomínaného výplňového materiálu nachádzajúceho sa v aquiferi, ktorý na rádionuklidy pôsobí ako sorpčný materiál. Vplyvom sorpcie rádionuklidov na pieskovcovú výplň sa vo vyššej miere prejavuje rádioaktívna premena rádinuklidov, ktoré sa významne sorbujú na takomto materiáli a majú kratšiu dobu polpremeny relatívne k dobe zdržania rádionuklidu v aquiferi..Hodnoty dávkových konverzných faktorov budú v tomto prípade nižšie a čas dosiahnutia ustálenej hodnoty efektívnej dávky bude dlhší.. Keď sa v aquiferi nenachádza žiadny výplňový materiál, na ktorý by rádionuklidy mohli byť sorbované (prípad 2), situácia je porovnateľná s prípadom kedy je vstupný inventár aktivitných tokov vložený do rybníka (prípad 3). Transport rádionuklidov y geosféry do jazera je v tomto prípade rýchlejší a tým pádom sa výsledné hodnoty dávkových konverzných faktorov pre druhý a tretí prípad líšia minimálne.

Nasledujúce grafy zobrazujú hodnoty celkových ročných efektívnych dávok od vybraných rádionuklidov. Porovnávané sú hodnoty pre prípad 1 a prípad 3 s efektívnou dávkou stanovenou pre referenčný prípad, za ktorý sa považuje situácia s uvážením reálnych podmienok. Z Obr. 3 môžeme vidieť, že ročné efektívne dávky pre jednotlivé vybrané rádionuklidy sa v prípade 3 líšia od referenčného prípadu minimálne. Na druhej strane Obr. 2 zobrazuje v prípade niektorých rádionuklidov určitú zmenu priebehov ročnej efektívnej dávky. Môžeme preto konštatovať, že dominantne vplýva na zmenu ročnej efektívnej dávky v prípade 1 práve proces sorpcie, čiže proces spomalenia rádionuklidov v časti prepojenia geosféry s biosférou.

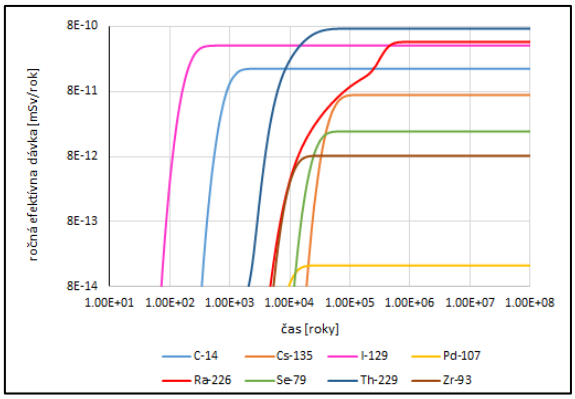


Obr.2: Porovnanie ročných efektívnych dávok od vybraných rádionuklidov pre referenčný prípad (vľavo) a prípad 1 (vpravo)



Obr.3: Porovnanie ročných efektívnych dávok od vybraných rádionuklidov pre referenčný prípad (vľavo) a prípad 3 (vpravo)

Najvýznamnejšiu zmenu (na Obr. 2) pozorujeme pre rádionuklid Ra-226, pričom zmena závisí od času dosiahnutia ustálenej hodnoty efektívnej dávky. Čas ustálenia efektívnej dávky pre jednotlivé vybrané rádionuklidy ako odozvu na konštantný aktivitný tok 1 Bq/rok zobrazuje Obr. 4.



Obr. 4: Čas ustálenia ročnej efektívnej dávky pre vybrané rádionuklidy pre prípad 1

5. ZÁVER

Na posúdenie dlhodobej bezpečnosti hlbinného úložiska bol vytvorený model referenčnej biosféry, geosféry a komplexného úložného systému pre vyhoreté jadrové palivo. Pomocou výpočtového prostriedku GoldSim boli určené dávkové konverzné faktory slúžiace na prepočet aktivitných tokov z geosféry na ročnú efektívnu dávku pre reprezentatívnu osobu z kritickej expozičnej skupiny. Cieľom príspevku bolo poukázať na fakt, že stanovenie ročnej efektívnej dávky nemusí byť realizované iba s uvažovaním prepojenia robustných modelov biosféry a geosféry. Po určení dávkových konverzných faktorov nám na výpočet dávky stačí poznať už len hodnoty aktivitných tokov z geosféry. Toto však platí iba v prípade, ak prepojenie geosféry s biosférou nemá významný spomaľujúci efekt na migráciu rádionuklidov (sorpcia rádionuklidov na médium, difúzia). V opačnom prípade je potrebné do modelu geosféry zahrnúť aj toto prepojenie a dávkové konverzné faktory určovať ako odozvu na konštantný aktivitný tok v tej časti systému, v ktorej dochádza k rýchlemu ustáleniu efektívnych dávok (napr. z modelu geosféry získať aktivitný tok z povrchového toku do jazera a dávkové konverzné faktory určovať ako odozvu na konštantný aktivitný tok 1 Bq/rok špecifikovaný priamo v jazere).

POĎAKOVANIE

Tento príspevok bol podporený Slovenskou technickou univerzitou v Bratislave z projektu VYHLB (2017) v rámci Programu na podporu mladých výskumínkov.

LITERATÚRA

[1] International Atomic Energy Agency (IAEA). Reference Biospheres“ for Solid Radioactive Waste Disposal. Report of BIOMASS Theme 1 of the BIOsphere Modelling and ASSessment (BIOMASS) Programme, Vienna: IAEA, 2003. ISBN 92-0-106303-2.

[2] GoldSim Technology Group LLC. GoldSim Contaminant Transport Module, User`s Guide. Washington, USA, version 7.0, 2017.

[3] Japan Nuclear Cycle Development Institute. H12: Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan, Supporting Report 3 – Safety Assessment of the Geological Disposal System, Tokai-Mura, Japan, 2000.

VVER 1000 Pressurizer System and Control Modelling in Dymola

Anna Fořtová[1]

E-mail: fortova.anna@seznam.cz

[1]*ČVUT v Praze, Technická 4, 166 07, Praha 6*

***Abstract**: The pressurizer is responsible for controlling the pressure and temperature in the primary circuit on the nuclear power plant. It is basically a pressure vessel, that is filled partially with water and partially with steam at saturation state. The controlling process can be described by two regimes, either by the self-control regime or by the automatic control regime. This paper is describing the simplified automatic control regime on the model of the pressurizer in the primary circuit of VVER 1000 made in Dymola software with ClaRa library. Reactor power change and corresponding steam generator power change are the actuators in the simulation. The behaviour of the coolant level and pressure in the pressurizer is simulated in the model and it is then compared with real data from VVER 1000*

***Key words**: Pressurizer, control, pressure, coolant level, Dymola, ClaRa*

1. INTRODUCTION

The pressurizer is a very important component of the primary circuit of PWRs. It is one of the critical components that is, in fact, ensuring safety during the operation of the nuclear power plant (NPP). For such sophisticated system, as NPP, there is a need for continuous development or improvement of dynamic analysis, that can be done by many different tools such as MATLAB, RELAP etc. With dynamic analysis, the expected behavior of the system (e.g. pressurizer) can be modelled, and so the prediction is possible. Nowadays, hand in hand with modernization of the physical systems on NPP, the modernization of dynamic analysis systems is occurring. The program used for pressurizer behavior modelling in this paper is Dymola. Dymola is an abbreviation, that stands for "Dynamic Modelling Laboratory" and is a simulation environment for Modelica language. Dymola is suitable for modelling various kinds of physical systems. The advantage of this program is, that it can handle large and complex models, uses graphical model composition, the simulation is fast and done in real-time. The library used together with the program was chosen to fulfill the needs of the system – ClaRa library. ClaRa that stands for "Clausius-Rankien", which is the field of its main specialization.

The first part of this paper describes the model compositions of pressurizer and basic of the primary circuit. The second part deals with modelling of pressurizer control on VVER 1000 and evaluating the results obtained from the simulation of complex model.

2. VOLUME COMPENSATON SYSTEM DESRIPTION

The main purpose of the volume compensation system is to

- Compensate the volume changes of the coolant in primary circuit caused by small temperature differences
- Maintain the pressure in the primary circuit during bigger differences caused by the primary circuit or secondary circuit appliances
- Heating up and cooling down the pressurizer
- Continuously increase or decrease the pressure during heating up or cooling down the primary circuit
- Secure the primary circuit during accident regimes, caused by prompt pressure increase

The whole system consists of pressurizer YP10B01, bubbler-condenser YP20B01, steam dumping pipeline with two safety valves YP22S01 and YP23S01, relief valve YP21S01. Relief and safety valves are part of the safety systems while spray system and pressurizer are part of safety-related systems. [3]

3. PRESSURIZER MODEL

Model of the pressurizer used in this paper is based on the ClaRa library model which was slightly modified to fit requested needs. This model is frequently used, when two phases (vapor and liquid) are present and non-ideal phase interaction is expected. It has three physical connectors, namely inlet, outlet and heat. The inlet is the inlet of the spray system, outlet is a connection to the "hot leg" and heat connector is representing electric heaters. For pressurizer purposes, following level of insight and geometry were chosen [8]:

Heat transfer	Constant HT, α nom = {10,10} W/m^{2}K – liq,vap
Pressure loss	Constant pressure loss coefficient, dp = 0,05 MPa
Phase border	Real separated zones, absorption inflow = 0,8
• Tau_cond • Tau_evap • α_ph • A_heat_ph • expHT_ph • equal_pressure	2 s 2 s 60 000 W/m^{2}K 43 m^2 -7 true
Geometry type	Hollow cylinder, no interior, vertical
Dimensions	d_{in} = 2,998 m d_{out} = 3,348m h = 13,514 m
Material	stainless steel

The model structure is defined as in the fig. 1. Two distinct zones are considered (vapor and liquid). They can exchange mass and heat. Heat transfer to the material wall was chosen very small, so that the system behaves like being almost insulated. The pressure loss is considered due to friction at inlet only, with the nominal coefficient of dp = 0,05 MPa.

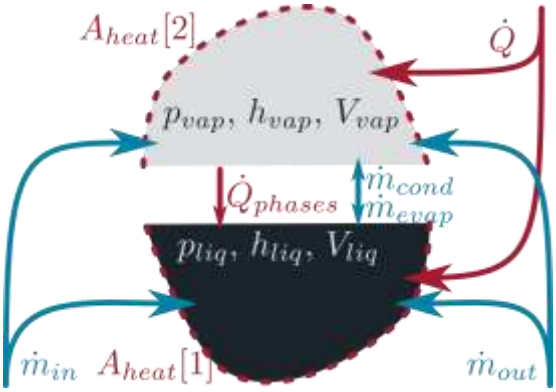


Figure 1 - ClaRa two-phase control volume general model structure [10]

The allocation of the entering and outgoing enthalpy flows is considered with respect to the spatial distribution. The spatial distribution was decided to be real separated. This model assumes that the real separation process is not instantons. The incoming and outgoing mass flow should be allocated to one of the two zones present in the model. The mechanism of the zone allocation is defined by the real parameter absorbInflow. [8] For this model the absorbInflow was set 0,8 and thus the inlet flow is partially separated into vapor and liquid and then added to the respective zones in the respective states.

Time constants for evaporation and condensation Tau_cond/evap was chosen with respect to the physical behaviour of the condensation and evaporation process. The condensation rate in the real system depends on the tension of saturated vapors (and so on the pressure and temperature). The value used in this work was determined experimentally, however, only in a certain range (0,1 to 5 s) to preserve physical laws. The best results were obtained, when T_cond = T_evap = 2 s.

The heat transfer coefficient of the phase border α_ph was tested in range of (30 000 to 80 000 W/m^{2}K) and the best results were obtained with α_ph = 60 000 W/m^{2}K. The heat transfer between phases is however very complicated process and the coefficient depends on the conditions, so this determination is simplified. Related to the heat transfer coefficient, the heat transfer area at phase border A_heat_ph was determined. The area was calculated as the wall surface in the upper region and to this area, the surface of EHs was added. The heat is in fact transferred throughout the whole vapor region and also on the vapor bubbles surface inside the liquid zone so the surface A_heat_ph = 43 m^2 is another simplification assumption.

The last coefficient related to the inter-phase heat transfer is exponent for volume dependency on the inter-phase heat transfer expHT_ph. This coefficient was tuned based on the obtained results. When simulating the spray or EHs operation, the behavior of the pressure and the coolant level was observed and if it was changing the gradient in the opposite direction then expected, the coefficient was modified. The final value expHT_ph = -7 is describing the process the most likely.

The geometry with all dimensions corresponds to reality. The material of the pressurizer is in the real system is steel 10GN2MGA. Such material is not available in the ClaRa library of materials, so it was replaced by the stainless steel and this material was used in the whole primary circuit.

The geometry with all dimensions of other components corresponds to reality. All components (pipes, pump, valves, walls, fittings) were chosen from the ClaRa library and their properties were modified in a suitable way for purposes of this model. [8]

4. CONTROL MODEL

Assuming the conditions being in the range of the “P” regime, the continuous regulation of EH I. and II. group as well as the valve YP13S02 is performed via PI regulator PPPC102 with gain k = 1 and integrational constant Ti = 2000 s [6]. These values determine how fast and accurate the regulation is. The output from this regulator enters the functional generator PPPY102 in case of the EHs and functional generator PPPY103 in case of the valve. [6]

The model shown in fig.2 is composed of both spray and EH control system. The spray system consists of 3 branches, where on the very left one, there is an YP13S02 continuously controlled by the PI regulator PPPC102 and the functional generator PPPY103. The PI regulator has two inputs, the setpoint, on its left, and the measurement, leading from the sensor on the bottom of the picture. In the middle branch and the right branch, valves YP12S01, S02 and YP11S01,S02 are placed respectively. These are controlled by the “greater threshold” and “less threshold” blocks (dark blue connection), that are connected to the measurement and to the “RS flip flop” (pink connection). This block sends the signal to the converter from Boolean to real value and the output from the converter is connected (green connection) to each of the four valves. Valves YP11,12S01 are controlled only the superior signals and YP11,12S02 are controlled by superior signals and by the difference of the pressure between measurement and setpoint.

As well as the spray regulation, the EH regulation is composed of the continuous regulation (red coloured) and discrete regulation (dark blue, pink, green). The EH system is also composed of 3 branches, where the bottom electric heat flow connector (EHFC) is a merge of YP10W01 and YP10W02, that are continuously controlled by the PI regulator PPPC102 and the functional generator PPPY102. The PI regulator has two inputs, the setpoint, on its left, and the measurement, leading from the sensor on the bottom of the picture. Remaining two EHFCs are controlled by the pressure difference. The control is performed by the “greater threshold” and “less threshold” blocks (dark blue connection), that are connected to the measurement and to the “RS flip flop” (pink connection).

This block is sending the signal to the converter from Boolean to real value and the output from the converter is connected (green connection) to remaining EHFCs. The middle EHFC is a merge of YP10W04W06 and the upper one is a merge of YP10W03W05.

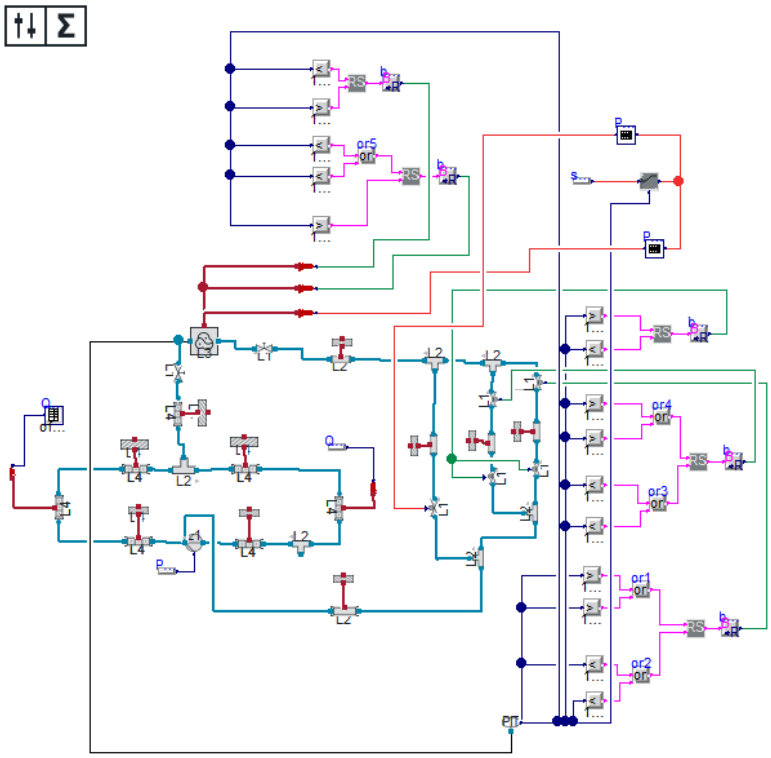


Figure 2 – Pressure control model

The functionality of the complex model (fig.2) was verified on several simulations. The first made was the normal operation simulation with steady conditions, the second and third were only spray system in operation or only EHs in operation. At last two transients were performed. All results were promising, but for the description, only simulation of transient caused by the failure of one MCP in the whole system is shown.

When there is a failure of one MCP, the mass flow rate in the affected loop is rapidly decreased and so is the average temperature of the coolant in this loop. The other loops respond by the increased flow rate, but due to this, the average temperature of these loops is decreased. During this transient, the EHs are put into operation and valves are closed. The reactor power is at the beginning rapidly decreased to 55% and then it stabilizes on 55% after 200 s as shown in the fig.3.

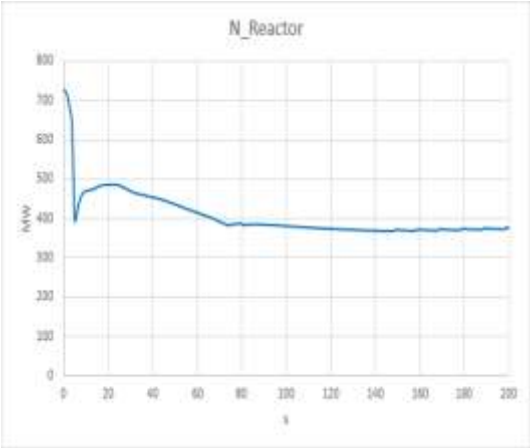


Figure 3 - Reactor power output

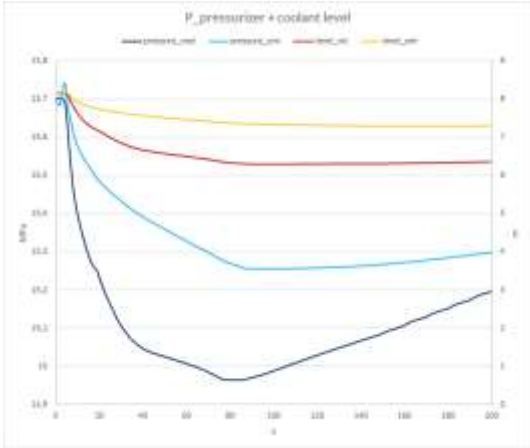


Figure 4 - Pressure and level in the pressurizer

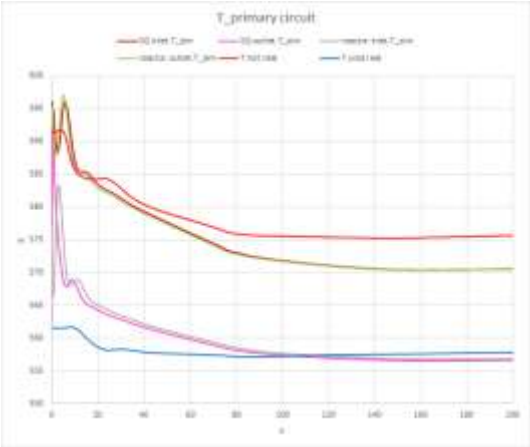


Figure 5 - Temperature in the primary circuit

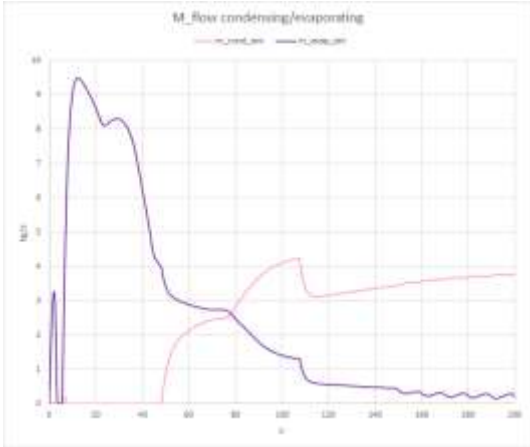


Figure 6 - Condensing/evaporating mass flow

From the results of the basic simulation, the behaviour of the system can be described. It is important to note, that during the first 20s, the system is stabilizing and so the results should be evaluated in range from 20 s to 200 s. This stabilization process is caused by the initial values setting and the initialization itself.

The pressure and coolant level results are shown in the fig. 4. The coolant level decreases by the similar gradient, but there is the difference between the final real and simulated value (approx. 1m). This difference is much likely caused by the differences between the real and the simulated primary circuit temperatures (fig.. 5). The pressure decreases as it does in the reality, but the gradient is not that big and so the minimal value (at 80 s) reaches only 15,25 MPa. However, the behaviour of the simulated temperature in the primary circuit is very close to the real behaviour. Since the “hot leg” real temperature is higher that the simulated one, the temperature difference in the simulated model is not that big and so the pressurizer does not have to compensate that big differences and so the final value of simulation coolant level is higher.

In the last figure (fig. 6), the condensing and evaporating mass flow is shown. Since the system is composed of two zones, different processes occur in each zone throughout the simulation and as mentioned before, the behaviour of this phenomena is strongly dependent on the Tau_cond and Tau_evap. The pressurizer tries to deal with the load change. The final vapor mass is increased and the final liquid mass is decreased. Both values are steady at the end of the simulation.

5. CONCLUSION

The simulation of pressurizer control connected to the simplified primary circuit was performed in this work. It was verified, that the Dymola software and ClaRa library are suitable for such application. The results from transient caused by failure of one MCP was shown in fig. 3 – 6 and. On this transient, the functionality of the system was verified. It was proved, that the system is functional, but due to simplifications and assumptions made, the results are differing from the real values. Even though the differences are not too significant, by improving the assumptions or by using different approach in terms of simplifications, the accuracy may be improved. The results are promising and so this model can be connected to the more sophisticated primary circuit and its properties may be tuned.

REFERENCES

[1] Ing. Jaroslav Rubek, Csc Control and Automation of Nuclear Energy Devices, 2016.

[2] CEZ, Monitoring and Control System VVER 1000, Instrumentation and Control System, 2008.

[3] CEZ, Primary circuit VVER 1000, 2008.

[4] IAEA, WWER-1000 Reactor Simulator, 2003.

[5] IAEA, Pressurized Water Reactor Simulator, Vienna, 2005.

[6] CEZ, Main Regulation on VVER 1000, 2004.

[7] C. o. Authors, Dymola User's Manual, 2004.

[8] C. o. A. DYNCAP/DYNSTART, “ClaRa 1.2.2 library,” 2017.

[9] M. S. K. Neil E. Todreas, Nuclear Systems I, Thermal Hydraulic Fundamentals, Massachusetts, 1989.

[10] K. H. G. S. A. Gábor, “Modeling and Identification of the Pressurizer of a VVER Nuclear Reactor for Controller Design Purposes”.

[11] CEZ, Input Data for Safety Analysis, 2015.

[12] EGP, Unit Operation Regimes VVER 1000, Prague, 2012.

[13] G. S. K. H. Cs. Fazekas, “A simple dynamic model of the primary circuit in VVER plants for controller design purposes”.

[14] I. V. C. Fazekas, “Modeling and Parameter Estimation of a Nuclear Power Plant”.

[15] E. Takasuo, Modeling of Pressurizer Using APROS and TRACE Thermal Hydraulic Codes, Helsinki, 2006..

Charakteristika extrakčně separačních vlastností sorbentu Diphonix v závislosti na fyzikálních podmínkách

Lukáš Kaňka[1]

E-mail: kankal@army.cz

[1] *314. centrum výstrahy ZHN, Hostivice, 253 01 Hostivice, Česká republika*

Abstrakt: *Práce řeší extrakčně separační vlastnosti extrahentu Diphonix ve statických a dynamických podmínkách v závislosti na použité mobilní fázi a elučním činidle. Jako mobilní fáze byly použity roztoky HCl, HNO_3, NaOH a fosfátových pufrů v celé šiří pH a jako eluční činidla byly testovány šťavelany a citráty pro své komplexotvorné vlastnosti jakožto možné náhrady běžně používané HEDP. Současně byl řešen vliv přídavku redoxních činidel do elučního roztoku. Cílem práce bylo nalézt takovou kombinaci činidel, která by vedla k maximálnímu extrakčně-elučnímu poměru a separaci radionuklidů.*

Klíčová slova: *Diphonix,extrakce, eluce, extrakční chromatografie, kapalinová scintilace, HEDP, šťavelan, citrát, redoxní činidla*

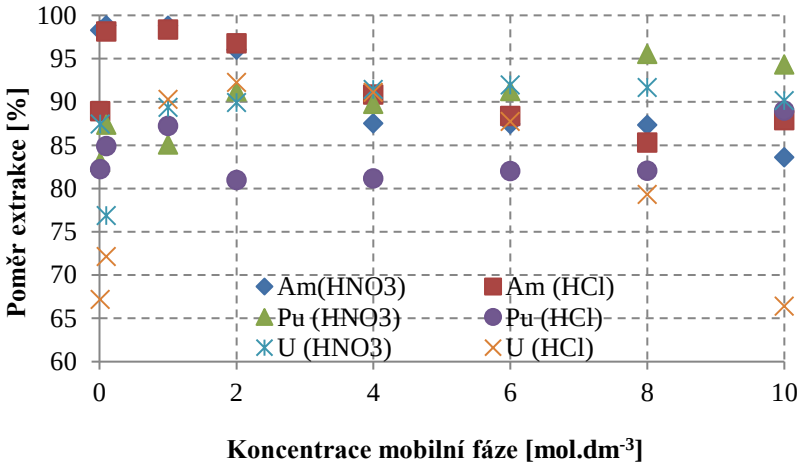
1. ÚVOD

Cílem práce bylo experimentální stanovení extrakčně-separačních vlastností pevného extrahentu Diphonix metodou iontově-výměnné chromatografie jakožto uvažovaného prostředku extrakce vojensky významných radionuklidů, konkrétně alfa zářičů, ze skupiny transuranů pro potřeby jejich rychlé a materiálně nenáročné detekce a identifikace v polních laboratořích, kterým v současné době takové prostředky shází. Laboratoř PPCHL-AL-3/R sice už ve výbavě disponuje kapalinovým scintilátorem, který je díky své 4π geometrii měření, a tedy 100% účinnosti, vhodný pro analýzu i nízkoaktivních vzorků, ale kapalinové scintilaci musí předcházet vhodná úprava vzorku, mnohdy vyžadující separaci zájmových radionuklidů z matrice. Metoda extrakční chromatografie byla pro tento účel zvolena díky rozsáhlému výzkumu, který je této problematice celosvětově věnován a který vedl k vytvoření řady specifických extrakčních prostředků a doplňkového vybavení typu kolon a vakuových boxů, které celý proces značně usnadnily. Současně je extrakční chromatografie velice populární metoda z důvodu tvorby minimálního množství odpadu. Oproti dříve běžné kapalinové extrakci je tato metoda v laboratorních podmínkách rychlejší, bezpečnější a s potenciálem na větší selektivitu. Diphonix, jeden z produktů vytvořených v Argonnské národní laboratoři (USA) [1-2] a komerčně vyráběný firmou Eichrom Industries Inc, byl vybrán pro svou dokládanou vynikající schopnost vázat aktinoidy v oxidačních stavech +II až +VI [3-4], díky čemuž je komerčně využíván k separaci nebo zkoncentrování vzorků [5-6]. Vlastnosti extrahentu byly testovány pro plutonium, americium, curium a uran, které jsou významné z důvodu jak potenciálního zneužití, jelikož se průmyslově využívají pro řadu účelů, tak jejich přítomnosti při jaderných haváriích, protože jsou součástí palivového cyklu.

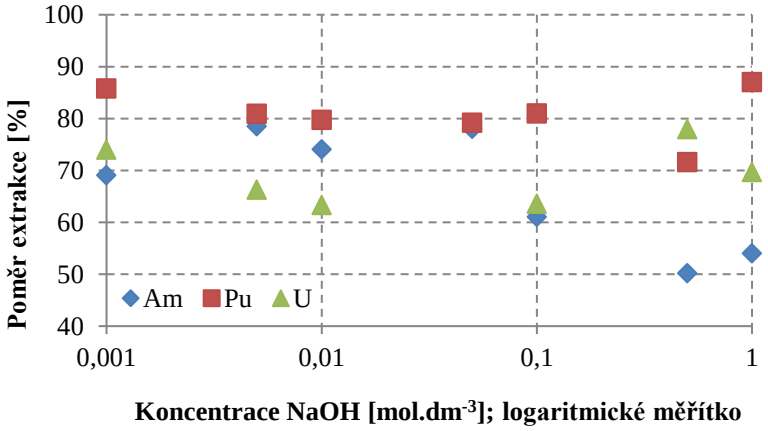
Dílčími úkoly práce bylo určení extrakčních vlastností za statických podmínek ve zkumavkách pro stanovení základních extrakčních hodnot, extrakčně-elučních vlastností za dynamických podmínek v kolonovém uspořádání při použití vybraných komplexotvorných látek jako elučních činidel při hledání náhrady za v literatuře běžně uváděnou kyselinu etidroniovou (HEDP) a extrakčně-elučních vlastností za dynamických podmínek po přidání redoxních činidel do elučního roztoku jako možného způsobu zvýšení elučních vlastností vybraných činidel a současně možného prostředku dosažení větší selektivity.

2. URČENÍ EXTRAKČNÍCH VLASTNOSTÍ

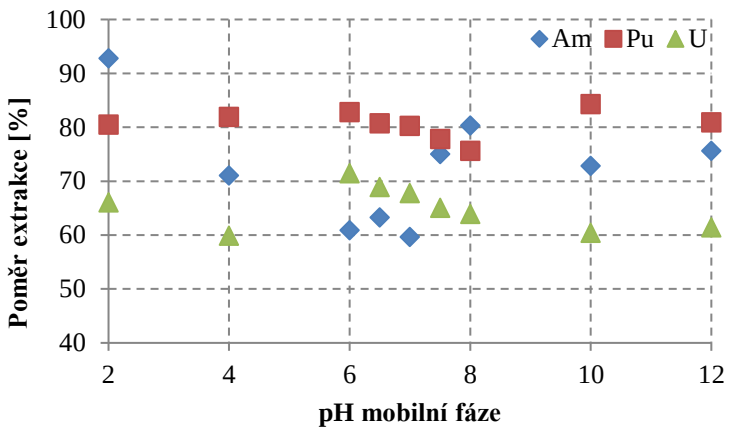
Extrakční vlastnosti byly testovány pro mobilní fáze v široké oblasti pH, od koncentrovaných kyselin dusičné a chlorovodíkové, přes fosfátové pufry pro neutrální prostředí, po koncentrovaný hydroxid sodný. Obsáhlý rozsah pH byl zvolen z důvodu nedostatečného množství dat z neutrální a zásadité oblasti. Testování proběhlo v 20 mL zkumavkách PYREX™, do kterých bylo k 0,5 g extrahentu přidán 5 mL testované mobilní fáze (0,01 - 10 mol·dm^{-3} *HCl*; 0,01 - 10 mol·dm^{-3} HNO_3; 0,001 - 1 mol·dm^{-3} *NaOH*; roztoky *HCl* o pH 2 and 4, roztoky *NaOH* o pH 10 and 12, fosfátové pufry o pH 6 - 8) a vzorek radionuklidu o cca 100 Bq. Zkumavka byla na 10 minut umístěna na rotátor při cca 30 otáčkách za minutu, poté byly odebrány 2 mL mobilní fáze ke změření zbytkového obsahu radionuklidu pomocí kapalinové scintilace, na základě čehož bylo určeno procento extrakce. Bylo zjištěno, že Diphonix je schopný extrahovat alespoň 50 % radionuklidu ze vzorku nezávisle na pH mobilní fáze, nicméně k největšímu procentu extrakce dochází v kyselém prostředí, kdy ve většině případů extrakce přesahuje 80 % a za vhodných podmínek přesahuje 95 % (viz. Obr. 1 - 3).



Obr. 1 Extrakce vybraných radionuklidů v kyselé mobilní fázi ve statických podmínkách



Obr. 2 Extrakce vybraných radionuklidů v zásadité mobilní fázi ve statických podmínkách



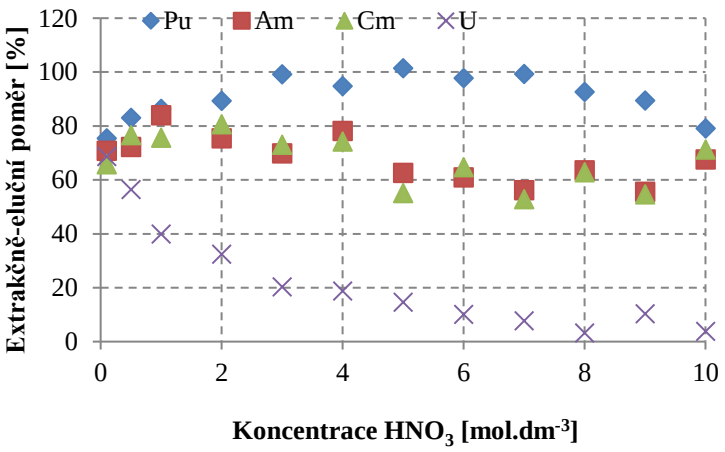
Obr. 3 Extrakce vybraných radionuklidů v závislosti na pH mobilní fáze ve statických podmínkách

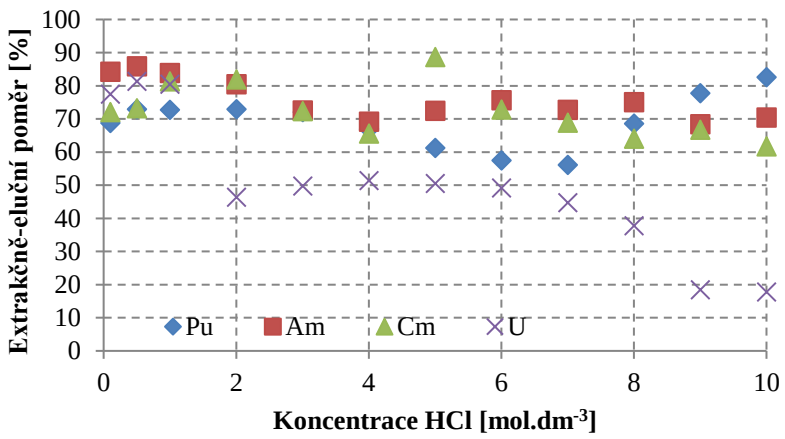
Z výše uvedených grafů je také patrné, že extrakce plutonia je větší než 75 % nezávisle na podmínkách a současně se v daných podmínkách pohybuje v rozmezí 10 %, čímž vykazuje nejstálejší hodnoty z testovaných radionuklidů. Jediným případem, kdy extrakce americia převyšuje hodnoty plutonia, je použití kyseliny chlorovodíkové o koncentraci 0,1 - 2 mol·dm^{-3} jako mobilní fáze. Současně to je jediný případ, kdy extrakce americia přesahuje 90 %. Extrakce uranu dosahuje v nekyselých podmínkách výrazně nižších hodnot s účinností extrakce cca 65 %.

3. URČENÍ EXTRAKČNĚ-ELUČNÍCH VLASTNOSTÍ

3.1. ALTERNATIVNÍ ELUČNÍ ČINIDLA

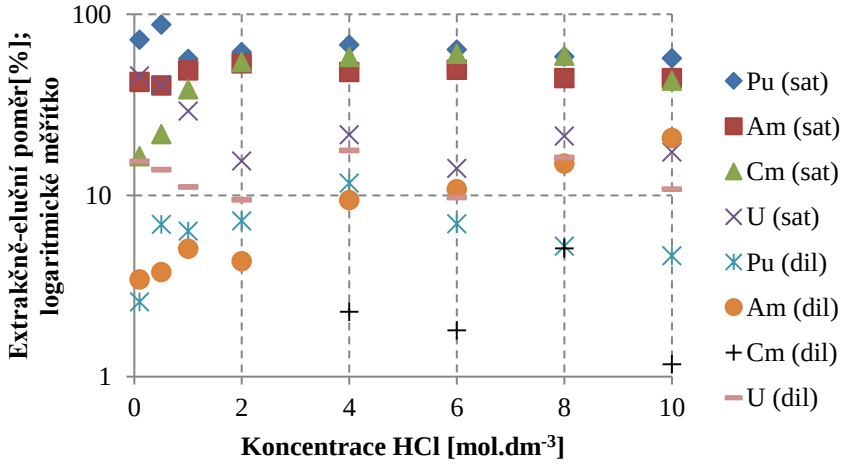
Pro eluci radionuklidů z extrahentu Diphonix literatura uvádí především kyselinu 1-hydroxyelthylidendifosfonovou (HEDP, kyselina etidroniová) [7-8], která byla testována v předchozí práci [9] a extrakčně-eluční vlastnosti extrahentu za použití HEDP jsou k vidění na obrázku 4.

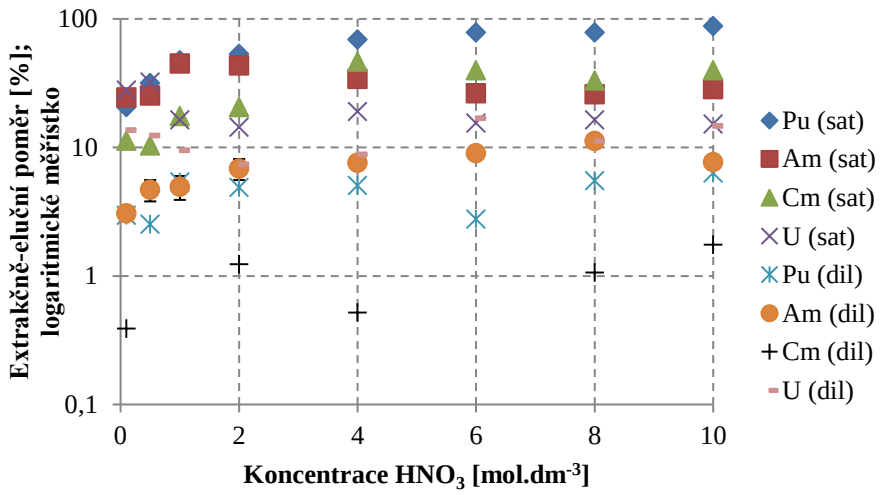




Obr. 4 Eluce vybraných radionuklidů za použití HEDP jako elučního činidla v prostředí kyseliny dusičné a chlorovodíkové

Vzhledem ke skutečnosti, že HEDP nezajišťuje 100% eluci a svou strukturou může způsobovat zhášení při následné kapalinové scintilaci, byla hledána činidla, která by ji mohla nahradit. Pozornost byla věnována především sloučeninám, které jsou známé svými schopnostmi tvořit s aktinoidy komplexní sloučeniny a zároveň neobsahují nežádoucí fosfonovou funkční skupinu. Na základě těchto kritérií byly vybrány šťavelan amonný a citrát sodný. Obě činidla byla testována ve dvou koncentracích (nasycená a 10x zředěná) [1] pro všechny radionuklidy o aktivitě cca 100 Bq z prostředí mobilní fáze tvořené kyselinou dusičnou nebo chlorovodíkovou o koncentracích 0,1 - 10 mol·dm^{-3}. Pro potřeby zjištění množství eluovaného radionuklidu byl z eluátu odebrán vzorek ke kapalinové scintilaci. Porovnáním aktivity eluátu s aktivitou původního vzorku naneseného na kolonu byl určen extrakčně-eluční poměr extrahentu pro daný nuklid v podmínkách konkrétní mobilní fáze. Měření vedla ke zjištění, že aplikace citrátu nevede k detekovatelné eluci nezávisle na použitém nuklidu a podmínkách. Šťavelan se prokázal být eluce schopný (viz obr. 5), nicméně jeho účinnost nedosahuje hodnot eluce pomocí HEDP, protože se šťavelanem se extrakčně-eluční poměr pro americium a ve většině případů pro plutonium pohybuje v rozmezí 40 – 60 %. Nicméně, poměr pro plutonium v koncentrované kyselině dusičné se blíží 90%, což je stále méně než s HEDP, ale tyto podmínky by mohly být vhodné k separaci plutonia od ostatních radionuklidů. Eluce uranu přesahuje 30 % pouze v podmínkách kyselin o nízkých koncentracích, ani v nich ale nedosahuje 50 % a v ostatních případech se pohybuje mezi 10 a 20 %.



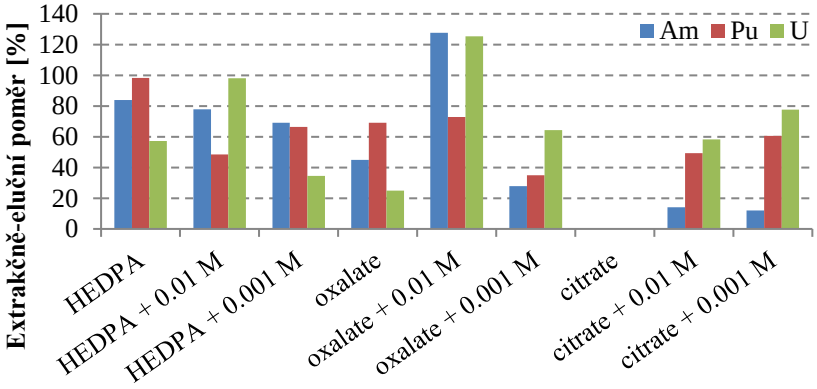


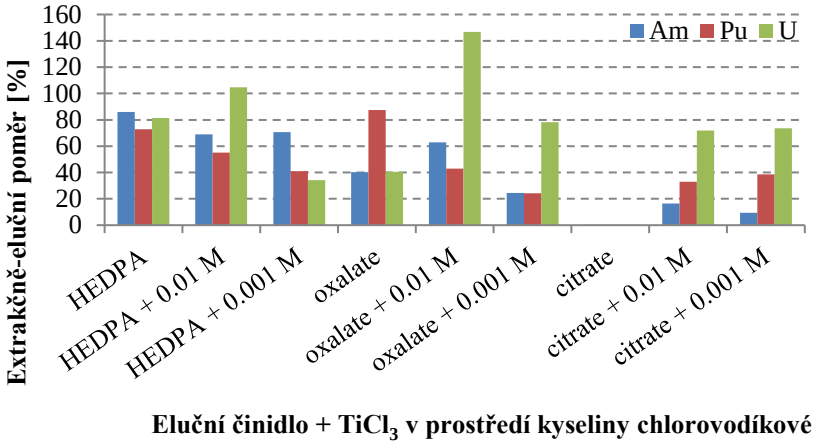
Obr. 5 Eluce vybraných radionuklidů za použití koncentrovaného a zředěného šťavelanu amonného z prostředí kyseliny chlorovodíkové a kyseliny dusičné

3.2. ÚČINEK REDOXNÍCH ČINIDEL

Při zjišťování účinku redoxních činidel byl k elučním činidlům přidán dusitan sodný jako oxidační činidlo, nebo chlorid titanitý jako redukční činidlo. Obě redoxní činidla byla použita ve dvou koncentracích, 0,001 mol·dm^{-3} a 0,01 mol·dm^{-3} $TiCl_3$ a 0,01 mol·dm^{-3} a 0,1 mol·dm^{-3} $NaNO_2$ [2]. Koncentrace dusitanu sodného byla určena na základě literární rešerše, koncentrace chloridu titanitého byla zvolena na základě jeho optických vlastností, jelikož vyšší koncentrace by měla negativní dopady na scintilační proces. Měření extrakčně-eluční charakteristiky probíhalo v podmínkách mobilní fáze o koncentraci, u které byla v předchozích experimentech zjištěna maximální extrakce daného nuklidu na extrahent, konkrétně 0,5 mol·dm^{-3} *HCl* pro všechny radionuklidy; 1 mol·dm^{-3} HNO_3 pro ^{241}Am; 4 mol·dm^{-3} HNO_3 pro ^{238}Pu; 0,05 mol·dm^{-3} HNO_3 pro ^{232}U. Eluce probíhala pomocí 20 mL HEDP, šťavelanu, nebo citrátu. Aktivita vzorků získaných elucí byla měřena pomocí kapalinové scintilační spektrometrie. Přídavek redoxních činidel se prokázal mít vliv na účinnost všech elučních činidel, ať už v pozitivním nebo negativním smyslu, neboť např. přidání obou redoxních činidel k HEDP nebo šťavelanu vede ke snížení eluce plutonia a naopak obě redoxní činidla zvyšují účinnost eluce citrátem, zvláště v případě uranu kdy výtěžnost dosahuje přibližně 70 %, což by mohlo umožňovat separaci.

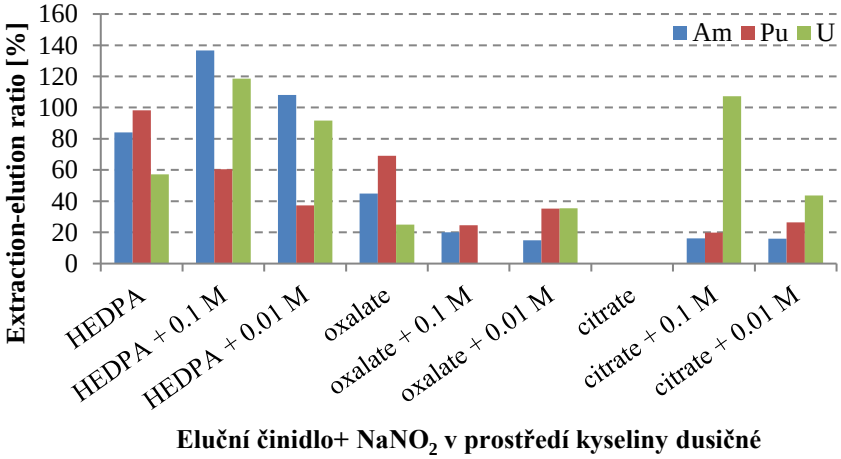
Přídavek 0,01 mol·dm^{-3} chloridu titanitého (viz Obr. 6) k HEDP a šťavelanu vede ke snížení eluce plutonia až o 50 %, podstatnému zvýšení eluce uranu a v případě americia k výraznému zvýšení při použití se šťavelanem. Hodnoty přesahující 100 % jsou pravděpodobně výsledkem přítomnosti nečistot a statistických a procedurálních chyb.

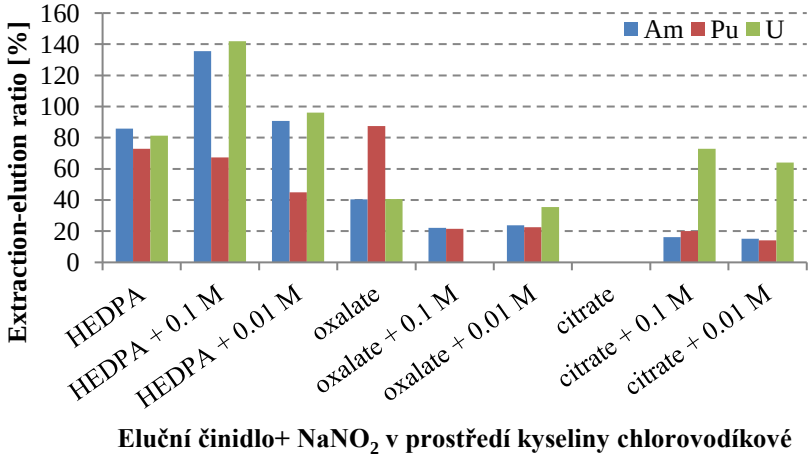




Obr. 6 Eluce vybraných radionuklidů s přídavkem $TiCl_3$ z kyselého prostředí

Přídavek dusitanu sodného (viz Obr. 7) k HEDP vykazuje podobné výsledky jako $TiCl_3$, pouze eluce americia byla vyšší a v případě uranu nedochází k tak výraznému poklesu při použití zředěného činidla. Přídavek ke šťavelanu vede k poklesu eluce všech radionuklidů a zejména plutonia, kde dochází k poklesu téměř o 60 %. Přídavek k citrátu vede k mírnému zvýšení eluce americia a plutonia a výraznému zvýšení eluce uranu. Hodnoty nad 100 % jsou opět způsobeny statistickými chybami a v případě uranu i přítomností dceřiných produktů.





Obr. 7 Eluce vybraných radionuklidů s přídavkem $NaNO_2$ z kyselého prostředí

4. ZÁVĚR

Souhrnně lze říci, že byly potvrzeny vynikající extrakční vlastnosti extrahentu DIPHONIX a bylo zjištěno, že použitím v dynamických podmínkách nedochází k výrazné změně jeho vlastností a vnášení procedurálních chyb.. Byly otestovány potenciální eluční činidla, která však samotná nedosahují účinnosti běžně používaného činidla HEDP. Přidáním redoxních činidel dochází k změně účinnosti eluce, která může vést k separaci nebo téměř 100% eluci daných radionuklidů.

Další výzkum se může zabývat závislostí výtěžnosti na čase eluce nebo použití jiných komplexotvorných činidel, případně již testovaných o jiných koncentracích. Následně by se výzkum mohl věnovat hledání kombinací zkoušených činidel k dosažení synergických účinků.

PODĚKOVÁNÍ

Tento příspěvek vznikl na základě diplomové práce Characteristics of extraction-separation behavior of DIPHONIX resin under different physical conditions v rámci studijního oboru Vojenská chemie studijního programu Vojenské technologie na Fakultě vojenských technologií Univerzity obrany v Brně v roce 2017 pod vedením kpt. Ing. Jiřího Jandy, Ph.D.

LITERATURA

[1] Horwitz, E. Philip, et al. Separation and preconcentration of actinides by extraction chromatography using a supported liquid anion exchanger: application to the characterization of high-level nuclear waste solutions. Analytica Chimica Acta. 1995, 310, pp. 63-78.

[2] Horwitz, E. Philip, et al. Separation and preconcentration of uranium from acidic media by extraction chromatography. Analytica Chimica Acta. 1992, 266, pp. 25-37.

[3] Eichrom. Eichrom - Diphonix (R) Ion Exchange Resin. Eichrom. [Online] Eichrom. [Cited: 12. 4., 2014.] http://www.eichrom.com/eichrom/products/info/diphonix_resin.aspx.

[4] Chiarizia, R., et al. Diphonix Resin: A Review of Its Properties and Applications. Separation Science and Technology. 1997, Vol. 32, 1-4.

[5] Vajda, Nóra and Chang-Kyu, Kim. Determination of 241Am isotope: a review of analytical methodology. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. 2010, 284.

[6] Olsen, S.C. Determination of actinides in a variety of matrices. Pretoria : Department of Radioanalysis, South African Nuclear Energy Corporation.

[7] Croudace, I.W., et al. A novel approach for the rapid decomposition of ActinideTM resin and its application to measurement of uranium and plutonium in natural waters. Analytica Chimica Acta. 2006, 577.

[8] Jassin, L.E. Radiochemical separation advancements using extraction chromatography: A review of recent Eichrom Users Group Workshop presentations with a focus on matrix interferences. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. 2005, Vol. 263, 1.

[9] Kaňka, Lukáš and Janda, Jiří. Study of the alternative elution agent for the DIPHONIX resin. Nuclear Technology & Radiation Protection. 2016, Vol. 31, 4, pp. 370-375.

Vliv CT artefaktů na dávkovou distribuci při plánování radioterapie

Ondřej Kořistka[1], Tereza Hanušová[1,2]

E-mail: ondrej.koristka@gmail.com

[1]*Katedra dozimetrie a aplikace ionizujícího záření Fakulty jaderné a fyzikálně inženýrské ČVUT v Praze, Břehová 7, Praha 1, 115 19, Česká republika*

[2]*Thomayerova nemocnice, Vídeňská 800, Praha 4, 140 59, Česká republika*

Abstrakt: *Výpočetní tomografie jako zobrazovací metoda je negativně ovlivněna artefakty, které degradují rekonstruované obrazy a zanáší chyby do výpočtu dávky při plánování radioterapie. Příčiny vzniku artefaktů jsou spojeny s povahou fyziky i technologickými limity. Vliv kovových artefaktů na dávkovou distribuci byl zkoumán u pacienta s kyčelními implantáty. V plánovacím systému Eclipse byly vytvořeny plány na snímcích s a bez artefaktů a pomocí AAA algoritmu vypočítány dávkové distribuce. Srovnáním plánu byla zjištěna jejich značná odlišnost. Pro redukci artefaktů se používají prevenční a korekční metody.*

Klíčová slova: *CT artefakty, AAA algoritmus, plánování radioterapie*

1. ÚVOD

Výpočetní tomografie (dále jen CT) je zobrazovací metoda, která nalézá využití u široké škály diagnostických úkonů i v radioterapii. CT artefakty jsou nežádoucí rušivé prvky, které v radiodiagnostice degradují kvalitu obrazu nebo simulují patologické jevy a v radioterapii způsobují chyby v ozařovacím plánu. Artefakty lze dělit podle vzhledu nebo podle příslušnosti ke komponentně CT systému. Práce se zabývá konkrétními vizuálními projevy vybraných artefaktů na CT snímcích, jejich popisem a příčinami vzniku.

Pro pacienta s nádorem prostaty, na jehož CT snímcích pánevní oblasti se projevují kovové artefakty v důsledku kyčelních náhrad, bylo v systému Eclipse vytvořeno několik ozařovacích plánů. Srovnáním dávkových distribucí vypočítaných pomocí Anisotropic Analytical Algorithm for Photons byl prozkoumán vliv artefaktů na výsledné deponované dávky do nádoru a přilehlých anatomických struktur. Správný výpočet deponované dávky je důležitý pro úspěšnou terapii nádoru a pro radiační ochranu ostatních orgánů. Před zaháním terapie je proto žádoucí artefakty redukovat či eliminovat. Mezi prevenční metody artefaktové redukce patří optimální nastavení parametrů CT systému, mezi korekční metody zejména softvérové algoritmy iterativní rekonstrukce.

2. ARTEFAKTY VE VÝPOČETNÍ TOMOGRAFII

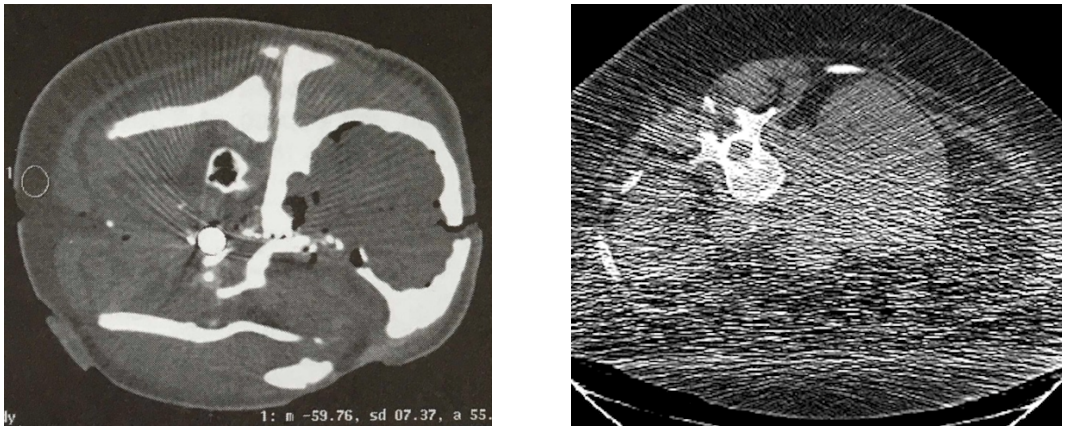
CT artefaktem je teoreticky jakýkoli nesoulad mezi rekonstruovanými hodnotami obrazu a skutečnými zeslabovacími koeficienty anatomické struktury. V praxi je nutné filtrovat klinicky relevantní situace. Artefakty mají na CT snímcích mnoho podob – pruhování, stínování, prstencování apod. Artefakt pruhování tvoří na CT obrazu ostré tmavé nebo světlé čáry. Vzniká při rekonstrukci obrazu v důsledku nekonzistence dat, které filtr při procesu filtrované zpětné projekce neumí správně vyhodnotit. Artefakt stínování často doprovází objekty, které jsou vůči sobě vysoce kontrastní. Způsobuje postupné změny Hounsfieldových jednotek anatomických struktur na CT obrazu, což vede k simulaci patologických struktur (změny se mohou jevit přirozeně). Kruhové a prstencové artefakty jsou způsobeny jednokanálovou i vícekanálovou chybou ve větším množství projekcí, nejčastěji díky špatné kalibraci nebo poškození detektoru. Na CT obrazu se projevují jako obloukové struktury.

2.1. ARTEFAKTY SPOJENÉ SE SYSTÉMOVÝM DESIGNEM

Prvním krokem při sběru naměřených dat z CT je vzorkování – převod spojité informace o rozložení intenzity záření po průchodu pacientem na informaci diskrétní. Při procesu může dojít k překryvu frekvenčních spekter vzorkovaného signálu a ke zkreslení informace. Vzniká artefakt aliasing, projevující se na CT obrazu jako sada pruhů (obr. 1 vlevo, [1]). Prevenční náprava spočívá ve správném nastavení vzorkovací frekvence (původní data je třeba vzorkovat s frekvencí aspoň dvakrát vyšší, než je nejvyšší frekvence obsažená v signálu). Pokud to z technických důvodů není možné, lze využít korekční postup, např. metodu čtvrtinové výchylky [1].

Zdroj rentgenového záření neemituje monochromatické záření. Při průchodu záření pacientem se svazek zeslabuje interakcí fotonů (zejména fotoefekt a Comptonův rozptyl), přičemž nízkoenergetické fotony jsou zeslabovány snadněji a svazek tzv. tvrdne. Tento efekt se výrazněji projevuje u vysoce zeslabujících objektů (např. kovové implantáty), které zablokují značnou část fotonů v daném směru. Na CT snímku se pak v linii největšího zeslabení objevují tmavé pruhy. V závislosti na designu CT systému za vetší či menší část generovaného signálu zodpovídají Comptonovsky rozptýlené fotony. Díky detekci jiného počtu fotonů než by odpovídalo struktuře snímaného objektu se detektorová měření intenzit záření od jejich skutečných hodnot liší, dochází k posuvu CT čísel a vzniku artefaktu stínování. Tvrdnutí svazku lze potlačit snímáním při vyšším napětí. Svazek je tak primárně tvrdší a pravděpodobnost zablokování kovem nebo kostí se snižuje. Zároveň ale klesá rozlišení tkáně na obrazu a je nutné nastavit mezi velikostí napětí a rozlišením vhodný kompromis. Jinou možností je použít duální CT [2], které redukuje efekty tvrdnutí svazku snímáním při dvou různých energiích.

Díky interakcím a rozptylu záření detektory při snímání téže oblasti detekují pokaždé jiný počet fotonů. V důsledku statistické chyby při vyhodnocení toku fotonů v detektorech nastává Poissonův šum, jehož projevem jsou náhodné úzké světlé a tmavé pruhy, které se preferovaně objevují v linii největšího zeslabení (obr. 1 vpravo [3]). Šum nelze principiálně odstranit, ale pouze eliminovat. Prevenčně lze např. zvýšit hodnotu mAs (dávky), resp. tloušťku řezu, což je ale limitováno radiační ochranou pacienta, resp. dostatečným rozlišením struktur v obrazu. Korekčně lze využít algoritmů iterativní rekonstrukce s příslušným modelem šumu.



Obr. 1: Ilustrace aliasingu na fantomu prasečí hlavy (vlevo, [1]) a šumu na CT abdomenu (vpravo, [3])

2.2. ARTEFAKTY SPOJENÉ S VLASTNOSTMI RENTGENOVÉ TRUBICE

Rentgenový zdroj se považuje za bodový zdroj, který emituje fotony z ohniska. Elektronový svazek v rentgence dopadající na terčík může ale vyrazit sekundární elektrony, které produkují fotonové záření mimo ohnisko. Kolem vysokointenzitního ohniska je tak rozprostřeno nízkointenzitní halo. Mimoohnisková radiace způsobuje vznik artefaktu stínování, zhoršuje kvalitu obrazu a může znemožnit detekci nízkokontrastních objektů. Lze ji částečně korigovat primárními kolimátory nebo eliminovat výpočetním softwarem.

Vlivem nečistot v rentgenové trubici může během provozu dojít k dočasnému zkratu, jehož plynulému pokračování předchází systém pro detekci zkratových událostí [1]. Kvůli radiační ochraně pacienta je tak rentgentka dočasně odstavena od napájení, v důsledku čehož jsou výrazně redukovány výstupní fotony a projekce během této události jsou pořízené při příliš nízké dávce. Měřící systém zaznamenává v podstatě jen šum

a na CT obrazu se objevuje poissonovský artefakt. Pro jeho odstranění lze použít algoritmickou korekci, nicméně vyšší frekvence zkratových událostí indikuje nutnost výměny trubice.

2.3. ARTEFAKTY VYVOLANÉ VLASTNOSTMI DETEKTORU

Při výrobě detektoru je nemožné produkovat identické detektorové buňky – velikost detektoru či drsnost povrchu se mírně liší, připojené fotonásobiče a fotodiody vykazují mírně odlišné spektrální odezvy a konverzní účinnosti, systém sběru dat je inherentně jiný kanál od kanálu apod. Všechny tyto jevy zapříčiňují, že signál z různých detektorů operujících v témže poli záření nejsou identická. Nejsou-li rozdíly kalibrovány, způsobují chyby ve více projekcích a CT snímky jsou zatíženy kruhovými artefakty.

Detektor je ovlivněn temným proudem způsobeným náhodnými generacemi signálu bez předchozí interakce fotonu. Vliv temného proudu se liší napříč kanály a tyto mezikanálové odchylky mohou vést ke vzniku prstenců na CT obrazu. Artefaktu se předchází měřením průměrné velikosti temného proudu před vlastním snímáním.

Správnou funkci detektoru (především linearitu) ovlivňuje jeho stáři. S přibývající dobou fungování rostou také následky radiačního poškození. Tyto problémy se řeší výměnou poškozených detekčních elementů.

2.4. ARTEFAKTY VYVOLANÉ CHARAKTERISTIKOU PACIENTA

Pokud se pacient během snímání pohybuje dobrovolně (např. dýcháni) nebo nedobrovolně (např. srdeční tep), může se vyšetřovaný objekt střídavě posouvat či deformovat a při sběru dat dochází k nesrovnalostem způsobujících artefakty. Podle experimentů jsou pohyby hrudi při dýchání jen stěží periodické a u jednotlivých nádechu se mohou lišit až o 40 % [4]. Problém nelze potlačit zadržením dechu, neboť hrudní stěna se pohybuje vlivem redistribuce zbytkového plynu v plicích. Výsledkem na CT obrazu je rozmazání nebo zdvojení obrazu a vznik artefaktu stínování. Pohybové artefakty lze redukovat použitím přídavných přístrojů, které zajistí, aby se při nadměrném pohybu nenabírala data. Pomáhá také snímání s vyšší frekvencí, čímž je ale negativně ovlivněn šum. Důležitá je správná instruktáž pacienta a primární nastavení jeho polohy (lze použít i fixační pomůcky).

V důsledku přítomnosti kovu v těle pacienta během snímání vznikají kovové artefakty. Ortopedické náhrady, zubní výplně či chirurgické klipy mají vysoké protonové číslo a hustotu, tudíž výrazně zeslabí fotonový svazek. Dochází výraznému k tvrdnutí svazku a v důsledku nízkého počtu fotonů i k poissonovským pruhům (obr. 2 vlevo). Prevenčně by se dalo kovovým artefaktům předejít podobně jako v případě tvrdnutí svazku, tedy snímáním při vyšším napětí. V praxi se však artefakty eliminují výhradně pomocí algoritmů iterativní rekonstrukce [3, 5], založených na odhadu zeslabovacích charakteristik pro daný materiál.

3. ANYSOTROPIC ANALYTICAL ALGORITHM FOR PHOTONS

Anisotropic Analytical Algorithm for Photons (dále jen AAA) je 3D tužkový konvoluční superpoziční algoritmus, který simuluje záření metodou Monte Carlo [6]. Deponovaná dávka ve tkáni je počítána konvolučně a podél přímky, a to zvlášť pro primární fotony, rozptýlené fotony a kontaminující elektrony. Finální dávková distribuce je kalibrována přes hustotu vody a určena vztahem

$$D\left(\tilde{X},\tilde{Y},\tilde{Z}\right) = E\left(\tilde{X},\tilde{Y},\tilde{Z}\right)\cdot\frac{\rho_{water}}{\rho\left(\tilde{X},\tilde{Y},\tilde{Z}\right)}, \tag{1}$$

kde $E\left(\tilde{X},\tilde{Y},\tilde{Z}\right)$ je absorbovaná energie v počítaném bodě $\left(\tilde{X},\tilde{Y},\tilde{Z}\right)$ získaná jako superpozice energetických příspěvků primárních a rozptýlených fotonů a kontaminujících elektronů, ρ_{water} je hustota vody a $\rho\left(\tilde{X},\tilde{Y},\tilde{Z}\right)$ je elektronová hustota tkáně z CT snímků.

4. PLÁNOVÁNÍ RADIOTERAPIE

CT hraje důležitou roli v radioterapii při plánování léčby. Poskytuje 3D data anatomických struktur pacienta, lokalizuje nádory, umožňuje konturovat PTV (Planning Target Volume) a podává informace o elektronové

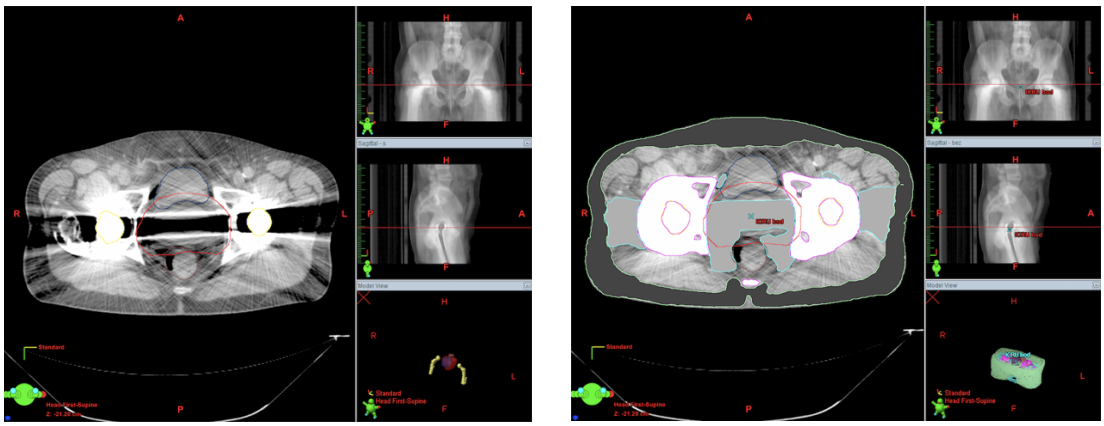
hustotě tkání pro výpočet dávkové distribuce. Artefakty do plánování zanáší chyby. Problematiku budu demonstrovat plánováním radioterapie prostaty v systému Eclipse [6, 7] u pacienta z Fakultní nemocnice v Motole, který má titanové kyčelní náhrady a jeho CT snímky pánevní oblasti jsou silně zatíženy kovovými artefakty (obr. 2 vlevo). Před tvorbou ozařovacího plánu je nutné artefakty redukovat – jedinou možností v tomto případě byla korekční metoda spočívající v předefinování CT čísel v postižených tkáních (obr. 2 vpravo).

Pacientovi byla předepsána celková dávka 78 Gy. Při plánování jsem postupoval podle obecného návodu nemocnice Na Bulovce a snažil jsem se splnit dávkové limity pro PTV a orgány v jeho okolí podle standardu Thomayerovy nemocnice (tab. 1). Optimálního nastavení dávkové distribuce jsem se snažil docílit úpravou váhových faktorů pro jednotlivá použitá pole, zavedením klínu pro stažení dávky požadovaným směrem a ručním nastavením statických lamel pro co nejpřesnější olemování PTV. Výpočet výsledné dávkové distribuce byl učiněn pomocí AAA algoritmu a normalizován podle referenčního ICRU bodu přibližně uprostřed PTV.

První ozařovací plán jsem se pokusil vytvořit „box“ technikou pomocí 4 polí (obr. 3 vlevo). Na obr. 4 vlevo je dávková distribuce znázorněna graficky v transverzálním řezu přibližně uprostřed PTV. Z dávkově objemového diagramu pro klíčové anatomické struktury jsem určil limitní hodnoty (tab.. 2 vlevo nahoře), podle kterých plán nesplňuje požadavky. Vhodným přenastavením parametrů a zavedením klínů byla snaha učinit optimální kompromis mezi ozářením PTV a ochranou (především) měchýře a rekta, což se nepodařilo. Byla tedy přidána další 2 pole (obr. 3 vpravo). Na obr. 4 vpravo je distribuce dávky znázorněna graficky v transverzálním řezu přibližně uprostřed PTV. Podle hodnot z dávkově objemového diagramu (tab. 2 vlevo dole) došlo k výraznému zlepšení u kloubních hlavic, u nichž se průměrná limitní hodnota snížila o více než 7 Gy. Přesto zůstává limit překročen, což je dáno velkou váhou bočních polí nezbytnou pro ochranu měchýře a rekta. Na úkor obdobného podzáření PTV byly dodrženy limity pro rektum. Přidání šikmých polí nepříznivě ovlivnilo dávku v močovém měchýři. Ten je ale během terapie naplněn tekutinou a náchylné jsou jen stěny, proto je důležitější splnění limitů pro rektum. Ani plán se 6 poli není klinicky použitelný, ale je přijatelný pro účel a cíl této práce.

Tab. 1: Dávkové limity pro ozařování nádoru prostaty podle standardu Thomayerovy nemocnice. Výraz „V(x) < y %“ je ekvivalentní výroku „objem y % obdrží dávku max. x Gy“. Hodnoty pro PTV byly přepočítány z relativních limitů (95 % dávky pro min. 98 % objemu a 107 % dávky pro max. 2 % objemu).

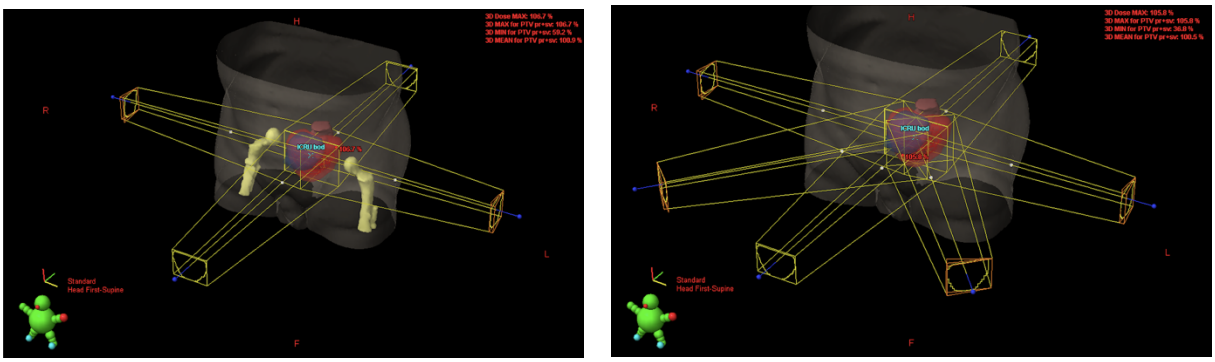
Dávka [Gy]	**m. měchýř**	**rektum**	**kl. hlavice**	**PTV**
limitní	$V(65) < 50$ %	$V(70) < 25$ %	$V(40) < 10$ %	$V(83{,}5) < 2$ %
	$V(70) < 35$ %	—	—	$V(74{,}1) > 98$ %
střední	—	$D_{mean} < 50$	—	—



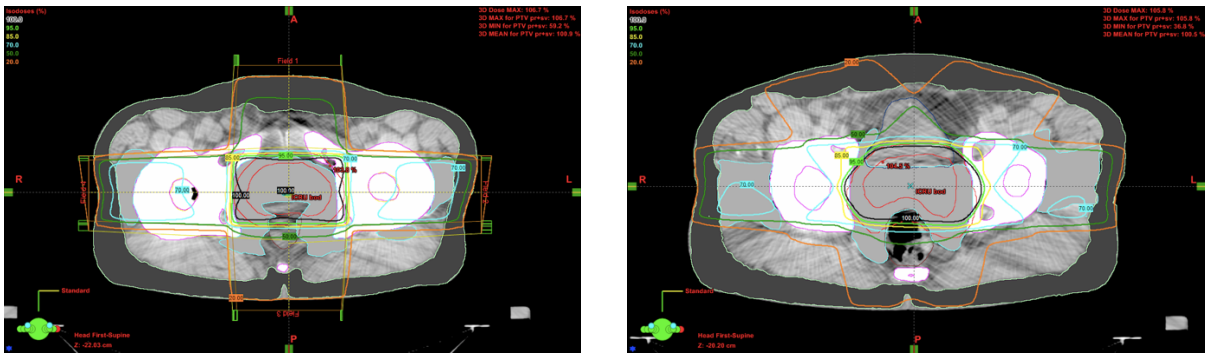
Obr. 2: Snímek pánevní oblasti pacienta nejvíce zatížené artefakty. Vlevo původní obraz (červeně vyznačeno PTV, modře močový měchýř, hnědě rektum, žlutě hlavice femurů), vpravo tentýž obraz po ruční konturaci postižených míst podle knihovny v plánovacím systému [7] (zeleně tuková tkáň, tyrkysově svalová tkáň a fialově kostní struktury)

5. VLIV ARTEFAKTŮ NA DÁVKOVOU DISTRIBUCI

Pro určení vlivu artefaktů byly vytvořeny srovnávací plány na základě totožného setu CT snímků, avšak bez konturovaných artefaktů. Pro plány se 4 i se 6 poli byly při stejné předepsané dávce aplikována pole se stejnými parametry (tj. stejná orientace gantry, stejné nastavení lamel a klínů, stejný algoritmus a stejná normalizace) jako v kapitole 4. Porovnáním hodnot z dávkově objemových diagramů pro tato pole (tab. 2 vpravo) s hodnotami pro případ polí s konturovanými artefakty je patrné, že dávková distribuce se značně liší. U všech struktur poklesla limitní dávka v řádu jednotek Gy. Nejrazantnější změna je patrná u podzáření CTV (Clinical Target Volume) – předepsanou dávku 78 Gy nedostalo v žádném z obou případů ani 30 % objemu nádoru. Příčina rozdílných dávkových distribucí pro plány s redukcí a bez redukce artefaktů je dána prncipem výpočtu dávky AAA algoritmem. Podle vztahu (1) závisí dávka v daném bodě na elektronové hustotě tohoto bodu. Srovnáním originálního a upraveného CT snímku na obr. 2 je patrná odlišnost v mnoha bodech, což způsobuje odlišnosti v dávkových distribucích.



Obr. 3: Ilustrace rozložení polí pro ozařovací plány se 4 a 6 poli



Obr. 4: Znázornění dávkové distribuce v transverzálním řezu pro plán se 4 poli (vlevo) a plán se 6 poli (vpravo)

Tab. 2: Vlevo: limitní hodnoty klíčových anatomických struktur pro plán se 4 poli (nahoře) a pro plán se 6 poli (dole) s konturovanými artefakty. Červeně jsou vyznačeny překročené limity. Vpravo: limitní hodnoty téhož pro plány bez úpravy artefaktů.

m. měchýř	rektum	levá / pravá hlavice	PTV
$V(48{,}8) = 50$ %	$V(74{,}8) = 25$ %	$V(58{,}2 \,/\, 59{,}0) = 10$ %	$V(81{,}7) = 2$ %
$V(68{,}5) = 35$ %	—	—	$V(66{,}2) = 98$ %
—	$D_{mean} = 48{,}7$	—	—

m. měchýř	rektum	levá / pravá hlavice	PTV
$V(46{,}2) = 50$ %	$V(69{,}4) = 25$ %	$V(51{,}8 \,/\, 51{,}9) = 10$ %	$V(78{,}8) = 2$ %
$V(63{,}1) = 35$ %	—	—	$V(60{,}1) = 98$ %
—	$D_{mean} = 43{,}6$	—	—

m. měchýř	rektum	levá / pravá hlavice	PTV
$V(57{,}5) = 50$ %	$V(69{,}8) = 25$ %	$V(51{,}2 \,/\, 51{,}9) = 10$ %	$V(81{,}4) = 2$ %
$V(74{,}4) = 35$ %	—	—	$V(64{,}5) = 98$ %
—	$D_{mean} = 47{,}4$	—	—

m. měchýř	rektum	levá / pravá hlavice	PTV
$V(61{,}2) = 50$ %	$V(66{,}2) = 25$ %	$V(45{,}9 \,/\, 46{,}0) = 10$ %	$V(78{,}9) = 2$ %
$V(71{,}4) = 35$ %	—	—	$V(60{,}7) = 98$ %
—	$D_{mean} = 42{,}7$	—	—

6. ZÁVĚR

Teoreticky by se za CT artefakt, jakožto jakýmkoli nesoulad mezi rekonstruovanými hodnotami obrazu a skutečnými hodnotami zeslabovacích koeficientů anatomických struktur, měla považovat většina pixelů na CT obrazu. V praxi je nutné odlišit struktury, které výrazně desinterpretují výsledný obraz a ovlivňují radiologický výkon. Příčiny vzniku CT artefaktů jsou spojeny s povahou fyziky, limitem současných technologií, fyzickými vlastnostmi pacienta i neoptimálním nastavením techniky.

Artefakty degradují kvalitu obrazu, brání správné interpretaci tělních struktur a způsobují nepřesnou diagnózu, proto je žádoucí jejich redukce. Od doby představení v roce 1972 zažila CT několik generací zlepšení (víceřadé detektory, helikální CT, duální CT, modulace proudu apod.), s nimiž se podařilo mnoho artefaktů eliminovat. Velký pokrok nastal v softvérových korekčních metodách. V radioterapii lze nepřesné hodnoty HU na CT obrazech uměle předefinovat v plánovacím systému.

CT artefakty výrazně negativně ovlivňují vypočet dávkové distribuce v ozařovacím plánu při použití výpočetního algoritmu AAA, jelikož představují falešné hodnoty elektronových hustot anatomických struktur, které jsou pro výpočet dávky nezbytné. U pacienta z Fakultní nemocnice v Motole, který má titanové kloubní náhrady, došlo v důsledku kovových artefaktů k podhodnocení dávky deponované do PTV.

Co se týče ozařovacího plánu, přesnější dávkové distribuce a splnění dávkových limitů by mohla přinést technika IMRT (Intensity Modulated Radiation Therapy), která umožnuje ozařovat geometricky složitější PTV a dosáhnout šetrnější deponace dávky do zdravých tkání, protože stanovuje rozložení intenzity pro každý svazek záření zvlášť.

LITERATURA

[1] Hsieh, J.: Computed tomography: principles, design, artifacts and recent advances, Bellingham, Wash.: SPIE Press, 2009, ISBN 9780470563533

[2] Standler, A., Schima, W., Ba-Ssalamah, A., Kettenbach, J., Eisenhuber, E.: Artifacts in body imaging: their appearanceand and how to eliminate them, Medical University of Vienna, European Radiology, 2007, [cit. 2017-05-24]. Dostupné z: https://www.researchgate.net/publication/6649032

[3] Boas, E., Fleischmann, D.: CT artifacts: Causes and reduction techniques, Stanford University School of Medicine, Imaging in Medicine (4(2)), 2012

[4] Wu, V., Podgorsak, M., Tran, T., Malhotra, H., Wang, I.: Dosimetric impact of image artifact from a wide-bore CT scanner in radiotherapy treatment planning, Medical Physics 38(7), 2011, http://dx.doi.org/10.1118/1.3604150

[5] Axente, M., Paidi, A., Eyben, R., Zeng, Ch., Banihashemi, A.: Clinical evaluation of the iterative metal artifact reduction algorithm for CT simulation in radiotherapy, Medical Physics 42(3), 2015, http://dx.doi.org/10.1118/1.4906245

[6] Eclipse Algorithms Reference Guide, Finland: Varian Medical Systems, Inc., 2008, Dostupné z: http://my-varian.com

[7] Varian medical Systems, External Beam Planning Reference Guide, West Sussex, United Kingdom: Varian Medical Systems, 2008

NÁVRH EXPERIMENTÁLNÍHO STENDU PRO MĚŘENÍ ZMĚNY HUSTOTY NEUTRONOVÉHO TOKU

Dušan Král[1]

E-mail: xkrald00@vutbr.cz

[1]*ÚEEN FEKT VUT v Brně, Technická 10, Brno, 616 00, Česká republika*

Abstrakt: *Příspěvek krátce shrnuje stav na poli urychlovačem řízených systémů a obecně jaderné energetiky. Výzkum na tomto poli probíhá již od 50. let minulého století a na světě proběhla a stále probíhá řada experimentů pokrývajících jak základní výzkum, tak i ten aplikovaný. Tato problematika je taktéž dlouhodobě studována ve spojeném ústavu jaderných výzkumů v Dubně v Rusku, kde se plánuje uvedení do provozu nového spalačního terče. Z tohoto důvodu bylo přistoupeno k návrhu experimentálního stendu, který je rozměrovou maketou originálního terče a bude umožňovat nácvik obsluhy daného zařízení zejména s ohledem na omezení ekvivalentní dávky, kterou obsluha přijme během všech nezbytných prací souvisejících s experimenty. Stend byl navržen jako tzv. „low cost" řešení s tím, že zachovává všechny hlavní rozměry s ohledem na dostupné materiály. Kromě těchto čistě provozních záležitostí může sloužit i pro experimentální použití, protože do něj lze umístit různé druhy moderačních výplní a v kombinaci s neutronovým zdrojem lze provádět ozařování v různých měřících pozicích čímž lze ovlivňovat hustotu neutronového toku, kterému jsou vzorky vystaveny.*

Klíčová slova: *Spalační sestava, stend, ADS, hustota neutronového toku*

1. ÚVOD

Jaderná energetika je stále nezanedbatelným zdrojem elektrické energie. Její světový podíl na produkci elektřiny činní cca 20 % [1], a v České republice má podíl cca 30 % [2]. Nová výstavba jaderných elektráren probíhá zejména v Asii a Rusku, zatímco západní státy na tomto poli spíše stagnují. Před jadernou energetiku stojí celá řada výzev. Zejména nahrazování starých elektráren novými, možný nedostatek paliva v případě masivnějšího využívání těchto zdrojů a v neposlední řadě také problém s vyhořelým jaderným palivem.

Jedním z možných řešení druhého a třetího problému jsou urychlovačem řízené systémy (ADS), jejichž koncept je znám již od 40. let [3]. Jedná se o zařízení sestávající z urychlovače částic, spalačního terče a vlastního reaktoru. Oproti klasickému reaktoru je reaktor řízen regulací intenzity svazku nabitých částic, který dopadá na spalační terč, čímž vytváří neutronové pole o velké hustotě neutronového toku. Tím je udržována štěpná řetězová reakce, která by jinak neprobíhala, protože aktivní zóna reaktoru nedosahuje kritického množství štěpného materiálu.

Urychlovačem řízené systému mohou pracovat v různých režimech a to čistě pro produkci elektrické energie jako v klasických jaderných reaktorech, pro produkci nového paliva nebo spalování vyšších aktinidů a transmutaci některých dlouhodobých štěpných produktů pro snížení aktivity a délky poločasu přeměny u použitého jaderného paliva. Na světě probíhal a stále probíhá výzkum těchto systémů. Jedním z pracovišť je Laboratoř jaderných problémů v Spojeném ústavu jaderných výzkumů (SÚJV) v Rusku. Od začátku 90. let zde působí mezinárodní skupina Energy and Transmutation of Radioactive Waste project (E&T RAW), která se zabývá transmutačními experimenty, měřením účinných průřezů, měřením hustoty neutronového toku, Monte Carlo simulace apod.

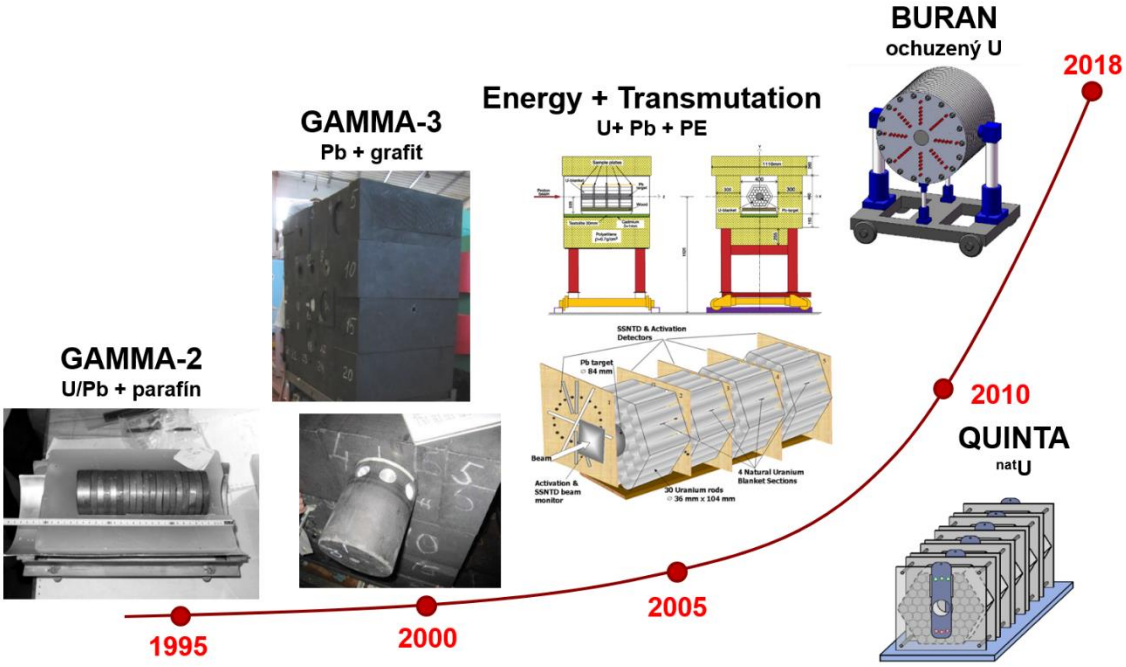
2. SPALAČNÍ SESTAVY

V SÚJV byla využívána řada spalačních sestav, které budou na následujících řádcích krátce popsány. Zvláštní důraz bude kladen na sestavu BURAN, na které se plánuje započít s experimenty na jaře roku 2018. Prvním terčem byla GAMMA-2. Jednalo se o olověný terč o průměru 8 cm a délce 20 cm, který byl umístěn v parafínovém moderátoru. Sloužila ke studiu spalačních reakcí a transportu neutronů v parafínu [4]. Rozvržení sestavy GAMMA-2 a všech dále uvedených sestav včetně časového zařazení jejich používání je patrné z Obrázku 1.

GAMMA-3 byla opět tvořena olověným terčem o průměru 8 cm a délce 60 cm, který byl umístěn v masivním grafitovém bloky s rozměry 110 × 110 × 60 cm^3, který byl sestaven z menších cihel. Účel sestavy byl ve studiu transmutace radioaktivních izotopů v intenzivním poli moderovaných neutronů [5].

Komplexnější sestavou byla Energy plus Transmutation, která sloužila pro studium transportu a multiplikace vysokoenergetických neutronů. Konstrukce byla tvořena spalačním olověným terčem, který byl umístěn v hexagonálních sekcích. Průměr terče byl 84 mm a byl rozdělen mezi čtyři sekce blanketu, kdy každá měla délku 114 mm. Mezi sekcemi byly 8 mm vzduchové mezery, do kterých se umisťovaly vzorky. Každá jednotlivá sekce blanketu sestávala z 30 uranových tyčí v hliníkových pouzdrech. Jako stínění byl použit granulovaný PE a kadmiové desky [5,6].

Nástupcem předchozí sestavy se stala QUINTA. Má podobnou hexagonální strukturu. Kromě první sekce, která obsahuje vstupní otvor pro urychlený svazek částic, jsou všechny ostatní sekce vyplněny tyčemi z přírodního uranu. Jako spalační terč tedy slouží vlastní uran. Celkem obsahuje pět sekcí, mezi kterými jsou vzduchové mezery a slouží stejně jako u předchozí sestavy pro umisťování experimentů. Celková hmotnost sestavy je 512 kg a délka pak 700 mm. Ke stínění sestavy slouží olověné cihly [7,8].



Obr. 1: Vývoj spalačních sestav v SÚJV v Dubně

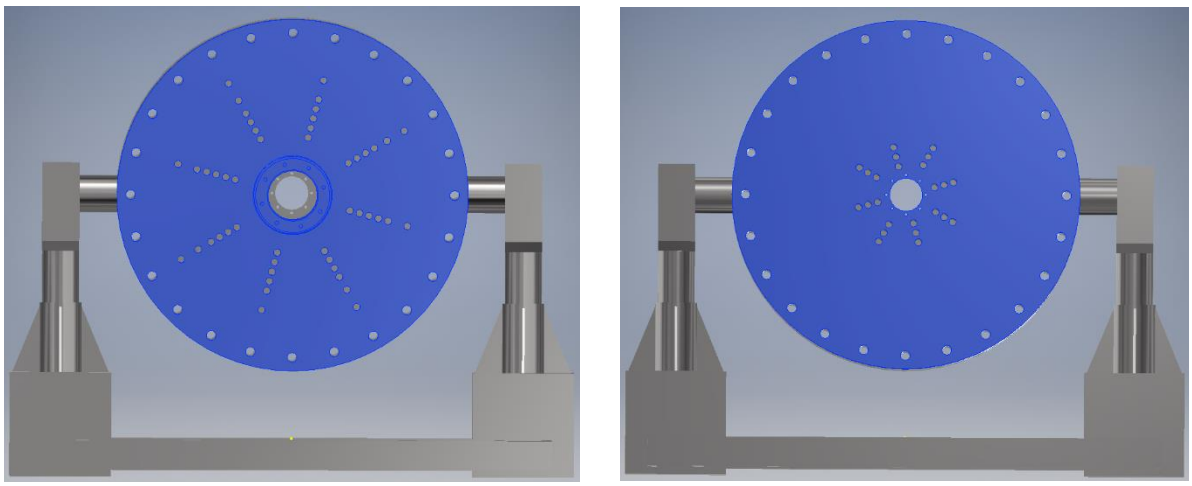
2.1. BURAN

Jedná se o poslední terč z celé řady. Jeho používání je plánované od jara 2018. Oproti ostatním se jde o násobně větší zařízení. Celková hmotnost je 20 t. Jako výplň slouží ochuzený uran. Rozměry ocelového pouzdra

jsou 1200 mm v průměru a 1000 mm na délku. Tloušťka stěn pouzdra je 100 mm. Uprostřed sestavy se nachází otvor o průměru 200 mm, který prochází celým terčem a umožňuje vkládání různých spalačních terčů, např. z olova, thoria, uranu, atd.

V celé sestavě se nachází osm řad měřících kanálů, které jsou rozmístěny v radiálním směru a terčem prochází v axiálním směru [8,9]. Celkem terč obsahuje 72 kanálů o průměru 30 mm, které lze rozdělit do dvou skupin. Jednotlivé řady svírají úhel 45° a první řada je od svislé osy terče posunuta o 15°. Kanály neprochází skrz celý terč, ale končí vždy na vnitřní straně ocelového pláště. První skupina se nachází v blízké geometrii k centrálnímu otvoru a je tvořena 24 kanály, přičemž polovina z nich je o 20 mm blíže ke středu. Rozestupy mezi kanály činí taktéž 20 mm. Tato skupina je přístupná ze zadní strany sestavy.

Druhá skupina je přístupná z přední strany terče a obsahuje kanály pokrývající vzdálenější pozice od středu až po samý okraj terče. Zahrnuje 48 kanálů kdy jedna polovina je opět o 20 mm přisunuta směrem ke středu terče. Obě skupiny kanálů jsou patrné na Obrázku 2, kdy je vidět zmíněný rozdíl v posunutí vždy celé řady blíže ke středu terče.



Obr. 2: Přední a zadní pohled na BURAN

3. EXPERIMENTÁLNÍ STEND

Jak již bylo uvedeno, tak experimenty na BURANu teprve započnou. Z tohoto důvodu se zrodil nápad pro vytvoření stendu v měřítku 1:1, jehož hlavní náplní by bylo sloužit pro nácvik manipulací s plánovanými experimenty na vlastním BURANu. Během ozařování spalačních sestav, vlastních experimentů a instrumentací dochází k nezanedbatelné aktivaci všech materiálů, které následně emitují ionizující záření a komplikují, jak nakládání s celým terčem, tak i experimenty. Při kontaktu člověka s ionizujícím zářením je žádoucí omezit přijatou dávku na minimum. Ochrana časem patří mezi základní principy radiologické bezpečnosti a v případě nácviku manipulací lze výrazně zkrátit čas, po který bude obsluha ionizujícímu záření vystavena.

Minoritním účelem tohoto stendu by bylo použití jako experimentálního zařízení pro moderaci neutronů v různých materiálech. Vlastní stend by byl vyhotoven jako dutý a pomocí přístupového otvoru by bylo možné vkládat různé materiály jako např. granulovaný PE, extrudovaný polystyren, vosk či jiné sypké materiály, které dokáží dostatečně homogenně vyplnit prostor mezi experimentálními kanály a nosnou strukturou stendu.

3.1. KONSTRUKCE

Při návrhu byl kladen důraz na co nejlevnější řešení. Z tohoto důvodu se vycházelo ze široce dostupných stavebních a konstrukčních materiálů, které zároveň splňují podmínku nízké ceny, rychlé dostupnosti a snadné práce s nimi. Základ konstrukce je tvořen z 32 mm tlustých desek ze stavební překližky tvořících čela stendu. Ty

obsahují otvory pro experimentální kanály, centrální rouru a v případě předního čela ještě vstupní otvor do vnitřku stendu. Dále mají na okrajích drážky pro obvodové hranoly obdélníkového průřezu, kterých je celkem osm. Uprostřed válce je ještě jedna zpevňující kruhová deska, která má stejné otvory jako čela a navíc má odlehčení mezi částmi, kterými procházejí experimentální kanály. Vlastní kanály jsou tvořeny z PE trubek o vnějším průměru 32 mm, které jsou přístupné z obou stran. Reálná situace v přístupnosti kanálů na BURANu lze simulovat pomocí sady ucpávek. Centrální roura je z PVC materiálu a má průměr 200 mm. Vnitřní uspořádání viz Obrázek 3.

Spodní podstavec je pak tvořen ze stejného materiálu jako čela a je posazen na průmyslových kolečcích, které snesou váhu stendu v případě jeho naplnění např. voskem. Materiál povrchu je speciální ohebná překližka, která bude zafixována do čel, středové výztuhy a okrajových hranolů.

Obr. 3: Vnitřní struktura stendu

4. ZÁVĚR

Přestože jaderný výzkum nemá takovou prioritu jako dříve a nesměřují do něj velké prostředky, tak stále na řadě témat a konceptů pracuje. To je důležité, protože i přes masivní rozvoj obnovitelných zdrojů energie stále chybí systémy akumulace energie a to zejména v sezónním měřítku. Oproti tomu jaderné elektrárny pracují s velkým koeficientem využití, předvídatelným chodem a vysokou spolehlivostí.

Tento příspěvek krátce shrnuje vývoj spalačních sestav používaných v SÚJV Dubna a to zejména s ohledem na konstrukční část. Nejpodrobněji pak rozebírá sestavu BURAN, která bude používána od jara 2018 a díky svým rozměrům, které dalece překonávají doposud používané terče, nabídne nové experimentální možnosti.

V praktické části je představen model stendu, založený na rozměrech BURANu, který by měl sloužit pro nácvik manipulací a příprav na reálném zařízení. To omezí čas strávený v okolí aktivovaného terče na minimum a tím pádem bude omezena i ekvivalentní dávka přijatá během těchto prací. Sekundárním použitím stendu je možnost využití pro ozařovací experimenty s neutronovým generátorem, kdy návrh počítá s možností volby moderační výplně, kterou lze umístit do stendu. Díky velkému množství kanálů lze umístit vzorky do různě vzdálených pozic od středu, kam by se umisťoval vlastní zdroj a tím i určit hustotu neutronového toku, kterému by byly vzorky vystaveny. Před tímto použitím by však byla nutná experimentální a simulační validace hustoty neutronového toku pro různé moderační materiály a neutronové zdroje v tomto stendu.

PODĚKOVÁNÍ

This research work has been carried out in the Centre for Research and Utilization of Renewable Energy (CVVOZE). Authors gratefully acknowledge financial support from the Ministry of Education, Youth and Sports of the Czech Republic under NPU I programme (project No. LO1210 Energy for Sustainable Development)

LITERATURA

[1] ENERGY SNAPSHOT. International Energy Agency [online]. [cit. 29. 11. 2017]. Dostupné z URL: <https://www.iea.org/newsroom/energysnapshots/oecd-electricity-production-by-source-1974-2016.html>

[2] Nuclear Power in the European Union. World Nuclear Association [online]. [cit. 29. 11. 2017]. Dostupné z URL: <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/others/european-union.aspx>

[3] Co to jsou urychlovačem řízené transmutory a budeme je někdy využívat? Vladimír Wágner [online]. [cit. 29. 11. 2017]. Dostupné z URL: <http://hp.ujf.cas.cz/~wagner/popclan/transmutace/adttosel.htm>.

[4] WESTMEIER, W. et al. Transmutation experiments on 129I, 139La and 237Np using the Nuclotron accelerator. Radiochimica Acta. 2005, 93, 2-2005, s. 65–73. [cit. 29. 11. 2017].

[5] SVOBODA, O. Experimental Study of Neutron Production and Transport for ADTT. Dissertation Thesis, Czech Technical University in Prague, 2011. [cit. 29. 11. 2017].

[6] SVOBODA, O. Stanovení rozložení neutronů v sestavě složené z olověného terče a uranového blanketu postavené na svazku protonů s energií 0,7 GeV. Diplomová práce, České vysoké učení technické v Praze, 2006. [cit. 29. 11. 2017].

[7] CHUDOBA, P. Využití aktivačních detektorů při měření neutronového pole v modelových sestavách ADTS: diplomová práce. Praha: Univerzita Karlova v Praze, Matematicko-fyzikální fakulta, 2013. 77 s. Školitel: RNDr. Vladimír Wagner, CSc. [cit. 29. 11. 2017].

[8] ZEMAN, M. Experimentální výzkum urychlovačem řízených jaderných reaktorů pro thoriovou jadernou energetiku: diplomová práce. Brno: Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, 2015. 117 s. Školitel: Ing. Karel Katovský, Ph.D. [cit. 29. 11. 2017].

[9] FURMAN, W. Recent results of the study of ADS with 500 kg natural uranium target assembly QUINTA irradiated by deuterons with energies from 1 to 8 GeV at JINR NUCLOTRON. Proceeding of Science [online]. 2012 [cit. 29. 11. 2017]. Dostupné z: <http://pos.sissa.it/archive/conferences/173/086/Baldin%20ISHEPP%20XXI_086.pdf>

Vliv jaderných dat na výkon palivových proutků s gadoliniovým vyhořívajícím absorbátorem pro reaktor VVER-1000

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**: Pro účely validace difúzních kódů, které se využívají v online monitorovacích systémech na jaderných elektrárnách, je potřebná znalost referenčního řešení výkonové distribuce v aktivní zóně. Z důvodu malého počtu experimentální aparatury na úrovni poproutkové výkonové distribuce je referenční řešení dáno transportním výpočtem. Knihovna jaderných dat představuje významnou nejistotu v transportních výpočtech Monte Carlo. Pro benchmarkovou úlohu FullCore-1000 s palivem VVER-1000 byla Monte Carlo kódem Serpent 2 určena výkonová distribuce a provedeno srovnání pro různé knihovny jaderných dat. Srovnání bylo provedeno na palivových proutcích s gadoliniovým vyhořívajícím absorbátorem, protože rozdíly v jaderných datech se zde projeví nejvýrazněji. Uvažovány byly různé verze knihoven JEFF, ENDF / B, JENDL, CENDL, BROND a ROSFOND.*

***Klíčová slova**: Monte Carlo, jaderná data, vyhořívající absorbátor, FullCore-1000*

1. ÚVOD

Pro účely validace difúzních kódů, které se využívají v online monitorovacích systémech na jaderných elektrárnách, je potřebná znalost referenčního řešení výkonové distribuce v aktivní zóně. Z důvodu malého počtu experimentální aparatury na úrovni poproutkové výkonové distribuce je referenční řešení dáno transportním výpočtem. Knihovna jaderných dat představuje významnou nejistotu v transportních výpočtech Monte Carlo. Pro benchmarkovou úlohu FullCore-1000 s palivem VVER-1000 byla Monte Carlo kódem Serpent 2 určena výkonová distribuce a provedeno srovnání pro různé knihovny jaderných dat. Srovnání bylo provedeno na palivových proutcích s gadoliniovým vyhořívajícím absorbátorem, protože rozdíly v jaderných datech se zde projeví nejvýrazněji. Konverze jaderných z obecného formátu ENDF-6 na formát ACE specifického pro Monte Carlo transportní kódy byla provedena kódem NJOY2016 pro různé verze knihoven JEFF, ENDF / B, JENDL, CENDL, BROND a ROSFOND.

2. KNIHOVNY JADERNÝCH DAT

Výpočetní srovnání vlivu jaderných dat na výkonovou distribuci aktivní zóny VVER-1000 ve 2-D benchmarkové úloze FullCore-1000 [1] bylo provedeno pro 18 verzí knihoven jaderných dat. Výpočetní kód NJOY2016 [2] byl využit pro převod jaderných dat z obecného formátu ENDF-6 do formátu ACE [3], který je využíván v Monte Carlo transportních kódech. Výpočetní kód Serpent 2.1.29 [4] byl vybrán pro účely srovnání z důvodu výrazně vyšší rychlosti výpočtu než standardní nástroj MCNP6.

Konverze jaderných dat do formátu ACE kódem NJOY zahrnuje generování bodových účinných průřezů, rekonstrukci rezonancí, dopplerovské rozšíření pro tepelný popis a samostínění v oblasti nerozlišených rezonancí. Převod z formátu ENDF-6 do formátu ACE byl proveden pro všechny knihovny dostupné v Nuclear Data Section IAEA, viz Tab. 1, beta verze očekávaných knihoven (ENDF/B-VIII, JEFF-3.3) nebyly použity. Starší verze

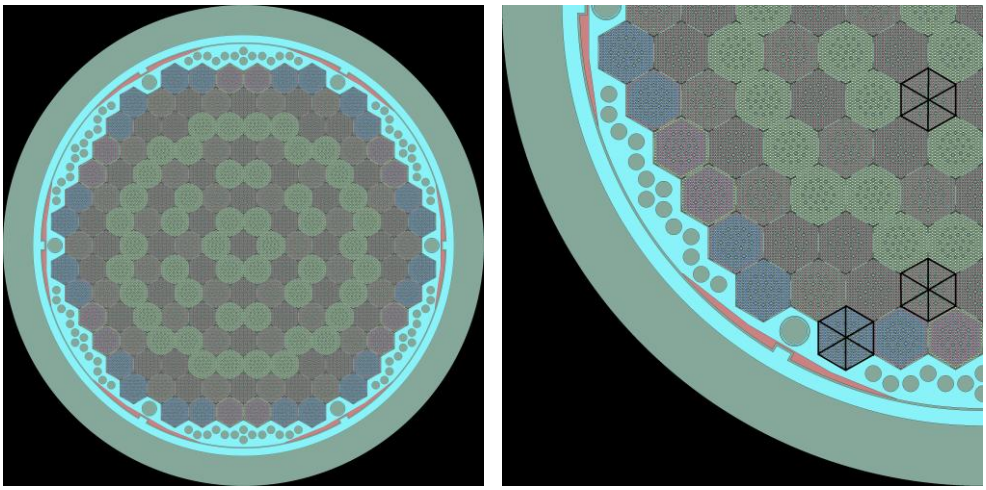
knihovny ENDF/B (IV až VI.5) a knihovna BROND-2.2 byly převedeny do ACE, ale v transportních výpočtech nebyly použity, protože při převodu došlo k vysokému počtu chybových hlášení NJOY.

Tab. 1: Seznam knihoven jaderných dat pro srovnání v úloze FullCore-1000

Knihovna jaderných dat	Původ	Rok vydání
BROND-3.1	Rusko	2016
CENDL-2	Čína	1991
CENDL-3.1	Čína	2009
ENDF/B-VI.6	USA	1999
ENDF/B-VI.7	USA	2000
ENDF/B-VI.8	USA	2002
ENDF/B-VII.0	USA	2006
ENDF/B-VII.1	USA	2011
JEF.2.2	EU	1992
JEFF-3.0	EU	2002
JEFF-3.1	EU	2005
JEFF-3.1.1	EU	2007
JEFF-3.1.2	EU	2009
JEFF-3.2	EU	2014
JENDL-3.3	Japonsko	2002
JENDL-4.0	Japonsko	2010
RUSFOND-2008	Rusko	2008
RUSFOND-2010	Rusko	2010

3. TRANSPORTNÍ VÝPOČTY

Transportní výpočty kódem Serpent 2.2.19 byly provedeny na 2-D úloze FullCore-1000 s přesností 1.5 miliardy aktivních neutronů (1.5 milionu neutronů v generaci, 100 generací), výpočet trval cca 80 CPU-hodin na serverovém procesoru Intel Xeon E5-2697Av4. Statistická chyba Monte Carlo simulace byla nižší než 0.00002 pro koeficient násobení a okolo 0.5 % pro výkon palivového proutku).

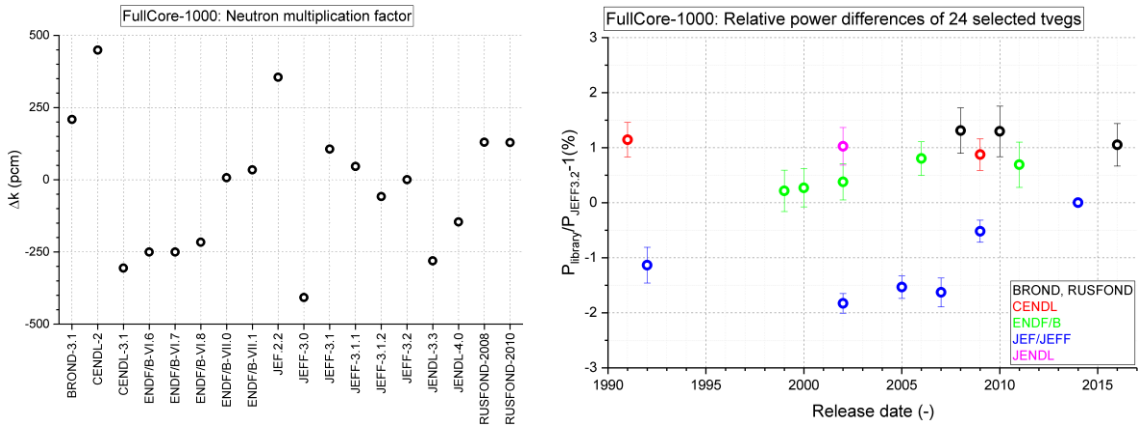


Obr. 1: Benchmarková úloha FullCore-1000 a pozice vybraných PS s Gd proutky

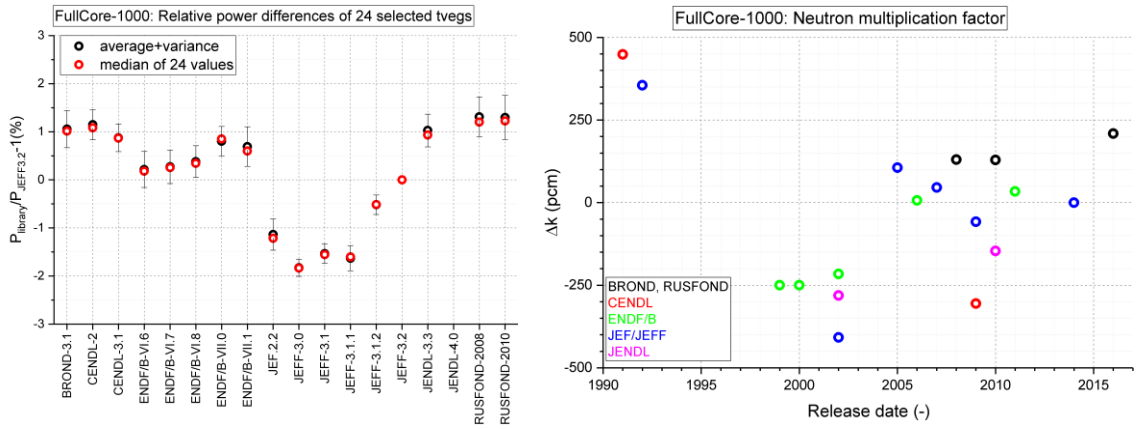
Výpočetně byl určen koeficient násobení (1.00258 pro referenční knihovnu JEFF-3.2) a výkony gadoliniových proutků ve 3 vybraných palivových souborech – 6 proutků v souboru na periferii aktivní zóny (palivo typu A40E6), 9 proutků v souboru ve střední části aktivní zóny (palivo typu A30E9) a 9 proutků v souboru v oblasti centra aktivní zóny (palivo typu A30E9), viz Obr. 1.

4. VÝSLEDKY VÝPOČTŮ

Srovnání koeficientu násobení je provedeno na Obr. 2, knihovny se liší na úrovni stovek pcm, pro nové knihovny jsou rozdíly do 200 pcm. Výkony 24 gadoliniových proutků ve 3 vybraných palivových souborech v aktivní zóně byly mezi knihovnami vzájemně srovnány a na Obr. 3 jsou vyneseny pouze střední hodnoty a statistické odchylky, protože radiální pozice proutku má na rozdíly malý vliv. Relativní srovnání výkonů proutků se pohybuje v intervalu o šířce 3 %. Gadoliniové proutky byly vybrány pro zjednodušené srovnání výkonové distribuce celé aktivní zóny, protože nejvyšších rozdílů ve výkonech mezi různými knihovnami jaderných dat bude docházet v gadoliniových proutcích, kde je lokální minimum výkonu a rozdíly mezi knihovnami se projeví nejvýrazněji.



Obr. 2: Vliv knihoven jaderných dat na koeficient násobení FullCore-1000



Obr. 3: Vliv knihoven jaderných dat na výkon vybraných Gd proutků ve FullCore-1000

5. ZÁVĚR

Transportní Monte Carlo výpočet úlohy FullCore-1000 s různými knihovnami jaderných dat ukázal, že rozdíly v jaderných datech ovlivní výsledky analýzy výkonové distribuce. Nejvyšší rozdíly mezi difúzními a transportními kódy pro účely validace difúzních kódů lze očekávat v gadoliniových proutcích, kde se projevují slabiny difúzní teorie, zároveň se zde nejvýrazněji projeví rozdíly v knihovnách jaderných dat vlivem lokálních vý-

konových minim. Radiální pozice gadoliniového proutku v aktivní zóně nemá významný vliv ve výpočetním srovnání.

Relativní rozdíly lze očekávat okolo 3 % mezi nejnižšími a nejvyššími výkony gadoliniových proutků. Evropské knihovny JEF/JEFF obvykle výkony podhodnocují (až -1.8 %) ve srovnání s referenční knihovnou JEFF-3.2, ruské BROND a RUSFOND, čínské CENDL, americké ENDF/B a japonské knihovny JENDL výkony nadhodnocují (až +1.3 %). Bylo potvrzeno, že novější verze dané řady knihovny jaderných dat přináší vyšší shodu s referenční knihovnou oproti starším verzím.

PODĚKOVÁNÍ

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

LITERATURA

[1] V. Krýsl, P. Mikoláš, D. Sprinzl, J. Švarný: Zadání testové úlohy “FullCore” VVER-1000 pro Monte Carlo. ŠKODA JS report JE-VÝP/E029/11, Plzeň, Czech Republic, 2011. [in Czech]

[2] A, C. Kahler: The NJOY Nuclear Data Processin System, Version 2016. LANL report LA-UR-17-20093, 2016.

[3] R. E. MacFarlane, A. C. Kahler: Methods for Processing ENDF/B-VII with NJOY. Nuclear Data Sheets 111 (2010) 2739-2890.

[4] J. Leppänen, M. Pusa, T. Viitanen, V. Valtavirta, T. Kaltiaisenaho: The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. Annals of Nuclear Energy 82 (2015) 142-150.

Kompozitné sorbenty pre separáciu rádionuklidov

Michaela Matulová[1], Ľubomír Mátel[2]

matulov.michaela@gmail.com

[1]*Ústav laboratórneho výskumu geomateriálov, Prírodovedecká fakulta, Univerzita Komenského, Ilkovičova 6, Bratislava, 842 15, Slovenská republika*

[2]*Katedra jadrovej chémie, Prírodovedecká fakulta, Univerzita Komenského, Ilkovičova 6, Bratislava, 842 15, Slovenská republika*

***Abstrakt**: Prezentovaná práca je zameraná na štúdium sorpcie gamma rádionuklidov ^{60}Co, ^{85}Sr a alfa rádionuklidov ^{242}Pu a ^{243}Am na pripravených a dodaných kompozitných sorbentoch. Zistili sme vysoké hodnoty distribučných koeficientov najmä pre rádionuklid ^{60}Co a alfa rádionuklidy ^{242}Pu a ^{243}Am na sorbente s aktívnou zložkou mangánu a to najmä v zásaditej oblasti. Taktiež sme skúmali vplyv katiónov a vplyv iónovej sily na sorpciu ^{60}Co.*

***Kľúčová slová**: Kompozitné sorbenty, sorpcia, rádionuklidy*

1. ÚVOD

Dôsledkom ľudskej činnosti je náhle zvýšenie rádioaktívneho pozadia. Testy jadrových zbraní, nehody na jadrových zariadeniach, vznik rádionuklidov v priemysle, poľnohospodárstve a v nukleárnej medicíne a jadrová energetika sú príčinami zmeny rádioaktívneho pozadia v 20. storočí. Rádionuklidy značne vplývajú na zdravie obyvateľstva a životné prostredie. Dlhodobé vystavovanie zvýšenej dávke ionizujúceho žiarenia má za následok vznik ochorení, vo veľkej miere onkologických. Monitoring rádionuklidov zabezpečuje kontrolu radiačnej záťaži obvateľstva. Rôzne výskumné a pomocné výskumné zložky zodpovedajú za koordináciu monitorovania a hodnotenia radiačnej situácie v prípade mimoriadnych udalostí spojených s únikom rádioaktívnych látok do životného prostredia.

Gamma rádionuklidy ^{60}Co, ^{90}Sr a alfa rádionuklidy plutónia a amerícia patria medzi antropogénne rádionuklidy. Do životného prostredia sa dostali testami jadrových zbraní, jadrovo – energetickou činnosťou, nehodami na jadrových zariadeniach alebo inou ľudskou činnosťou. Nebezpečnými sú z hľadiska ochrany obyvateľstva pre ich dlhé doby polpremeny ich zaraďujeme medzi neustále monitorované kontaminanty [1, 2, 3].

V našej práci sme pre náš výskum sorpcie použili stopovacie gamma rádionuklidy ^{60}Co, ^{85}Sr a alfa rádionuklidy ^{242}Pu a ^{243}Am. Skúmali sme sorpciu týchto rádionuklidov na dodaných kompozitných sorbentoch zo SAV - 351 (28 % MnO_2), 371 (5 % MnO_2) a 353 (44 % MnO_2) a na pripravenom kompozitnom sorbente MnO_2.

Na separáciu rádionuklidov sa využívajú najmä anorganické sorbenty, flokulačné a spoluzrážacie metódy [4]. Anorganické sorbenty môžu byť prírodné – bentonity, zeolity, illity alebo syntetické – silikagél, aktívne uhlie [5]. Na zlepšenie vlastností sa anorganické sorbenty využívajú ako matrica alebo spojivo v kompozitných sorbentoch. Cieľom je vytvoriť sorbent s čo najväčšou aktívnou plochou a s naďalej vysokou hydromechanickou stabilitou [6].

2. EXPERIMENTÁLNA ČASŤ

2.1. PRÍPRAVA SORBENTOV 351, 353, 371 A OXIDU MANGANIČITÉHO

V našej práci sme skúmali kompozitné sorbenty pripravené a dodané pracovníkmi SAV - 351 (28 % MnO_2), 371 (5 % MnO_2) a 353 (44 % MnO_2) a pripravený kompozitný sorbent MnO_2 pre separáciu gamma rádionuklidov ^{60}Co a ^{85}Sr a alfa rádionuklidov ^{243}Am a ^{242}Pu. Kompozitné sorbenty 351 a 353 boli pripravené z východiskového mikrovláknitého uhlíka, ktorý vznikol z delignifikovanej celulózy karbonizáciou bez prístupu vzduchu. Merný

povrch bol 454 $m^2 \cdot g^{-1}$. Mikrovláknitý uhlík bol napustený roztokom $MnCl_2$ načo bol MnO_2 vyzrážaný ekvimolárnym roztokom $KMnO_4$. Suspenzia bola zfiltrovaná a premytá vodou, potom vysušená. Sorbent s označením 351 obsahoval 28 % MnO_2 a mal merný porvch 2,92 $m^2 \cdot g^{-1}$. Sorbent s označením 353 obsahoval 44 % MnO_2 a mal merný porvch 0,80 $m^2 \cdot g^{-1}$. MnO_2 silne znižuje merný povrch materiálu, pravdepodobne upcháva póry mikrovláknitého uhlíka, ktoré sú podľa meraní na SAV v rozmedzí pod 0,6 nm.

Sorbent 371 bol pripravený zmiešaním silikagélu s roztokom $MnCl_2$ (1,3 g $MnCl_2 \cdot 4\ H_2O$ v 5 ml H_2O). K tomuto roztoku sa pridal roztok persulfátu (4 g persulfátu – persíranu v 13 ml vody). Obsah MnO_2 bol cca 5 %.

Ďalším použitým sorbentom bol kompozitný sorbent MnO_2, ktorý bol pripravený z roztoku A a roztoku B. Roztok A vznikol zmiešaním vodného skla Na_2SiO_3, deionizovanej H_2O a $KMnO_4$. Roztok B obsahoval deionizovanú H_2O, $MnCl_2$ a HCl. Po spojení a intenzívnom premiešaní týchto dvoch roztokov A a B sa výsledný roztok nechal sedimentovať, následne dekantovať, bol premytý s deionizovanou H_2O do hodnoty pH cca 7 a bol prefiltrovaný. Nakoniec sa sorbent nechal vysušiť v laboratórnej sušiarni pri 80 ºC a po vysušení bol sytovaný.

2.2. ŠTÚDIUM SORPCIE ALFA A GAMMA RÁDIONUKLIDOV NA SORBENTOCH 351, 353, 371 A OXIDE MANGANIČITOM

Štúdium sorpcie sa uskutočnilo stacionárne v plastových skúmavkách. Modelové vzorky obsahovali 5 ml deionizovanej vody a stopovacie gamma rádionuklidy ^{60}Co (50 µl) a ^{85}Sr (50 µl). V druhom prípade, pri sledovaní závislosti iónovej sily bol použitý modelový roztok $NaNO_3$ s rôznou koncenráciou. Hodnoty pH boli upravené použitím NH_4OH, 1 $mol \cdot l^{-1}$ resp. 6 $mol \cdot l^{-1}$ NaOH na hodnoty 9 a 11. Vzorky boli merané na gama spektrometrickom systéme s HPGe - detektorom ORTEC 672. Ku vzorkám bol navážený sorbent 351 (28 % MnO_2) a 371 (5 % MnO_2). Vzorky so sorbentom boli premiešané na laboratórnej trepačke po dobu 2 hodín. V prípade zakalenia sme roztok prefiltrovali cez laboratórnu striekačku, hadičku a filter AZ – HPTFE – 25 – 045 – 500. Odobrali sme 1 ml roztoku a následne odmerali na gama spektrometrickom systéme s HPGe - detektorom ORTEC 672.

Na štúdium sorpcie alfa rádionuklidov sme použili podobný postup. Vzorky obsahovali 5 ml deionizovanej vody a stopovacie alfa rádionuklidy ^{243}Am (50 µl) a ^{242}Pu (50 µl). Použitím 1 $mol \cdot l^{-1}$ HCl sme upravili pH na hodnotu 4 a použitím NH_4OH na hodnotu 9. Ku vzorkám sme navážili sorbenty 351 (28 % MnO_2), 353 (44 % MnO_2) alebo MnO_2. Vzorky boli pretrepávané po dobu 2 hodín. Kompozitný sorbent MnO_2 sme rozpustili v 3 $mol \cdot l^{-1}$ HCl. Zdroj na alfa spektrometrické meranie bol pripravený metódou spoluzrážania s NdF_3. Následne sa do rozpusteného sorbentu alebo vodnej fázy pridalo 0,5 µl 38 % HF, 100 µl NdF_3 (s koncentráciou 0,5 $mg \cdot ml^{-1}$), vzorka sa dala do mrazničky po dobu 15 minút. Filtračná aparatúra bola zložená z vodnej vývevy a filtračneho zariadenia, kde bol vložený polysulfónový filter od firmy Pall Corporation, Michigan, USA (veľkosť pórov 0,2 µm). Meranie sa uskutočnilo na α – spektrometri - 576A s ULTRA™ AlphaDetektor 600, EG&G ORTEC.

2.3. DISKUSIA A VÝSLEDKY

V tabuľke č. 1 a 2 môžeme vidieť sorpciu gamma rádionuklidov ^{60}Co a ^{85}Sr na sorbentoch 351 (s 28 % obsahom MnO_2) a 371 (s 5 % obsahom MnO_2). Zväčšovaním iónovej sily sa hodnoty distribučných koeficientov pre ^{60}Co na sorbentoch 351 (28 % MnO_2) a aj 371 (5 % MnO_2) zväčšujú. Zväčšovaním iónovej sily sa hodnoty distribučných koeficientov pre ^{85}Sr na sorbente 351 (28 % MnO_2) zmenšujú. Na sorbente 371 je hodnota distribučného koeficientu pre ^{85}Sr najmenšia pri najväčšej iónovej sile a potom sa zvýši a má klesajúci charakter so znižujúcou sa koncentráciou $NaNO_3$.

V ďaľšom experimente sme pre štúdium sorpcie ^{60}Co v závislosti od katónov Ca^{2+} a Co^{2+} použili sorbent 351. Väčšie koncentrácie iónov Ca^{2+} (viac ako 40 mg) spôsobovali znižovanie hodnôt distibučných koeficientov. Pri závislosti sorpcie ^{60}Co od Co^{2+} v rozmedzí ($1 \cdot 10^{-3} – 1 \cdot 10^{-6}$ $mol \cdot l^{-1}$ Co^{2+}) sme zistili znižovanie hodnôt distribučných koeficientov. Hodnoty distribučných koeficientov boli veľmi vysoké, z čoho usudzujeme, že aktívna zložka MnO_2 má veľkú afinitu voči ^{60}Co.

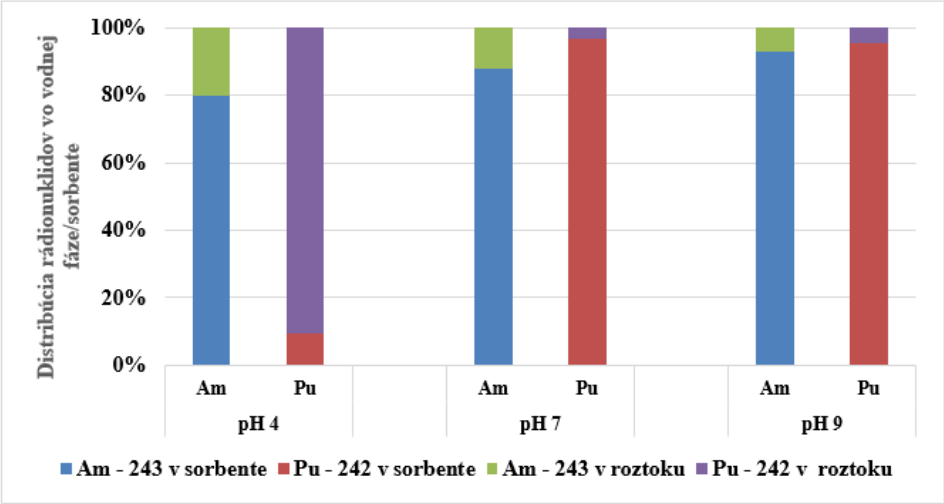
Tab. 1: Sorpcia ^{60}Co a ^{85}Sr na kompozitnom sorbente 371

Kvapalná fáza [mol·l^{-1}]	Rádionuklid	Množstvo sorbentu [g]	Hodnota Kd [ml·g^{-1}]
0,1 $NaNO_3$	^{85}Sr	0,02	713,2
	^{60}Co	0,02	5405,4
0,01 $NaNO_3$	^{85}Sr	0,02	2981,7
	^{60}Co	0,02	198,8
0,001 $NaNO_3$	^{85}Sr	0,021	2313,7
	^{60}Co	0,021	221,9
0,0001 $NaNO_3$	^{85}Sr	0,02	2153,5
	^{60}Co	0,02	112,5

Tab. 2: Sorpcia ^{60}Co a ^{85}Sr na kompozitnom sorbente 351

Kvapalná fáza [mol·l^{-1}]	Rádionuklid	Množstvo sorbentu [g]	Hodnota Kd [ml·g^{-1}]
0,1 $NaNO_3$	^{85}Sr	0,026	68,1
	^{60}Co	0,026	4651,2
0,01 $NaNO_3$	^{85}Sr	0,02	343,1
	^{60}Co	0,02	2042,5
0,001 $NaNO_3$	^{85}Sr	0,021	378,8
	^{60}Co	0,021	2764,4
0,0001 $NaNO_3$	^{85}Sr	0,02	895,8
	^{60}Co	0,02	2015,6

Sorpcia α – rádionuklidov ^{243}Am a ^{242}Pu sa skúmala v závislosti od rôznych hodnôt pH a merala sa vodná fáza a aj sorbent rozpustený v 3 mol·l^{-1} HCl. Použili sme kompozitné sorbenty 351 (s 28 % obsahom MnO_2), 353 (s 44 % obsahom MnO_2) a MnO_2. Po sorpcií na sorbentoch 351 (s 28 % obsahom MnO_2) a 353 (s 44 % obsahom MnO_2) sa výťažky ^{243}Am pohybovali v rozmedzí 80 – 99 % pri hodnote pH okolo 4 vo vodnej fáze. Pre ^{242}Pu pri hodnote pH okolo 4, boli výťažky okolo 50 % vo vodnej fáze po sorpcií na sorbentoch 351 (s 28 % obsahom MnO_2) a 353 (s 44 % obsahom MnO_2). Zistili sme, že sorpcia na kompozitnom sorbente MnO_2 bola účinnejšia v zásaditej oblasti okolo hodnoty pH 9, výťažky pri tejto hodnote pH boli od 90 - 95 % pre ^{243}Am aj ^{242}Pu v rozpustnom sorbente. Vo vodnej fáze predstavovali výťažky okolo 5 – 9 % pre ^{243}Am aj ^{242}Pu pri hodnote pH 9. Pri pH hodnote 4 bol výťažok pre ^{242}Pu v rozmedzí 80 – 88 % a pre ^{243}Am v rozmedzí 19 – 22 % vo vodnej fáze po sorpcii na kompozitnom sorbente MnO_2. Na obrázku č. 1 môžeme vidieť, ako vplývajú rôzne hodnoty pH od sorpcie na kompozitnom sorbente MnO_2.



Obr. 1: Distribúcia vo vodnej fáze a v sorbente v závislosti od hodnôt pH na kompozitnom sorbente MnO_2

3. ZÁVER

V tejto práci bola študovaná sorpcia na dodaných a pripravených kompozitných sorbentoch. Na štúdium sorpcie sme použili gamma rádionuklidy ^{60}Co, ^{85}Sr a alfa rádionuklidy ^{242}Pu a ^{243}Am. Skúmali sme sorpciu týchto rádionuklidov na dodaných kompozitných sorbentoch zo SAV - 351 (28 % MnO_2), 371 (5 % MnO_2) a 353 (44 % MnO_2) a na pripravenom kompozitnom sorbente MnO_2. Taktiež sme skúmali vplyv iónovej sily na sorpciu ^{60}Co a ^{85}Sr, iónov Ca^{2+} a Co^{2+} na sorpciu ^{60}Co. Vzhľadom na dobrú afinitu sorbentu 351 (28 % MnO_2) k rádionuklidu ^{60}Co by mohol mať ešte väčšiu afinitu kompozitný sorbent s väčším množstvom aktívnej zožky MnO_2. Ďalej sme zistili veľkú afinitu kompozitného sorbentu MnO_2 pre alfa rádionuklidy ^{242}Pu a ^{243}Am pri pH hodnote okolo 9. Štúdia pokračujú sorpciou daných alfa rádionuklidov z väčších objemov.

Sorpcia daných gamma aj alfa rádionuklidov je efektívnejšia pri hodnotách pH nad 7. Problémom pri alkalických hodnotách pH, ak upravujeme pomocou hydroxidu, je tvorba hydroxidov kobaltu alebo ak pH upravujeme s amoniakom, tvorba komplexov kobaltu.

LITERATÚRA

[1] Mátel, Ľ.: Rádioekológia, 2011, s. 121 – 123, ISBN 978-80-89553-01-3

[2] Beaugelin - Seiller, K., Fraysse, B.: Plutonium et environnement, 2004

[3] Matulová, M.: Stanovenie významných transuránov 239,240Pu a 238Pu vo vzorkách povrchových vôd, Bakalárska práca, Univerzita Komenského v Bratislave Prírodovedecká fakulta, Katedra jadrovej chémie, 2015, s. 13

[4] Hanzel, R.: Sorpcia kobaltu a olova na modifikovaných silikagélových matriciach, Univerzita Komenského v Bratislave, 1999

[5] Journal of Environmental Science and Engineerin, 2012, ISSN 1934-8932

[6] Maskalchuk, L., Baklay, A., Leontieva, T.: Synthesis and Properties of the Composite Sorbents on the Basis of Alumosilicates Separated from the Clay-Salt slimes, Leontieva Joint Institute for Power and Nuclear Research, 2012

Použití radioaktivního uhlíku C-9 v radioterapii

Jakub Šlegl[1,2], Ondřej Ploc[2], Lembit Sihver[3] , Monika Puchalska[3]

E-mail: sleglja1@fjfi.cvut.cz

[1]*Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, ČVUT, Břehová 7, 115 19 Praha 1, ČR*
[2]*Ústav jaderné fyziky AV ČR, v.v.i., Na Truhlářce 39, 180 00, Praha 8, ČR*
[3]*Atominstitut, TU Wien, Stadionallee 2, Vídeň 1020, Rakousko*

Abstrakt: *C-9 je považován za možnou alternativu k hadronové terapii C-12. V současné době zkoumaná potenciální výhoda této metody spočívá v beta-rozpadu iontu C-9 s následnou emisí dvou alfa-částic a jednoho protonu s dosahy omezenými na oblast zastavení původního iontu. Očekává se, že tyto částice zvýší biologickou účinnost C-9 svazku v Braggově píku.*

V této práci prezentujeme výpočet absorbované dávky ve vodním fantomu a studii návrhu ozařovací místnosti s použitím primárního svazku C-12 k získání svazku C-9. Všechny výpočty byly provedeny pomocí MonteCarlo kódu PHITS.

Klíčová slova*: uhlík-9, radioaktivní svazky, PHITS*

1. ÚVOD

C-9 byl navržen jako možná budoucí metoda pro radioterapii. Jeho poločas rozpadu 126,5 ms je dostatečně dlouhý pro dosažení cílového objemu, čímž dodá maximální energii z rozpadu okolní oblasti. Hlavní rozdíl oproti dříve navrženým metodám je nejen jeho beta+ rozpad, ale také dvě vyletující alfa částice a jeden proton. Tyto částice mají krátký dosah, a tedy vysokou biologickou účinnost ve velmi malém objemu.

Podle [1], nejlepší možností pro vytvoření aplikovatelného svazku uhlíku C-9 je použitím stávajícího uhlíku C-12 a 40 mm beryliového terčíku společně s 10 mm hliníkovým degraderem. Tento systém byl schopen vyprodukovat svazek s 82,88 % čistotou a 5 % rozptylem hybnosti. Výsledná produkce byla 9,07E-6 uhlíku C-9 na jeden počáteční uhlík C-12.

Podle [2] je rozdíl mezi základními stavy C-9 a B-9 16,498 MeV. První rozpad je beta+ s emitovaným pozitronem a zbývajícím jádrem B-9. Kvůli velkému energetickému rozdílu mezi oběma jádry má B-9 osm možných excitovaných stavů, ale pouze pět z nich je dovolených. Jsou to stavy s energiemi (MeV): 2,34 ± 0,03; 2,8 ± 0,2; 12,16 ± 0,10; 13,3 ± 0,1 a 14,0 ± 0,2. Stav s energií 13,3 MeV má větvící poměr 0,002, a nebyl tudíž použit ve výpočtech. Větvící poměry ostatních stavů a jejich způsob rozpadu jsou uvedeny v Tab 1.

V závislosti na excitačním stavu se určuje další rozpad. Například z ze základního stavu B-9 je možný pouze přechod emisí protonu do základního stavu Be-8. Ze stavu 2,34 MeV jde emisí protonu 0,18 % zcelkového počtu rozpadů. Zbylých 35 % probíhá alfa rozpadem do Li-5.

Dohromady vzniká devět důležitých řetězců rozpadů z B-9. Každý z nich ovlivňuje energie rozpadu emitovaných částic alfa i protonu.

Předchozí články pojednávající o tomto tématu předpovídaly mírné zvýšení biologické účinnosti C-9 oproti C-12 o pár procent [3], avšak následující experiment provedený na urychlovači HIMAC [4, 5] ukázaly výrazný vzestup Relativní biologické účinnosti (RBE) v Braggově píku. Naměření zvýšení RBE bylo o faktor 1,22—1,35 v oblasti píku a až 1,47násobné v distálním poklesu s nejvyšší naměřenou hodnotou 2,13. Tato data byla naměřena na exponenciálně rostoucích lidských slinných žlázách (HSG) s 50% úrovní přežití s dávkovým příkonem 0,5 Gy/h na vstupním tunelu. Takto nízký dávkový příkon může ovlivnit výsledek a není přímo

aplikovatelný na odhad biologického výsledku při terapii (příkon větší než 0,5 Gy/min), ale ukazuje velký potenciál pro budoucí experimenty, pokud by byly vyvinuty urychlovače s vyššími intenzitami.

Následující články pojednávající o tomto tématu nedokázaly ukázat přidanou dávku z rozpadlých částic [6] nebo použitím mikrodozimetrického MonteCarlo kódu dokonce ukázaly, že přidaný efekt biologické účinnosti je zanedbatelný [7]. Nicméně žádný z následujících článků nezmínil výpočet energií rozpadů ani nezmínil energetické hladiny B-9 jádra, i když více než 50 % rozpadů jde z vyšších energetických stavů. Toto zahrnutí může přinést kýžený efekt vyšší dávky z rozpadlých částic.

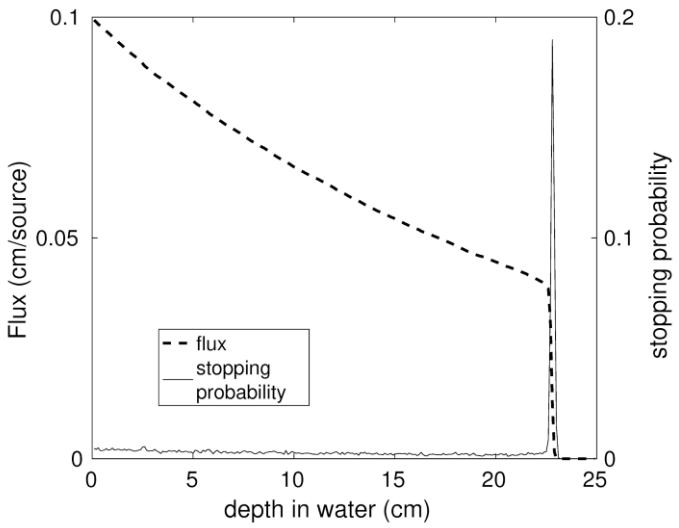
2. METODY

Tato práce byla založena na kalkulacích provedených na MonteCarlo kódu PHITS 2.82 (Particle and Heavy Ion Transport code System) vydaném na konci roku 2015 [8]. Tento kód simuluje transport široké škály částic v širokém rozsahu energií. Je to komplexní nástroj aplikovatelný v mnoha oblastech výzkumu včetně radioterapie, kosmického záření a technologie urychlovačů. Je vyvíjen ve spolupráci mezi JAEA, RIST, KEK a dalšími organizacemi. Použité modely byly INCL [9] and EGS5 [10].

3. VÝSLEDKY A DISKUSE

Počítání přidané dávky z rozpadu byl proveden v následujících krocích:

1. výpočet dosahu svazku,
2. výpočet energií částic z rozpadu,
3. výpočet dávky z rozpadu,
4. aplikace vypočteného dosahu pro modelování distribuce rozpadů,
5. sumace dávek z dávek z částic rozpadu a samotného svazku.



Obr. 1: Tok C-9 iontů uvnitř vodního fantomu v porovnání s jeho derivací podle osy z.

Pro správnou aplikaci dávky z rozpadu bylo nutné vypočítat dosah svazku neboli bod zastavení iontů. Pro získání křivky pravděpodobnosti zastavení iontů svazku byla použita T-track tally nastavená na výpočet délky trajektorií částic iontů ve vodním fantomu (jednotky byly cm/zdroj).

Křivka pravděpodobnosti zastavení byla spočítána jako derivace toku podle z, jinak řečeno změna toku byla použita jako místo zastavení iontu. Jak ukazuje Obr. 1, je zde malý pokles toku před ostrým poklesem v místě předpokládaného dosahu. Pokládáme to za snížení v důsledku fragmentací původních iontů, a tudíž je možno je z křivky pravděpodobnosti zastavení vyloučit, neboť nejsou dále ionty C-9.

Vyvstává otázka rozpadu všech iontů C-9 v oblasti zastavení. Výpočty ukazují, že ionty jej dosáhnou za méně než 10 ns, což je mnohem méně, než jejich poločas rozpadu (126,5 ms).

Jak již bylo zmíněno, C-9 se rozpadá s poločasem 126,5 ms beta+ rozpadem emitujícím pozitron s distribucí energie podle stavu dceřiného B-9. Podle [2] jsou stavy 0; 2,34; 2,8; 12,16 a 14,0~MeV. Data z National Nuclear Data Center [11] byly použity pro výpočty (hlavně pro nastavení hmotností jednotlivých jader). Pro výpočet distribuce energie pozitronu z rozpadu C-9 byla použita Fermiho teorie [12, 13].

Energetická distribuce iontů (protonů a alfa) z druhého a třetího rozpadu jsou získána z rovnic zákona pro zachování energie a hybnosti. Pro druhý rozpad jsou následující:

$$\frac{Q_1 m}{m_1 + m} = T_1 \quad \text{and} \quad \frac{\mathrm{Q_1 m_1}}{\mathrm{m_1 + m}} = \mathrm{T}. \qquad (1)$$

Pro výpočet kinetických energií dceřiných částic z třetího rozpadu používáme:

$$\begin{aligned} Q_2 m_2 + T(m_2 - m) - T_3(m_2 + m_3) = \\ = 2\sqrt{m_1 m_3 T_1 T_3}\cos^2\theta, \end{aligned} \qquad (2)$$

kde

- *Q1* energie z rozpadu B-9,
- *Q2* energie rozpadu z Be-8 nebo Li-5,
- *m* je hmotnost nestabilního jádra emitovaného z druhého rozpadu,
- *T* je kinetická energie nestabilního jádra emitovaného z druhého rozpadu,
- index 1 náleží stabilnímu fragmentu z druhého rozpadu (výsledky v Tab. 1),
- indexy 2 a 3 náležejí stabilním fragmentům z posledního (třetího) rozpadu,
- θ laboratorní úhel mezi **p** a **p3** (v případě rozpadu přes Li je index 3 pro proton). Je to úhel mezi směrem nestabilního jádra z druhého rozpadu a jedné jeho dceřiné částice.

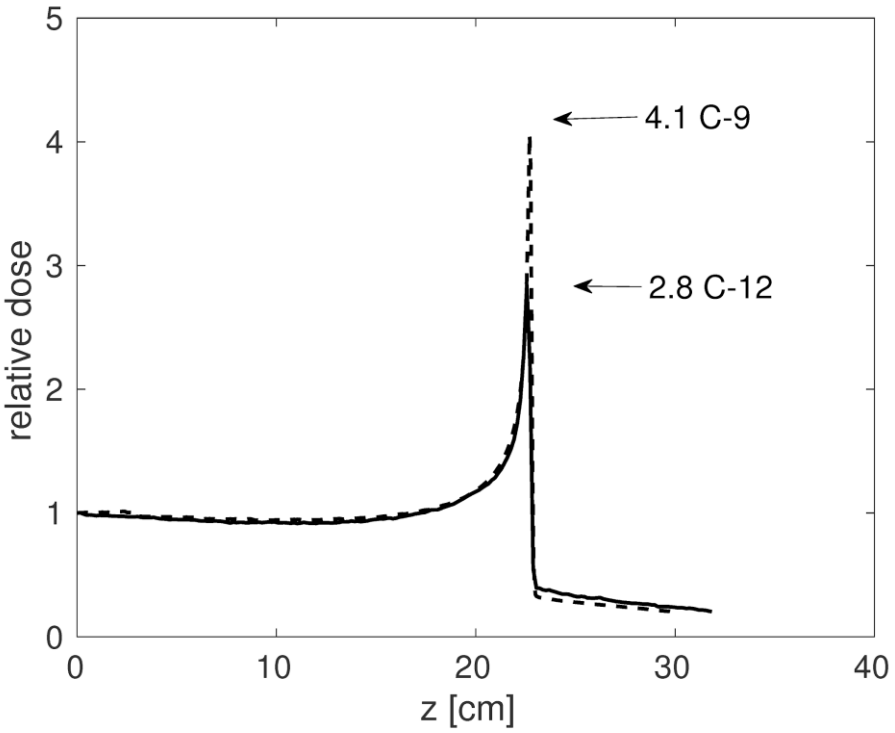
Úhel theta, použitý v rovnici je v laboratorní soustavě, tudíž není distribuován uniformně. Proto byl vypočten úhel theta' v hmotném centru soustavy ze vztahu mezi oběma soustavami:

$$\tan\theta = \frac{\sin\theta'}{\cos\theta' + \sqrt{\frac{T m_3 (m_2 + m_3)}{Q_2 m m_2}}}, \qquad (3)$$

kde apostrof znamená těžišťovou vztažnou soustavu.

Tab. 1: energetické hladiny, typy rozpadů, větvící poměry B a kinetické energie částic z druhého rozpadu. Data pro energetické úrovně a větvící poměry jsou převzaté z [2]. Kinetické energie jsou vypočítané z rovnice (2).

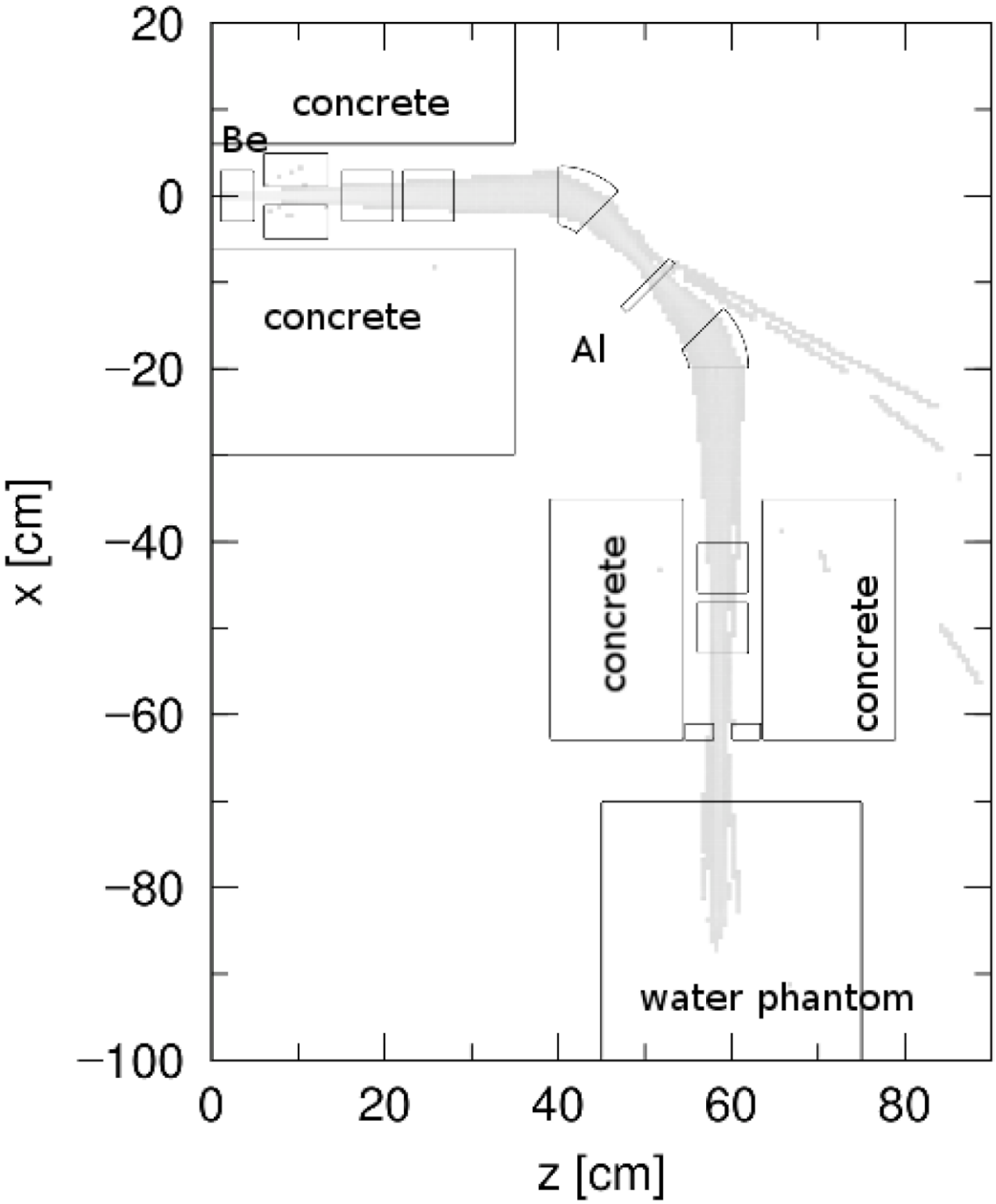
Ex [MeV]	Jádro v řetězci	B[%]	T1 [MeV]
0	Be-8(g.s.)	46,9	0,61902
2,34	Be-8(g.s.)	0,18	2,6976
2,8	Be-8(g.s.)	6,0	3,1062
12,16	Be-8(g.s.)	0,58	11,422
12,16	Be-8(3 MeV)	1,2	8,7569
14	Be-8(g.s.)	0,19	13,057
2,34	Li-5(g.s.)	35,0	1,1169
2,8	Li-5(g.s.)	0,7	1,4236
12,16	Li-5(g.s.)	5,0	7,6682



Obr. 2: Relativní hloubková dávková distribuce svazku C-9 s přidanou dávkou z rozpadu v porovnání se svazkem C-12.

Jak je vidět na Obr. 2 dávka od dceřiných částic se přidává k dávce od samotného svazku. Je zde jasně patrný nárůst dávky v Braggově píku. Maximum píku s přidanou dávkou z rozpadu je na hodnotě 4,1 (relativní hodnota k dávce na vstupu do fantomu), zatímco pík pro dávku bez přidaného rozpadu dosahuje pouze maximální hodnoty 3,3.

3.1. OZAŘOVNA



Obr. 3: Dávka v ozařovně od iontů C-9. Čtverce představují kvadrupóly a kruhové výseče dipóly.

Snížení ceny ozařování C-9 ionty by bylo možné aplikováním této metody v již existující ozařovací místnosti pro ozařování C-12 ionty. Po mnoha pokusech s různými sestavami magnetů bylo dosaženo nejlepších výsledků aplikováním dvou 45° dipólových magnetů (Obr. 3). Nicméně nežádoucí dávka ze vzniklého pozadí by byla příliš vysoká a ukazuje tedy, že by bylo nutné aplikovat takovýto stripper již do beamline v dostatečné vzdálenosti od ozařovny s přidaným materiálem.

4. ZÁVĚR

Byla namodelována přidaná dávka způsobená částicemi z každého důležitého řetězce rozpadů z C-9 iontu na dvě částice alfa a jeden proton. Byly pro to odvozeny analytické rovnice a podle nich vytvořen zdroj korektně navážených zdrojů dávky z rozpadu.

Pro monoenergetický svazek byl Braggův pík svazku C-9 1,6krát vyšší než pík svazku C-12 v hloubce 23 cm (430 MeV/u C-9). Pro svazek připravený v zařízení HIMAC nebyla přidaná dávka signifikantní, ale její pozice se shoduje s naměřenou pozicí zvýšené RBE..

Získané energetické distribuce mohou být použity pro budoucí kalkulace biologických efektů.

Kvůli vysoké dávce do fantomu od rozptýlených částic, produkce C-9 bude muset probíhat již v předcházející beamline s dodatečným stíněním.

PODĚKOVÁNÍ

Tato práce vznikla za podpory projektů CERIT Scientific Cloud (LM2015085) a CESNET (LM2015042) financovaných z programu MŠMT Projekty velkých infrastruktur pro VaVaI.

LITERATURA

[1] Li, Q., Kitagawa, A., Kanai, T., Kanazawa, M., Ukarabe, E., Tomitani, T., Sato, S., a Wei, Z. Therapeutic purpose 9C beams produced in the secondary beam line at HIMAC. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms [online]. 2004, **222**(1–2), 270–284. ISSN 0168583X. Dostupné z: doi:10.1016/j.nimb.2004.01.223

[2] Gete, E., Buchmann, L., Azuma, R. E., Anthony, D., Bateman, N., Chow, J. C., Auria, J. M. D., Dombsky, M., Giesen, U., Iliadis, C., Jackson, K. P., King, J. D., Measday, D. F. a Morton, A. C. beta-delayed particle decay of C-9 and the A = 9 , T = 1/2 nuclear system : Experiment , data , and phenomenological analysis. Physical Review C - Nuclear Physics. 2000, **61**, 1–21.

[3] Li, Q., Kanai T. a Kitagawa A. The potential application of beta-delayed particle decay beam 9C in cancer therapy. Physics in medicine and biology [online]. 2004, **49**(9), 1817–1831. ISSN 00319155. Dostupné z: doi:10.1088/0031-9155/49/9/016

[4] Li, Q., Furusawa Y., Kanazawa, M., Kanai, T., Kitagawa, A., Aoki, M., Ukarabe, E., Tomitani, T., Sato, S., Yoshimoto, M. a Wei, Z. Enhanced efficiency in cell killing at the penetration depths around the Bragg peak of a radioactive 9C-ion beam. International Journal of Radiation Oncology Biology Physics [online]. 2005, **63**(4), 1237–1244. ISSN 03603016. Dostupné z: doi:10.1016/j.ijrobp.2005.08.006

[5] Li, Q., Furusawa Y., Kanazawa, M., Kanai, T., Kitagawa, A., Aoki, M., Ukarabe, E., Sato, S., a Wei, Z. Enhanced biological effect induced by a radioactive 9C-ion beam at the depths around its Bragg peak. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms [online]. 2006, **245**(1), 302–305. ISSN 0168583X. Dostupné z: doi:10.1016/j.nimb.2005.11.119

[6] Mancusi, D., Sihver, L., Niita, K. a Li, Q. Calculation of energy-deposition distributions of a 9 C beam using the PHITS code. Journal of Physics [online]. 2007, **21011**(74). ISSN 17426588. Dostupné z: doi:10.1088/1742-6596/74/1/012011

[7] Mancusi, D., Sihver, L., Niita, K. a Li, Q., Sato, T., Iwase, H., Iwamoto, Y., Matsuda, N., Sakamoto, Y. a Nakashima, H. Calculation of energy-deposition distributions and

microdosimetric estimation of the biological effect of a 9C beam. Radiation and Environmental Biophysics [online]. 2009, **48**(2), 135–143. ISSN 0301634X. Dostupné z: doi:10.1007/s00411-008-0206-8

[8] Sato, T., Niita, K., Matsuda, N., Hashimoto, S., Iwamoto, Y., Noda, S., Ogawa, T., Iwase, H., Nakashima, H., Fukahori, T., Okumura, K., Kai, T., Chiba, S., Furuta, T., a Sihver, L. Particle and Heavy Ion Transport code System, PHITS, version 2.52. Journal of Nuclear Science and Technology [online]. 2013, **50**(9), 913–923. Dostupné z: doi:10.1080/00223131.2013.814553

[9] Boudard, A., Cugnon, J., David, J.-C. , Leray, S. a Mancusi D. New potentialities of the Liège intranuclear cascade model for reactions induced by nucleons and light charged particles. Phys. Rev. C [online]. 2013, **87**(1), 14606. Dostupné z: doi:10.1103/PhysRevC.87.014606

[10] Hirayama, H., Namito, Y., Bielajew, A. F., Wilderman, S. J. a Nelson W. R.. The EGS5 Code System. 2005. SLAC-R-730, KEK-2005-8, KEK-REPORT-2005-8.

[11] Brookhaven National Laboratory. National Nuclear Data Center. 2016. Accessed: 2016-12-8

[12] Nave, C. R. Energy and Momentum Spectra for Beta Decay. HyperPhysics [online]. 2012 [vid. 2016-12-13]. Dostupné z: http://hyperphysics.phy-astr.gsu.edu/hbase/Nuclear/beta2.html

[13] Fermi, E. Versuch einer Theorie der beta-Strahlen. I. Zeitschrift für Physik [online]. 1934, **88**(3–4), 161–177 [vid. 2016-12-13]. Dostupné z: doi:10.1007/BF01351864

Využití metody GIP-VVER při inspekcích na jaderných elektrárnách

Zbyněk Musil

E-mail: zbynek.musil@rizzoassoc.cz

Rizzo Associates Czech, a. s., Vejprnická 663/56, Plzeň, 318 00

Abstrakt: *Příspěvek je zaměřen na představení nepřímého způsobu hodnocení konstrukcí, systémů a zařízení dle metody GIP-VVER, která je používanou a uznávanou procedurou pro hodnocení seizmické odolnosti zařízení dodávaných na jaderné elektrárny typu VVER. Značnou výhodou této procedury je jednak její nižší finanční náročnost a také skutečnost, že se jedná o velice komplexní a dynamickou metodu. Posouzení seizmické odolnosti konstrukcí, systémů a zařízení je provedeno na základě předpisů daných touto procedurou, dostupné dokumentace a inženýrského úsudku provedeného na základě skutečného stavu zařízení.*

Klíčová slova: *GIP-VVER, seizmické účinky, Caveats, seizmické interakce, kotvení*

1. ÚVOD

V 80. letech po havárii na JE Three Miles Island vyvstala v USA potřeba doložit, že mechanická a elektrická zařízení ve starších jaderných elektrárnách jsou způsobilá splnit novější přísnější kritéria seizmického designu. Byla požadována seizmická kvalifikace zařízení, ale vyměnit tato zařízení nebo je vyzkoušet by bylo velice časově i finančně náročné. Proto byly za podpory provozovatelů elektráren údaje o funkčnosti zařízení během velkých zemětřesení shromážděny a zpracovány do komplexní databáze. Studiem těchto dat se zjistilo, jaké atributy zařízení vedly během seizmické události k jejich selháním a které atributy naopak činily zařízení inherentně robustním.

Toto úsilí se dovršilo na konci 80. let vypracováním původní a praktické metody založené na využití seizmické zkušenosti nazvané Generic Implementation Procedure (GIP). Tato metoda byla určena pro nepřímé hodnocení seizmické odolnosti vybraných tříd aktivního strojně technologického zařízení, zařízení elektrotechnického a zařízení SKŘ na základě zkušeností z dřívějších zemětřesení a dříve provedených seizmických zkoušek takového zařízení [1], [2].

Modifikace GIP-VVER byla v 90. letech vytvořena společností Stevenson and Associates (dále S&A-CZ). Ta se roku 2012 přejmenovala na Rizzo Associates Czech, která je jejím následovníkem a nositelem jejího know-how. Používá se pro hodnocení seizmické odolnosti zařízení již provozovaných JE s reaktory typu VVER, případně pro závěrečné inspekce nově instalovaného zařízení JE typu VVER. Je použitelná i pro hodnocení podobného zařízení jiných jaderných objektů, např. výzkumných reaktorů.

2. ZÁKLADNÍ PRINCIPY PROCEDURY GIP-VVER

Základem metody GIP-VVER je rozdělení zařízení na seizmicky vyhovující a nevyhovující. I když je pomocí GIP-VVER určité zařízení kvalifikováno jako nevyhovující, jeho seizmická odolnost může být ještě prokázána dokonalejšími postupy, jako jsou podrobnější analýzy vstupních dat, výpočty, seizmické zkoušky apod.

Metoda spočívá v roztřídění technologického zařízení do několika základních tříd, pro které jsou stanoveny přesné postupy pro hodnocení seizmické odolnosti. (viz Tab. 1).

Jedním z hlavních prostředků, které se používají při hodnocení seizmické odolnosti procedurou GIP-VVER, je inženýrský odhad. Tento odhad musí být založen na perfektních znalostech v oboru seizmické odolnosti konstrukcí a zařízení JE, na praktických zkušenostech z dříve provedených aplikací a na získaných informacích o skutečném stavu zařízení. Je vyloučeno používat proceduru GIP-VVER bez důkladného studia související literatury, bez příslušného proškolení a bez praktických zkušeností.

Tab. 1: Třídy technologického zařízení hodnocené procedurou GIP-VVER dle [4]

1) Řídící skříně pohonů	12) Vzduchové kompresory
2) Nízko-napěťové rozvaděče	13) Motor-generátory
3) Středně-napěťové rozvaděče	14) Diesel-generátory
4) Transformátory	15) Rozvodné panely a skříně
5) Vodorovná čerpadla	16) Akubaterie v podstavcích
6) Svislá čerpadla	17) Nabíjecí zařízení a invertory
7) Armatury s hydro/pneu pohonem	18) Přístroje na stendech
8) Armatury s elektropohonem (vč. solenoidových)	19) Teplotní čidla
9) Ventilátory	20) Panely a skříně SKŘ
10) Výměníky vzduchu	23) Kabelové podpěrné konstrukce
11) Chladiče vzduchu	24) Nádrže, tepelné výměníky, filtry
12) Vzduchové kompresory	25) Potrubí a vzduchovody

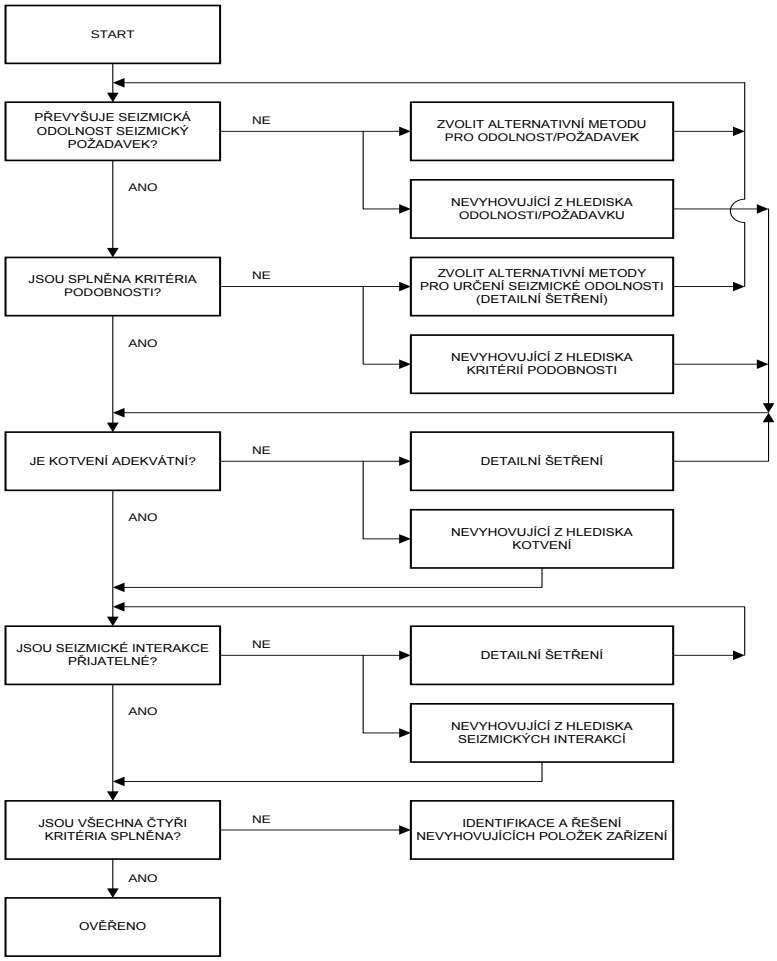
3. SEIZMICKÁ INSPEKCE

Účelem seizmické inspekce je v první řadě dokumentovat a na místě vyhodnotit skutečný fyzický stav hodnocených zařízení včetně možných interakcí. Inspekcemi se obvykle identifikují viditelné nedostatky, které mají negativní vliv na jejich seizmickou odolnost.

Tým, který používá proceduru GIP-VVER, tzv. Seismic Review Team (SRT), musí být složen alespoň ze dvou inženýrů, specialistů v oboru seizmické odolnosti konstrukcí a zařízení JE, kteří mají detailní znalosti o proceduře GIP-VVER, o souvisejících databázích seizmické odolnosti konstrukcí a zařízení, byli příslušně vyškoleni v používání procedury GIP-VVER a mají alespoň tříletou praxi v tomto oboru. Dále by měli být součástí týmu jeden systémový inženýr s detailní znalostí technologických systémů a požadavků na jejich seizmickou odolnost a jeden pracovník personálu JE s právem vstupu a doprovodu ostatních členů týmu do příslušných místností a prostor, kde se nachází hodnocené zařízení.

Pro seizmickou inspekci dle procedury GIP-VVER je třeba se držet čtyř hlavních postupových kroků“

- Sestavená týmu (Seismic Review Team) pro hodnocení seizmické odolnosti touto procedurou;
- Identifikace zařízení, které musí být seizmicky odolné, (SSEL – Safe Shutdown Equipment List, seznam zařízení nutných k bezpečnému odstavení bloku do 72 hodin, SEL – seznam zařízení, která se budou metodou GIP-VVER hodnotit);
- Vlastní hodnocení seizmické odolnosti v průběhu inspekce na místě a příp. pomocí některých souvisejících výpočtů a analýz (např. výpočty kotvení, odolnosti nátrubků apod.), viz Obr. 1,
- Identifikace a řešení zařízení, které je v rámci třídění kvalifikováno jako nevyhovující (tzv. Outliers).



Obr. 1: Postupový diagram metody GIP-VVER

4. KRITÉRIA PRO VERIFIKACI SEIZMICKÉ ODOLNOSTI ZAŘÍZENÍ

Veškerá zdokumentovaná zjištění o stavu posuzovaných technologických zařízení, která byla shromážděna na základě seizmických inspekcí prováděných na místě, je nutné následně náležitě vyhodnotit. Vyhodnocení seizmické odolnosti posuzovaného technologického zařízení se provádí ve čtyřech krocích:

- Porovnání spekter odezvy (Seismic Capacity vs. Seismic Demand) – kapacitní spektrum odezvy zařízení musí shora obalovat požadované spektrum odezvy (např. podlažní spektra odezvy v místě instalace zařízení).
- Splnění požadavků podobnosti se zařízením z databází seizmické odolnosti na základě zkušeností z dřívějších zemětřesení a dřívějších seizmických zkoušek. Toto představuje prověření určitých pravidel a podmínek, tzv. Caveats, platných pro každou třídu zařízení jednotlivě.
- Hodnocené zařízení musí být adekvátně zakotveno do stavby (ověřuje se během inspekce na místě, dále z dostupné dokumentace a pomocí kontrolních pevnostních výpočtů).
- Hodnocené zařízení nesmí být vystaveno účinkům tzv. seizmických interakcí (prověřuje se během inspekce na místě).

4.1 POROVNÁNÍ SEIZMICKÝCH SPEKTER ODEZVY

Použitelnost metody je podmíněná porovnáním požadovaných spekter odezvy s tzv. seizmickým hraničním spektrem – Bounding Spectrum (BS), nebo s jeho 1,5 násobkem.

Hraniční spektrum s **PGA = 0,33 g** (totéž, které se používá v původní proceduře GIP), platí pro následující třídy zařízení: 1, 2, 3, 4, 6, 9, 10, 15, 16, 18, 19, 20. Hraniční spektrum s **PGA = 0,50 g** (1,5 násobek předchozího hraničního spektra) platí pro následující třídy zařízení: 5, 7, 8, 11, 12, 13, 14, 17.

4.2 KRITÉRIA HODNOCENÍ SEIZMICKÉ ODOLNOSTI (CAVEATS)

Kritéria seizmické odolnosti, v terminologii GIP tzv. "Caveats", byla vytvořena zvlášť pro každou ze tříd zařízení, a to na základě chování zařízení těchto tříd během silných zemětřesení nebo při testech na seizmických stolech. Pokud hodnocené zařízení nesplňuje jedno či více z těchto kritérií, je zapotřebí použít další hodnocení. Příklad Caveats pro třídu zařízení 7 (Armatury s hydro/pneu pohonem) je uveden v Tab. 2. Do sloupce „Výsledek" se vždy uvede buď „A", nebo „N", nebo „U", nebo „N/A" (Zařízení vyhoví, nevyhoví, není známo, není aplikováno).

Tab. 2: Kritéria seizmické odolnosti pro třídu 7 Armatury s hydro/pneu pohonem z formuláře SEWS

	Kritérium seizmické odolnosti
1.	Odpovídá zařízení dané seizmické třídě?
2.	Není těleso armatury litinové? (šedá litina)
3.	Není třmen armatury litinový?
4.	Není armatura na potrubí o průměru menším než 25 mm? (potrubí nad 25 mm armaturu s pohonem unese, menší impulsní potrubí samotné ne → musí být podepřeno)
5.	Je zabráněno nadměrnému namáhání třmenu u vzduchem ovládaných membránových armatur, pojišťovacích ventilů a lehkých armatur s pístovým pohonem?
6.	Je zabráněno nadměrnému namáhání třmenu u těžkých armatur s pístovým pohonem?
7.	Není pohon a třmen armatury kotven do míst s možným rozdílným seizmickým pohybem?
8.	Jsou přípoje dostatečně ohebné?
9.	Je zhodnocena seizmická odolnost blízkého tlakového zásobníku vzduchu?
10.	Vyhovuje zařízení z hlediska dalších možných aspektů ovlivňujících seizmickou odolnost?

4.3 HODNOCENÍ KOTVENÍ

Chybějící či nedostatečné kotvení je významnou příčinou selhání funkce zařízení během zemětřesení či těsně po něm. Skutečná zemětřesení prokázala, že komponenty zařízení se posouvají, převracejí, či se ve velké míře přemísťují, pokud nejsou dostatečně ukotveny. Postup pro ověřování kotvení zařízení, který je uveden dále, je založen na kombinaci obhlídek, výpočtů a inženýrského odhadu.

Obhlídky zahrnují měření a vizuální posouzení kotvení zařízení, doplněné použitím dokumentace a výkresů získaných z archivu elektrárny. Výpočty mají porovnat odolnost kotvení vůči odpovídajícímu zatížení (požadavku) působícímu na kotvení. Inženýrský odhad je rovněž důležitou částí hodnocení kotvení zařízení.

Ke kotvení zařízení se v JE nejčastěji užívá přivaření či přišroubování (k ocelovým konstrukcím, anebo certifikované kotevní systémy do betonu (mechanické a chemické kotvy). Kotvení aparátů a potrubí přímo na konstrukci ocelového opláštění (tzv. oblícovku) je obecně nevhodné a u hermetické oblícovky bez použití typových schválených kotevních destiček nepřípustné s výjimkou míst, která jsou dle projektu zesílena a tím specifikována včetně přípustného zatížení. U kotvení se kontrolují rozměry, adekvátnost, rozmístění kotevních prvků, vzdálenost od betonového okraje a stav betonového základu. U kotveného zařízení se sleduje zejména jeho hmotnost, těžiště a nejnižší vlastní frekvence. Pokud existují pochyby o kvalitě betonové zálivky, doporučuje se provést na místě zkoušku únosnosti těchto kotevních šroubů vytrhnutím. Expanzní (mechanické) kotevní šrouby jsou doporučovány zásadně pro kotvení takového zařízení, které nebude za normálních provozních podmínek vystaveno dynamickému namáhání.

4.4 SEIZMICKÉ INTERAKCE

Zemětřesení může být příčinou mnoha typů interakcí, jako jsou nárazy, kolaps, pády nebo zaplavení. Primárním cílem je eliminace vzniku seizmických interakcí, aby se zabránilo poškození konstrukcí, systémů a zařízení

důležitých pro jadernou bezpečnost, v důsledku kolize či porušení jiných blízkých konstrukcí, systémů a komponent zařízení, které nemají vztah k jaderné bezpečnosti, případně v důsledku událostí, způsobených zemětřesením jako jsou vnitřní požáry, zaplavení apod. Převážný podíl seizmických interakcí tvoří fyzikální kontaktní kolize konstrukcí, potrubí nebo zařízení se sousedícím bezpečnostním zařízením nebo s bezpečností souvisejícím zařízením, jejichž příčinou je vzájemný relativní pohyb vyvolaný zemětřesením.

Rozlišují se čtyři hlavní typy seizmických interakcí:

(a) interakce z titulu vzájemné blízkosti (nárazy sousedních blízkých konstrukcí nebo komponent zařízení v důsledku jejich relativně velkého pohybu při zemětřesení),

(b) interakce způsobené pády a/nebo konstrukčním selháním horních nebo sousedních konstrukcí, systémů či zařízení,

(c) interakce v důsledku poddajností přípojných potrubí a kabelů,

(d) zatopení v důsledku seizmických poruch nádrží a nádob.

Pro JE s reaktory typu VVER-440 jsou typické seizmické interakce s nevyztuženými zděnými stěnami a příčkami, které svým kolapsem při zemětřesení ohrožují zařízení s požadovanou seizmickou odolností, zejména seizmickou funkčností. Dále s hasicími přístroji, tlakovými lahvemi, různými vozíky a skříněmi, které mohou při zemětřesení nárazem ohrozit seizmické zařízení. Riziko interakce znamenají také neadekvátně zakotvené komponenty zařízení, u kterého není požadována seizmická odolnost, které se však nacházejí v těsné blízkosti u seizmického zařízení a toto mohou nárazem ohrozit. Příliš poddajné potrubí, kabelové lávky, vzduchovody a stavební detaily jako jsou podhledy, svítidla apod., mohou pádem rovněž ohrozit seizmické zařízení. Seizmické zařízení mohou svým pohybem ohrozit také volně zavěšené jeřábové háky v jejich dosahu.

5. VÝSTUPNÍ DOKUMENTACE SEIZMICKÉHO HODNOCENÍ

Poznatky o provedeném hodnocení technologického zařízení je nutné zpracovat do závěrečné hodnotící dokumentace. Seizmická hodnotící dokumentace obsahuje typicky tyto části:

a) Seznam hodnoceného zařízení - výběr z SSEL (Safe Shutdown Equipment List) nebo SEL (Seismic Equipment List),

b) Seznam použité vstupní technické dokumentace pro hodnocené zařízení,

c) Seznam podkladů získaných při inspekci (fotodokumentace, náčrtky, …),

d) Odkaz na použité vstupní údaje o seizmickém zatížení (obvykle se jedná o odkaz na metodický dokument),

e) Formulář s hodnocením zařízení (Souhrnný formulář pro hodnocení seizmické odolnosti (Screening Verification Data Sheet - SVDS) nebo přehledovou tabulku a podrobné formuláře hodnocení seizmické odolnosti (Seismic Evaluation Work Sheet – SEWS)),

f) Tabulku s přehledem nevyhovujícího zařízení a případně návrh na další opatření.

Souhrnný formulář pro hodnocení seizmické odolnosti (Screening Verification Data Sheet (SVDS) představuje jednoduchou tabulkovou formu hodnocení seizmické odolnosti.

Formulář SEWS je obvykle vyplněn samostatně pro každé hodnocené zařízení. Formulář SEWS nabízí prostor pro záznam informací o zařízení, pro dokumentaci důvodu, z jakého byla kritéria vyhodnocena jako splněná i když doslovný dotaz splněn nebyl, naopak je možné napsat důvody, pro jaké kritéria splněna nebyla. Lze doplnit náčrtky zařízení či celkové situace, lze vložit fotografie. Formulář SEWS může dále obsahovat sekci „Doporučené řešení“. Pokud je zařízení vyhodnoceno jako nevyhovující, je možné vypsat způsoby řešení. Na konci formuláře SEWS se podepisují hodnotitelé. Jeho účelem je podat pohodlný přehled o kritériích seizmické odolnosti.

6. ZÁVĚR

V předloženém příspěvku jsou nastíněny základní principy metody GIP-VVER, která je používána pro nevýpočtové hodnocení konstrukcí, systémů a zařízení. Je nedílnou součástí projektů seizmického přehodnocení jaderných zařízení a díky seizmickým inspekcím dokáže postihnout skutečný stav konstrukcí, systémů a zařízení. Závěry ze seizmických inspekcí dle metody GIP-VVER vedou ke znatelně ekonomičtějším opatřením než případné repase či výměny zařízení, protože výsledky z inspekcí vedou nejčastěji k jednoduchým, leč zásadním konstrukčním opatřením či uvedení zařízení do projektem předpokládaného stavu. Metoda GIP-VVER je proto v současné době všeobecně uznávaná (viz např. dokument IAEA TECDOC-1333) a používaná na elektrárnách typu VVER.

LITERATURA

[1] DOE/EH-0545. „Seismic Evaluation Procedure for Equipment in U.S. Department of Energy Facilities.“ U.S. DOE [U.S. Department of Energy]. Washington. March 1997.

[2] „Generic Implementation Procedure (GIP) for Seismic Verification of Nuclear Power Plant Equipment.“ Revision 2A. SQUG, 1992.

[3] IAEA TECDOC Series No. 1333. „Earthquake Experience and Seismic Qualification by Indirect Methods in Nuclear Installations.“ IAEA [International Atomic Energy Agency]. Vienna. January 2003.

[4] rem10-00.iae. „Seismic Verification of Mechanical and Electrical Equipment Components Installed on WWER-Type Nuclear Power Plants by the GIP-VVER Procedure. Document.“ Prepared by S&A-CZ for the IAEA Technical Meeting “Procedures for Seismic Qualification of Equipment and Components”. IAEA [International Atomic Energy Agency]. Vienna. June 2000.

ASSESSMENT OF 24% COLD WORKED TITANIUM STABILIZED AUSTENITIC STAINLESS STEEL FUEL CLADDING MATERIAL PROPERTIES AT ELEVATED TEMPERATURES BY LATERAL COMPRESSION TESTING

Hygreeva Kiran Namburi[1], Chuan Han Ho[2], Fan Yi Chuang[3], Chocholousek Michal[1], Adamikova Tatiana[1]

E-mail: nab@cvrez.cz

[1] *Centrum výzkumu Řež s. r. o.250 68, Husinec-Rez, Czech Republic*
[2] *Institute of Nuclear Engineering and Science, National Tsing-Hua University, Taiwan*
[3] *Institute of Nuclear Engineering and Science, National Tsing-Hua University, Taiwan*

Abstrakt: In the nuclear safety, the multiple barriers is one of the most important principle. Act as the first barrier, the integrity of the cladding is a crucial issue in the related research. Concerning the mechanical properties, it has difficulty in obtaining the mechanical property along the transversal direction due to the geometry of fuel cladding. In the present study, the Ring Compression Test has been adopted. The method avoids numerous drawbacks and limitations of traditional testing approach, the simpler experimental setting and easier analysis can therefore be introduced, and could further be applied on testing the mechanically irradiated tube sections in hot cell. Candidate material in the study is Titanium stabilized 1.4970 '15-15Ti' stainless steel owing to its outstanding radiation resistance ability. 24% cold-worked materials were compressed at room temperature, 300 ^{o}C, 500 ^{o}C and 700 ^{o}C, respectively. Post experimentation mathematical analysis and data processing were developed to properly interpret the load-deflection curves. The premilinary results showed that the tensile strength of 24% cold work tubular smaples decreases with the increasing temperature.
Keywords*: Fuel claddings, mechanical properties, elevated temperatures, ring compression testing*

1. INTRODUCTION

Mechanical properties of cladding materials are vital factors in the aspect of nuclear safety. However, the geometry of the fuel cladding is usually a thin-walled tube, which makes it hard to obtain the mechanical properties in the hoop direction. To date, most of the traditional tensile tests only provide the mechanical properties in longitudinal direction and otherwise have the size confinement [1]. To get rid of this requirement, T. M. Link et al [2] have developed the ring tension test to determine the mechanical properties in the hoop direction. The sample is designed with reduced section part and two D-blocks are set inside the ring sample. Thus the tensile force is applied along the hoop direction and the elongation only occurs on the reduced section, which means the extensometer can be utilized. However, the complex friction modes are involved in this methodology and more complicated procedures are needed for sample preparation. In fact, these two drawbacks are inevitably introduced in the tensile test. The friction coefficients and gaps between the sample and load devices have strong influence in the results. Also, multi-step machining of sample preparation may cause critical problems in performing the irradiated material test such as producing irradiated wastes and requiring more specially-designed apparatus.

Regarding the easier and simpler methodology in the future mechanical properties, especially for cladding materials embrittlement experiment in the hot cell, Ring Compression Test (RCT), in which a tubular sample is compressed between two rigid flat under displacement control, has been proposed. By means of the RCT, it is no need to consider the friction between testing devices and samples. Besides this, the sample preparation would be more concise, as mentioned previously, this is important for preparing the irradiated samples. In this report, the mechanical properties in hoop direction of the MYRRHA candidate cladding material, '15-15Ti' stabilized aus-

tenitic stainless steel (ASS) is investigated by performing the RCT in room temperature, 300 ^{o}C, 500 ^{o}C and 700 ^{o}C.

2. MATERIALS AND METHODS

Based on the better radiation resistance and the reliability proved in past sodium-cooled fast reactors programs, 1.4970 '15-15Ti' stabilized ASS has been considered as a proper choice of cladding material in the latest report released by SCK·CEN [3][4]. Therefore, 24% cold work tubular samples were provided by SCK·CEN for RCT of this study, and the composition is shown in Table 1. In order to obtain the mechanical properties of the material, RCT's were performed with 1 mm/min load-line displacement rate by the testing machine Z250, and repeated four times in each testing temperature (room temperature, 300, 500, and 700℃) to obtain the average result.

Figure 1 shows typical load-displacement curve and the macroscopic structure of the sample recorded during the RCT. After initial elastic deformation, the sample underwent plastic deformation and started to deform as two circular arcs with the forming of hinges until the contact between the upper and lower hinges. As the first step to estimate the targeted properties, the collapse force P_0, at which large plastic deformation occurred, can be obtained directly from the curve by the intersection of the lines extended from elastic and plastic region as shown in Figure 2. Then, based on the theoretical models of plastic theory and basic mechanical theories, some previous works [5][6] have shown that the collapse stress of the sample can be calculated by the following correlation;

$$\sigma_0 = \alpha P_0 R / t^2 L \qquad (1)$$

Where the outer radius (R) is 6.54-6.56 mm, the wall thickness (t) is 0.45 mm, and the length (L) is 6.7-6.9 mm for the sample of this study. Note that α equals 0.866 in this work because the length is not less than one diameter, which means that the sample was assumed to be in a plane strain state during compression process [7]. After estimating the collapse stress σ_0, the tensile strength can also be defined with linear correlation through the following coefficients;

$$R_m = \frac{\sigma_0}{K_{UTS}} \qquad (2)$$

To compare the results from different laboratories, ENEA set the 20 mm long tubes of 24%CW material under room temperature as the calibration point, which states $K_{UTS} = 1.18$.

Table1: Chemical composition of '15-15 Ti' stabilized ASS

Elemental chemical composition in wt%								
C	**Si**	**Mn**	**Cr**	**Mo**	**Ni**	**Ti**	**B**	**P**
0.096	0.57	1.86	15.06	1.21	15.05	0.44	0.0031	0.013
S	**Co**	**N**	**V**	**Ta**	**Cu**	**Ca**	**Fe**	
<0.001	0.02	0.011	0.034	<0.02	<0.05	<0.03	bal	

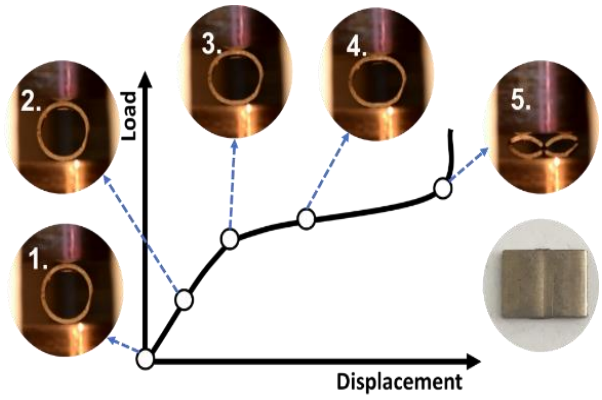


Figure1: Stages of sample in RCT

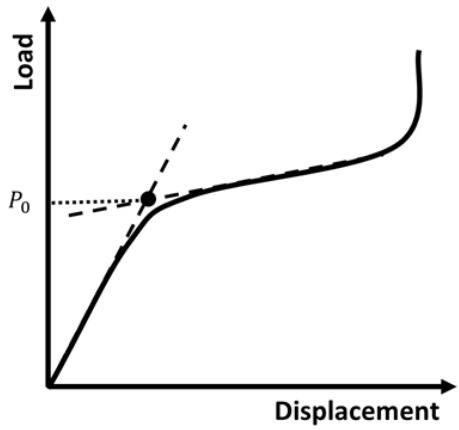


Figure2: Approach of obtaining collapse force

3. RESULTS AND DISCUSSION

It is obvious that at all temperatures, load-displacement curve can be approximately divided into three stages, namely linearly-elastic region, work-hardening deformation region and the last rapid crushing region. In the beginning, whole tube sample was in the elastic condition, load increased with the increasing displacement in this region. Then it entered the elbow part which is also known as the start of plastic deformation region. After passing the elbow part, the load kept increasing due to the effect of work hardening within the materials until the whole sample was completely crushed. Some signal processing skills, such as first-differential and signal-smoothing, were introduced to assess the analysis of defining the linearly-elastic region and plastic deformation region more easily. Note that only the flat part of the work-hardening deformation region was regarded as the plastic deformation region in our analysis, while any part that behaved a huge change of trend or even decline of the load was dismissed in the following data processing and the calculation, since there must be certain variation of the materials microstructure during large amount displacement. This approach can also be applied on any other kinds of behavior of load-displacement curves since it was conservatively designed. The tensile strength, R_m, which could be obtained by converting the collapse load with Eq. (1)(1), are shown in Table 2, and load-displacement curves obtained from the RCT are also shown Figure 3. Basically, the higher the testing temperature, the lower the tensile strength was obtained. On the other hand, experiments were performed at each test condition four times to get good estimate and the reproducibility of RCT experiment. Further detail comparison of each test condition can be found in Figure 40 and it is clearly acceptable with all the test conditions demonstrated less than 5 % difference.

Table2: R_m at different test temperatures.

Test Conditions	RT	300 °C	500 °C	700 °C
R_m (MPa)	759 (±11)	676 (±13)	629 (±13)	455 (±7)

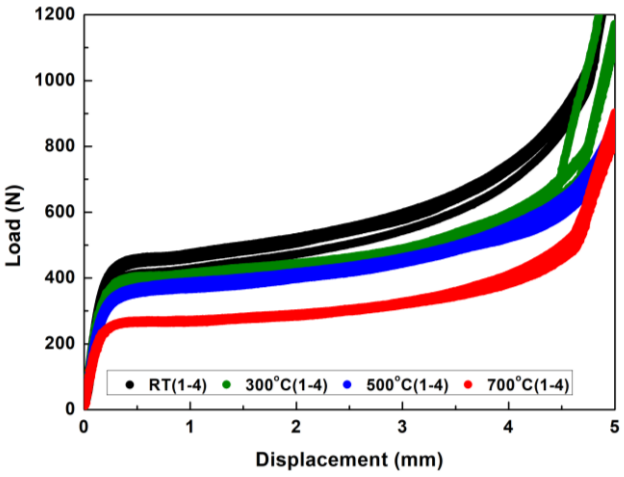


Figure3: Load-displacement curves of RCT at various temperatures

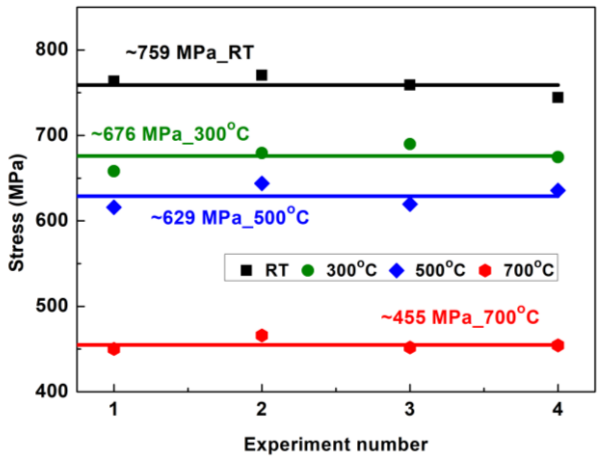


Figure4: Average strength at various temperatures

4. CONCLUSIONS

Based on the preliminary results, Ring Compression Test can easily be operated and set, which also makes the test of mechanical properties in hoop direction of tube-shape materials more convenient. In this study, 24% cold work tubular smaples were tested and showed that tensile strength decreases with the increasing temperature.

ACKNOWLEDGEMENTS

The presented work was financially supported by the Ministry of Education, Youth and Sport Czech Republic - project LQ1603 Research for SUSEN. This work has been realized within the SUSEN Project (established in the framework of the European Regional Development Fund (ERDF) in project CZ.1.05/2.1.00/03.0108 and of the European Strategy Forum on Research Infrastructures (ESFRI) in the project CZ.02.1.01/0.0/0.0/15_008/0000293, which is financially supported by the Ministry of Education, Youth and Sports - project LM2015093 Infrastructure SUSEN.

LITERATURE

[1] ASTM A370, Standard Test Methods and Definitions for Mechanical Testing of Steel Products.

[2] T. M. Link, D. A. Koss, A. T. Motta. *Nuclear Engineering and Design*. 186 (1998) 379-394.

[3] H. A. Abderrahim, P. Baeten, D. D. Bruyn, R. Fernandez. *Energy Conversion and Management*. 63 (2012) 4-10.

[4] H. Aït. Abderrahim, V. Sobolev, E. Malambu. *Technical Meeting on use of LEU in ADS*. October 10-12, 2005, IAEA, Vienna, Austria

[5] T. Yella Reddy, S.R. Reid. *Nuclear Engineering and Design*. 52 (1979) 257-263.

[6] Mahmoud Nemat-Alla. *International Journal of Mechanical Sciences*. 45 (2003) 605-621.

[7] T. Yella Reddy. *Impact energy absorption using laterally compressed metal tubes' Ph.D. Thesis, University of Cambridge* (1978)

Metoda měření deformace ozářených palivových souborů pomocí ultrazvuku

Pavel Nerud

E-mail: Pavel.Nerud@cvrez.cz

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

***Abstrakt**: Článek popisuje vývoj metody měření deformace ozářeného palivového souboru pomocí ultrazvuku. Popisovaná metoda neurčuje přímo deformaci palivového souboru, ale na základě jednoho měřeného parametru (poměru energie odražené od povrchu) určuje hodnotu druhého měřeného parametru (vzdálenosti povrchu), použitého následně pro výpočet pozic distančních mřížek a deformace palivového souboru jako celku.*

***Klíčová slova**: měření deformace, palivový soubor, distanční mřížka, ultrazvuk, rovnoběžný pohyb*

1. ÚVOD

Jaderné palivové soubory jsou zdrojem obrovského množství energie, která pochází z rozpadu jader atomu a následně se přeměňuje na tepelnou energii vznikající brzděním štěpných trosek v krystalové mřížce paliva. Tato tepelná energie je dále přenášena materiálem palivových tablet, plynného obsahu palivových proutků a materiálem pokrytí do chladiva, které ji přenáší k dalším zařízením nutným pro přeměnu na elektrickou energii. Aktivní zóna je tedy vysoce namáhanou částí, jak z hlediska tepelného, tak i hydraulického a napěťového.

Palivové soubory jsou souborem těchto zatížení komplexně namáhány, což se projevuje deformacemi palivového souboru jako celku, tak i jeho částí, například palivových proutků. Deformace mohou přímo nebo nepřímo vést k netěsnostem palivových proutků, změně hydraulických poměrů v aktivní zóně, změnám transportu tepla, nebo neutronového toku. Z důvodu zajištění bezpečného a ekonomického provozu jaderného bloku je proto zapotřebí, aby k deformacím, pokud možno nedocházelo, případně jen v omezené míře.

Z důvodu potvrzení opětovného bezpečného použití v další kampani jsou po každé kampani prováděny vizuální kontroly a měření deformací ozářených palivových souborů. Na jaderné elektrárně Temelín tyto práce provádí Centrum výzkumu Řež, které se také zaměřuje na vývoj nových systémů pro měření a hodnocení stavu paliva.

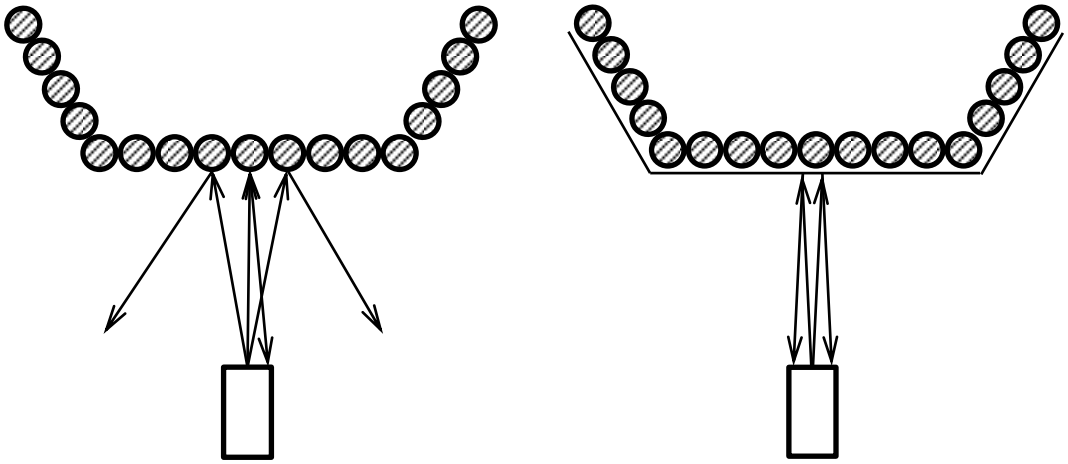
2. NÁVRH METODY MĚŘENÍ

V roce 2015 byla navržena nová metoda měření, jejíž cílem bylo provedení měření deformace palivového souboru v plynulém pohybu s jedním stupněm volnosti, tj. v plynulém pohybu podél osy palivového souboru. To umožňuje provézt záznam vizuální kontroly a měření deformace současně, což se projeví ve významné úspoře času inspekce palivového souboru.

Nová metoda měření využívá pojezdu ultrazvukové sondy podél jedné strany palivového souboru, přičemž paprsek sondy míří kolmo k této straně. Jako místa vhodná pro měření (a současně snadno technicky identifikovatelná) byly určeny boční plechy distančních mřížek, protože ty jsou z důvodu své tuhosti nejméně deformovanou částí palivového souboru. Boční plechy si tedy zachovávají svou rovinnost i při deformaci palivového souboru.

Při měření v průběhu pohybu je paprsek ultrazvukové sondy vysílán k povrchu strany palivového souboru a je měřen poměr energie sondou vysílané a přijímané (odražené od povrchu a vracející se nazpět do sondy).

Z doby letu ultrazvukové vlny po dráze „sonda – odrazná plocha – sonda“ je následně vypočtena vzdálenost povrchu palivového souboru od měřicí sondy.



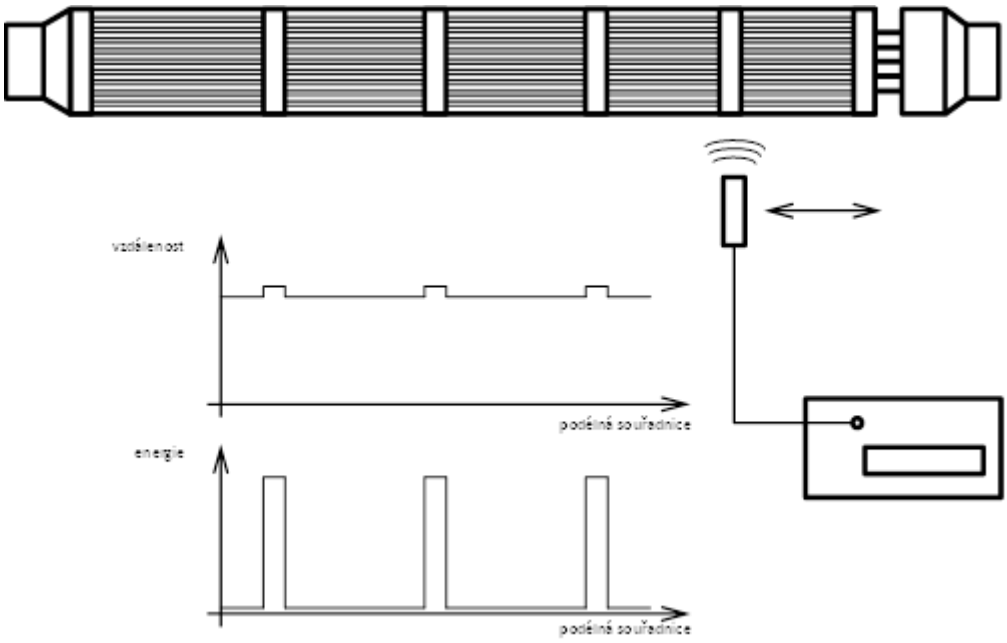
Při odrazu ultrazvukového paprsku od válcového povrchu palivových proutků se podle zákona o odrazu vlnění většina odražené energie rozptýlí do prostoru a nevrátí se zpět do ultrazvukové sondy. Poměr vysílané a přijímané energie je proto nízký. Při odrazu ultrazvukového paprsku od rovinné plochy distanční mřížky se většina energie vrátí do původního směru. Poměr energie sondou přijímané k energii sondou vysílané je výrazně vyšší než při odrazu od palivových proutků. Protože pro výpočet deformace palivového souboru je důležitá pozice distančních mřížek, je měřena vzdálenost bočního povrchu palivového souboru od ultrazvukové sondy, a hodnota vzdálenosti naměřené na distanční mřížce je určena pomocí výrazného zvýšení poměru energie odražené od povrchu.

Při pohybu podél strany palivového souboru jsou tedy identifikovány dva stavy – odraz od palivových proutků (nízký poměr přijaté energie) a odraz od distanční mřížky (vysoký poměr přijaté energie).

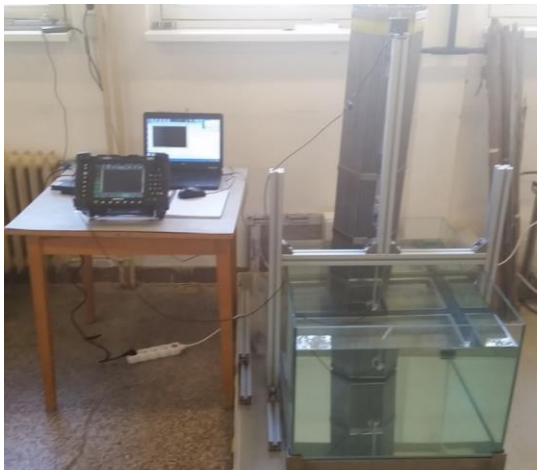
3. EXPERIMENTÁLNÍ OVĚŘENÍ

Ověření metody měření pomocí ultrazvuku proběhlo v experimentálním zařízení v laboratoři Centra výzkumu Řež. Toto zařízení sestává z nádrže naplněné demineralizovanou vodou, pohybového systému ultrazvukové sondy řízeného počítačem a umístěného imitátoru palivového souboru. Ultrazvuková sonda se pohybuje podél palivového souboru a měří vzdálenost povrchu a poměr přijímané a vysílané energie. Záznam dat probíhal dříve pomocí defektoskopu, nyní je využívaná měřicí ultrazvuková karta.

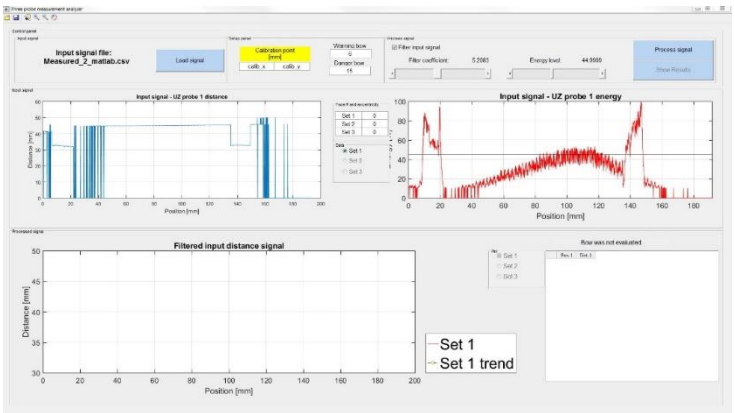
Před provedením samotného experimentu bylo úpravou směru ultrazvukové sondy provedeno zajištění kolmosti ultrazvukového paprsku k povrchu bočních plechů distančních mřížek tak, aby při odrazu paprsku od nich, bylo dosaženo, pokud možno nejvyššího poměru odražené energie vzhledem k energii vysílané. Následně byl spuštěn pohyb sondy ve směru osy palivového souboru se současným záznamem tří veličin – podélné souřadnice, měřené vzdálenosti a poměru přijímané a vysílané energie. Hodnoty byly ukládány v textové podobě pro pozdější ruční zpracování. Další vývoj metody se zaměřil na vytvoření programového prostředí, které by umožnilo automatické zpracování naměřených signálů.



Obrázek 4 Schematické zobrazení měření a očekávaný průběh naměřených signálů



Obrázek 3 Původní pracoviště se záznamem dat pomocí defektoskopu

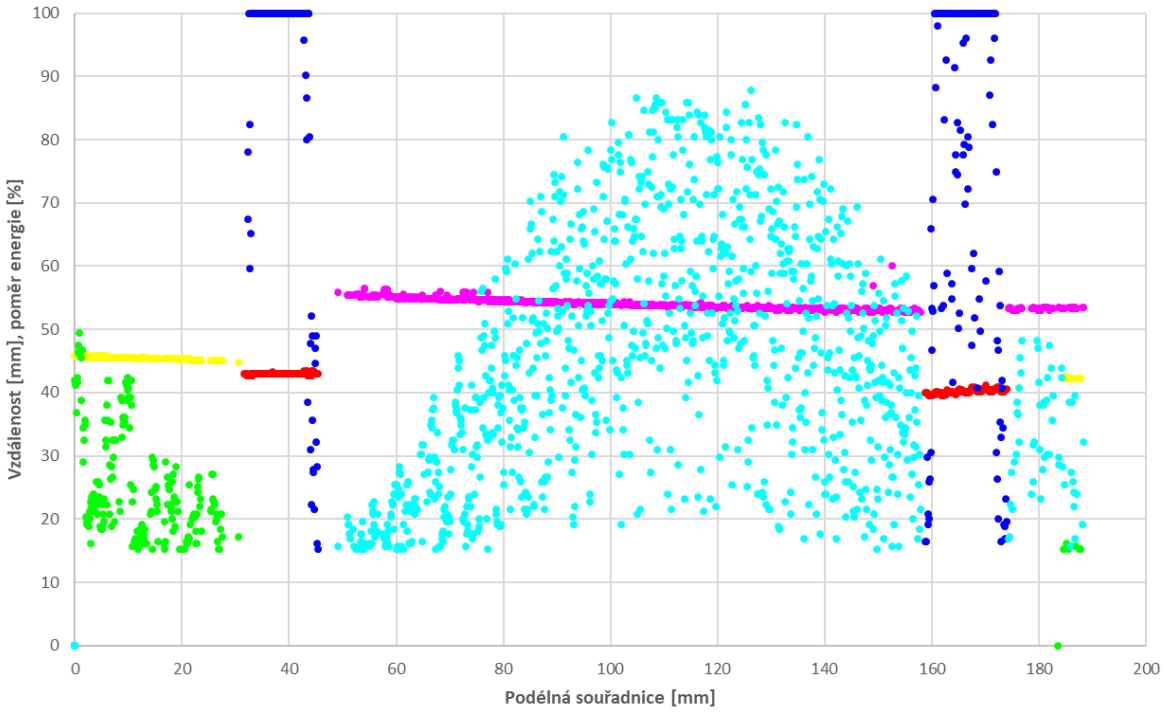


Obrázek 2 Programové prostředí pro automatizované zpracování měření deformace

4. VÝSLEDKY

Při analýze výsledků byly do společného grafu vykresleny závislosti měřené vzdálenosti a poměru odražené energie v závislosti na podélné souřadnici. Oba průběhy obsahovaly informaci o pozicích distančních mřížek a úsecích palivových proutků. Náběžné a sestupné hrany poměru přijímané energie (z 0 na 100%) určovaly pozice distančních mřížek, tyto vzestupy dobře pozičně odpovídaly změnám v měřené vzdálenosti. Změny měřené vzdálenosti mezi měřeními v úseku palivových proutků a bočním plechem distanční mřížky jsou přibližně 2 mm u první řady palivových proutků a 13 mm u druhé řady proutků. V přiloženém grafu lze snadno identifikovat:

a) dvě distanční mřížky (měřená vzdálenost červeně, poměr energie modře),
b) první řadu palivových proutků (měřená vzdálenost žlutě, poměr energie zeleně),
c) druhou řadu palivových proutků (měřená vzdálenost fialově, poměr energie tyrkysově).



Obrázek 5 Graf z měření na imitátoru palivového souboru

Detekce obou distančních mřížek podle náběžných a sestupných hran si odpovídá podle měřené vzdálenosti, i podle poměru energie vracející se do sondy. Úseky palivových proutků vyjadřují domněnku, že rovina boční strany palivového souboru nebyla rovnoběžná s rovinou pojezdu ultrazvukové sondy. Tato myšlenka je podpořena mírným klesáním hodnot měřené vzdálenosti (nerovnoběžnost v předo-zadní rovině). Druhým faktem je zvýšení poměru odražené energie v oblasti palivových proutků a velký rozptyl jeho hodnot. To lze vysvětlit pohybem kontaktního bodu ultrazvukového paprsku s plochou palivového proutku. Důkaz o příčném pohybu kontaktního bodu je i v přechodu z měření vzdálenosti první řady palivových proutků na druhou (příčný sklon palivového souboru a zaměření paprsku do mezery mezi proutky první řady.).

5. ZÁVĚR

Navržená metoda měření deformace palivového souboru pomocí ultrazvuku byla ověřována při měření průhybu palivového souboru v jednom směru a správně identifikovala distanční mřížky a určila jejich vzdálenost od měřicí sondy. Při použití minimálně tří ultrazvukových sond je možné výpočtem stanovit přesné pozice distančních mřížek v jejich rovině a následným matematickým postupem stanovit i průhyb palivového souboru od přímé spojnice hlavice a patice a zkrut palivového souboru na každé distanční mřížce.

Navržená metoda měření výrazně zjednodušuje proces měření (vyžaduje pouze jeden stupeň volnosti měřicího systému) a zrychluje jeho provedení (měření lze provádět v průběhu vizuální inspekce).

V případě výsledků srovnatelných nebo lepších než současné metody měření, je záměrem aplikovat tuto metodu do specializovaného inspekčního zařízení, nebo do procesu vytahování palivového souboru z aktivní zóny a uvézt ji do průmyslové praxe.

PODĚKOVÁNÍ

Presentované výsledky byly finančně podpořeny Ministerstvem školství, mládeže a tělovýchovy - projekt LQ1603 Výzkum pro SUSEN. Práce byla realizována na velké infrastruktuře Udržitelná energetika (SUSEN) vybudované v rámci projektu CZ.1.05/2.1.00/03.0108 a CZ.02.1.01/0.0/0.0/15_008/0000293, která je finančně podporována Ministerstvem školství, mládeže a tělovýchovy - projekt LM2015093 Infrastruktura SUSEN a s využitím infrastruktury Experimentální jaderné reaktory LVR-15 a LR-0, která je finančně podpořena Ministerstvem školství, mládeže a tělovýchovy - projekt LM2015074.

LITERATURA

[1] Nerud P., Kopec M.: Experimentální ověření použití ultrazvuku pro měření deformace palivového souboru, Mikulášské setkání Mladé generace ČNS, ISBN 978-80-02-02647-1.

MĚŘENÍ CHARAKTERISIK IONTOVÝCH SVAZKŮ GENEROVANÝCH LASERY POMOCÍ METODY TOF.

Boris Odložilík

E-mail: b.odlozilik@seznam.cz

KDAIZ FJFI ČVUT v Praze, Břehová 7, 115 19, Praha 1

***Abstrakt**: V úvodní části tohoto článku je popsána základní struktura ELI (Extreme Light Infrastructure). Dále jsou zmíněny vybrané principy urychlování částic pomocí laseru a fungování detektorů v TOF (Time Of Flight) módu. Na závěr jsou diskutovány dva konkrétní experimenty a naměřená data jsou analyzována.*

***Klíčová slova**: Extreme Light Infrastructure, urychlování částic pomocí laseru, metoda doby průletu (TOF), Fourierova transformace, detekce nabitých částic*

1. ÚVOD

Vývoj laserových technologií v posledních letech umožňuje výzkum nových efektů, implementaci dosud nerealizovatelných experimentů a využití v nejrůznějších praktických aplikacích. Jedna z takových aplikací nových laserových systémů je využití laseru jako mnoho-účelového zdroje elektronů, protonů a iontů, který je schopen produkovat tyto částice v širokém rozsahu energií. Urychlené protony by mohly být využity například v radioterapii (v tomto odvětví jsou žádoucí energie vyšší než 100 MeV). Laserem urychlené protonové svazky by se mohly stát relativně levným a efektivním způsobem ozařování nádorů. Pro plné využití v těchto perspektivních aplikacích je ovšem třeba provádět co nejpřesnější charakterizaci urychlených svazků, ať už jde o spektrum, rozbíhavost svazku, trvání pulzu, či jiný parametr. Souběžně s vývojem nových technologií je tedy nutné vyvíjet příslušné kompatibilní detekční a ochranné systémy.

2. ELI

Extreme Light Infrastructure je Evropský projekt, jehož cílem je postavit a provozovat nejintenzivnější laserové systémy na světě. Laserové urychlovače v ELI budou schopny pracovat v širokém rozsahu energií, na rozdíl od konvenčních urychlovačů, a tudíž bude umožněno studium efektivity jednotlivých urychlovacích mechanismů. Toto povede k optimalizaci parametrů urychlených svazků. V současnosti je projekt postaven na 3 pilířích (výzkumných střediscích). Jeden je v Maďarsku (ELI ALPS), druhý v Rumunsku (ELI NP) a třetí v České Republice (ELI Beamlines).

2.1 ELI ALPS

Szeged (Maďarsko) je domovem pro ELI ALPS (Attosecond Light Pulse System), kde se pracuje se světelnými zdroji, se širokým frekvenčním rozsahem, ve formě ultrakrátkým pulzů s velkou opakovací frekvencí, kterých se dosahuje s pomocí OPCPA zesilovačů a diodově čerpaných pevnolátkových laserů (DPSSL). Základem jsou 3 laserové systémy s různými vlastnostmi (HR laser, SYLOS laser, HF laser). Podrobnější informace najdete v [1]. Bude zde probíhat studium extrémně rychlých jevů (až na attosekundové škále - za 1 as světlo urazí pouhé 3 Å) jako je například elektronová dynamika v atomech. Dalším z využití tyto laserové systémy najdou, mimo jiné, ve výzkumu relativistických interakcí laserových pulzů s látkou.

2.2 ELI NP

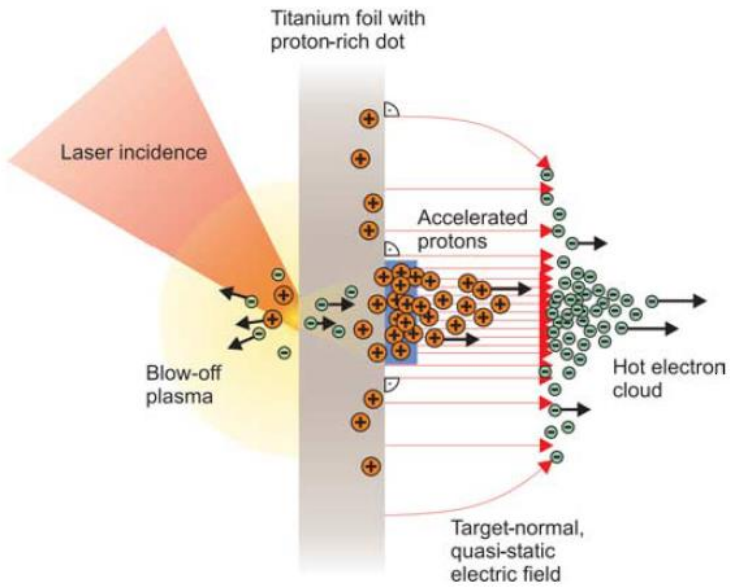
V Magurele (Rumunsko) stojí ELI NP (Nuclear Physics). Toto středisko je zaměřeno na výzkum v jaderné fyzice spojený s ultraintenzivními lasery (např. laserem buzené jaderné reakce a jaderné efekty). Základním technickým vybavením tohoto pracoviště jsou dva 10 PW lasery typu APOLLON, pomocí kterých lze dosáhnout intenzity až 10^{23} W/cm^2, a takzvaný ă svazek. Tyto technologie je potom možné využít například při měřeních využívajících jadernou rezonanční fluorescenci, strukturální analýze proteinů, dosahování vyšších jaderných excitačních energií, produkci těžkých prvků s velkým počtem neutronů, nukleosyntéze a v neposlední řadě k výzkumu v oblasti jaderné fotoniky. Podrobnější informace jsou k nalezení v [2].

2.3 ELI BEAMLINES

Český pilíř se nachází v Dolních Břežanech a jeho posláním je vývoj a výzkum zaměřený na sekundární zdroje všech typů záření a generaci svazků (pulzů) částic ve velkém rozsahu energií a s požadovanými vlastnostmi. Probíhá zde také vývoj a testování nových technologií pro PW laserové systémy budoucnosti. Výzkumníci zde hledají nejefektivnější metody generace fotonových a částicových svazků s co největší energií a přizpůsobivostí parametrů svazku (délka pulzu, energetická distribuce, opakovací frekvence, atd.). Tyto svazky budou využity k výzkumu i multidisciplinárním aplikacím. ELI Beamlines bude využívat 4 laserové systémy s unikátními vlastnostmi (např. L4 s opakovací frekvencí 1 výstřel za minutu dosahující výkonu až 10 PW, nebo L1 s nižším výkonem, ale s opakovací frekvencí až 1000 výstřelů za sekundu). Detailní informace je možno najít v [3].

3 URYCHLOVÁNÍ IONTŮ POMOCÍ LASERU

Existuje celá řada mechanismů, díky nimž jsou nabité částice urychlovány. Patří mezi ně například MVA (magnetic vortex acceleration), RPA (radiation pressure acceleration), CE (Coulomb explosion), DCE (directed Coulomb explosion), BOA (break-out afterburner), SWA (shock wave acceleraton) a v neposlední řadě TNSA (target normal sheath acceleration). Poslední jmenovaný bude v následujícím textu diskutován detailněji. Jeho grafické znázornění můžete vidět na Obr. 1. Podrobnější informace týkající se laserového urychlování nabitých částic jsou k dispozici například v [4].



Obrázek 1: Obr. 1: *Grafické znázornění urychlení protonů pomocí principu TNSA (Target Normal Sheath Acceleration). Laserový pulz dopadá na přední stranu terče. Dochází k vytvoření mraku horkých elektronů a kvazistatického elektrického pole na zadní straně terče, které je zodpovědné za urychlení protonů.* [4]

Režim TNSA je nejvíce využíván v případě, že pracujeme s terči o takové tloušťce, že jimi laserový pulz nedokáže kompletně proniknout. Princip je tedy následující. Nejdříve na terč dopadá předpulz, který způsobí vznik takzvaného blow-off plazmatu, které sféricky expanduje z místa interakce. Následně přiletí hlavní pulz a dopadne na plazma a povrch terče, kde dojde k vytvoření mraku horkých elektronů, pro které je terč téměř transparentní, a tudíž jím prostupují až na druhou stranu, kde malá část z těchto elektronů terč opustí a vytvoří shluk elektronů (znázorněno na Obr. 1) v těsné vzdálenosti od terče. Mezi tímto shlukem a terčem je utvořeno kvazistatické elektrické pole, které urychlí protony, které díky své váze pohybově zaostávají za elektrony. Tímto způsobem při urychlení získají nejvíce energie ionty s největším poměrem náboje a hmotnosti.

Oblast původu urychlených protonů je větší, než je oblast ohniska laserového pulzu. Proto jsou urychlovány i parazitní protony z oblastí okolo malé tečky z materiálu bohatého na protony umístěné na zadní straně terče za účelem zvýšení počtu urychlených protonů. Výsledkem je potom široké energetické spektrum. Monoenergetických charakteristik ve spektru je možno dosáhnout použitím terčů s různými mikrostrukturami. Parazitní protony jsou mnohdy detekovány nezávisle na materiálu terče. To může být způsobeno povrchovými kontaminacemi terče (vodní pára, olej z vakuové pumpy, atd.). Kontaminace se dá omezit předehřátím terče na co nejvyšší teplotu (závisí na konkrétním terči). Tato problematika je diskutována v [5].

4 METODA DOBY PRŮLETU

Metoda doby průletu (TOF) je využívána v mnoha odvětvích a v různých variacích. V našem případě se měří časová závislost proudu buzeného průchodem urychlených částic detektorem umístěným ve vzdálenosti L od terče. Signálová odezva (vzorkovací frekvence je dána osciloskopem) v příslušném čase nám potom dává informaci o rychlosti dopadající částice. Této informace poté využijeme k výpočtu energie částice. Detektor by měl být umístěn dostatečně daleko na to, aby došlo k odlišení záření X, či UV, od nabitých částic, ale natolik blízko aby signálová amplituda byla rozpoznatelná (čím dál je detektor o terče, tím menší je detekční úhel a dochází k poklesu amplitudy). Předpokládejme, že všechny produkty interakce laserového pulzu na terči jsou vytvořeny ve stejném čase. Tento předpoklad můžeme bez újmy na obecnosti provést, protože délka pulzu je kratší než vzorkovací interval. *Rychlost* v detekované částice spočteme jako

$$v = \frac{L}{t} = \frac{L}{t_{TOF} + \frac{L}{c}} \tag{1}$$

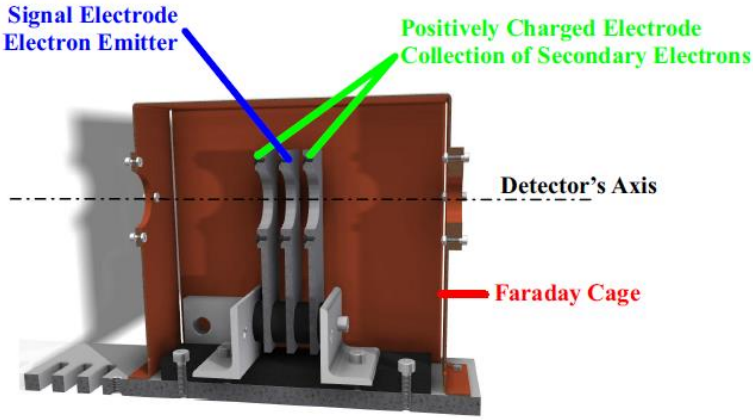
kde c je *rychlost světla*, L *vzdálenost* od terče do detektoru a t_{TOF} je *čas*, po který letí příslušná částice od terče do detektoru. Korekce L/c je ve jmenovateli přičtena proto, že čas měření je standardně spouštěn prvním signálem od fotonů, které letí rychlostí c. *Kinetická energie* částice (v relativistické formě) je potom

$$E_{kin} = \left(\frac{1}{\sqrt{1 - \frac{v^2}{c^2}}} \right) m_0 c^2 \tag{2}$$

Zde m_0 je *hmotnost* částice a v rychlost vypočtená v prvním vzorci. Existuje celá řada detektorů, které pracují v TOF módu (od Faradayových kalíšků až po polovodičové detektory). Zde se ale zaměříme na detektor SEM-0, který je založen na sekundární emisi elektronů.

4.1 SEM-0

Tento detektor sestává ze tří elektrod, které jsou vybaveny hliníkovými fóliemi o tloušťce 18 μm. Boční elektrody jsou nabity kladně a slouží ke sběru elektronů emitovaných z prostřední elektrody v důsledku průchodu svazku nabitých částic (v našem případě protonů). Signál z prostřední elektrody pokračuje do osciloskopu. Symetrie bočních elektrod je důležitá z toho důvodu, že kdybychom použili jen jednu boční elektrodu, elektrony na jedné straně signálové elektrody by mohly být přitaženy zpět a nevznikl by tak signálový impulz. Elektrody jsou umístěny ve Faradayově kleci za účelem omezení vlivu elektromagnetického pulzu, který je velkým problémem pro veškerou elektroniku a přenos signálu v okolí interakční komory. Vstupní a výstupní okénko detektoru je tvořeno opět hliníkovou fólií. Detektor je znázorněn na Obr. 2.

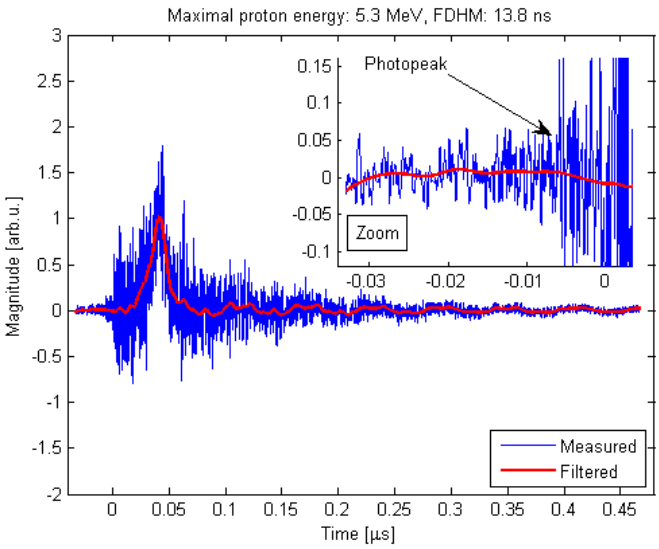


Obr. 2: *Průřez detektorem SEM-0. Sekundární elektrony jsou produkovány na střední signálové elektrodě a následně sbírány na bočních elektrodách. Elektrody jsou uzavřeny ve Faradayově kleci.* [6]

4.2. EXPERIMENT V APRI-GIST

Jednou z cest ke zvýšení počtu urychlených protonů a jejich energie je použití terčů s povrchovými nanostrukturami. Toto bylo demonstrováno například v roce 2012 během experimentu v APRI-GIST (Advanced Photonics Research Institute) v Gwangju, Jižní Korea, kde byl použit plastový terč pokrytý na přední straně vrstvou polystyrenových nanokoulí. Průměr koulí byl srovnatelný s vlnovou délkou laseru a díky jejich aplikaci došlo ke zvýšení absorpce energie laserového záření v terči. Použití TOF diagnostiky (např. SEM-0 detektor) bylo během experimentu také zkoumáno (silné EMP interference).

Data, naměřená na detektor SEM-0, byla získána při laserovém výkonu zhruba 200 TW a trvání pulzu v oblasti FWHM 30 fs. Byl použit 100 GS/s osciloskop LeCroy WavePro 7200A. Časový kontrastní poměr pulzu byl udržován na hodnotách $5x10^{11}$ po dobu 6 ps do příchodu hlavního pulzu. Přední stranu s nanokoulemi bylo totiž třeba zachovat nepoškozenou až do příchodu hlavního pulzu - nanokoule musely vydržet působení předpulzu nepoškozeny, čehož bylo při intenzitách předpulzu v řádu 10^9 W/cm^2 dosaženo. Samotný laserový svazek byl na terč zaměřen pomocí parabolického zrcadla, díky čemuž laserová intenzita dosáhla zhruba $3x10^{20}$ W/cm^2. Z důvodu eliminace zpětného odrazu byl terč vychýlen o 9 stupňů vůči směru propagace laseru. Detektor SEM-0 byl umístěn ve vzdálenosti 63 cm od terče (na zadní straně terče) pod úhlem 30 stupňů vzhledem k normále terče.



Obr. 3: *Modře jsou znázorněna data naměřená detektorem SEM-0 při experimentu v APRI-GIST. Data filtrovaná 100 MHz Butterworth filtrem jsou vyobrazena červeně. Protonový pík je jasně viditelný.* [7]

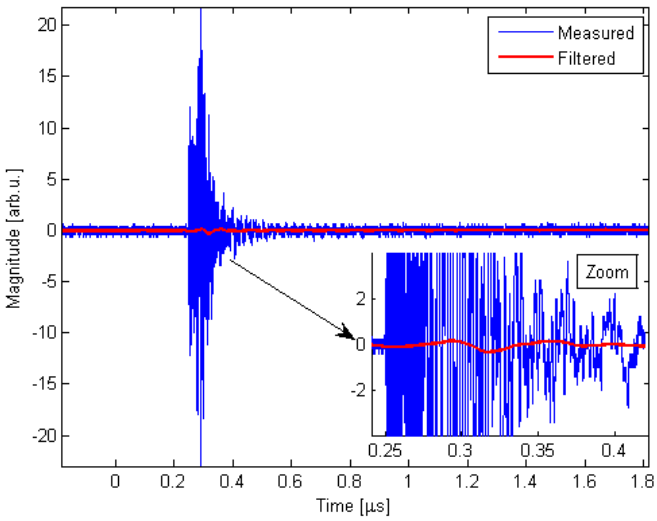
Z celkových 350 výstřelů zaregistrovaných na SEM-0 jich bylo 89 neúspěšných (jeden z důvodů může být například to, že terč není v ohnisku laseru - pak intenzita nemusí být k urychlení iontů dostatečná). V takových případech nebyl žádný protonový pík v signálu viditelný. Při ostatních výstřelech byl naměřen užitečný signál. Příklad úspěšného výstřelu je prezentován na Obr. 3. Protonový pík v signálu byl podle očekávání tvořen jen několika nízkými frekvencemi, proto se dal bez problému aplikovat 100 MHz lowpass filtr, který vyšší neužitečné frekvence odstranil. Toto umožnilo lepší grafické znázornění dat (červená křivka na Obr. 3 a 4) a snazší charakterizaci píku - lokalizace maximálních energií, určení FDHM (Full Duration at Half Maximum) a polohy maxima. Na začátku jsme učinili předpoklad, že všechny produkty interakce jsou vytvořeny ve stejném okamžiku. Určíme-li tedy v naměřeném signálu dobu mezi detekcí prvních fotonů a vybrané části protonového píku, můžeme podle (1) a (2) dopočítat příslušné energie protonů. Čím dříve po detekci fotonů se objeví protonový pík, tím energetičtější protony ho tvoří.

4.3. EXPERIMENT V PALS

Další experiment, kde byl využit detektor SEM-0 proběhl v roce 2015 na PALS (Prague Asterix Laser System) v Praze. Cílem experimentu bylo na vakuovou komoru nainstalovat kryostat ELISE a střílet do kontinuálně proudící stužky pevného vodíku.

Pro sběr signálu byl použit 25 GS/s osciloskop Tektronix DPO 70604C. Detektor byl umístěn ve vzdálenosti 53 cm od přední strany terče (měřilo se tedy urychlení protonů z přední strany terče, na kterou dopadal laserový pulz) pod úhlem 30 stupňů vzhledem k normále terče. Energie v pulzu byla zhruba 600 J a jeho trvání 300 ps v oblasti FWHM. Jako terč sloužila stužka 62 μm tlustého a 1 mm širokého pevného vodíku kontinuálně vytlačovaná z kryostatu. Intenzita zaměřeného pulzu byla přibližně 4×10^{16} W/cm^2.

Vzhledem k velké energii doručené terči ve velmi krátké době byly hodnoty interference EMP větší než signálové impulzy zaznamenané detektorem SEM-0. Dalším faktorem, který způsobil to, že užitečný signál naměřený nebyl, je například to, že detektor byl umístěn na přední straně terče, kde je urychlení znatelně slabší než na straně zadní. Úhel umístění detektoru také nebyl ideální, signálová amplituda proto nebyla příliš vysoká. Ostatní diagnostické systémy zaznamenaly protony urychlené až na 4 MeV, nicméně, vzhledem k tomu, že tyto nízkoenergetické protony jsou znatelně zpomaleny v hliníkových fóliích, které tvoří aktivní oblast elektrod a vstupní okénka, tak nebyly schopny vytvořit detekovatelnou amplitudu, zvláště v kombinaci s vysokými amplitudami EMP rušení. Modrý signál na Obr. 4 je tvořen v podstatě výhradně elektromagnetickým pulzem.



Obrázek 2: Obr. 4: *Modře jsou znázorněna data naměřená detektorem SEM-0 při experimentu na PALS v Praze. Data filtrovaná 100 MHz Butterworth filtrem jsou vyobrazena červeně. Protonový pík naměřen nebyl.* [7]

5 ZÁVĚR

Bylo ověřeno, že detektor SEM-0 je schopen fungování v podmínkách experimentů využívajících lasery třídy PW. Toto bylo demonstrováno například v roce 2012 při experimentu v Jižní Korei, který je zmíněn výše. Největší chyba vyhodnocení dat byla způsobena nejistotou lokalizace signálu prvních fotonů, jejichž původ je ve sledované interakci. Proto je nanejvýš vhodné k detekci fotonového píku užít i jiných diagnostik (zde byla pozornost věnována pouze detektoru SEM-0). Větší přesnost určení polohy fotonového píku by vedla k přesnějšímu určení energií protonů. Při použití samotného SEM-0 může chyba dosáhnout až několika MeV. SEM-0 obecně pracuje lépe při vyšších energiích a počtech detekovaných částic. Detektor by měl být umístěn dostatečně daleko na to, aby došlo k odlišení prvního píku způsobeného fotony a signálu od měřených částic, ale zároveň dostatečně blízko na to, aby užitečný signál dominoval nad ostatními rušivými signály (např. EMP).

Budeme-li se věnovat výsledkům analýzy signálů z detektoru SEM-0, naměřených v APRI-GIST v roce 2015, tak platí následující. Ze 102 analyzovaných povedených výstřelů jsem vyvodil, že maximální energie protonů byla 18.5 MeV a průměrná maximální energie 6.9 MeV (beru v úvahu pouze 102 výstřelů). Průměrnou energii protonů jsem určil na 2.2 MeV. Tyto hodnoty by se mohly změnit po analýze všech 261 povedených výstřelů. Pro 18 výstřelů jsem spočítal hodnoty FDHM v závislosti na maximální energii protonů. Získané hodnoty naznačují korelaci - čím větší je energie protonů tvořících pík, tím delší je FDHM píku. Přesnější závislost FDHM na energiích protonů by mohla být získána z většího statistického vzorku. Zajímavé by také mohlo být zkoumat závislost FDHM na ploše píku.

Co se týče experimentu v PALS, žádný protonový pík nebyl na detektor SEM-0 naměřen. Důvody byly diskutovány výše.

Výsledky z detektorů pracujících v režimu TOF, v kombinaci s výsledky z dalších diagnostických systémů (například standardní spektrometry), mohou přispět k úplné charakterizaci a rekonstrukci všech komponent svazků.

PODĚKOVÁNÍ

Chtěl bych poděkovat svému vedoucímu RNDr. Janu Smolíkovi, Ph.D. za užitečné a podněcující poznámky a diskuze, které vypracování mé bakalářské práce umožnily. Dále bych chtěl poděkovat Ing. Antonínu Fajstavrovi za úvod do tématu a jeho ochotu mi se vším poradit a pomoci. V neposlední řadě děkuji své rodině, bez které by mé studium a úspěchy nebyly možné.

LITERATURA

[1] ELI ALPS [online], 2015, WWW: *www.eli-hu.hu*

[2] ELI NP [online], 2017, WWW: *http://www.eli-np.ro*

[3] ELI Beamlines [online], 2017, WWW: *https://www.eli-beams.eu*

[4] H. Schwoerer et al.: *Laser-plasma acceleration of quasi-monoenergetic protons from microstructured targets*, 2006, Nature Physics, Vol. 439, DOI: 10.1038/nature04492

[5] S.C. Wilks et al.: *Energetic proton generation in ultra-intense laser-solid interactions*, 2001, Nature Phys. Plasmas 8, 542, DOI: 10.1063/1.1333697

[6] J. Prokůpek et al.: *Experimental test of TOF diagnostics for PW class lasers*, 2013, Proc. SPIE 8779, DOI: 10.1117/12.2017636

[7] Boris Odložilík: *Characterisation of ion beams generated by laser pulses by TOF detectors*, 2016, Bachelor's thesis, Czech Technical University in Prague, FNSPE

Výpočtové posouzení seizmické odolnosti potrubí superhavarijního napájení primárního okruhu

Drahomír Rychecký[1]

E-mail: Drahomir.Rychecky@rizzoassoc.cz

[1]*Rizzo Associates Czech, a. s., Vejprnická 663/56, Plzeň, 318 00*

***Abstrakt**: Příspěvek je zaměřen na představení postupu posouzení potrubí dle normy NTD A.S.I., která je používanou a uznávanou metodikou pro dodávaná zařízení (tlakové nádoby, potrubí, ...) na jaderné elektrárny typu VVER. Značnou výhodou této metodiky je její skloubení východních (PNAE-G) a západních (ASME) metodik do jednoho funkčního celku. Posouzení je provedeno v softwaru dPIPE, což je specializovaný MKP potrubářský software, který je v současnosti nově schválen SÚJB pro výpočty potrubních tras na českých jaderných elektrárnách.*

***Klíčová slova**: NTD A.S.I., posouzení potrubí, seizmické účinky, dPIPE, MKP*

1. ÚVOD

Strukturální integrita a hermetická těsnost, která zamezuje uvolnění radioaktivních částic, je jedním z hlavních požadavků na bezpečnost v jaderných zařízeních. Doložení integrity pro široké spektrum zatížení např. zvýšené teploty, tlaky, seizmické účinky, radiační stárnutí je často dokládán výpočty. Potrubní trasy jsou toho exemplárním příkladem a na prokázání jejich odolnosti je kladen vysoký důraz.

Jaderné elektrárny typu VVER dle původního designu nejsou navrženy na seizmické zatížení, což si zpětně vyžádalo a vyžaduje jejich dozodolnění. Typickým příkladem zodolňovaných komponent jsou potrubí, které jsou navrženy, aby byly schopny velice dobře kompenzovat dilatace způsobené provozními teplotami, avšak z pohledu seizmických účinků jsou zcela nevyhovující. Všechny výše uvedené faktory vúsťují v nutnost nového přepočtu potrubí, který nově definované zátěžné stavy respektuje. Obsahem této práce je pak představení postupu pro výpočet potrubí dle normy NTD A.S.I. [2] ve výpočtovém software dPIPE [1], který je čerstvě uznán SÚJB jako program použitelný pro pevnostní výpočty potrubních systémů na jaderných elektrárnách.

2. POSTUP VYHODNOCENÍ

Pro snadnější orientaci v problematice potrubních výpočtů je v této kapitole ve stručnosti představen postup vyhodnocení, nejde o však detailní rozbor postupu vyhodnocení potrubí postihující všechny aspekty. Pro hlubší vniknutí do problematiky je vhodné čerpat přímo v normě NTD A.S.I. [2].

2.1. UVAŽOVANÁ ZATÍŽENÍ

Jak bylo v úvodu zmíněno, přepočet potrubí byl vyžádán na základě zvýšení minimální požadované seizmické odolnosti. Uvažované zátěžné stavy pro přepočet jsou uvedeny v Tab. 1.

Tab. 1: Uvažované zátěžné stavy

Zátěžný stav	Zkratka	Uvažovaná zatížení
Montážní stav	MS	P (vnitřní tlak) + TS (tíhová síla)
Normální provozní podmínky	NPP	P (vnitřní tlak) + TS (tíhová síla) + TD (teplotní dilatace)
Max. výpočtové zemětřesení	MVZ	S (seizmické zatížení) + SPP (seizmický pohyb podpor)

2.2. KATEGORIE NAPĚTÍ

Vyhodnocení potrubí dle NTD A.S.I. se provádí pomocí kategorizace napětí, kdy z kategorií napětí se vytvoří skupiny kategorií napětí tak, že se sečtou stejné složky tenzorů napětí ($\sigma_x, \sigma_y, \sigma_z, \sigma_{xy}, \sigma_{yz}, \sigma_{zy}$) seskupovaných kategorií napětí. Pro každou skupinu kategorií napětí se vypočte redukované napětí, a to se porovná s příslušným limitem. Uvažované skupiny kategorií napětí jsou:

- Redukovaná napětí z membránových napětí bez seizmických účinků $(\sigma)_1$,
- Redukovaná napětí z membránových napětí včetně seizmických účinků $(\sigma_S)_1$,
- Redukovaná napětí z membránových a ohybových napětí bez seizmických účinků $(\sigma)_2$,
- Redukovaná napětí z prostých membránových a ohybových napětí včetně seizmických účinků $(\sigma_S)_2$,
- Rozkmit redukovaných napětí určený z tenzorového součtu membránových a ohybových $(\sigma)_{RK}$.

Součástí potrubí je i nátrubek, který se dle NTD A.S.I. vyhodnocuje jako samostatná oblast zařízení. Některé skupiny napětí pro vyhodnocení nátrubku jsou totožná s potrubím. Rozdíl nastává v rozkmitu napětí, kdy místo $(\sigma)_{RK}$ u potrubí je u nátrubku použit $(\sigma)_{RV}$, který navíc respektuje např. omezenou možnost nátrubku kompenzovat teplotní napětí.

2.3. AKCEPTAČNÍ KRITÉRIA

Limitní hodnotou pro všechna vyhodnocovaná napětí je jmenovité dovolené napětí $[\sigma]$, které je pro mezní teplotu T_C učeno následujícím vztahem

$$[\sigma] = \min\{Rp_{0,2}/n_{0,2}; R_m/n_m\}, \tag{1}$$

kde R_m mez pevnosti, $Rp_{0,2}$ mez kluzu, n_m koeficient rezervy pro mez pevnosti ($n_m = 2{,}6$ dle NTD A.S.I. [2]), $n_{0,2}$ koeficient rezervy pro mez kluzu ($n_{0,2} = 1{,}5$ dle NTD A.S.I. [2]).

2.4. HCLPF – HODNOCENÍ HRANIČNÍ SEIZMICKÉ ODOLNOSTI

Výpočet $HCLPF$ hodnot hraniční seizmické odolnosti je prováděn následujícím postupem:

$$F_S = (C - R_{NS})/R_S, \tag{2}$$

$$HCLPF = k_D \times F_S \times PGA_{SL\text{-}2}, \tag{3}$$

kde C mezní hodnota posuzované veličiny (posuvy, příp. zatížení, napětí, ...), R_{NS} primární složka posuzované veličiny (bez seizmicity), R_S primární seizmická složka posuzované veličiny daná MVZ, k_D koeficient duktility pro potrubí a podpěrné konstrukce, F_S koeficient bezpečnosti pro NPP + MVZ, $PGA_{SL\text{-}2} = 0{,}15g$ referenční maximální zrychlení (MVZ) podloží v horizontálním směru.

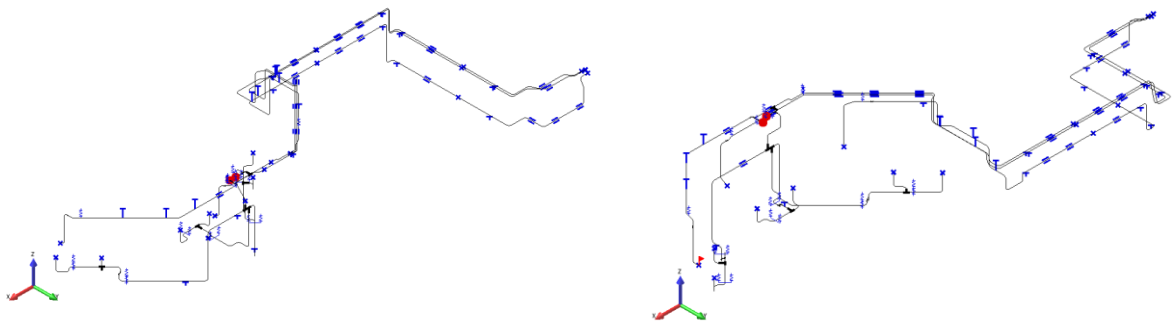
3. MATEMATICKÝ MODEL

S ohledem na geometrii potrubí byly vytvořeny dva potrubní modely obsahující potrubní trasy s potrubními trasami proplachů den parogenerátorů (PG). Každý potrubní model je v souladu s metodou konečných prvků rozdělen na prvky tvořící jednotlivé výpočtové větve. Každá větev začíná a končí ve výpočtovém uzlu. Uzly jsou vloženy do všech míst, kde je potrubí zakotveno, zavěšeno, podepřeno, osově vedeno nebo jinak uloženo, zatíženo osamělým břemenem, kde dochází k větvení, změně průřezu nebo pracovních parametrů. Jednotlivé po-

trubní prvky jsou buď přímé, zahnuté (kolena) nebo T - kusy. V prvku se předpokládají konstantní materiálové a průřezové charakteristiky, konstantní teplota, tlak a spojité zatížení.

Vlastní tíhu potrubí včetně náplně a izolace si program vypočítá sám na základě průměru, tloušťky stěny, specifických hmotností materiálu a náplně a tloušťky potrubní izolace.

Teplota je ve výpočtu uvažována konstantní a v každé větvi je rovna příslušné maximální pracovní teplotě média.



Obr. 1: Modelované potrubí včetně proplachů den parogenerátorů

3.1. VSTUPNÍ PARAMETRY

Klíčovým vstupním parametrem jsou materiálové vlastnosti. Potrubí je vyrobeno z oceli 12 022 (ČSN 41 022 :85). Vlastnosti této oceli použité ve výpočtovém modelu, které vycházejí z NTD A.S.I. Sekce II [3], jsou uvedeny v Tab. 2.

Tab. 2: Materiálové vlastnosti potrubí

Materiál	t [°C]	E [Pa]	ρ_m [kg.m^{-3}]	α [°K^{-1}]	$R_{p0,2}$ [MPa]	R_m [MPa]
12 022	20	$2{,}06 \cdot 10^{11}$	1000	---	255	441
	50	$2{,}04 \cdot 10^{11}$		---	250	430
	100	$1{,}97 \cdot 10^{11}$		$1{,}11 \cdot 10^{-5}$	245	410
	150	$1{,}97 \cdot 10^{11}$		$1{,}16 \cdot 10^{-5}$	235	390
	200	$1{,}92 \cdot 10^{11}$		1,21·10-5	225	370
	250	$1{,}87 \cdot 10^{11}$		1,25·10-5	205	350

3.2. ROZMĚRY POTRUBÍ

Přímé a obloukové úseky hodnocených částí potrubí mají vnější průměr 89 mm s tloušťkou stěny 5,6 mm. T-kusy mají při shodném vnitřním průměru vnější průměr 105 mm s tloušťkou zesílené stěny 13,6 mm.

3.3. PROVOZNÍ ZATÍŽENÍ

Zatížení pro jednotlivé zátěžné stavy je uvedeno v Tab. 3. Potrubí jsou zaústěny do boční strany parogenerátorů, jehož posuv vlivem teplotní dilatace je shrnut v Tab. 4. Tento posuv, který je vždy obálkou maximálních provozních posuvů pro jednotlivé parogenerátory, je aplikován na poslední uzly příslušné potrubní trasy.

Tab. 3: Uvažované zátěžné stavy

Zátěžný stav	Větev	P [MPa]	T [°C]	g [m.s^{-2}]
MS	Hlavní	0	20	9,81
	Proplachy	0	20	9,81
NPP	Hlavní	5,28	60	9,81
	Proplachy	0	60	9,81

Tab. 4: Uvažované posuvy PG způsobené teplotními dilatacemi [4] (v globálním souřadném systému)

Parogenerátor	x_{stat} [mm]	y_{stat} [mm]	z_{stat} [mm]
1	63,97	65,16	2,07
2	80,22	18,33	2,03
3	65,66	-63,83	2,05
4	-65,66	-63,83	2,05
5	80,13	18,13	2,07
6	-64,03	65,11	2,00

3.4. ZATÍŽENÍ OD TECHNOLOGIÍ

V rámci hodnocení potrubních tras bylo provedeno posouzení napojení všech armatur a dále byly vyhodnoceny všechny elektroarmatury. Uvažovaná hmotnost ruční armatury byla 70 kg a elektroarmatury 70 kg + 130 kg (elektropohon).

Zatížení od izolace je stanoveno jako spojité zatížení od izolace, které je pro dané potrubí rovno 0,1246 N/mm.

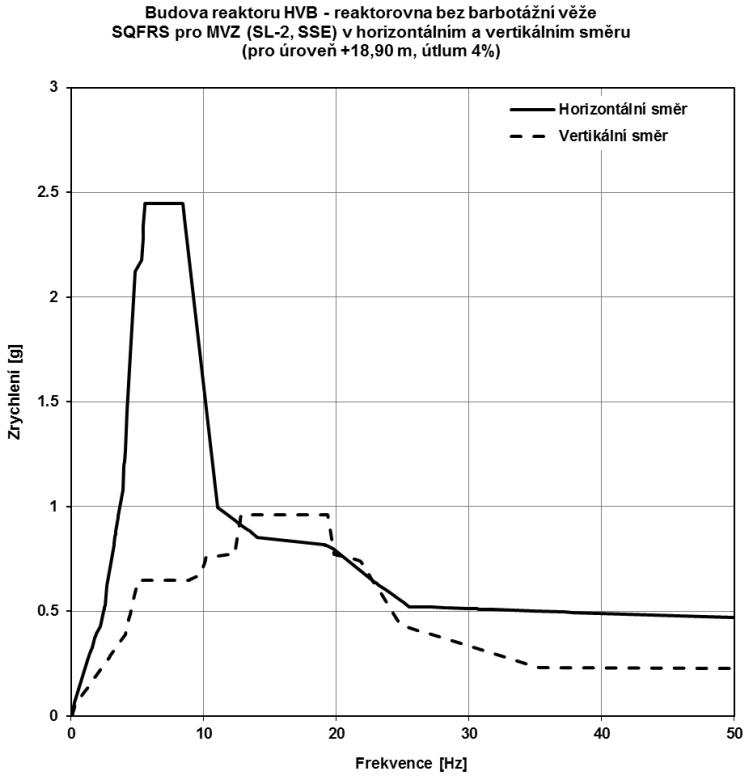
3.5. UVAŽOVANÉ SEIZMICKÉ ZATÍŽENÍ PŘI MVZ

Seizmické zatížení na úrovni MVZ (maximální výpočtové zemětřesení) je dáno podlažními spektry odezvy zrychlení v budově reaktoru. Uvažovaná hodnota koeficientu útlumu je pro potrubní trasy rovna 4%. Byla použitá podlažní spektra odezvy (FRS) pro 18,90 m (viz Obr. 2).

Posuvy nátrubků potrubních tras způsobené seizmickými posuvy primární smyčky jsou uvedeny v Tab. 5.

Tab. 5: Uvažované posuvy PG způsobené teplotními dilatacemi (v globálním souřadném systému)

Parogenerátor	x_{seiz} [mm]	y_{seiz} [mm]	z_{seiz} [mm]
1	55,33	56,47	2,00
2	26,91	-81,00	2,51
3	78,86	82,40	2,55
4	-68,94	67,46	2,23
5	-99,12	96,19	4,04
6	-65,01	76,59	2,19



Obr. 2: Uvažovaná podlažní spektra pro úroveň 18,90 m pro útlum 4%.

4. MODÁLNÍ ANALÝZA

Pro výpočet seizmické odezvy lineárních systémů se velmi často používá metoda spekter odezvy, pro jejíž použití je nutná znalost vlastních frekvencí a vlastních tvarů kmitů potrubního systému. Modální analýza také umožňuje utvořit si primární kontrolu správnosti zadání a úsudek o chování systému.

Vysoké množství vlastních frekvencí je způsobeno potřebou kompenzovat velké teplotní posuvy primární smyčky, jak jsou uvedeny v Tab. 4. Potrubí je tedy velmi poddajné, což vede k faktu, že v uvažovaném pásmu 0 – 33 Hz se pro model 1 nachází 221 vlastních frekvencí a pro model 2 pak 199 vlastních frekvencí. Jen informativně je uvedeno prvních 10 vlastních frekvencí obou modelů v Tab. 6.

Tab. 6: Uvažované zátěžné stavy

Pořadí vlastní frekvence	Vlastní frekvence modelu 1 [Hz]	Vlastní frekvence modelu 2 [Hz]
1	0,73	0,48
2	0,79	0,63
3	1,15	0,91
4	1,46	0,98
5	1,80	1,03
6	1,81	1,10
7	1,88	1,24
8	1,91	1,30
9	2,02	1,35
10	2,15	1,50

5. NAPĚŤOVÉ VYHODNOCENÍ POTRUBÍ

Výpis kritických prvků s nejnižším faktorem HCLPF z obou modelů je uvedena v Tab. 7.

Tab. 7: Minimální hodnoty faktoru HCLPF pro jednotlivé typy prvku

Typ prvku	Počáteční uzel č.	Koncový uzel č.	NPP(1)	MVZ(2)	Dovolená hodnota(3)	F_S(4)	k_D	HCLPF [g]
PIPE	¤0000110	2_SG_D1	73	191	256	1,43	1,5	0,32
BEND	940	950	101	248	256	1,02	1,5	0,23
HANG	1550		2336	638	10000	12,01	1,0	1,80
TEE	111280		23	23	295	66,00	1,5	14,85

Poznámka:

1) Dosažená hodnota $(\sigma)_2$ pro potrubní elementy, tahová síla pro závěs (HANG).
2) Dosažená hodnota $(\sigma_s)_2$ pro potrubní elementy, tahová síla pro závěs (HANG).
3) Limitní hodnota, pro daný typ zatížení.
4) Hodnota F_S faktoru je v softwaru dPIPE určována iteračně, aby vyjadřovala, kolikanásobně lze zvýšit uvažované seizmické zatížení, aby bylo dosaženo limitní únosnosti. Není tedy určena z prostého použití výsledných napětí při NPP a MVZ.

6. ZÁVĚR

V předloženém příspěvku je proveden výpočet potrubní trasy normy NTD A.S.I., která je používanou a uznávanou metodikou pro dodávky zařízení na jaderné elektrárny typu VVER. Výpočet je proveden v softwaru dPIPE, který využívá metodu konečných prvků.

Výpočet, který zohledňoval i teplotní a seizmické posuvy nátrubku parogenerátoru, prokázal dostatečnou seizmickou odolnost potrubí pro nově definované seizmické zatížení. Výsledky výpočtu prokázaly, že ve smyslu platných norem a předpisů hodnocené úseky potrubních tras pevnostně vyhovují z hlediska provozního zatížení i při kombinaci se zatížením seizmickým definovaným zadaným spektrem odezvy, které odpovídá referenčnímu zemětřesení s PGA_{MVZ} = 0,15g. Nejnižší hodnota koeficientu HCLPF je rovna 0,23g.

LITERATURA

[1] VR01-07, Revision 3. : Piping Flexibility and Stress Analysis Software dPIPE 5. Verification Manual. CKTI – Vibroseism, St. Petersburg (Russia) 2017

[2] NTD A.S.I., Sekce III.: Hodnocení pevnosti zařízení a potrubí jaderných elektráren typu VVER. ASI [Asociace strojních inženýrů], Praha, Brno 2016

[3] NTD A.S.I., Sekce II.: Charakteristiky materiálů pro zařízení a potrubí jaderných elektráren typu VVER. ASI [Asociace strojníncн inženýrů], Praha, Brno 2016

[4] Rep01.004-16.sru.: Seismic Analysis of the Primary Coolant Loop System Piping of Mochovce NPP, Unit 1 for Seismic Margin Earthquake with PGA = 0.15g. Stevenson and Associates, St. Petersburg (Russia) 2017

Integrovaný výměník tepla s roztavenými solemi

Kamil Števanka[1]

E-mail: Kamil.Stevanka@vutbr.cz

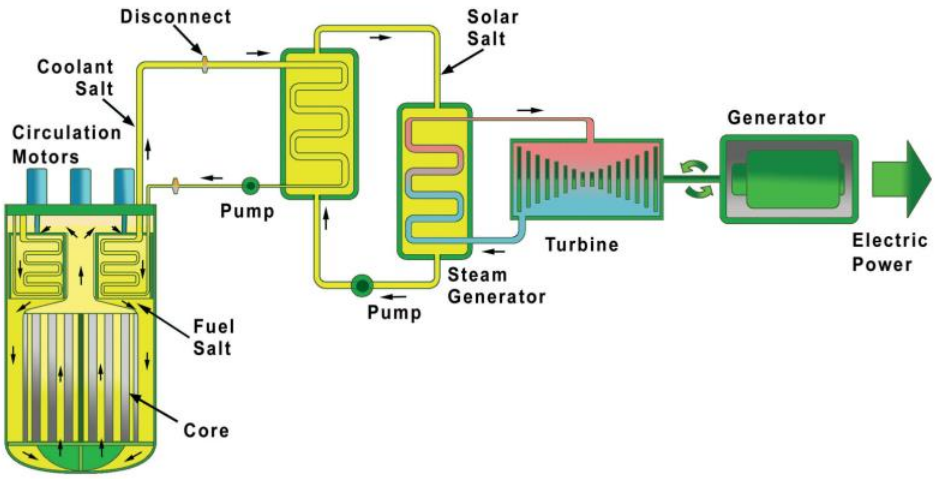
[1] *Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií VUT v Brně, Technická 3058/10, Brno, 616 00, Česká republika*

***Abstrakt**: Základní koncept integrovaného výměníku pro reaktor s tekutým palivem s využitím programu Promex. Návrh byl inspirován designem reaktoru iMSR společnosti Terrestrial Energy. Pro návrh byly použity 4 různé fluoridové soli, dvě s obsahem uranu a dvě bez množivého materiálu. Pro porovnání byly zvoleny dva typy konstrukčních materiálů, niklová slitina Hastelloy - N a ocel HTUPS - 4. Celkem bylo provedeno 6 různých simulací a následně validace jednoho modelu v MS Excel. Poté byl výměník přepočítán z protiproudého na výměník s U-trubkami a provedena vizualizace v programu CAD Inventor.*

Klíčová slova: fluoridové soli, výměník tepla, Promex

1. ÚVOD

Reaktory s roztavenými solemi (MSR) patří mezi 6 konceptů vybraných v rámci výzkumu reaktorů 4 generace. Největší rozdíl oproti klasickým tlakovodním reaktorům představuje využití roztaveného paliva. Hlavní předností MSR je zvýšená bezpečnost vlivem nízkého provozního tlaku (cca 3 bary), vysoké teplotě varu fluoridových solí a potenciálu pasivního chlazení v případě výpadku napájení. Dalším pozitivem je vyšší tepelná účinnost cyklu a vyšší vyhoření paliva. Zájem o tento typ reaktoru v posledních letech vzrostl, vývojem svého reaktoru se zabývá několik firem [1]. Koncepty jednotlivých společností se liší jak velikostí reaktorů, tak designem primárního a sekundárního okruhu. Jedním z konceptů, vyvíjeným například společností Terrestrial Energy, je reaktor s integrovaným výměníkem. Tento design by měl umožnit automatizování výroby celého primárního okruhu v továrně a na místo určení by měl být reaktor dovezen v celku.



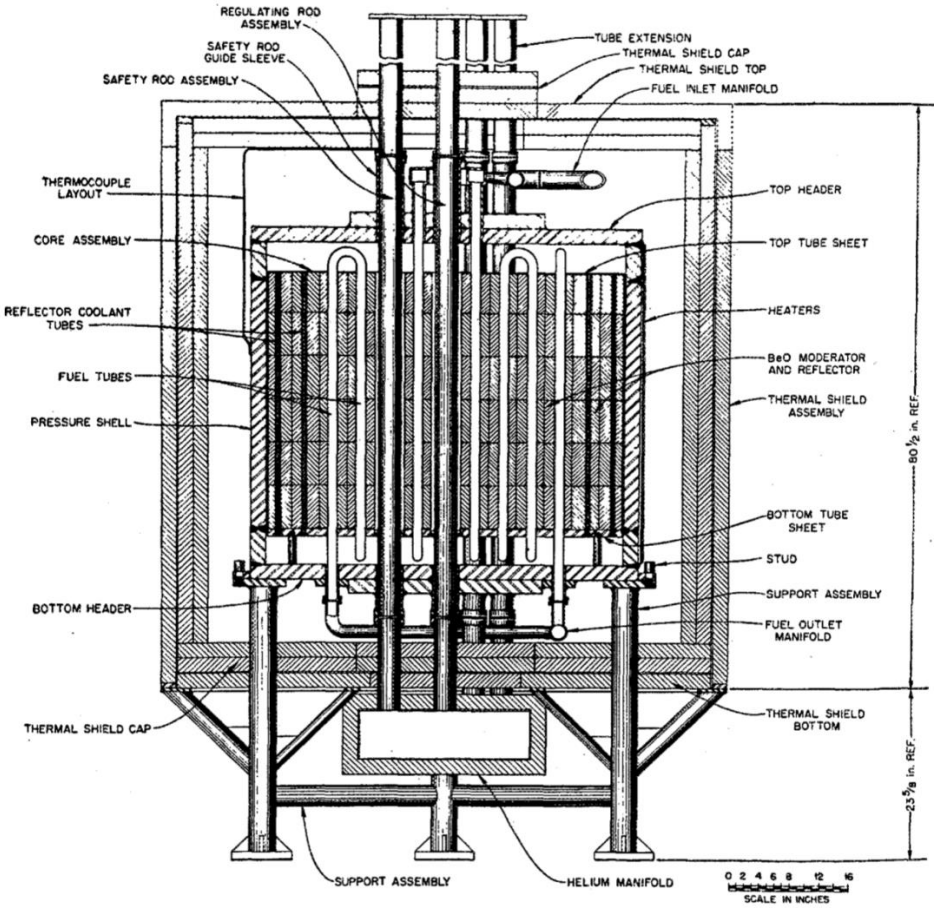
Obr. 1 Schéma MSR elektrárny. [2]

2. HISTORIE

Výzkum MSR reaktorů začal na konci 40. let 20. století návrhem vědců z ORNL na vývoj letadla poháněného jaderným reaktorem. Nicméně už tehdy si uvědomovali pošetilost takového plánu, šlo primárně o záminku vyvíjet v ORNL vlastní reaktor, jelikož na ostatních projektech spolupracovala řada institucí po celých Spojených státech. [3] Nutnost použití tekutého paliva vyplynula z požadavků na vysoký objemový výkon a vysokou pasivní bezpečnost reaktoru.

2.1. AIRCRAFT REACTOR EXPERIMENT

První projekt zabývající se reaktory MSR byl Aircraft Reactor Experiment (ARE), ten byl proveden mezi lety 1953 až 1954. Reaktor byl úspěšně provozován po dobu 9 dnů. Tento experiment byl dostatečně úspěšný, takže ORNL začalo s přípravou projektu Molten Salt Reactor Experiment.[3]



Obr. 2 Aircraft Reactor Experiment [4]

2.2. MOLTEN SALT REACTOR EXPERIMENT

Práce na designu Molten Salt Reactor Experiment (MSRE) začaly v roce 1960. V 60. letech byl uran považován za vzácný, proto se uvažovalo o konceptu množivého reaktoru. Jako palivo byla zvolena směs uranu, lithia, beryllia a zirkonia. Všechny části, které přišly do styku se solí, byly z niklové slitiny INOR-8. Stavba započala v roce 1962 a reaktor poprvé dosáhl kritičnosti v roce 1965. Šestiměsíční provoz skončil v březnu 1968. Během této doby byl reaktor provozován při teplotách okolo 920 K. Během následujícího provozu byl vyzkoušen uran 233. [3]

Po experimentu byla zahájena příprava projektu Molten Salt Breeder Reactor (MSBR), mělo jít o reaktor dosahující výkon 650 MW_t. Tento projekt ovšem nedostal financování.

2.3. MSBR A NÁSLEDUJÍCÍ VÝVOJ

Projekt MSBR byl zrušen, protože v té době již běžel projekt olovem chlazeného reaktoru LMFBR. Ten měl vysoký rozpočet a nebyl tak zájem financovat druhý projekt. Začátkem 80. let Reaganova administrativa víceméně ukončila výzkum alternativních reaktorů. Začátkem nového tisíciletí a především po havárii ve Fukušimě zájem o MSR opět vzrostl. Za zvýšeným zájmem stojí především zvyšující se náklady na stavbu tlakovodních reaktorů a také vyšší inherentní bezpečnost MSR reaktorů.

3. MODEL VÝMĚNÍKU

Model výměníku byl inspirován reaktorem společnosti Terrestrial Energy, výměník by měl být součástí reaktorové nádoby. Celkem by mělo být v reaktoru po obvodu nádoby umístěno 6 výměníků o celkovém výkonu ±400 MW_t, přičemž jeden výměník by měl mít výkon cca 66,7 MW_t. Primární chladivo tvoří fluoridová sůl obsahující uran a sekundární chladivo tvoří fluoridová směs podobného složení jako primární sůl, ale bez uranu. K simulacím byl použit program PROMEX vyvinutý společností ThorCon.

3.1. FLUORIDOVÉ SOLI

Primární chladivo bylo vybráno z 8 různých solných mixů (viz. tab. 1) Vybrány byly 2 soli, sůl číslo 1 a sůl číslo 8. První sůl byla vybrána, protože má vhodné provozní vlastnosti, neutroniku a korozní vlastnosti. Sůl podobného složení, ale obsahující thorium namísto uranu byla využita během MSRE experimentu. Sůl číslo 8 byla zvolena, protože je z provozního hlediska méně vhodná a je korozivnější.

	Salt composition	Melting point [C]	Density [g/cm3]
1	72%^{7}LiF-16%BeF_2-12%UF_4	480	3.353
2	73%^{7}LiF-27%UF_4	490	4.340
3	78%NaF-22%UF_4	618	4.056
4	49%NaF-38%ZrF_4-13%UF_4	540	3.757
5	58%NaF-30%BeF_2-12%UF_4	525	3.208
6	74%NaF-12%BeF_2-14%UF_4	500	3.437
7	46%NaF-33%RbF-21%UF_4	470	4.026
8	50.5%NaF-21.5%KF-28%UF_4	490	4.326

Tab. 1 Složení fluoridových solí [5]

Za sekundární chladivo byly zvoleny soli 66%LiF-34%BeF (FLiBe), resp. 46,5%LiF-11,5%NaF-42%KF (FLiNaK). Termofyzikální vlastnosti primárních solí s tímto složením nejsou známy. Proto byly odhadnuty na základě porovnání vlastností z více zdrojů. Sůl FLiBe byla již obsažena v knihovně programu Promex, ale sůl FLiNaK musela být do Promexu přidána. Vlastnosti soli FLiNaK jsou relativně dobře známy, nicméně i ty se liší v závislosti na zdrojích [5]. Použité termofyzikální vlastnosti jsou zobrazeny v tabulce 2.

	FULiBe	FUNaK	FLiBe	FLiNaK
Hustota ρ [g/cm^3]	$3{,}394 - 6{,}6\cdot10^{-4}\cdot T$	$5{,}318 - 1{,}3\cdot10^{-3}\cdot T$	$2{,}413 - 4{,}88\cdot10^{-4}\cdot T$	$2{,}7293 - 7{,}3\cdot10^{-4}\cdot T$
Tep. kapacita cp [J/kg·K]	1424	935	2416	1905,57
Viskozita [Pa·s]	$0{,}084\cdot10^{-3}\cdot e^{4580/T}$	$0{,}0315\cdot10^{-3}\cdot e^{5258{,}3/T}$	$0{,}116\cdot10^{-3}\cdot e^{3755/T}$	$0{,}04\cdot10^{-3}\cdot e^{4170/T}$
Tep. vodivost [W/m·K]	0,9	0,5	$0{,}6285 + 0{,}0005\cdot T$	$0{,}36 + 0{,}00056\cdot T$

Tab. 2 Vlastnosti fluoridových solí [6].

3.2. KONSTRUKČNÍ MATERIÁLY

Konstrukční materiály byly zvoleny 2, niklová slitina Hastelloy-N a ocel s vysokým podílem niklu HT-UPS4. Hastelloy-N byla zvolena, protože slitina INOR-8 podobného složení byla použita při MSRE experimentu. HT-UPS4 je nově vyvinutá ocel, která by měla být levnější než niklové slitiny, momentálně se testuje a byla přidána pro porovnání. [6]

3.3. PROMEX

Program Promex byl vytvořen z programu Primex. Primex byl použit při návrhu experimentu MSBR, Promex využívá stejnou základní logiku jako Primex, ale používá moderní programovací postupy. Promex simuluje protiproudý výměník, ze vstupních a výstupních teplot, použitých materiálů, požadovaného výkonu a tloušťky stěn vypočítá množství potřebných trubek a délku výměníku. Promex přidává délkové úseky, dokud nedosáhne požadované teploty [7]. Celkem bylo vytvořeno 12 simulací, vždy 3 simulace se stejnou solí a konstrukčním materiálem, ale s různými průměry výměníku.

3.4. CITLIVOSTNÍ ANALÝZA

Citlivostní analýza byla provedena na jednom z modelů. Vždy jedna z vlastností primární soli byla změněna o 10% a simulace byla provedena s touto změnou. Výsledky korespondovaly s provedenými změnami, například při zvýšení tepelné kapacity se snížil hmotnostní průtok.

3.5. VALIDACE

Validace byla provedena pomocí metody LMTD v programu MS Excel. Hodnoty vypočtené Promexem byly použity k výpočtu tepelného výkonu pomocí LMTD metody, vypočtený výkon Q_t = 58,38 byl se lišil přibližně o 12% od požadovaného výkonu. Odchylka je akceptovatelná vzhledem k tomu, že model v Excelu je značně zjednodušený oproti modelu v Promexu.

4. VÝSLEDKY

Výsledky simulace s materiálem Hastelloy-N jsou zobrazeny v tab. 3. Výsledky simulací s materiálem HT-UPS4 jsou zobrazeny v tab. 4.

1°- 2°coolants	FULiBe - FLiBe			FUNaK - FLiNaK		
Construction materials	HaNLiBe1	HaNLiBe2	HaNLiBe3	HaNaK1	HaNaK2	HaNaK3
HX internal diameter (m)	1.570	1.450	1.580	1.620	1.504	1.440
HX internal radius (m)	0.785	0.725	0.790	0.810	0.752	0.720
HX length (m)	5.538	5.631	5.530	6.217	6.166	6.048
Total number of tubes	2915	2650	2952	2929	2639	2250
Number of baffles	35	38	35	38	41	42
Shell mass flow rate (kg/s)	452.3	452.3	452.3	713.0	713.0	713.0
Tube mass flow rate (kg/s)	276.0	276.0	276.0	349.9	349.9	349.9
Heat transfer area (m^2)	735.39	679.69	743.63	886.68	792.41	662.64
Total heat transferred (MW)	65.9	65.9	66.2	66.8	65.9	66.1

Tab. 3 Výsledky simulací s materiálem Hastelloy-N

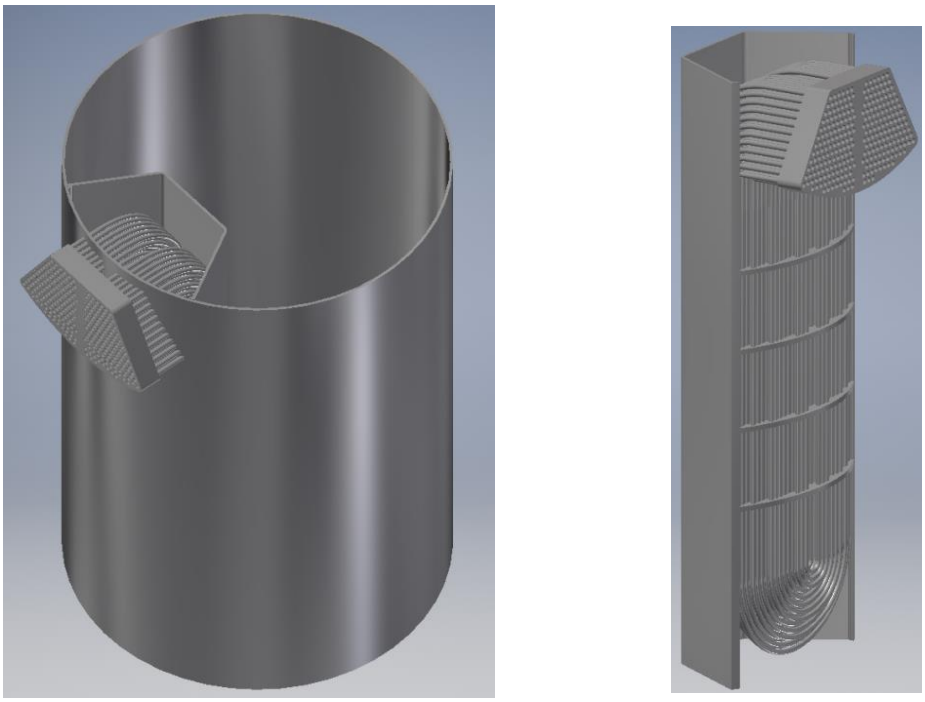
1°- 2°coolants	FULiBe - FLiBe			FUNaK - FLiNaK		
Construction materials	HPSLiBe1	HPSLiBe2	HPSLiBe3	HPSaK1	HPSaK2	HPSaK3
HX internal diameter (m)	1.570	1.450	1.580	1.620	1.504	1.440
HX internal radius (m)	0.785	0.725	0.790	0.810	0.752	0.720
HX length (m)	5.500	5.510	5.395	6.053	6.032	5.903
Total number of tubes	2915	2650	2952	2929	2639	2250
Number of baffles	35	38	34	37	40	40
Shell mass flow rate (kg/s)	452.3	452.3	452.3	713.0	713.0	713.0
Tube mass flow rate (kg/s)	276.0	276.0	276.0	349.9	349.9	349.9
Heat transfer area (m^2)	730.30	665.14	725.51	863.35	775.14	646.7
Total heat transferred (MW)	66.2	66.2	65.8	66.4	65.9	66.1

Tab. 4 Výsledky simulací s materiálem HT-UPS4

4.1. PŘEPOČÍTÁNÍ NA U-TRUBKOVÝ VÝMĚNÍK

Jelikož by měl reaktor být umístěn v parafínu, který má sloužit k pasivnímu dochlazení při výpadku napájení, je přístup k výměníku omezen. Z konstrukčního hlediska by proto nemusel být protiproudý design nejoptimálnější. V případě protiproudého designu by bylo nutné zajistit přívod sekundárního chladiva do spodní části výměníku. Z tohoto důvodu se jeví použití U-trubkového výměníku jako výhodné. Přepočítání na U-trubkový výměník bylo provedeno v MS Excel s využitím nástroje Řešitel, protože Promex umožňuje pouze simulaci protiproudého výměníku. Následně byla provedena validace protiproudé části výměníku v Promexu a následně provedeno několik iterací tohoto postupu. Výsledná délka výměníku činila 6 m. V délce modelu není uvažována spodní zahnutá část výměníku. [6]

4.2. VIZUALIZACE



Obr. 4: Vizualizace U-trubkového výměníku [6]

5. ZÁVĚR

Délka výměníku se podle jednotlivých simulací pohybuje mezi 5,5 až 6 m a poloměr od 0,72 do 0,81 m. Předpokládaná velikost reaktoru by měla být přibližně 10 m na výšku a 4 m v průměru. Výměníky by se tudíž měly do reaktorové nádoby vejít. Nicméně přeprava a manipulace by jistě znamenala logisticky náročný úkol.

Vlastnosti solí jsou nedostatečně experimentálně prozkoumány, odhad vlastností solí stačí pro návrh základního modelu výměníku, ale při návrhu experimentálního zařízení bude nutné konkrétní soli podrobit dalšímu testování. Rovněž konstrukční materiály bude nutné podrobit dalšímu testování, obzvláště v solích, které neobsahují fluorid lithný.

Na výsledcích je patrné, že optimalizace v Promexu není přesná. Promex nedokáže plynule měnit parametry výměníku a chladiva tak, aby bylo dosaženo přesně požadovaných hodnot. Toto můžeme vidět například na hmotnostních průtocích u jednotlivých modelů, které jsou často stejné. Rozdíly mezi jednotlivými modely by byly patrně výraznější, kdyby Promex uměl plynule měnit jednotlivé hodnoty. Program na bázi CFD s lepší optimalizací by byl v tomto směru lepší, ale pro základní představu o výměníku je program Promex dostatečný.

LITERATURA

[1] Molten Salt Reactors - World Nuclear Association. (2017, August) Retrieved from: http://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/molten-salt-reactors.aspx [Accessed 2017-12-13]

[2] IMSR infographic. Retrieved from: http://terrestrialenergy.com/wp-content/uploads/2016/02/IMSR_INFO-GRAPHIC_Colored.jpg [Accessed 2017-12-13]

[3] Rosenthal, M. W., Kasten, P.R., & Briggs, R.P., (1969, October 10) MOLTEN-SALT REACTORS-HISTORY,STATUS, AND POTENTIAL. Okridge National Laboratory. Retrieved from: http://moltensalt.org/references/static/downloads/pdf/NAT_MSRintro.pdf#page=1&zoom=auto,-265,58 [Accessed 2017-12-13]

[4] Sorensen, K., - Brief History of the Liquid-Fluoride Reactor. (2006, April) Retrieved from: http://energyfromthorium.com/2006/04/22/a-brief-history-of-the-liquid-fluoride-reactor/ [Accessed 2017-12-22]

[5] Moser, D., Wheeler, A., Chvala, O., (2017) Lattice optimization for graphite moderated molten salt reactors using low enriched uranium fuel. Annals of Nuclear Energy, 1 – 10.

[6] Stevanka, K., (2017) The concept of the heat exchanger for the IMSR reactor. Vysoké učení technické v Brně, Fakulta strojního inženýrství.

[7] Devanney, J., 2015. The Promex Heat Exchanger Design Toolkit. Version 0.15.

Rýchla metóda stanovenia ^{226}Ra a ^{90}Sr vo vodách pomocou anorganického sorbentu $MnO_2 – SiO_2$

Michaela Štofaníková[1], Silvia Dulanská[1], Ľubomír Mátel[2]

stofanikova.michaela@gmail.com

[1,2]*Univerzita Komenského v Bratislave, Prírodovedecká fakulta, Katedra jadrovej chémie, Ilkovičova 6, 842 15 Bratislava 4, Slovenská republika*

***Abstrakt**: Sól-gélovou metódou sa pripravil kompozitný sorbent na báze oxidov mangánu MnO_2-SiO_2. Tento sorbent sa testoval pre možnosť separácie ^{226}Ra a ^{90}Sr z vodných roztokov. Sledoval sa tiež vplyv pH, katiónov a možnosť desorpcie vybraných rádionuklidov. Rádiochemické výťažky sa stanovili pomocou stopovacích rádionuklidov ^{133}Ba pre ^{226}Ra, ^{85}Sr pre ^{90}Sr a zmerali na HPGe detektore. ^{133}Ba sa eluovalo zo sorbentu MnO_2-SiO_2 pomocou 4 mol·dm^{-3} HNO_3 s výťažkami v rozmedzí (63 – 90) %. ^{85}Sr sa eluovalo pomocou 0,05 mol·dm^{-3} chelatónu III s pH 11, rádiochemické výťažky sa pohybovali v rozsahu (57 – 72) %.*

***Kľúčové slová**: ^{226}Ra, rádium, ^{90}Sr, stroncium, kompozitný sorbent MnO_2-SiO_2*

1. ÚVOD

Rádionuklidy ^{226}Ra a ^{90}Sr sú súčasťou životného prostredia. Rádium sa v prírode nachádza vo forme uránovej rudy alebo uránových/tóriových mineráloch [1,2]. Vysoké koncentrácie rádia sú najmä v minerálnych a termálnych vodách, v povrchových vodách a vodách plytkého obehu, kde jeho koncentrácia závisí od koncentrácie materských rádionuklidov [3]. V ľudskom organizme sa deponuje do kostí, kde narúša krvotvorbu a spôsobuje nádorové ochorenia kostí [4]. Nie menej nebezpečný je jeho dcérsky rádionuklid ^{222}Rn, ktorý sa usádza v pľúcach, kde negatívne pôsobí vysoko ionizujúcim žiarením alfa [5]. Stroncium sa do životného prostredia dostalo najmä výbuchmi jadrových zbraní a nehodami na jadrových zariadeniach. Celkovú aktivitu ^{90}Sr z jadrových explózií odhadla komisia UNSCEAR na 660 PBq. Podobne ako rádium aj stroncium sa ukladá do kostí, ktoré ožaruje vysoko energetickými časticami beta. Po dosiahnutí rádioaktívnej rovnováhy má ytrium (dcérsky rádionuklid stroncia) podobné účinky na kosti ako jeho materský rádionuklid [2]. Zo zdravotného hľadiska je vývoj techník na stanovenie spomínaných rádionuklidov opodstatnený.

Cieľom práce bolo pripraviť jednoduchý, lacný a rýchly postup pre separáciu ^{226}Ra a ^{90}Sr v minerálnej a pitnej vode použitím kompozitného sorbentu na báze oxidov mangánu a silikagélu.

2. EXPERIMENTÁLNA ČASŤ

2.1. POSTUP PRÍPRAVY KOMPOZITNÉHO SORBENTU

Príprava kompozitného sorbentu MnO_2-SiO_2 prebiehala v dvoch krokoch. V prvom kroku sa pripravil roztok A, ktorý pozostával z 19,7 g $KMnO_4$; 1,2 dm^3 HCl (37 %) a 1 250 cm^3 vodného skla (Na_2SiO_3). Roztok B sa pripravil zmiešaním 31,7 g $MnCl_2·4H_2O$ v 1 000 cm^3 H_2O; 200 cm^3 HCl (37 %) v 1 250 cm^3 H_2O. Roztoky A a B sa zmiešali, výsledný roztok sa dekantoval, následne premyl s H_2O a vysušil pri 60 °C. Na SAV sa metódou BET stanovil merný povrch sorbentu a to na hodnotu 40 m^2·g^{-1}. Pomocou AAS sa stanovil obsah mangánu v sorbente, a to na 5,75 %.

2.2. METÓDA STANOVENIA RÁDIONUKLIDOV V MINERÁLNYCH VODÁCH

Do minerálnej vody s objemom 1,5 dm^3 sa pridali stopovacie rádionuklidy ^{133}Ba (50 mm^3) s aktivitou 65 Bq a ^{85}Sr (100 mm^3) s aktivitou 25 Bq. Chromatografická kolóna sa naplnila (priemer 2 cm, výška 15,5 cm) s 0,5 g pripraveného sorbentu MnO_2-SiO_2 so zrnitosťou 0,5 mm. Sorbent sa kondicioval s 20 cm^3 deionizovanej vody. Následne sa na kolónu naniesla vzorka minerálnej vody s prietokovou rýchlosťou 0,5 $cm^3 \cdot min^{-1}$. Po pretečení vzorky sa sorbent premyl 20 cm^3 deionizovanej vody. Stroncium sa eluovalo s 20 cm^3 0,05 $mol \cdot dm^{-3}$ chelatónu III (pH = 11) a následne rádium s 2 x 20 cm^3 4 $mol \cdot dm^{-3}$ HNO_3. Frakcia stroncia sa najprv zmerala na HPGe detektore pri $E\gamma$ = 514 keV na stanovenie výťažku separácie a následne po náraste ytria na kvapalinovom scintilačnom spektrometri TriCarb 3100 TR po 2 mesiacoch od separácie. Frakcia rádia sa odparila dosucha na elektrickej platni pri teplote 200 °C. Odparok sa rozpustil v 2 cm^3 70 % $HClO_4$ a zmes sa odparila opäť dosucha. Získaný odparok sa rozpustil v 10 cm^3 0,5 $mol \cdot dm^{-3}$ H_2SO_4. K roztoku sa pridal Ba^{2+} s objemom 50 mm^3. Roztok sa následne nechal koagulovať (vznik $Ba(Ra)SO_4$) po dobu 1 hodiny. Zrazenina $Ba(Ra)SO_4$ sa filtrovala na membránovom filtri Tuffryn HT-200, Pall Corporation. Filter sa vysušil pod IČ lampou a zmeral na HPGe detektore a vyhodnotil pri energii $E\gamma$ = 356 keV pre stanovenie výťažku separácie. Preparát sa následne zmeral na alfa spektrometri 576A ORTEC. Spektrá sa spracovali a vyhodnotili v programe GammaVision (32-bit), EG&G ORTEC.

2.3. VÝSLEDKY A DISKUSIA

Na pripravenom kompozitnom sorbente MnO_2-SiO_2 sa ako prvé testovalo vhodné pH prostredie pre maximálnu sorpciu ^{226}Ra a ^{90}Sr. pH jednotlivých modelových vzoriek sa upravilo na hodnoty 1 – 10. Hodnoty rádiochemických výťažkov ^{133}Ba v rozsahu pH (4 – 7) boli 100 % a v rozsahu pH (3 – 10) neklesli pod 95 %. Až pri pH 1 a 2 klesli rádiochemické výťažky ^{133}Ba na 60 % a 30 %, čo je veľká výhoda pripraveného sorbentu oproti komerčne dostupnému sorbentu pre stanovenie rádia MnO_2 – PAN, kde je potrebné pH vzoriek upravovať na hodnotu 7. Rádiochemické výťažky ^{85}Sr v modelových vzorkách dosahovali 100 % hodnoty v rozsahu pH (3 – 10). V kyslom pH hodnota výťažku klesla podobne ako v prípade ^{133}Ba.

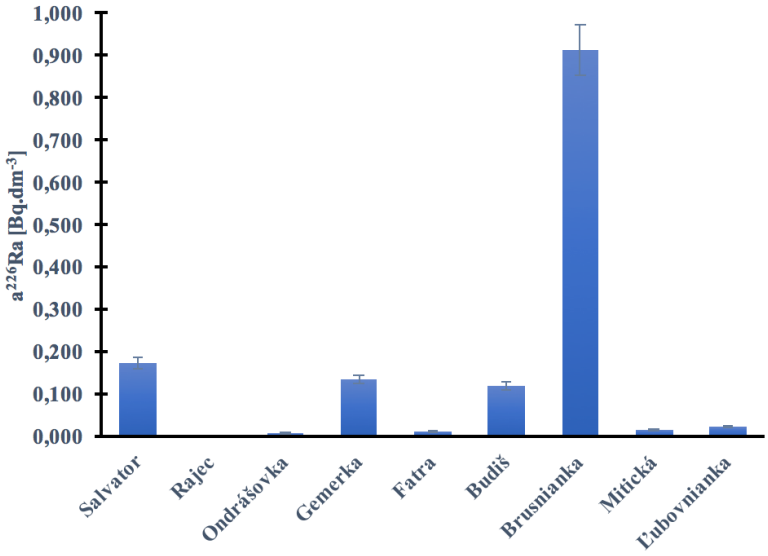
V ďalšej časti práce sa skúmal výber vhodného elučného činidla pre sekvenčnú elúciu ^{226}Ra a ^{90}Sr. Stopovací rádionuklid ^{133}Ba sa eluoval rôznymi činidlami: 2 $mol \cdot dm^{-3}$ HCl, 4 $mol \cdot dm^{-3}$ HCl, 2 $mol \cdot dm^{-3}$ HNO_3, 4 $mol \cdot dm^{-3}$ HNO_3 a 4 $mol \cdot dm^{-3}$ H_2SO_4 s prietokovou rýchlosťou 0,5 $cm^3 \cdot min^{-1}$. Ako najvhodnejšie elučné činidlo sa vybrala 4 $mol \cdot dm^{-3}$ HNO_3 s objemom 20 cm^3. Elúcia ^{85}Sr sa testovala s 0,1 $mol \cdot dm^{-3}$ chelatónom III (pH = 5) a neskôr 3 $mol \cdot dm^{-3}$ NH_4OH, ale neúspešne. 100 % rádiochemické výťažky ^{85}Sr sa dosiahli až pri použití chelatónu III (pH = 11), stroncium sa eluovalo bez prítomnosti bária.

Stanovoval sa vplyv objemu vôd na separáciu ^{226}Ra (^{133}Ba). Testovali sa vzorky pitných vôd s objemom 0,5; 1; 5 a 10 dm^3. Najvyšší výťažok separácie sa dosiahol s objemom vody do 5 dm^3 a to 96 %. Pri pitnej vode s objemom 10 dm^3, klesol rádiochemický výťažok ^{133}Ba pod 90 %.

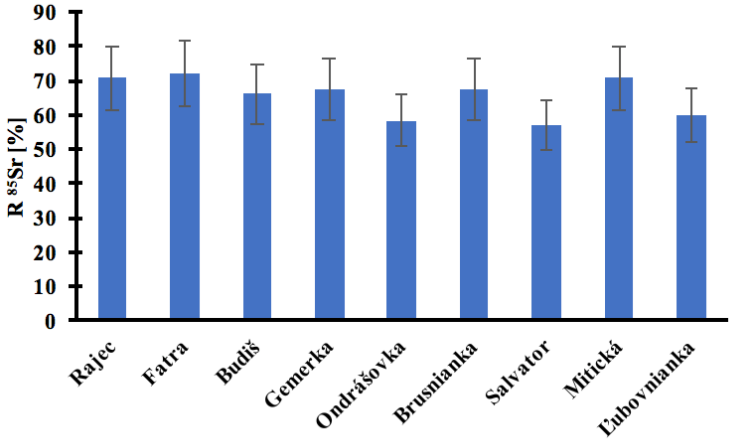
Sledoval sa vplyv katiónov Mg^{2+}, Na^+ a K^+ na separáciu ^{226}Ra (^{133}Ba). K modelovej vzorke sa pridal Mg^{2+} s koncentráciou v rozsahu (5 – 100) $g \cdot dm^{-3}$. Stanovením rádiochemických výťažkov ^{133}Ba (100 % na úrovni testovaných koncentrácií), sa nezistil negatívny vplyv horečnatého katiónu. V rozsahu koncentrácií (25 – 400) $g \cdot dm^{-3}$ sa testoval sodný a draselný katión s výťažkami separácie 100 %. Do modelových vzoriek sa pridal Ca^{2+} v rozsahu koncentrácií (1,25 – 20) $g \cdot dm^{-3}$ na sledovanie vplyvu separácie ^{90}Sr (^{85}Sr). 100 % rádiochemické výťažky ^{85}Sr sa dosiahli pri koncentráciách vápenatých katiónov 1,25 $g \cdot dm^{-3}$; 2,5 $g \cdot dm^{-3}$ a 4 $g \cdot dm^{-3}$, no pri koncentrácii 20 $g \cdot dm^{-3}$ rádiochemický výťažok ^{85}Sr klesol pod 20 %.

Stanovenie ^{226}Ra a ^{90}Sr pomocou pripraveného kompozitného sorbentu MnO_2-SiO_2 sa uskutočnil na deviatich vzorkách minerálnych vôd zakúpených v obchodných reťazcoch na území Slovenska. Rádiochemické výťažky ^{133}Ba sa pohybovali v rozmedzí (63 – 90) % a ^{85}Sr v rozsahu (57 – 72) %. Navrhnutou metódou sa stanovila objemová aktivita ^{226}Ra v minerálnych vodách na úrovni (0,002 – 0,912) $Bq \cdot dm^{-3}$. Najvyššiu objemovú aktivitu ^{226}Ra mala prírodná minerálna voda Brusnianka, a to (0,912 ± 0,059) $Bq \cdot dm^{-3}$. Objemové aktivity ^{226}Ra všetkých minerálnych vôd sa porovnali s Vyhláškou 528 Ministerstva zdravotníctva Slovenskej republiky z roku 2007, ktorou sa stanovujú limitné hodnoty objemovej aktivity ^{226}Ra pre prírodné minerálne vody hodnotou

1,9 $Bq \cdot dm^{-3}$ a pre pitné a pramenité vody hodnotou 0,6 $Bq \cdot dm^{-3}$ [6]. Pri stanovení ^{90}Sr v minerálnych vodách sa určila hodnota MDA (0,0002 $Bq \cdot dm^{-3}$), pod ktorou sa nachádzali objemové aktivity ^{90}Sr vo všetkých analyzovaných vzorkách.



Obr. 1: Výsledky stanovenia objemových aktivít ^{226}Ra s rozšírenými neistotami v minerálnych vodách



Obr. 2: Výsledky stanovenia rádiochemických výťažkov ^{85}Sr so štandardnými neistotami v minerálnych vodách

3. ZÁVER

Pripravil sa kompozitný sorbent na báze oxidov mangánu, ktorý sa naviazal na SiO_2 matricu sól-gélovou metódou. Sorbent MnO_2-SiO_2 sa testoval a aplikoval pre sekvenčné stanovenie ^{226}Ra a ^{90}Sr z vodných vzoriek. Výhodou pripraveného sorbentu pre separáciu vybraných rádionuklidov je jeho ľahká príprava, časová (max. do 4 dní), finančná nenáročnosť a dosiahnutie uspokojivých výsledkov vypracovanej metodiky separácie a stanovenia ^{226}Ra a ^{90}Sr.

LITERATÚRA

[1] Hanusa P., Timothy.: *Radium (Ra)* [Online] [cit. 02-11-2017] Dostupné z: https://www.britannica.com/science/radium

[2] Mátel, Ľ., Dulanská, S.: *Základy jadrovej chémie*, Bratislava, Univerzita Komenského 2013, s. 80-181, ISBN 978-223-3365-8

[3] Mátel, Ľ.: *Rádioekológia*, Bratislava, KARTPRINT 2011, s. 57-58, ISBN 978-80-89553-01-3

[4] Bobrowska – Grzesik, E., Ciba, J., Grossman, A., Kluczka, J., Trojanowska, J., Zolotajkin, M.: *Chemical Elements*. Český Těšín, 2 THETA 2013. s. 95-202, ISBN 978-80-86380-66-7

[5] World Health Organization. *Radon and health* [Online] [cit. 02-11-2017] Dostupné z: http://www.who.int/mediacentre/factsheets/fs291/en/

[6] Vyhláška Ministerstva zdravotníctva SR č. 528/2007 Z.z., ktorou sa ustanovujú podrobnosti o požiadavkách na obmedzenie ožiarenia z prírodného žiarenia

Vývoj chromem pokrytého paliva se zvýšenou odolností proti haváriím

Martin Ševeček[1,2], Anil Gurgen[2], Arunkumar Seshadri[2], Ronald G. Ballinger[2], Koroush Shirvan[2],

E-mail: sevecek@mit.edu

[1] *Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, ČVUT, V Holešovičkách 2, 180 00 Praha 8*
[2]*Department of Nuclear Science and Engineering, Masschusetts Institute of Technology, 77 Massachusetts Ave., 02139 Cambridge, MA*

Abstrakt:

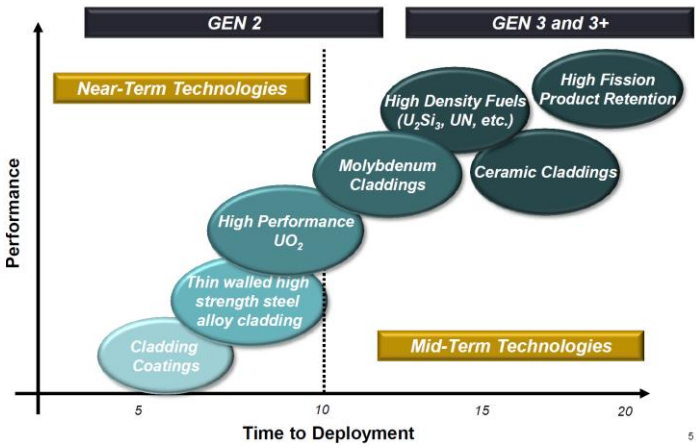
***Klíčová slova**: Jaderné palivo, Palivové pokrytí, ATF, Chrom, cold-spray, oxidace, creep*

1. ÚVOD

Ve všech lehkovodních reaktorech na světě (PWR, BWR, VVER) je v současnosti využívaný palivový systém, jehož základem je kombinace lehce obohaceného oxidu uranu a zirkoniové slitiny. Tento palivový systém se využívá již několik desetiletí a prokázal dostatečnou kvalitu a spolehlivost. Objevilo se však několik situací, kdy se projevily negativní jevy spojené s využíváním tohoto systému. Patří mezi ně například havárie v Three Mile Island-2 nebo Fukushima-Daiichi.

Právě s havárií ve Fukushima-Daiichi je spojen začátek vývoje nových paliva se zvýšenou odolností. Program vývoje těchto paliv se zvýšenou odolností proti haváriím (ATF) odstartoval v roce 2012 v USA a dal si za cíl vyvinout jaderné palivo, které podobným haváriím zabrání nebo alespoň minimalizují jejich průběh a následky.

Vyvíjené koncepty těchto paliv lze rozdělit obecně do tří skupin: 1. Palivové pelety (křemičitany, nitridy, FCM, dopované pelety), 2. Palivové pokrytí (SiC, Mo slitiny, FeCrAl, modifikace Zr slitin) a 3. Nepalivové součásti aktivní zóny (regulační tyče, kanály BWR). Každý koncept má svá specifika a jinou úrovní benefitů, čemuž také může odpovídat potřebná doba vývoje, jak je ukázáno na Obr. 1.



Obr. 1: Vyvíjené ATF koncepty a jejich potřebný čas do komerčního využití podle DOE [1]

1.1. PALIVOVÉ POKRYTÍ

Zásadním problémem současného palivového systému v havarijních situacích je pokrytí. Jako palivové pokrytí jsou využívány slitiny Zirkonia, které při zvýšené teplotě nad cca 950˚C velmi rychle exotermicky oxidují, což vyjadřuje následující rovnice: $\mathrm{Zr} + 2\,\mathrm{H_2O} \longrightarrow \mathrm{ZrO_2} + 2\,\mathrm{H_2} + 5.8\,\mathrm{MJ/kg\,Zr}$

Při této reakci je uvolňováno také velké množství vodíku, který je výbušný a při havárii způsobuje další komplikace. Z těchto důvodů se stal vývoj palivových pokrytí hlavním proudem ve vývoji ATF. Existuje mnoho vyvíjených konceptů od modifikací stávajících slitin přes nové materiály jako FeCrAl nebo komplexní sendvičová pokrytí založená na SiC a molybdenových slitinách.

Zásadní výhodou modifikace současných pokrytí je to, že lze jejich vývoj ukončit v řádu několika let a díky jejich podobnosti se stávajícím palivovým systémem nebude ani jejich licencování velmi odlišné od toho současného.

1.2. VÍCESLOŽKOVÉ POKRYTÍ

Vícesložkové pokrytí (multicomponent cladding) nebo také potažené pokrytí (coated cladding) je ATF koncept palivového pokrytí. Je zde využito standardní Zr slitiny, která slouží jako substrát, na něž je nanesena jedna nebo více vrstev se specifickou funkcí (snížení oxidace, vysoká teplota tání apod.). Ve světě je studováno množství materiálů, které mohou sloužit jako ochranné vrstvy (např. FeCrAl, Mo, ZrSi, CrN). Tyto vrstvy jde navíc nenést na substrát různými metodami, jež mají svá specifika.

Mezi nejvíce rozvinuté metody patří magnetron sputtering, které je ve vývoji v CEA/AREVA [2] nebo také na ČVUT [3], dále laserové nanášení používané v KAERI [4], vakuové tavení [5], chemické metody (CVD) a nejnověji také studené stříkání (CS).

Tento článek popisuje testování palivového pokrytí s vrstvou chromu nanesenou pomocí CS. Hlavní výhodou CS oproti dalším uvedeným je, že je mnohem rychlejší a méně energeticky náročná. Kvůli tomu ji lze využít i v průmyslovém měřítku při pokrývání tisíců kilometrů palivových pokrytí, což je u dalších metod diskutabilní.

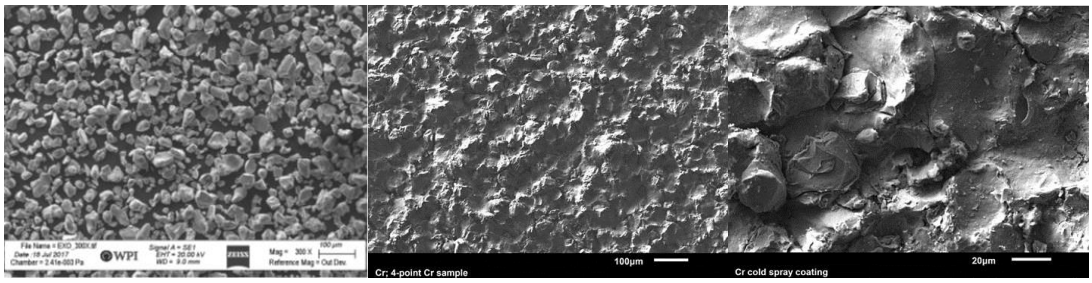
2. PŘÍPRAVA VZORKŮ A JEJICH CHARAKTERIZACE

Kromě chromu jsou v rámci projektu testovány i další vrstvy. Chrom se nicméně ukázal jako velmi vhodný díky podobným fyzikálním a chemickým vlastnostem se Zirkoniem, ceně a dostupnosti, relativně nízkému účinnému průřezu pro absorpci a zejména velmi vysoké korozní odolnosti. Základní charakteristiky Zr a Cr jsou shrnuty v Tab. 1.

Tab. 1: Základní vlastnosti substrátu a nanesené vrstvy při 20˚C [6]–[8]

	Chromium	**Zircaloy-4**
Mez pevnosti [MPa]	413	517
Mez kluzu [MPa]	362	348
Youngův modul [GPa]	140	99.3
Prodloužení [%]	44%	23%
Poissonův poměr	0.21	0.37
Koeficient tepelné rozt. [μm/m-°C]	6.20	6.00
Tepelná vodivost [W/m-K]	69.1	21.5
Teplota tání/Eutektikum [°C]	1860/1310	1850/1310
Tepelná kapacita [J/g-°C]	0.461	0.285
Hustota [g/cm^3]	7.19	6.56
Krystalická struktura	bcc	hcp<865°C<bcc
Tepelný σ_a [barn]	3.1	0.2

Chrom byl nanesený pomocí CS na Zircaloy-4 se složením 1.33Sn-0.22Fe-0.12Cr-0.33O-BalZr. K nanesení byl použit vysokotlaký VRC Gen III systém s heliem jako nosným plynem. Čistý chromový prášek Exotech s průměrnou velikostí částic 44 mikronů a obsahem kyslíku kolem 600ppm byl nanesený na jednotlivé vzorky s optimalizovanou konfigurací trysky a parametrů CS procesu.

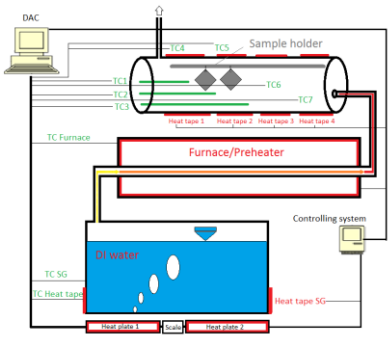


Obr. 2: vlevo-SEM naneseného chromového prášku; střed – nastříkaný vzorek; vpravo – detail Cr potaženého pokrytí

3. EXPERIMENTÁLNÍ TESTOVÁNÍ

3.1. 500˚C OXIDACE V PÁŘE

Dlouhodobá oxidace vzorků v páře simuluje dlouhodobou korozi palivového pokrytí při standardním provozu. Již dříve bylo ukázáno, že oxidace zirkoniových slitin při 500˚C má za výsledek podobnou kinetiku oxidace a periodicitu oxidu jako koroze v reaktoru doprovázená zářením [9]. Tímto způsobem lze dosáhnout stejné podoby vzorků jako v reaktoru za mnohem kratší dobu. Dvacet dní v 500˚C páře odpovídá zhruba 2,5 letům v jaderném reaktoru.

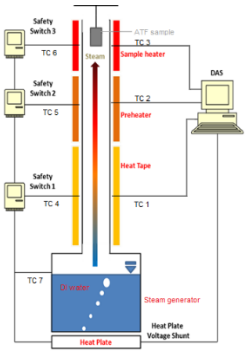


Obr. 3: Systém pro 500˚C oxidaci vzorků v páře

K testu bylo využito zařízení ukázané na Obr. 3. Velký zásobník s deionizovanou vodou funguje jako parogenerátor. Ohřívače vody pod nádrží lze regulovat a určovat tak přesně hustotu toku páry. Pára je následně přehřátá v peci a poté odvedena do komory, kde jsou zavěšené vzorky. Na této komoře jsou umístěny nezávisle kontrolované tepelné pásky určené k regulaci teploty uvnitř komory a zajištění rovnoměrnosti teploty. Celý systém je vybaven 15 termočlánky k přesné kontrole rozložení teplot a systémem pro určení hmotnostního toku páry.

3.2. VYSOKOTEPLOTNÍ OXIDACE

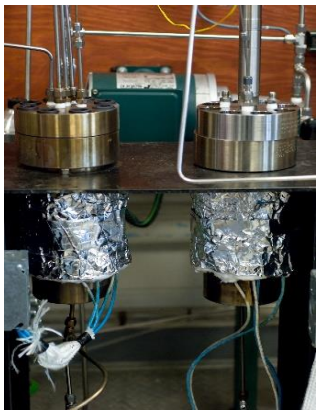
Ze Zircaloy-4 stejného složení jako uvedené výše byly vyrobeny vzorky nahrazující palivové proutky včetně koncovek, které byly zavařeny elektronovým svazkem. Tyto proutky byly následně potaženy chromem pomocí CS a vystaveny páře o teplotě 1200˚C ve třech expozicích – 15, 15 a 60 minut. Schéma zařízení je na Obr. 4. Díky tomuto unikátnímu designu je možné vzorky ohřát extrémně rychle, což simuluje havarijní podmínky v reaktoru.



Obr. 4: Zařízení pro vysokoteplotní oxidaci ve vzduchu a páře. Rozsah testovacích teplot je 1000-1700˚C.

3.3. CREEPOVÝ TEST

Důležitou otázkou v případě využití těchto pokrytí zůstává, jestli povlak na pokrytí zůstane po celou dobu provozu reaktoru. Při provozu dochází k mnoha plastickým jevům jako je creep, swelling, únavové namáhání, rigidy apod. Creepový test je určen pro zkoumání creepu pokrytí. V první fázi je při teplotách a tlacích jako v reaktoru pokrytí uzavřeno v autoklávu. Vzorek má však výstup mimo systém a je otevřený. Proto je v něm atmosférický tlak. Kvůli extrémnímu rozdílu tlaků pak dochází k tečení pokrytí směrem dovnitř (stejně jako v reaktoru). V druhé fázi testu je vzorek napojen na zásobník vysokotlakého plynu a natlakován až na 36 MPa. Tím se výsledný vektor sil otočí a dochází k tečení pokrytí směrem ven, což simuluje radiální posuv pokrytí způsobený kontaktem s peletou a následným napucháním pelety.

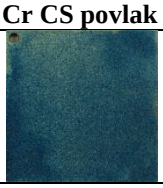


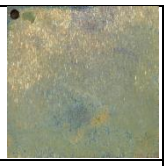
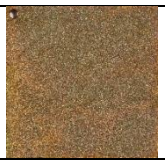
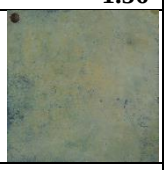
Obr. 5: Dynamické autoklávy použité ke creepovému testu

4. VÝSLEDKY

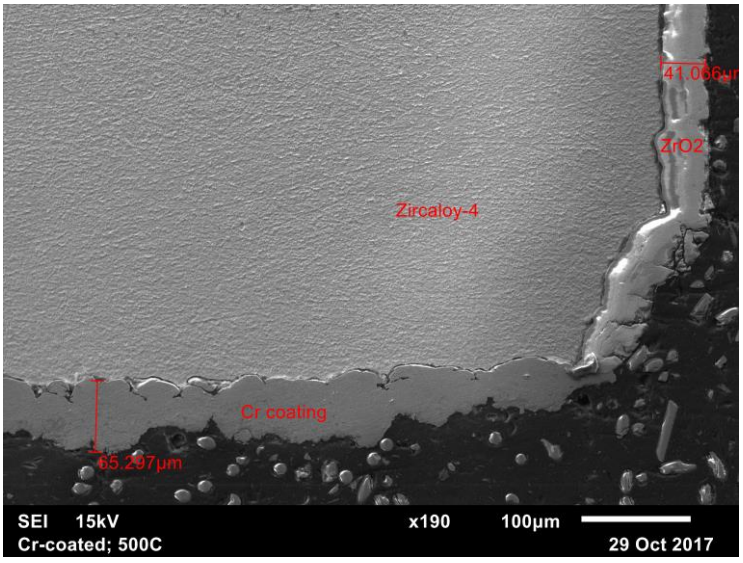
Výsledná podoba vzorků a výsledné hmotnostní přírůstky jsou shrnuty v Tab. 2. Rozdíl mezi čistým chromem a chromovým povlakem je způsoben mnohem vyšší drsností povrchu a také defekty na jedné straně vzorku. Defekty vznikly již při fabrikaci, kdy se na jedné straně proces optimalizoval.

Tab. 2: Podoba a hmotnostní přírůstky vzorků při 500˚C oxidaci v páře

Expozice		Zircaloy-4	Cr CS povlak	Čistý chrom
1 den	Vzhled			
	Hmotnostní přírůstek [mg/dm^2]	**72.92**	**11.69**	**0.83**

4,3 dne	Vzhled			
	Hmotnostní přírůstek [mg/dm^2]	**122.74**	**21.21**	**1.56**
11,6 dne	Vzhled			
	Hmotnostní přírůstek [mg/dm^2]	**320.66**	**51.75**	**2.29**
20 dnů	Vzhled			
	Hmotnostní přírůstek [mg/dm^2]	**586.56**	**94.18**	**2.43**

Výsledná podoba vzorku po rozřezání je ukázána na Obr. 6. Vzorek byl oxidován, rozřezán, vybroušen a vy-



leštěn a poté leptán Krollovým reagentem.

Obr. 6: SEM mikrograf vzorku po oxidaci v 500°C páře po 20 dnů

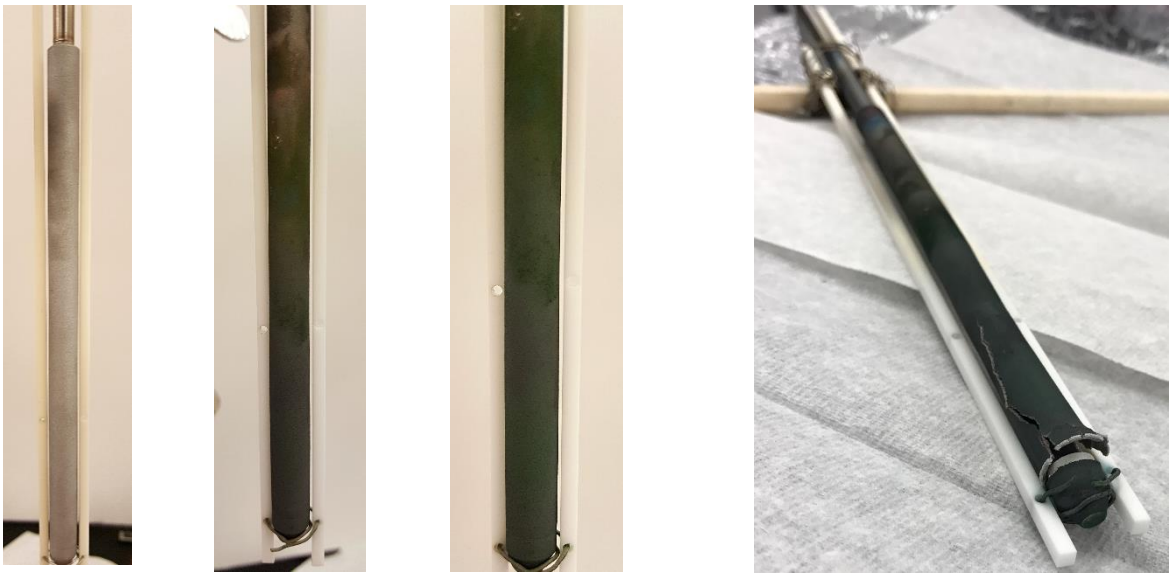
Palivové pokrytí bylo vystaveno páře o teplotě 1200°C ve třech po sobě následujících expozicích. Mezi každou expozicí byl vzorek rychle ochlazen vzduchem. Jak je vidět na Obr. 7, pokrytí v průběhu posledního testu prasklo. Důvodem je špatný návrh dolní koncovky, která kvůli anizotropii zirkonia a fázovým změnám při ochlazování a ohřívání způsobila roztržení trubky.

Jak bylo vypočteno pomocí výpočetních kódů BISON a FRAPCON, je v chromovém povlaku velmi vysoké napětí. Toto napětí je způsobeno rozdílnými vlastnostmi obou materiálů. Jde zejména o koeficient tepelné roztažnosti, creep a swelling. Díky tomu mlže docházet k praskání povlaku a praskliny se mohou poté šířit dále i do substrátu. Tento jev nastal například při testování FeCrAl potahu. V případ chromu nedošlo k jeho odlupování nebo praskání. Kvůli vysokému napětí v pokrytí se změnily korozní vlastnosti materiálu, který oxidoval rychleji než v případě klasických vzorků. Bylo také potvrzeno, že tečení pokrytí v případě vzorku s povlakem je mnohem pomalejší. Vzhled potažených a nepotažených vzorků je shrnut na Obr. 8.

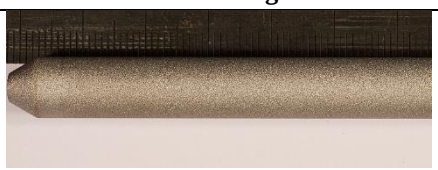
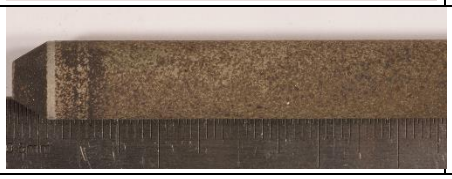
5. ZÁVĚR:

Bylo prokázáno, že koncept pokrytí s chromovým potahem zvyšuje korozní a oxidační odolnost paliva, čímž zvyšuje také jeho odolnost v případných haváriích.

Benefity Cr potahu však nejsou pouze při havarijních stavech, ale také při normální provozu a suchém skladování vyhořelého jaderného paliva.



Obr. 7: Podoba palivového pokrytí potaženého chromem v průběhu vysokoteplotního testování. Zleva – před testem; Po první 15-minutové oxidaci; Po druhé 15-minutové oxidaci; Po finální hodinové oxidaci

	Cr coating	Zircaloy-4
As-received		
20 days compression		
12 days expansion		

Obr. 8: Podoba vzorků v průběhu creepového testu

Bylo také ukázáno, že povlak zůstane na pokrytí i v případě jeho akcelerovaného tečení. Jedná se však pouze o první ověření použitelnosti tohoto konceptu a další testy jsou nezbytné. Samotné povlakování lze dále optimalizovat a dosáhnout tak lepších parametrů a chování paliva. Další testy jako únavové namáhání, burst test, nanotvrdost, radiační odolnost a další budou prezentovány v dalších článcích.

PODĚKOVÁNÍ

Tento příspěvek vznikl za podpory grantu SGS16/252/OHK4/3T/14, za podpory US Department of Energy Integrated Research Project Grant: DE-NE0008416 a také IAEA CRP projektu 21065.

LITERATURA

[1] S. Bragg-Sitton, "Development of advanced accident-tolerant fuels for commercial LWRs," *Nucl. News*, vol. 57, no. 3, p. 83, 2014.

[2] J. C. Brachet *et al.*, "CEA studies on advanced nuclear fuel claddings for enhanced Accident Tolerant LWRs Fuel (LOCA and beyond LOCA conditions)," *Contrib Mater Investig Oper Exp LWRs' Saf. Perform Reliab Fr Avignon*, 2014.

[3] J. Krejci, M. Sevecek, and L. Cvrcek, "DEVELOPMENT OF CHROMIUM AND CHROMIUM NITRIDE COATED CLADDING FOR VVER REACTORS."

[4] H.-G. Kim, I.-H. Kim, Y.-I. Jung, D.-J. Park, J.-Y. Park, and Y.-H. Koo, "Adhesion property and high-temperature oxidation behavior of Cr-coated Zircaloy-4 cladding tube prepared by 3D laser coating," *J. Nucl. Mater.*, vol. 465, pp. 531–539, Oct. 2015.

[5] A. S. Kuprin *et al.*, "Vacuum-arc chromium-based coatings for protection of zirconium alloys from the high-temperature oxidation in air," *J. Nucl. Mater.*, vol. 465, pp. 400–406, Oct. 2015.

[6] C. W. Weaver, "Irradiation and the ductility of chromium," *Scr. Metall.*, vol. 2, no. 8, pp. 463–466, Aug. 1968.

[7] U. Holzwarth and H. Stamm, "Mechanical and thermomechanical properties of commercially pure chromium and chromium alloys," *J. Nucl. Mater.*, vol. 300, no. 2, pp. 161–177, 2002.

[8] J. R. Stephens and W. D. Klopp, "High-temperature creep of polycrystalline chromium," *J. Common Met.*, vol. 27, no. 1, pp. 87–94, 1972.

[9] C. Duriez, T. Dupont, B. Schmet, and F. Enoch, "Zircaloy-4 and M5® high temperature oxidation and nitriding in air," *J. Nucl. Mater.*, vol. 380, no. 1–3, pp. 30–45, Oct. 2008.

Měření účinných průřezů (n,*x*n) reakcí v poli neutronového zdroje NG-2

Dominik Thomas[1]

E-mail: dominik.v.thomas@gmail.com

[1] *České vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská Katedra jaderných reaktorů, V Holešovičkách 2 , Praha 8, 180 00, Česká Republika*

***Abstrakt**: Příspěvek popisuje měření účinných průřezů reakcí rychlých neutronů na thuliu a zlatu. Primární protonový svazek pro neutronový zdroj NG-2 byl produkován isochronním cyklotronem U-120M, provozovaným Ústavem jaderné fyziky AV ČR v Řeži. Byla použita metoda aktivačního měření ozářených dozimetrických fólií, zavedení příslušných korekcí a následné stanovení hodnot účinných průřezů. Výsledky byly srovnány s experimentálními daty z knihovny EXFOR a s hodnotami z kódu Talys a z knihovny EAF-2010.*

***Klíčová slova**: Reakční rychlost, účinný průřez, neutronový generátor, kvasimonoenergetické spektrum, gama spektrometrie*

1. ÚVOD

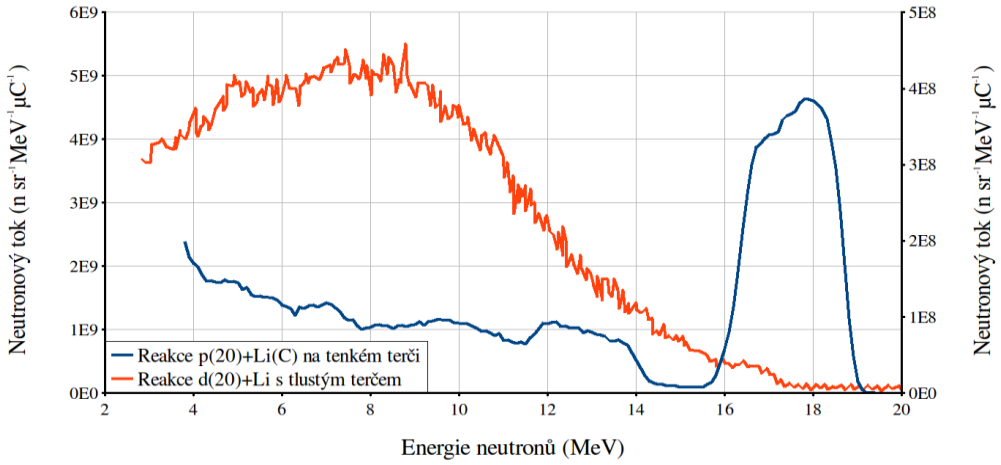
Nové uvažované zdroje energie v podobě fúzních reaktorů, a také plánované urychlovačem řízené transmutory, určené pro přeměnu dlouhodobých aktinidů a zkrácení doby skladování použitého paliva ze štěpných reaktorů, budou používat neutrony o vysokých energiích. V současné době jsou poměrně dobře prozkoumány reakce s neutrony o energiích do 20 MeV. Ve vyšším energetickém intervalu pak není dostatek experimentálních dat a výsledky výpočetních kódů zde nejsou dostatečně ověřeny. Pro toto ověření je nutné mít k dispozici zdroj neutronů o odpovídajících energiích. Neutrony o parametrech vhodných pro ověřování účinného průřezu poskytují například urychlovačem řízené neutronové generátory. Pro stanovení hodnot účinných průřezů je pak možné využít metodu aktivačního měření. Tato metoda je založena na zkoumání produktů reakcí neutronů s materiálem. Je možné ji využít jak pro zjištění isotopického složení neznámého vzorku, tak v jiné podobě právě pro určení pravděpodobnosti reakcí s neutrony. Při ní jsou vzorky se známým isotopickým složením a hmotností ozařovány známým neutronovým polem. Následně jsou vzorky zkoumány technikou gama spektrometrie a jsou určeny typy a množství produktů reakcí, které ve vzorcích po dobu ozařování probíhaly. Z těchto údajů pak lze stanovit pravděpodobnost proběhnuvších reakcí – účinný průřez.

2. NEUTRONOVÁ SPEKTRA PRO MĚŘENÍ ÚČINNÝCH PRŮŘEZŮ

Jednoduchými zdroji neutronů jsou zdroje využívající přirozeného rozpadu. Používá se většinou kombinace nestabilního isotopu produkujícího alfa částice a lehkého prvku, například Am-Be. Velmi významným zdrojem neutronů je jaderný reaktor, který poskytuje tepelné, nebo rychlé spektrum do energie 2 MeV. Pro získání neutronů o vyšších energiích, v řádu desítek až stovek MeV, je zapotřebí využit urychlovačem řízené neutronové generátory. U nich je urychlená nabitá částice vyvedena na terč, ve kterém jsou produkovány neutrony. Získané neutronové spektrum závisí na typu urychlované částice a materiálu a geometrii terče. Při použití spektroskopicky tlustých terčů vzniká tzv. bílé spektrum bez výrazných vrcholů. V případě tenkého terče vzniká kvasimonoenergetické spektrum, vyznačující se výrazným vrcholem v neutronovém spektru. Kvasimonoenergetické spektrum je ovlivněno sekundárními reakcemi v terči a případným zhášečem svazku, ve kterém jsou zastaveny

urychlené nabité částice [2]. Srovnání produkovaných neutronových spekter pro reakci protonů s tenkým lithiovým terčem a reakci deuteronů s tlustým lithiovým terčem je na obrázku 1.

Obr. 1: Srovnání neutronového spektra z tenkého a tlustého lithiového terče [3,4]

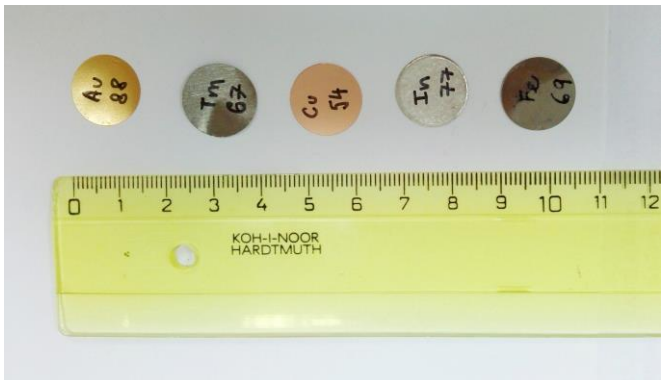


Pro stanovování hodnoty účinného průřezu, je vhodné použít kvasimonoenergetické spektrum, a při výpočtu zohlednit přítomnost neutronů o nižších energiích ve spektru.

3. AKTIVAČNÍ MĚŘENÍ A GAMA SPEKTROMETRIE

Metoda aktivačního měření sestává z ozařování vzorků neutronovým polem a navazujícího měření vyzařovaného gama záření. Vzorky použité pro ozařování, nazývané aktivační detektory, mají nejčastěji podobu spektrometricky tenkých fólií či drátů, aby výrazně neměnily lokální hodnoty hustoty toku neutronů či spektrum neutronového pole použitého pro ozařování. Příklad aktivačních fólií je zachycen na obrázku 2.

Aktivační detektory mají přírodní složení, či mohou být obohaceny o některý z isotopů. Dle citlivosti na energii neutronů se dělí na detektory tepelných neutronů, rezonanční detektory a prahové detektory rychlých neutronů. Při použití detektorů rychlých neutronů jsou využity prahové reakce, které mají nenulovou pravděpodobnost až od určité hodnoty energie. Takovými reakcemi jsou například produkce více neutronů, reakce (n,2n), (n,3n) a podobně. Po ozařování aktivačních detektorů neutrony je s využitím gama spektrometrie měřeno gama záření, které ozářené vzorky emitují. Je stanovena energie a intenzita gama záření.



Obr. 2: Aktivační detektory v podobě tenkých fólií

K detekci a spektrometrii gama záření je možné použít několik přístrojů. Patří mezi ně scintilační detektory a polovodičové detektory. Výhodou scintilačních detektorů je obecně vyšší detekční účinnost a možnost práce bez

náročného chlazení, nevýhodou pak horší energetické rozlišení v porovnání s polovodičovými spektrometry. [1] Polovodičový detektor chlazený tekutým dusíkem je zachycen na obrázku 3.

Obr. 3: HPGe spektrometr Canberra s držákem vzorků a olověným stíněním

Polovodičové spektrometry využívají chlazený krystal z křemíku či germania umístěný v elektrickém poli o vysokém napětí. Díky svým parametrům je nyní nejpoužívanějším polovodičovým spektrometrem tzv. HPGe spektrometr. Ten sestává z monokrystalu z vysoce čistého germania, který je pro eliminaci šumu chlazen na teplotu tekutého dusíku. Krystal je zapojen do elektrického obvodu a při interakci gama fotonu v aktivním objemu detektoru je zaznamenán průchod elektrického proudu tímto obvodem.

Spektrometrické měření je ovlivněno několika faktory, které je možné při vyhodnocování uvažovat. Pro získání přesnějších výsledků lze zavést jisté korekce. Jedná se o korekci na mrtvou dobu detektoru, po kterou není schopen zaznamenat interakci dalšího fotonu. Dále korekci na účinnost detekce gama fotonu, která je závislá na jeho energii. Korekci na nebodovost zkoumané spektroskopické fólie a samoabsorpci gama záření ve folii samotné. Celkové výsledky jsou pak ovlivněny také fluktuací svazku nabitých částic produkujících rychlé neutrony [2].

Kromě gama fotonů vyzářených zkoumaným vzorkem jsou gama spektrometrem detekovány také rozpady dalších přírodních a umělých radioisotopů, které tvoří pozadí a při vyhodnocování měření je nutné toto pozadí zohlednit.

4. STANOVENÍ REAKČNÍ RYCHLOSTI A ÚČINNÉHO PRŮŘEZU

Samotné měření radioaktivity zkoumaného vzorku spočívá v detekci rozpadů produkovaných isotopů. Z toho vyplývá, že lze měřit pouze reakce, jimiž vznikají nestabilní isotopy, které vysílají gama kvanta. Na základě znalosti parametrů produktu reakce a míry, s jakou během ozařování neutrony produkční reakce probíhala, je možné s využitím rozpadového zákona určit množství rozpadů, které v ozářeném vzorku nastaly během měření v HPGe spektrometru. Pro počet rozpadů během měření po dobu t_m platí následující vztah:

$$N_r = \frac{N_0 R_R (1-e^{-\lambda t_a}) e^{-\lambda t_v} (1-e^{-\lambda t_m})}{\lambda} \qquad (1)$$

kde N_0 je počet jader původního isotopu v neozářeném vzorku (mateřská jádra), t_a je doba ozařování, t_v je doba vymírání – čas mezi koncem ozařování a začátkem měření, λ je rozpadová konstanta, a R_R je reakční rychlost, která definuje počet reakcí, které ve vzorku proběhly na jedno mateřské jádro za jednu sekundu ozařování.

Počtu rozpadů, uvedenému v rovnici (1), odpovídá spektrometrem naměřená plocha $S(E_\gamma)$ k němu příslušejícího vrcholu v gama spektru. Tato závislost je však netriviální a výrazně se mění s energií vyzářeného gama fotonu. Prvním přiblížením této závislosti je následující vztah:

$$N_r = \frac{t_{real}}{t_{live}} \frac{S(E_\gamma)}{\varepsilon_{FEP}^{\gamma}(E_\gamma) I_\gamma(E_\gamma)} \tag{2}$$

kde t_{real} je celková doba měření, t_{live} je doba měření korigovaná o mrtvou dobu, tj. dobu, po kterou spektrometr nezaznamenával gama fotony. Veličina $\varepsilon_{FEP}^{\gamma}$ je účinnost detekce gama fotonu závislá na geometrii detektor-zářič a $I_\gamma(E_\gamma)$ vyjadřuje intenzitu gama přechodu, příslušnou dané energii.

K výpočtu mikroskopického účinného průřezu je využívána znalost veličiny R_R, reakční rychlosti, která je definována jako počet reakcí na jedno jádro ozařovaného terčového isotopu za jednu sekundu. Reakční rychlost R_R je možné dále vyjádřit ze vztahů (1) a (2) pro gama spektrometrické měření:

$$R_R = \frac{t_{real}}{t_{live}} \frac{\lambda}{N_0} \frac{S(E_\gamma)}{\varepsilon_{FEP}^{\gamma}(E_\gamma) I_\gamma(E_\gamma)(1-e^{-\lambda t_a}) e^{-\lambda t_v}(1-e^{-\lambda t_{real}})} \tag{3}$$

kde t_{real}, t_{live} je celková doba měření, respektive doba korigovaná na mrtvou dobu detektoru, λ je rozpadová konstanta produktu zkoumané reakce, nalezená v tabulkách, N_0 je počet mateřských jader, $S(E_\gamma)$ je spektrometrem naměřená plocha vrcholu v gama spektru, $\varepsilon_{FEP}^{\gamma}(E_\gamma)$ je účinnost detekce záření, $I_\gamma(E_\gamma)$ je intenzita vyzařované gama linky (tabelovaná hodnota) a t_a, t_v je doba ozařování, respektive vymírání.

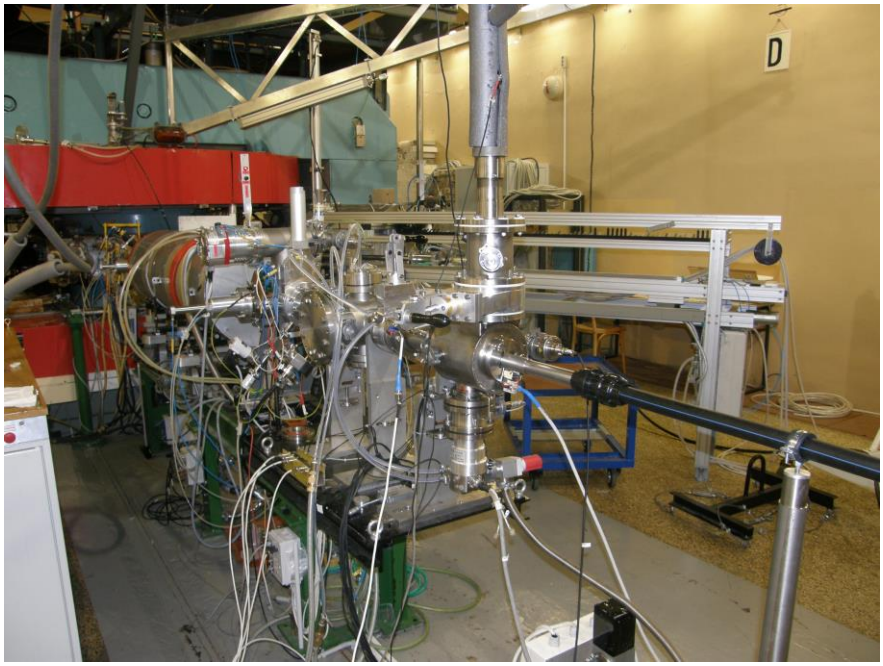
Reakční rychlost, vypočtená dle vztahu (3), je ovlivněna jednak reakcemi s neutrony v oblasti vrcholu kvasimonoenergetického spektra (viz Obrázek 1), dále pak reakcemi s neutrony o nižší energii. Při měření prahových reakcí pomocí kvasimonoenergetického neutronového spektra je cílem určení účinného průřezu pouze pro oblast vrcholu. Proto je nutné vliv nízkoenergetického pozadí odečíst. Při znalosti neutronového spektra použitého pro ozařování a znalosti účinného průřezu pro oblast nižších energií je pro výpočet mikroskopického účinného průřezu v oblasti vrcholu neutronového spektra možné použít následující vztah:

$$\sigma(E_{vrchol}) = \frac{R_R - \int_{E_{th}}^{E_{min}} \sigma(E)\varphi(E)dE}{\int_{E_{min}}^{E_{max}} \varphi(E)dE}. \tag{4}$$

kde R_R je reakční rychlost, E_{th} je prahová energie zkoumané reakce, E_{min}, E_{max} je dolní, respektive horní hranice vrcholu v neutronovém spektru, $\sigma(E)$ je mikroskopický účinný průřez zkoumané reakce a $\varphi(E)$ je diferenciální hustota toku interagujících neutronů (neutronové spektrum) [3]. Výsledkem je průměrná hodnota mikroskopického účinného průřezu v oblasti vrcholu neutronového spektra.

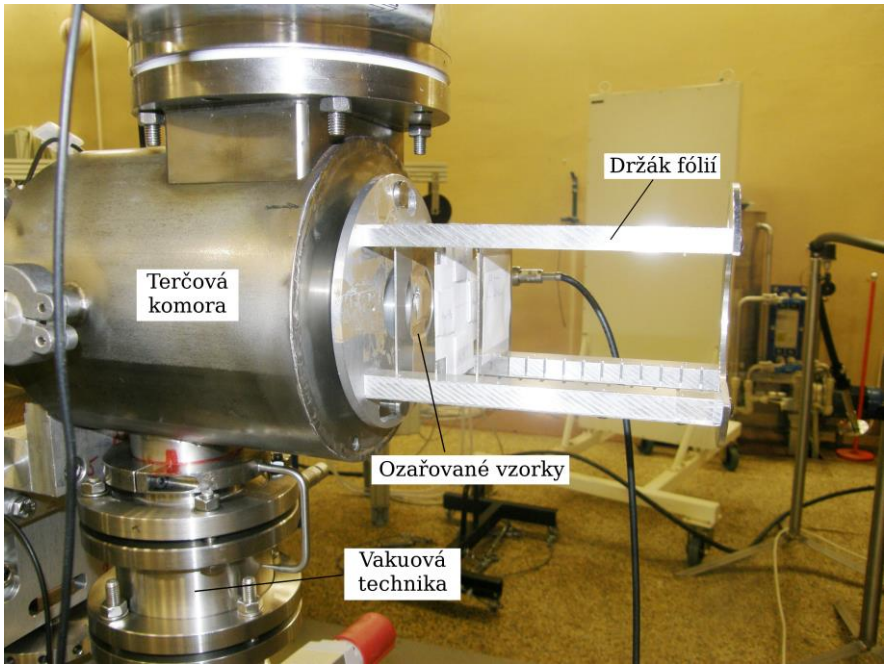
5. MĚŘENÍ ÚČINNÝCH PRŮŘEZŮ PRAHOVÝCH REAKCÍ

V rámci práce bylo provedeno vyhodnocení několika ozařovacích experimentů s energiemi primárního protonového svazku 20 MeV, 22,5 MeV, 25 MeV. 27,5 MeV, 30 MeV, 32,5 MeV a 35 MeV. Na zlatu byly sledovány prahové reakce (n,2n), (n,4n) a (n,2n') do druhého excitovaného stavu zlata 196. Na thuliu byly pozorovány reakce (n,2n), (n,3n) a (n,4n). Při nich byly vždy připraveny a pomocí analytických vah zváženy aktivační fólie, následně umístěné na hliníkový držák. Proběhla příprava cyklotronu a terčové stanice. Byly otestovány požadované parametry svazku nabitých částic. Do osy svazku byla přesně umístěna lithiová terčová stanice. Terčová stanice byla připojena k měřící elektronice a chladící jednotce a následně byla otestována cirkulace chladícího lihu a spojení s měřící místností. Poté byla napojena potrubní pošta a bylo zahájeno opakované krátkodobé ozařování pro účely měření krátkodobých radioisotopů. Toto zapojení je vyobrazeno na obrázku 4. V pravé části obrázku je viditelná transportní linka potrubní pošty směřující k ozařovací oblasti terčové stanice uprostřed. V levé části v pozadí je pak viditelný isochronní cyklotron U-120M.



Obr. 4: Experimentální uspořádání terčové stanice s potrubní poštou

Po ozáření sady vzorků následovalo měření spektra neutronů pomocí scintilačních detektorů metodou Time-of-Flight. Po skončení krátkodobé expozice byl na terčovou stanici umístěn hliníkový držák se vzorky pro dlou-

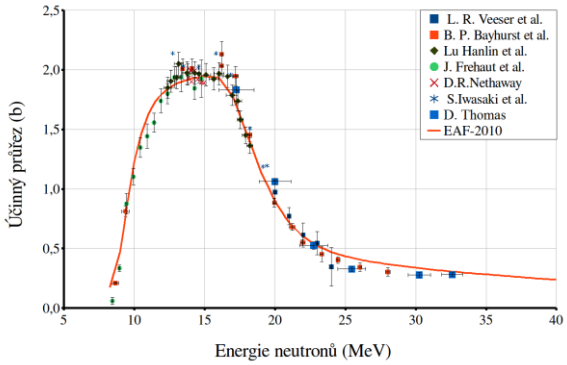


hodobé ozařování, viz obrázek 5.

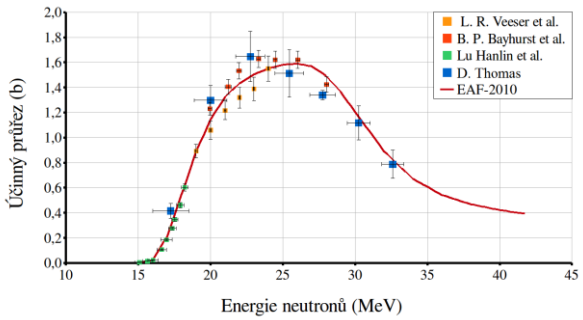
Obr. 5: Experimentální uspořádání terčové stanice s potrubní poštou

Ozařování probíhalo vždy po dobu několika hodin. Po skončení ozařování byly vzorky ponechány jistou dobu na terčové stanici, dle principu ALARA. Během této doby poklesla aktivita sady vzorků, způsobená krátkodobými radioisotopy. Po změření radiační situace byl hliníkový držák spolu se vzorky převezen do manipulační komory. Zde byly za olověným stíněním fólie z hliníkového držáku přesunuty do foliových sáčků. Takto byly přeneseny do gama spektrometrické laboratoře a fixovány na ocelových držácích tak, aby geometrické středy fólií byly na definovaném místě ocelového držáku. Následovalo opakované měření na gama spektrome-

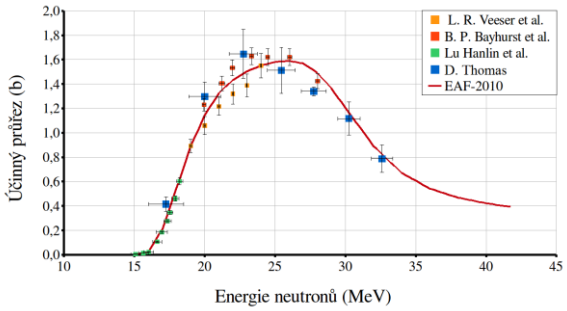
trech v období od jedné hodiny do několika dnů po skončení ozařování. Opakované měření umožnilo sledovat pokles aktivity gama linek příslušných jednotlivým vzniklým radioisotopům. Následovalo vyhodnocení naměřených dat, výpočet reakčních rychlostí a konečné stanovení mikroskopických účinných průřezů prahových reakcí dle vzorce 4. Výsledky byly následně srovnány s experimentálními daty jiných autorů, dle knihovny EXFOR, a s daty z knihovny EAF-2010. Toto srovnání se nachází v grafech na obrázcích 6 až 11 [1].



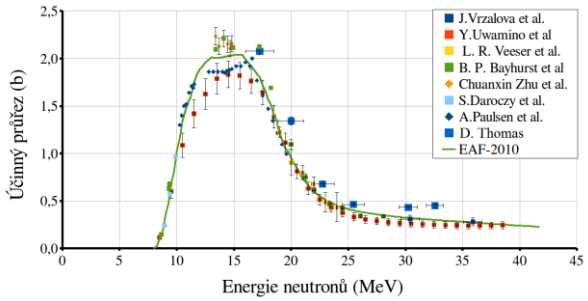
Obr. 6: Účinný průřez reakce (n,2n) na thuliu



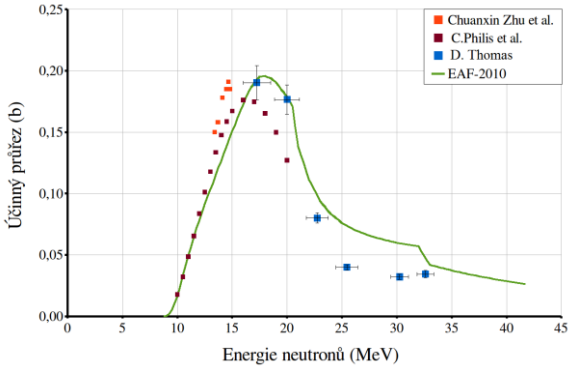
Obr. 7: Účinný průřez reakce (n,3n) na thuliu



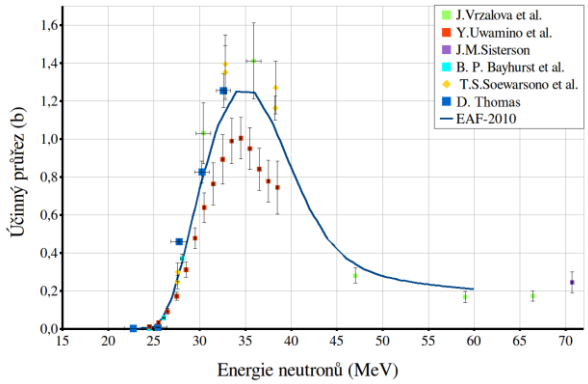
Obr. 8: Účinný průřez reakce (n,4n) na thuliu



Obr. 9: Účinný průřez reakce (n,2n) na zlatu



Obr. 10: Účinný průřez reakce (n,2n‘) na zlatu



Obr. 11: Účinný průřez reakce (n,4n) na zlatu

Z grafů je zřejmá velmi dobrá shoda naměřených hodnot účinných průřezů jak s daty v knihovně EAF-2010, tak s experimentálními daty dalších autorů.

6. ZÁVĚR

Metodou aktivačního měření byly stanoveny reakční rychlosti prahových reakcí. Následným výpočtem byly získány cenné hodnoty mikroskopických účinných průřezů pro prahové reakce (n,2n), (n,2n’) a (n,4n) na zlatu a (n,2n), (n,3n) a (n,4n) na thuliu. Rychlé neutrony byly produkovány reakcí p+Li(C) na lithiové terčové stanici s tenkým terčem a uhlíkovým zhášečem svazku. Primární svazek protonů, urychlených na energie 20 MeV, 22,5 MeV, 25 MeV, 27,5 MeV, 30 MeV 32,5 MeV a 35 MeV poskytoval isochronní cyklotron U-120M.

PODĚKOVÁNÍ

Chtěl bych poděkovat panu Ing. Milanu Štefánikovi, Ph.D. za vedení Diplomové práce. Dále bych chtěl poděkovat všem ostatním zaměstnancům Oddělení jaderných reakcí Ústavu jaderné fyziky AV ČR v Řeži. V neposlední řadě děkuji své manželce Martině Thomasové nejen za všeobecnou neutuchající podporu.

LITERATURA

[1] Thomas, D.: Měření účinných průřezů (n,*x*n) reakcí v poli neutronového zdroje NG-2, Praha, 2016. Diplomová práce, České vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská.

[2] Štefánik, M.: Neutronová aktivačná analýza na horizontálnom radiálnom kanále školského reaktora VR-1, Praha, 2009. Diplomová práce, České vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská.

[3] Uwamino, Y., Soewarsono, T. S., Sugia, H., et al.: High-energy p-Li neutron field for activation experiment, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, 1997, č. 389, s. 463-473, ISSN: 0168-9002

[4] Weaver, K. A., Anderson, J. D., Barschall, H. H., Davis, J. C.: Neutron spectra from deuteron bombardment of D, Li, Be and C., Nuclear Science and Engineering, 1973, č. 52, s. 35-45, ISSN 0029-5639.

Experimentální stanovení součinitele tlakové ztráty perforované desky při průtoku dvoufázového média

Ondřej Burian[1], Ladislav Veselý[2], Jan Syblík[3]

E-mail: ondrej.burian@fs.cvut.cz

[1]*Ústav energetiky, Fakulta strojní, ČVUT v Praze, Technická 4, Praha 6, 166 07, Česká Republika*
[2]*Ústav energetiky, Fakulta strojní, ČVUT v Praze, Technická 4, Praha 6, 166 07, Česká Republika*
[3]*Ústav energetiky, Fakulta strojní, ČVUT v Praze, Technická 4, Praha 6, 166 07, Česká Republika*

Abstrakt: *Analytické stanovení parametrů dvoufázového proudění je vzhledem charakteru jevu velice komplikované a ve většině praktických případů prakticky nemožné. Stávající empirické a poloempirické metody se ve velké míře opírají o experimentální ověření na modelech. V tomto článku je popsán proces experimentální stanovení tlakové ztráty sady perforovaných plechů různých parametrů při průtoku dvoufázového média typu voda/vodní pára při podmínkách přirozeného proudění při atmosférickém tlaku. Výsledky experimentu jsou použitelné pro další výzkum dynamiky dvoufázového proudění v zařízeních s vestavbami, jakými jsou parní generátory a varné reaktory.*

Klíčová slova: *Dvoufázové proudění, součinitel tlakových ztrát*

1. ÚVOD

Znalost součinitele místní tlakové ztráty prvků vložených proudu tekutiny (armatury, vestavby aparátů, prvky potrubích tras) je jedním z důležitých parametrů pro návrh potrubních tras, energetických a chemických zařízení. V případě jednofázového proudění se jedná hlavně o využití součinitelů tlakové ztráty pro návrh čerpacích systémů, ale například také pro hydraulický návrh aktivní zóny tlakovodních reaktorů. Pro tento případ je v dnešní době již velmi dobře prozkoumán a je pro něj k dispozici v odborné literatuře nepřeberné množství korelací pro celou řadu geometrií a médií.

Případ kdy je třeba určit součinitel tlakové ztráty pro dvoufázové médium, tedy pro průtok směsi dvou fází, typicky vody a vodní páry je situace mnohem složitější. Tento případ je zastoupen v literatuře poměrně omezeně a i samotný způsob jeho určení je mnohem komplikovanější. Velikost tlakové ztráty vloženého elementu je mimo jiné ovlivněna dalším faktorem a tím je podíl kapalné a plynné fáze dvoufázové směsi. Tento fakt značně omezuje použitelnost případných korelací pouze na úzké spektrum provozních stavů daných právě podílem fází.

V tomto článku je popsán experimentální postup pro stanovení součinitele tlakové ztráty perforované tenké desky (plechu) umístěné v kanálu čtvercového průřezu pří průtoku dvoufázového média za podmínek atmosférického tlaku a přirozeného proudění. Cílem experimentu bylo určit orientační součinitele tlakových ztrát perforovaných desek různých geometrických parametrů pro vzájemné porovnání vlivu těchto parametrů na tlakové poměry v prostoru před a za deskou.

2. POPIS EXPERIMENTU

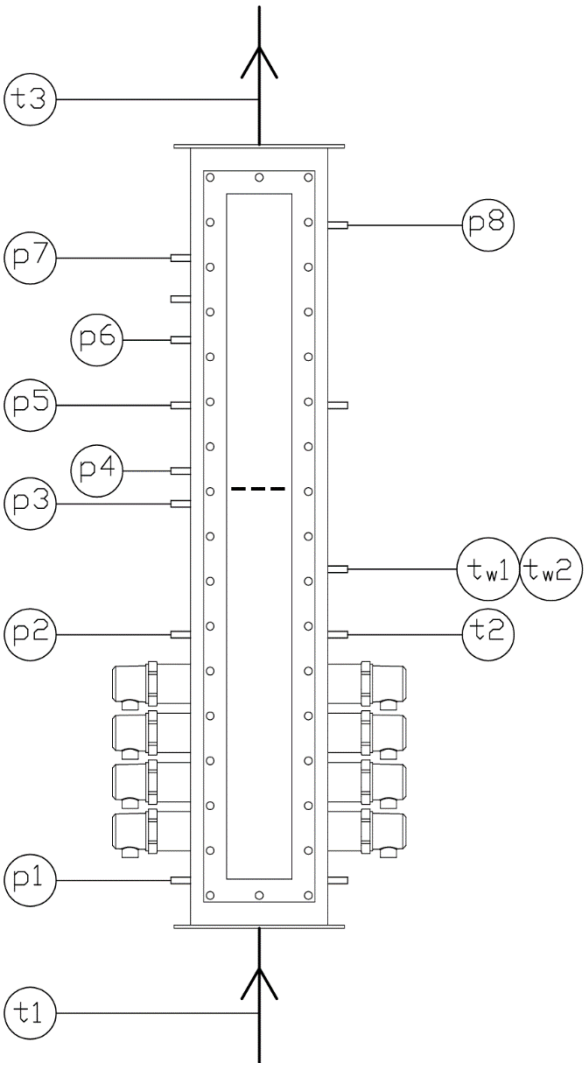
Pro provedení experimentu bylo zvoleno stávající experimentální zařízení (viz schéma zařízení Obr. 1), které bylo mírně modifikováno. Konkrétně bylo osazeno děrovanými plechy o různém geometrickém vzorku děrování.

Experimentální zařízení je tvořeno experimentální sekcí o čtvercovém průřezu 200 x 200 mm a výšce 1200 mm. V dolní třetině je sekce osazena 12 elektrickými topnými tělesy o výkonu 3 kW. Celkový výkon instalova-

ných těles je tedy 36 kW. Regulace výkonu je možná po 1 kW. Tato topná tělesa slouží simulování volné varu, generování vodní páry a k tvorbě dvoufázového objemu typu voda/vodní pára uvnitř experimentální sekce.

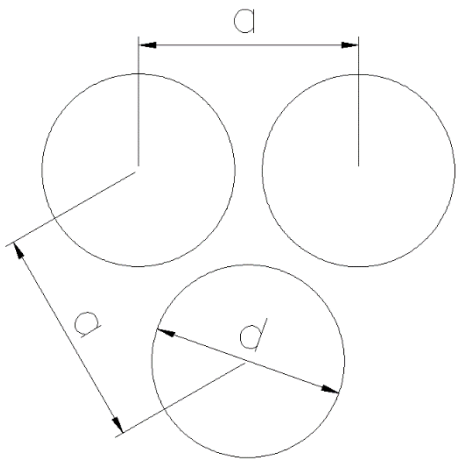
Uvnitř sekce je po výšce osazeno několik záchytných bodu pro uchycení zkoušených vestaveb. Pro účely tohoto konkrétního experimentu bylo využito záchytného bodu na úrovni 750 mm, viz Obr. 1.

Po stěnách sekce se nachází několik odběrových míst pro měření lokálního tlaku a teploty. Pro účely experimentu byly využity pozice p3, p4, které se nachází 50 mm pod a 50 mm nad vestavbou měřeného perforovaného plechu. K měření lokálního tlaku byly použity jednoduché snímače absolutního tlaku s tovární přesností 0,02% FSO a měřícím rozsahem 0 – 2 bar. Zdánlivě výhodnější varianta měření pomocí jednoho snímače tlakové diference byla zavržena ze dvou důvodů složitější interpretace naměřených dat a vysoké chyby vzniklé v impulzním potrubím mezi odběrovým místem a snímačem. Dále byla měřena referenční teplota t2 přesné hustoty vody. Ostatní měřící místa zůstala v tomto experimentu nevyužita.



Obr. 1 Schéma experimentálního zařízení

V rámci experimentu byla měřena tlaková ztráta na perforovaných plechách s různou velikostí otvorů. Všechny plechy měly tzv. přesazené děrování, viz Obr. 2. Rozměry děrování zkoušených plechů jsou uvedeny v tabulce Tab. 1. V této tabulce je také uveden důležitý srovnávací parametr S/Sd, který představuje poměr mezi průtočnou plochou kanálu bez vestavby a celkovou průtočnou plochou vestavby. Číslování v tabulce Tab. 1 představuje pořadové číslo měření a totožné pro celý příspěvek. Měření č. 1 představuje referenční případ bez vestavby.



Obr. 2 Přesazená geometrie mřížky

Tab. 1

č.	d [mm]	a [mm]	S/Sd [-]
1	-	-	1
2	3	5	0,289
3	6	9	0,301
4	10	15	0.336

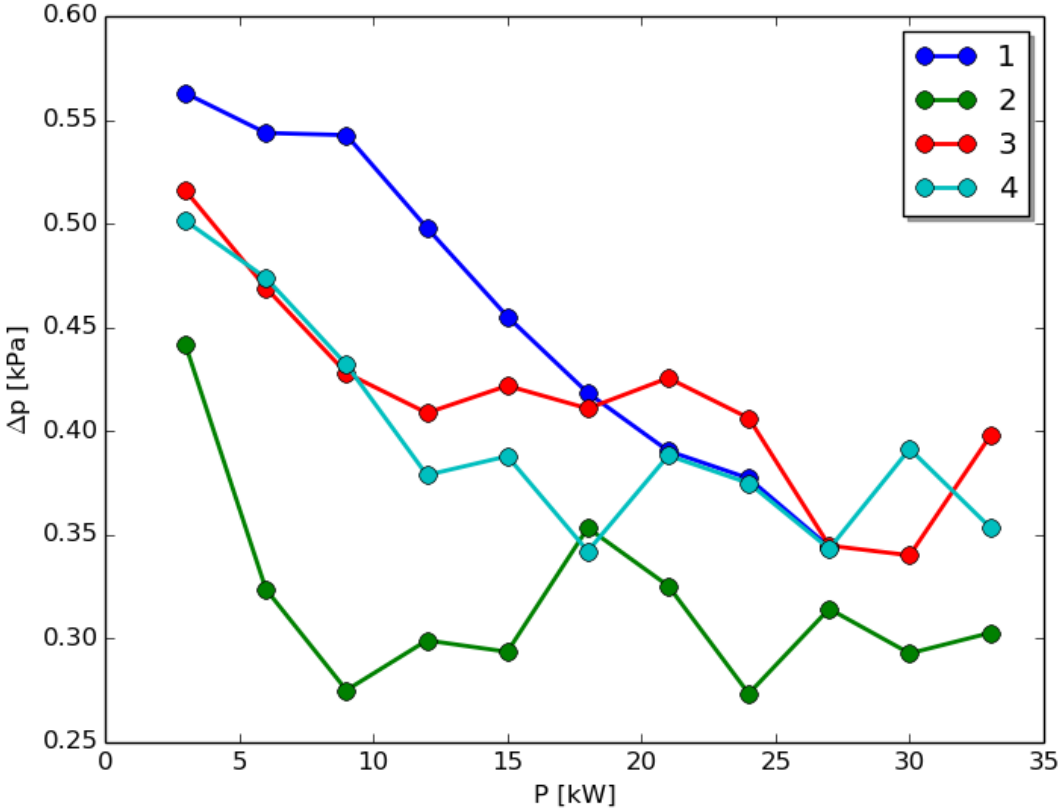
3. NAMĚŘENÁ DATA

V rámci experimentu byly měřeny tlakové poměry před a za vestavbou z perforovaného plechu. V případě měření č. 1 byly měřeny tlakové poměry mezi odběrovými místy bez vestavby. Toto měření slouží jako referenční. Ve zbývajících třech případech byly měřeny tlakové poměry na vestavbách s otvory o průměru 3 mm, 6 mm a 10 mm.

Různé intenzity varu a tím i zaplnění parou bylo dosaženo změnou příkonu elektroohříváků experimentálního zařízení. Příkon byl měněn v rozsahu 3 – 36 kW vždy po 3 kW. Výsledné naměřené hodnoty lokálního tlaku před a za vestavbou jsou uvedeny v tabulce Tab. 2

Tab. 2 Výsledky měření tlakových diferencí

P [kW]	Bn [-]	č.1 - Δp [kPa]	č.2 - Δp [kPa]	č.3 - Δp [kPa]	č.4 - Δp [kPa]
3	14413	0,57	0,44	0,52	0,50
6	7206	0,56	0,33	0,47	0,47
9	4804	0,54	0,26	0,43	0,43
12	3603	0,54	0,30	0,41	0,38
15	2881	0,50	0,30	0,42	0,39
18	2402	0,46	0,35	0,41	0,34
21	2058	0,42	0,33	0,43	0,39
24	1800	0,39	0,27	0,41	0,38
27	1599	0,38	0,31	0,35	0,34
30	1439	0,34	0,29	0,34	0,39
33	1307	0,39	0,30	0,40	0,35
36	1198	-	0,31	0,33	0,39
		Chyba měření Δp je ve všech případech ± 0.04 kPa			



Obr. 3 Průběh tlakových diferencí v závislosti na příkonu elektroohříváků

Přesnost měření byla s použitými snímači stanovena na ± 0.04 kPa. Výsledky všech měření jsou také graficky znázorněny v grafu na obrázku Obr. 3. Z naměřených dat lze vyčíst, že naměřená tlaková ztráta je nejvyšší bez použití vestavby. Tento zdánlivě nesmyslný výsledek je dán tím, že za prvé umístění vestaveb zvyšuje lokální zaplnění parou, za druhé vestavba klade proudící směsi odpor a na jeho překonání dochází k zvýšení tlaku pod vestavbou. Tento jev bude podrobně popsán v závěru.

4. ZPRACOVÁNÍ NAMĚŘENÝCH DAT

Pro zobecnění výsledků měření bylo zavedeno podobnostní číslo Bn (1).

$$Bn = \frac{Q_v \rho_{sat}}{q'''} \tag{1}$$

Kde: Qv – měrné výparné teplo vody [kJ.kg^{-1}]

ρ_{sat} – hustota vody na mezi sytosti [kg.m^{-3}]

q‘‘‘ – objemový vývin tepla [kJ.m^{-3}] V případě experimentu vztažen na oblast elektroohříváků

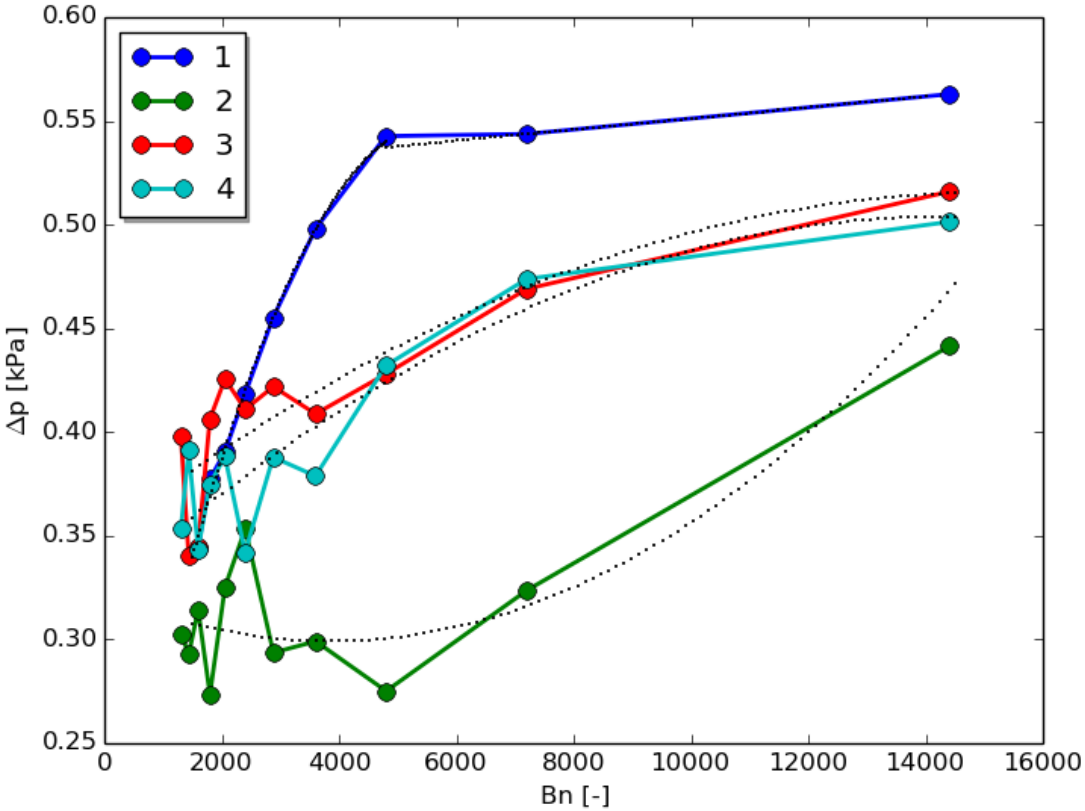
Po zavedení podobnostního čísla Bn mohly být výsledky měření experimentu zobecněny a vyneseny na do grafu na obrázku Obr. 4. Křivky představující průběhy tlakové ztráty v závislosti na podobnostním čísle Bn byly dále aproximovány pomocí polynomu dle rovnice (2).

$$\Delta p = a_2 Bn^2 + a_1 Bn + a_0 \tag{2}$$

Koeficienty aproximace jednotlivých křivek jsou uvedeny v tabulce Tab. 3. Tyto koeficienty v kombinaci aproximačním polynomem (2) mohou posloužit k určení tlakových poměrů na vestavbách jiných zařízení.

Tab. 3 Koeficienty aproximačního polynomu

č.	Bn [-]	a_0 [-]	a_1 [-]	a_2 [-]
1	4 800 – 14 000	$2.66.10^{-6}$	$5.24.10^{-1}$	0
1	0 – 4 800	$-1.21.10^{-8}$	$1.36.10^{-4}$	$3.22.10^{-1}$
2	0 – 14 000	$1.52.10^{-9}$	$-1.179.10^{-5}$	$3.22.10^{-1}$
3	0 – 14 000	$-7.14.10^{-10}$	$2.171.10^{-5}$	$3.51.10^{-1}$
4	0 – 14 000	$-8.86.10^{-10}$	$2.532.10^{-5}$	$3.23.10^{-1}$



Obr. 4 Průběh tlakových diferencí v závislosti na podobnostním čísle

5. ZÁVĚR

V předcházejícím textu je popsáno stanovení vztahu pro určení tlakových poměrů na perforované desce při obtékání dvoufázovou směsí za podmínek volného varu pomocí jednoduchého experimentálního měření.

Odvozené koeficienty pro výpočet tlakových poměrů mají pouze omezenou platnost a vztahující se na konkrétní geometrii a pouze pro podmínky volného varu při atmosférickém tlaku. Je velmi pravděpodobné, že při vyšším tlaku bude mechanismus volného varu odlišný a výše odvozené vztahy budou neplatné. Výzkum tohoto jevu při vyšších parametrech bude pokračujícího výzkumu.

Platnost vztahu je dále omezen rozsahem bezrozměrného čísla Bn v intervalu 0 – 14 000. Tento rozsah je více než dostatečný a pokrývá většinu známých praktických aplikací.

Z výsledků měření dále vychází, poněkud překvapivě, že největší tlaková ztráta je při neosazené vestavbě a se snižujícím se poměrem průtočné plochy vestavby k celkové ploše klesá. Tedy jev naprosto opačný než při vynuceném jednofázovém proudění. Je to dáno rozdílností procesů, kdy pro překonání odporu vestavby je nutné, aby ke zvýšení tlaku pod vestavbou, dále dochází k hromadění páry pod vestavbou a celkovému zvýšení zaplnění parou v okolí vestavby což vede poklesu tlakové diference mezi částí pod vestavbou a nad vestavbou. Na

celkový průběh tohoto poklesu má významný vliv poměr S/Sd. Dále je patrné, že s rostoucím příkonem ohříváků klesá tlaková diference v prostoru vestavby. Jedná se o důsledek vyššího vývinu páry a tím i většího zaplnění parovodního prostoru parou.

PODĚKOVÁNÍ

Tato práce byla podpořena grantem Studentské grantové soutěže ČVUT č. SGS16/148/OHK2/2T/12

LITERATURA

[1] Tong, L. S. (1965). Boiling Heat Transfer and Two-Phase Flow New York: Wiley.

Modelování přestupu tepla na proutcích palivového svazku reaktoru PWR

Daniel Vlček[1]

E-mail: daniel.vlcek@alvel.eu

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

***Abstrakt**: Článek se zabývá přestupem tepla v zakrizové oblasti s ohledem na rozdílné režimy blánového varu. Je zde představen výpočtový kód TUBE 2.0, který pomocí rovnice tepelné bilance a předem definovaných vztahů dokáže počítat teplotu stěny a minimální kritický tepelný poměr spolu s ostatními parametry chladiva v jednoduché geometrii - izolovaném kanále. S experimentálními daty od Stewarta byla vybrána vhodná korelace pro výpočet koeficientu přestupu tepla při inverzním prstencovém blánovém varu v trubce. Na závěr je kód TUBE 2.0 validován za použití subkanálového kódu SUBCAL a experimentálních dat od Beckera.*

***Klíčová slova**: Přestup tepla, zakrizová oblast, modelování, korelace, validace kódu*

1. ÚVOD

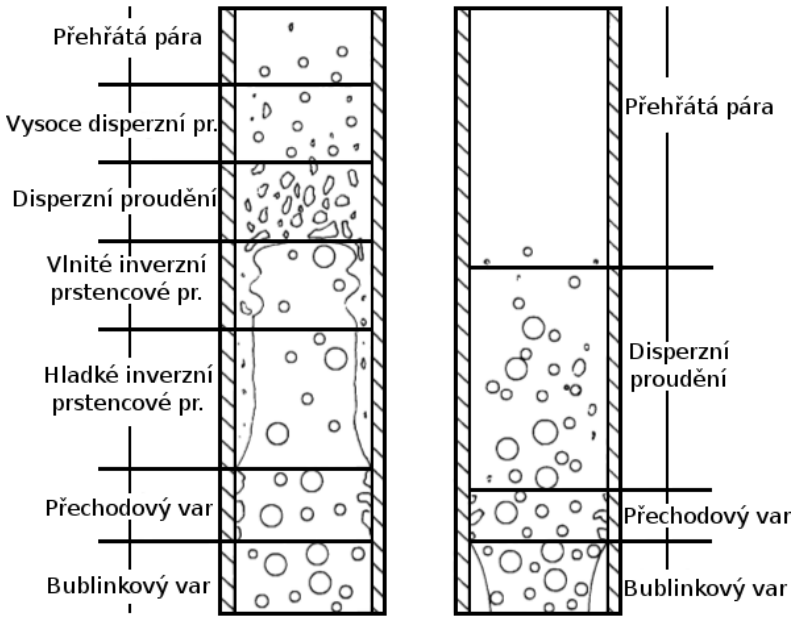
K pochopení stavů, které mohou nastat v jaderné elektrárně při havarijních podmínkách, je nutná znalost teorie krize varu a konkrétně pak zakrizové oblasti. V této oblasti je pozorován blánový var, který se liší v závislosti na okolním proudění a může se objevovat v různých režimech. Pro výpočet přestupu tepla v této oblasti je potřeba znát příslušné korelace, které vznikaly na základě provedených experimentů.

V autorově předchozí práci [4] byly za pomoci subkanálového kódu SUBCAL a experimentálních dat od Yodera vyhodnoceny korelace pro zakrizový přestup tepla při disperzním blánovém varu (DFFB[1]) na vertikálních svazcích. Tyto vztahy pak byly implementovány do nové verze kódu SUBCAL. Do zakrizové oblasti je možné se dostat například při havárii LOCA, zde však nemusí docházet jen k disperznímu blánovému varu, ale může nastat i inverzní prstencový blánový var (IAFB[2]), jež má jiný průběh. Z toho důvodu by se pro výpočty měly použít korelace beroucí v úvahu jiné fyzikální děje vznikající v tomto režimu.

Rozdíl ve vzniku DFFB, či IAFB a také v jejich podobě je vidět na Obr. 1, kde je vytvořeno rozdělení v podobě rozdílné suchosti. V levé části lze vidět vzniklou krizi varu při malé suchosti, při níž se postupně z bublinkového varu stává inverzní prstencový blánový var, který postupně přes zvlnění přechází do disperzního režimu. Jak je vidět, tak inverzní prstencový blánový var vlastně prohodí kapalnou blánu z bublinkového varu při vysoké suchosti za parní blánu znázorněnou při nízké suchosti. V pravé části lze u krize varu při vysoké suchosti vidět, že po přechodovém varu ihned nastává disperzní blánový var.

Během inverzního prstencového blánového varu je jádro úplně odděleno od topené stěny vrstvou páry o nízké viskozitě a může zde docházet k velkým rozdílům rychlosti proudění mezi kapalnou a parní fází. Pokud je blána velmi tenká, tak se teplo ze stěny do kapaliny přenáší hlavně kondukcí skrze laminární parní blánu. Jakmile se tloušťka blány zvětší, začne se v parní vrstvě objevovat turbulentní proudění a rozhraní mezi parou a vodou začne být vlnité a nestálé. Projeví se zde více nucená konvekce, která je z hlediska přenosu tepla mnohem účinnější. Právě z těchto důvodů se musí lišit přístup k vytvoření korelací pro výpočet koeficientu přestupu tepla. Na straně jedné jsou vztahy vycházející z Dittusovy-Boelterovy korelace vhodné pro režim DFFB a na straně druhé vztahy odvozené z Bromleyho korelace vhodné zejména pro režim IAFB [3].

[1] DFFB – z angl. *Dispersed Flow Film Boiling*
[2] IAFB – z angl. *Inverted Annular Film Boiling*



Obr. 1: Různé režimy proudění, resp. varu v topeném kanále vlevo při nízké suchosti a vpravo při vysoké [3].

2. POROVNÁNÍ KORELACÍ

Za účelem porovnání korelací pro výpočet koeficientu přestupu tepla byl vytvořen nový výpočetní kód TUBE 2.0. Pro porovnání vypočtených hodnot s reálnými posloužila Stewartova experimentální data [2] zaměřená na inverzní prstencový blánový var. Experimenty byly provedeny v roce 1981 na MR-1 FLARE LOOP v laboratořích Chalk River. Testovací sekce byla vytvořena z 207,1 cm dlouhé trubky z Inconelu 600 o vnitřním průměru 0,8928 cm. Pro vytvoření stabilní parní blány byl použit 10,1 cm dlouhý měděný předehřívající prstenec (z Angl. *Hot Patch*). Smyčka byla schopna poskytnout tlak v rozmezí od 2 do 10 MPa a hustotu hmotnostního toku od 120 do 2750 $kg.m^{-2}.s^{-1}$.

Teplota stěny trubky byla měřena pomocí 20 termočlánků rozmístěných po celé testovací sekci vždy po dvou v dané výšce. Ve vstupní části byly termočlánky rozmístěny blíže k sobě. Experimenty byly rozděleny do 51 běhů s různým vstupním podchlazením, tlakem a hustotou hmotnostního toku. Byla zde postupně snižována plošná hustota tepelného toku tak, aby se mohla vždy zaznamenat minimální teplota pro blánový var.

2.1. KÓD TUBE 2.0

Výpočetní kód TUBE 2.0 je vyvinut na základě kódu TUBE vytvořeného v rámci projektu SGS na KJR FJFI ČVUT. Je založen na řešení rovnice tepelné bilance a konstitutivních vztahů a zvládne určit teplotu stěny, kritický tepelný poměr a samozřejmě ostatní parametry chladiva v jednoduché geometrii – trubce. Je zde umožněno počítat s dvoufázovým prouděním za použití homogenního ekvivalentního modelu s možností zahrnout tepelnou nerovnováhu.

TUBE 2.0 vyniká nad komplexními programy svou jednoduchostí a rychlostí výpočtu. Za tímto účelem byl vytvořen v jazyce fortran. Je zde také možnost definovat své vlastní výpočetní vztahy například pro odhad počátku krize varu, nebo pro výpočet koeficientu přestupu tepla v zakrizové oblasti.

V kódu je předdefinováno okolo patnácti zakrizových korelací, většina z nich je však vhodná pro režim DFFB. Korelace, které byly použity pro porovnání s experimentálními daty, jsou vidět v Tab. 1 [3,4]. Na základě předchozí autorovy práce byly vybrány vztahy odvozené pro režim DFFB vhodné pro nízké hodnoty suchostí. Groeneveldovy tabulky je možné použít při obou režimech a vynikají velkým rozsahem použití. Berensonova a Breenova-Westwaterova korelace jsou odvozeny z Bromleyho a společně se vztahem od Mosaada a Johannsena patří mezi IAFB korelace. Poslední zmíněná rovnice byla dokonce z části odvozena na základě Stewartových experimentálních dat.

Pro použití zakrizových korelací musel kód nejprve vyhodnotit počátek krize varu. Pro odhad začátku byly použity různé korelace uvedené v Tab. 2. Výběr rovnic byl dostatečně široký, aby pokryl možné nepřesnosti vznikající při přibližování k mezím rozsahů použití, kde přesnost výpočtů prudce klesá. Bohužel ani jedna z uvedených nedokázala predikovat vznik krize varu, a tak musel být vznik krize zvolen manuálně podle Stewarta [2] do dvou třetin předehřívajícího prstence z důvodu poklesu teploty na termočlánku v daném místě.

Problémy s odhadem vzniku krize varu byly pravděpodobně způsobeny nízkými suchostmi a také tím, že při každém běhu byla vždy snižována plošná hustota tepelného toku tak, aby mohla být získána minimální teplota pro blánový var. Neočekávané výsledky poukázaly na fakt, že je potřeba pro nové korelace pro odhad krize varu v režimu IAFB při nízkých hodnotách tlaku, suchosti a plošné hustoty tepelného toku, protože se do těchto podmínek může aktivní zóna dostat například při havárii LOCA (fáze „*reflood*“ – opětovné zaplavení aktivní zóny).

Tab. 1: Vybrané korelace pro výpočet zakrizového přestupu tepla v kódu TUBE 2.0. [3,4]

Korelace	Režim
Dougall-Rohsenow	DFFB
Groeneveld-Delorme	DFFB
Condie-Bengston	DFFB
Groeneveldovy tabulky	DFFB/IAFB
Bromley	IAFB
Berenson	IAFB
Breen-Westwater	IAFB
Mosaad-Johannsen	IAFB

Tab. 2: Korelace v kódu TUBE 2.0 použité pro odhad počátku krize varu. [3,4]

Korelace	Rozsah tlaku v MPa
Biasi	0,27-14,0
Bowring	0,2-19,0
Zuber	Bez limitu
Smolin	3,0-10,0
PG-T	0,3-18,7
OKBM Bezrukov	9,7-18,0
CRT-1	9,7-18,0
CHF - tabulky	0,1-20,0

2.2. VALIDACE KÓDU TUBE 2.0

Pro validaci kódu metodou „*code to code comparison*“ nemohly být kvůli problému s odhadem krize varu použity Stewartovy experimenty, a tak se byly namísto nich použity data od Beckera [1]. Ty byly naměřeny v roce 1983 ve Stockholmu na Royal Institute of Technology a poskytují více než 15000 experimentálních hodnot zakrizového přestupu tepla v 7 m dlouhé trubce s různými vnitřními průměry od 1 do 2,47 cm při tlaku od 3 do 20,5 MPa, hustotě hmotnostního toku od 500 do 3000 $kg.m^{-2}.s^{-1}$ a suchosti od -0,03 do 1,66. Jelikož byl režim varu disperzní blánový, tak zde nebyla potřeba korelací pro inverzně prstencový blánový var.

3. VÝSLEDKY

3.1. VALIDACE

Pro validaci kódu TUBE 2.0, respektive je její část metodou „*code to code comparison*“ byl vybrán komplexní kód SUBCAL vlastněný a vyvíjený firmou Chemcomex a.s. Jedná se o subkanálový kód navržený pro výpočet termo-hydraulických bezpečnostních rezerv pro reaktory VVER tak, že jsou řešeny rovnice zachování energie a hybností v podélném a příčném směru. Jak bylo zmíněno výše, experimentální data od Stewarta musela být nahrazena daty od Beckera. Dokonce ani kód SUBCAL nebyl schopný predikovat nástup krize varu na datech od Stewarta.

Beckerovy experimenty byly analyzovány oběma kódy za použití několika korelací pro výpočet přestupu tepla při disperzním blánovém varu, jak je znázorněno v Tab. 3. Odchylky jsou minimální a tyto výsledky proto vedly k prvnímu kroku validace kódu TUBE 2.0. Minimální odchylky vzniklé při porovnávání teplot stěn byly pravděpodobně způsobeny rozdílnými použitými metodami konvergence v obou kódech.

Pro úplnou validaci by bylo potřeba kód podrobit benchmarkovým úlohám a experimentálním datům, které pokrývají širší rozsahy parametrů a testovaných událostí než vybraná data od Beckera.

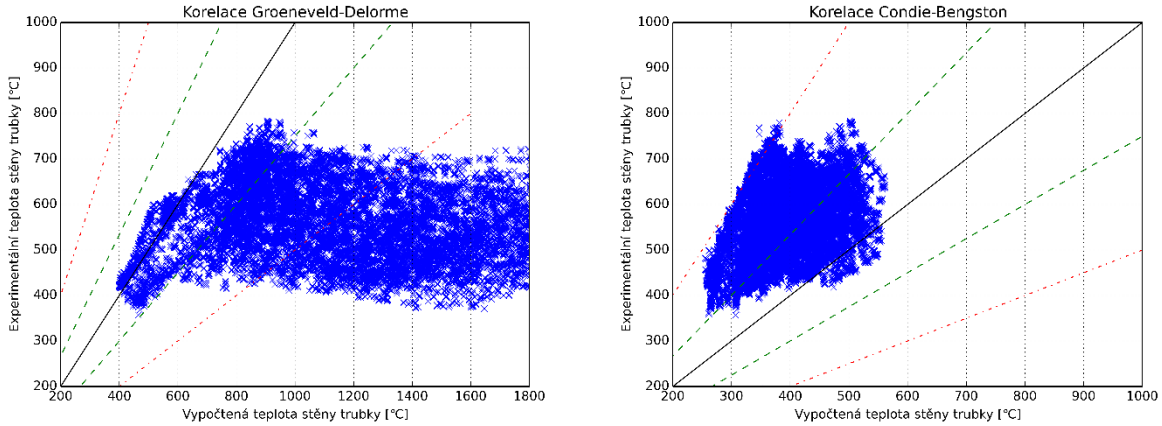
3.2. HODNOCENÍ KORELACÍ

Jak bylo předpokládáno, tak DFFB korelace značně nadhodnocovaly a v jednom případě dokonce podhodnocovaly experimentální data. Je to znázorněno v Obr. 2, kde jsou vidět vypočtené hodnoty na ose x a experimentální na ose y. Plná černá čára značí 0% odchylku a zelená, resp. červená čárkovaná vymezuje 25%, resp. 50% odchylku. Graf vlevo představuje korelaci Groenevedla-Delormeho, který často s daty pro disperzní blánový var vykazuje velmi přesné výsledky. Zde však velmi silně nadhodnocuje experimentální data. Oproti tomu vztah Condieho-Bengstona, který je vidět na Obr. 2 vpravo, se už vykazuje lepší přesností při výpočtu teploty stěn, avšak výsledná data jsou podhodnocena, což je nevhodné pro bezpečnostní analýzy, kde je požadován konzervativní přístup.

Tab. 3: Souhrnné statistické zpracování porovnání kódů SUBCAL a TUBE 2.0 za použití exp. dat od Beckera.

Korelace	AVG[3] [%]	STD[4] [%]	Počet bodů
Condie-Bengston	0,31	0,21	12202
Groeneveld 5.7	0,12	0,10	12202
Groeneveld 5.9	0,13	0,11	12202
Groeneveld-Delorme	0,11	0,05	12202
Groeneveldovy tabulky	0,18	0,14	12202

Korelace Dougalla-Rohsenowa také značně nadhodnocovala experimentální data. Podrobnější analýza výsledků ukázala, že výše zmíněné korelace se zpřesňují při vyšších tlacích a průtocích, nejlepších výsledků pak bylo dosaženo při průtoku (2750 $kg.m^{-2}.s^{-1}$) a tlaku (9 MPa) za použití korelace Groenevelda-Delormeho, či Dougalla-Rohsenowa. Je to pravděpodobně dáno vývojem režimu proudění z inverzně prstencového do disperzního. V lit. [3] je pro tyto účely porovnáváno Weberovo číslo a ukazuje se, že při těchto parametrech se už nedá s jistotou říci, o jaký režim se jedná, protože jsou zde podmínky velice nestabilní.



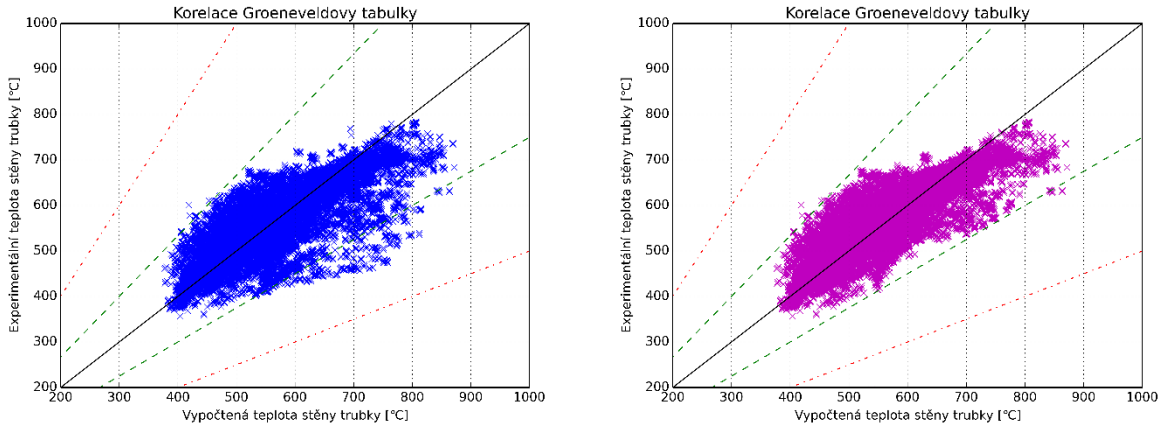
Obr. 2: Porovnání experimentální a vypočtené teploty stěny za použití DFFB korelací [3].

Groeneveldovy tabulky dávají nejlepší výsledky z celého výběru korelací. Body jsou, jak je znázorněno v Obr. 3 vlevo, uniformě rozděleny kolem středové čáry. Nebyly zde pozorovány znatelné závislosti na změně tlaku nebo vstupním podchlazením pro výpočet koeficientu přestupu tepla. Nicméně při redukci dat o minimální hodnotu průtoku (120 $kg.m^{-2}.s^{-1}$) se přesnost ještě zvýšila, viz Obr. 3 vpravo. Tyto tabulky byly vytvořeny extrapolací z více než 30 000 experimentálních hodnot jak z DFFB, tak IAFB pokusů. Výsledkem je pak knihovna dat schopna odvodit koeficient přestupu tepla nezávisle na režimu proudění. Zpřesnění při redukci průtoku bylo zřejmě způsobeno nedostatkem experimentálních dat při takto nízkých hodnotách.

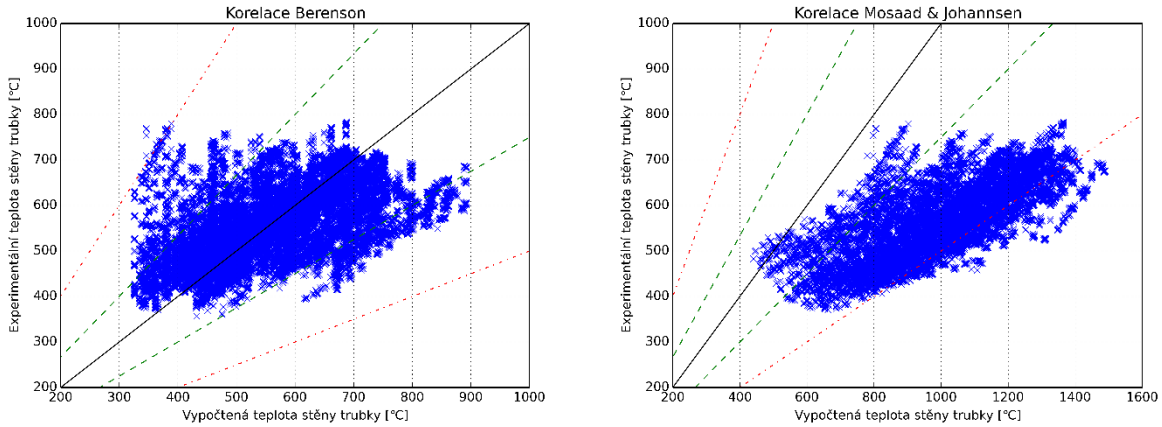
[3] AVG – Průměrná odchylka
[4] STD – Směrodatná/standardní odchylka

Na závěr jsou zde rozebrány korelace odvozené pro inverzní prstencový blánový var. Tři vztahy – Bromley, Berenson a Breen-Westwater ukazují velmi podobné výsledky hlavně z důvodu stejného základu pro výpočet koeficientu přestupu tepla. Nejlépe experimentálním datům odpovídala Berensonova korelace, viz Obr. 4 vlevo. Hodnoty byly rovnoměrně rozděleny kolem středové čáry, avšak s většími odchylkami oproti Groeneveldovým tabulkám. U těchto korelací bylo pozorováno jen zlepšení při odebrání dat z koncových termočlánků, kde je blána méně stabilní a suchost je zde vyšší.

Poslední zkoumanou korelací byla Mosaadova-Johannsenova. Autor Mosaad při odvozování dokonce použil část experimentálních dat od Stewarta a tvrdí, že zde dochází k minimální odchylce. To se kódem TUBE 2.0 nepodařilo potvrdit. Mohlo to být dáno chybou v definici korelace z čerpané publikace. Výsledné hodnoty jsou znázorněny v Obr. 4 vpravo, kde je vidět celkové posunutí jinak uniformních dat od středové čáry. Všechna zmíněná data byla statisticky zpracována a výsledky jsou uvedeny v Tab. 4.



Obr. 3: Porovnání experimentální a vypočtené teploty stěny za použití Groeneveldových tabulek, vpravo pak s redukovanými daty o minimální průtok [3].



Obr. 4: Porovnání experimentální a vypočtené teploty stěny za použití IAFB korelací [3].

4. ZÁVĚR

Byla zde představena nová verze výpočetního kódu TUBE 2.0. Jeho validační proces byl započat metodou „*code to code comparison*“ pomocí kódu SUBCAL a experimentálních dat od Beckera s výsledky znázorněnými v Tab. 3. Minimálních odchylek zde bylo dosaženo kvůli použití rozdílných metod konvergence. Pro úplnou validaci by bylo třeba najít vhodné benchmarkové úlohy a experimentální data, které pokrývají širší spektrum parametrů a testovaných událostí.

Následně byla vybrána nejlepší korelace pro výpočet koeficientu přestupu tepla v izolovaném kanále při inverzním prstencovém blánovém varu. Podrobná analýza byla provedena s použitím experimentálních dat od Stewarta. Byla zde pozorována zajímavá skutečnost. Ani jedna ze zmíněných korelací v Tab. 2 nebyla schopna odhadnout nástup krize varu. Bylo to pravděpodobně dáno nízkými hodnotami tlaku a průtoku při nízkých suchostech. Při těchto podmínkách je většina korelací na okraji rozsahu použití. Experimentální data byla určena k odvození minimální teploty pro blánový var, a tak byla od nástupu krize varu plošná hustota tepelného toku snižována. Na tomto parametru je však závislá většina výpočetních korelací. Pro bezpečnostní analýzy je důležité najít korelace schopné odhadnout vznik krize i při těchto parametrech, které mohou vznikat například při havárii LOCA.

Tab. 4: Souhrnné statistické zpracování hodnocení korelací za použití exp. dat od Stewarta [3].

Korelace	AVG [%]	STD [%]	Počet bodů
Dougall-Rohsenow	53,12	71,46	25897
Groeneveld-Delorme	146,04	147,12	22929
Condie-Bengston	-29,32	12,07	25895
Groeneveldovy tabulky	1,33	10,56	25897
Bromley	4,06	19,72	25897
Berenson	1,56	17,95	25897
Breen-Westwater	10,64	19,98	25897
Mosaad-Johannsen	75,02	25,19	15569

Po manuálním nastavení začátku krize byly hodnoceny korelace pro výpočet koeficientu přestupu tepla. Bylo potvrzeno, že korelace vhodné pro disperzní prstencový blánový var není možné použít pro inverzní prstencový blánový var. Vztahy Dougalla-Rohsenow a Groeneveld-Delorme silně nadhodnocují experimentální výsledky a vztah Condieho-Bengstona dokonce podhodnocuje daná data, viz Obr. 2. Bylo zde však pozorováno zlepšení při maximálních hodnotách tlaku a průtoku.

Korelace pro inverzní prstencový blánový var – Bromleyho, Berensonova a Breen-Westwaterova udávaly velice podobné výsledky a všechny se dají považovat za přesné. Nejlépe na tom byla Berensonova korelace, viz Obr. 4 vlevo. Nejlepších výsledků však dosahovaly Groeneveldovy tabulky, jejichž jedinou slabostí byl minimální průtok, viz Obr. 3. Tyto tabulky mohou být použity pro oba sledované režimy blánového varu.

Poslední sledovanou korelací byla Mosaadova-Johannsenova, která měla být jednou z nejpřesnějších. Tento předpoklad se však nepodařilo potvrdit a v důsledku pozorovaného posunutí jinak uniformních dat, viz Obr. 4 vpravo, by se mělo počkat na verifikaci této korelace jiným výzkumným ústavem.

Celková statistická analýza je znázorněna v Tab. 4. Podrobnější analýza je uvedena v literatuře [3].

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 a Ing. Dušanovi Kobylkovi, Ph. D za účinnou metodickou, pedagogickou a odbornou pomoc a další cenné rady při zpracování mého výzkumného úkolu, který byl nosnou prací pro tento příspěvek.

LITERATURA

[1] Becker, K. M. a kol.: An experimental investigation of post dryout heat transfer. Stockholm, Royal Institute of Technology 1983

[2] Stewart, J. C.: Low quality film boiling at intermediate and elevated pressures. Diplomová práce, University of Ottawa, Ottawa, Kanada, 1981

[3] Vlček, D.: Modelování přestupu tepla na proutcích palivového svazku reaktoru PWR při dvoufázovém proudění. Výzkumný úkol, KJR FJFI ČVUT, Praha, 2017

[4] Vlček, D.: Přestup tepla ve svazcích tlakovodních reaktoru při vyšším parním obsahu. Bakalářská práce, KJR FJFI ČVUT, Praha, 2016

Full-Core VVER-1000 a stanovení koeficientu asymetrie α

J. Závorka[1,2], D. Sprinzl[2]

E-mail: jiri.zavorka@centrum.cz

[1]*ČVUT v Praze, Technická 4, 160 07 Praha 6, Česká republika*
[2]*ŠKODA JS a.s., Orlík 266/15, 323 00 Plzeň, Česká republika*

Abstrakt: *Tento příspěvek představuje řešení benchmarkové úlohy Full-Core VVER-1000 prezentované na konferenci AER 2017 v Mnichově. Detailněji popisuje výpočetní model Full-Core a jeho preciznost pomocí definovaného koeficientu asymetrie. Koeficient, konzervativně vyhodnocuje stochastické výpočty aktivní zóny s rotační symetrií.*

Klíčová slova: *Full-Core, VVER-1000, Koeficient asymetrie α*

1. ÚVOD

V jaderných elektrárnách platí ta nejpřísnější bezpečnostní kritéria, jsou nastavena tak, aby se v rámci bezpečného provozu zabránilo úniku radioaktivních látek do životního prostředí. Jedním z nejdůležitějších kritérií je zachování integrity palivového proutku po celou dobu provozu paliva. Například zabráněním krize varu, při které dochází k fázové změně chladiva, jehož následkem je výrazné zhoršení odvodu tepla z aktivní zóny (AZ).

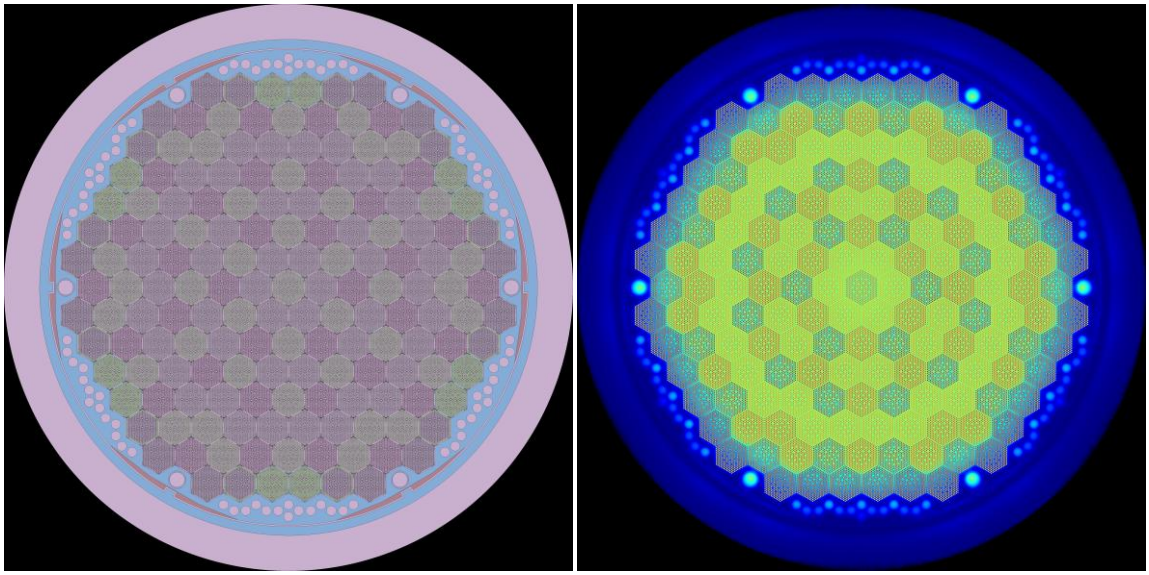
Je proto nezbytné, na základě termohydraulických a termomechanických analýz, zavést taková opatření, aby ke krizi varu nedošlo. Makrokódy, které ověřují splnění těchto kritérií zahrnují míru neurčitosti. Například neurčitost od rozložení výkonu na úrovni palivového souboru (PS) nebo palivového proutku (PP). Obzvláště stanovení neurčitosti na úrovni PP je obtížné. K lepšímu odhadu těchto neurčitostí byla na konferenci AER 2015 nadefinována benchmarková úloha. Organizace, které projeví zájem se mohou řešení a porovnávání výsledků zúčastnit [2].

Prezentované výsledky řešení by měly obzvláště pomoci při testování a validaci makrokódu, zejména pak pro výpočty s radiálním reflektorem.

2. MODEL FULL-CORE VVER-1000

Pro referenční výpočet byl použit kód Monte Carlo Serpent (verze 2.1.27) z VTT Technical Research Centre of Finland, Ltd. [3]. Model 2-D Full-Core VVER-1000 byl vytvořen na základě zadání prezentovaném na 26. symposiu AER v roce 2016 [1].

Výpočet byl proveden s knihovnou ENDF/B-VII.1. Okrajová podmínka v radiálním směru na vnější hranici je únik do vakua (úplná absorpce). AZ tvoří 163 čerstvých PS dle zadaného kartogramu se šesti druhy obohacení od 1,3% do 4%, bez otravy xenonem. Model je izotermický, 600 K. Geometrie paliva a radiálního reflektoru AZ odpovídá studenému stavu. Moderátor obsahu 6,5 g/kg, což odpovídá 1 136 ppm. Izotopické složení materiálů je přebráno z [1]. Přesnost výpočtu odpovídá 37,5 mld. historií (25 mil. neutronů na cyklus, 1 600 cyklů, 100 neaktivních cyklů).



Obr. 1: Model 2-D Full-Core VVER-1000 a mesh.

3. FAKTOR ASYMETRIE *α*

Zavedený faktor je dalším z možných pohledů, jak nahlížet na vyhodnocování úloh tohoto typu. Konzervativně vyhodnocuje stochastické výpočty aktivní zóny s rotační symetrií. Metoda spočívá v porovnání odpovídajících orbitálních pozic dle předpisu pro absolutní koeficient α_{Kx}^{abs} a relativní α_{Kx}^{rel}.

Vzhledem k umístění gadoliniových proutků (v PS typu A30E9, P36E9 a P40E9) nelze v této AZ použít 60° rotační symetrií, symetrie musí být zvětšena na 120° segment.

$$\alpha_{Kx}^{abs} = \max difference\ of\,(Kx_0, Kx_{+120\deg}, Kx_{-120\deg}) \tag{1}$$

$$\alpha_{Kx}^{rel} = \frac{\max difference\ of\,(Kx_0, Kx_{+120\deg}, Kx_{-120\deg})}{Average(Kx_0, Kx_{+120\deg}, Kx_{-120\deg})} \tag{2}$$

Příklad aplikace koeficientu asymetrie je uveden v Tabulce 1 reprezentující výpočet s konstantně nastavenými cykly: 400 cyklů (z toho 10 neaktivních). Pro výpočet se 14 mil. NPS je průměrná statistická chyba Serpentu pro Kq = 0.000035 a Kk = 0.000028. Přesto konzervativní přístup pomocí koeficientu asymetrie je pro střední absolutní hodnotu pro Kq = 0.0080 a pro Kk = 0.0054. Závěrem lze říci, že preciznost výpočtu je nedostatečná pro validační úlohu. Stejným způsobem je možné vyhodnotit vliv cyklů nebo počet neaktivních cyklů na řešení. Případně nastavit přesnost úloh podobného typu.

Tab. 1: Ukázka nesymetričnosti řešení pro Full-Core 1000.

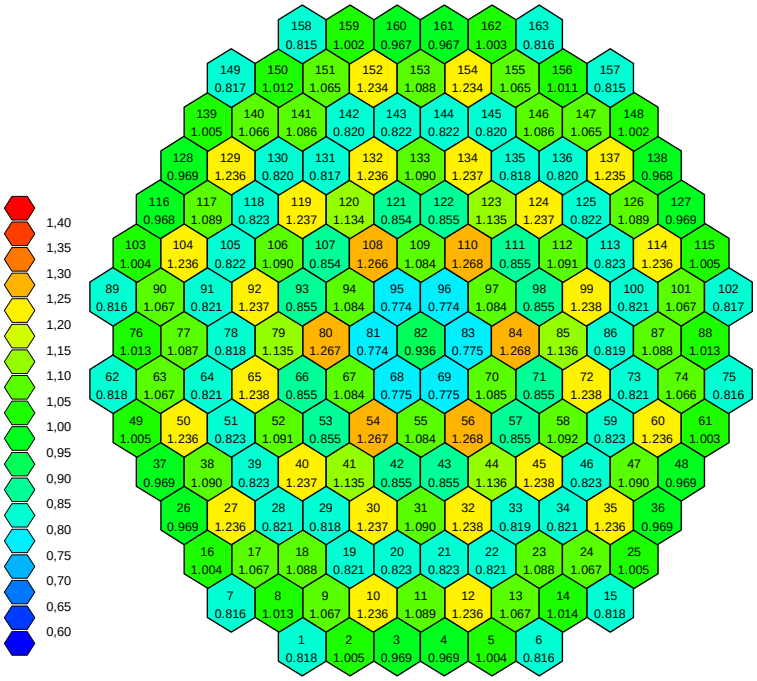
NPS	α_Kq / abs		α _Kq / rel		α _Kk / abs		α _Kk / rel	
	max.	stř.	max.	stř.	max.	stř.	max.	stř.
3.5 mil.	0.0290	0.0145	2.36	1.44	0.0450	0.0108	4.44	1.09
7 mil.	0.0170	0.0102	1.67	1.00	0.0300	0.0076	3.64	0.76
14 mil.	0.0130	0.0080	1.21	0.78	0.0200	0.0054	2.33	0.54

4. VÝSLEDKY

Výsledkem benchmarku je efektivní multiplikační koeficientu (k_{eff}) Tab. 2, rozložení výkonu na úrovní PS (Kq) Obr. 2 a rozložení výkonu pro jednotlivé PP (Kk). Na Obr. 2 až Obr. 5 jsou vybrány některé typy PS s výraznějším náklonem výkonu. Všechny prezentované hodnoty jsou normovány.

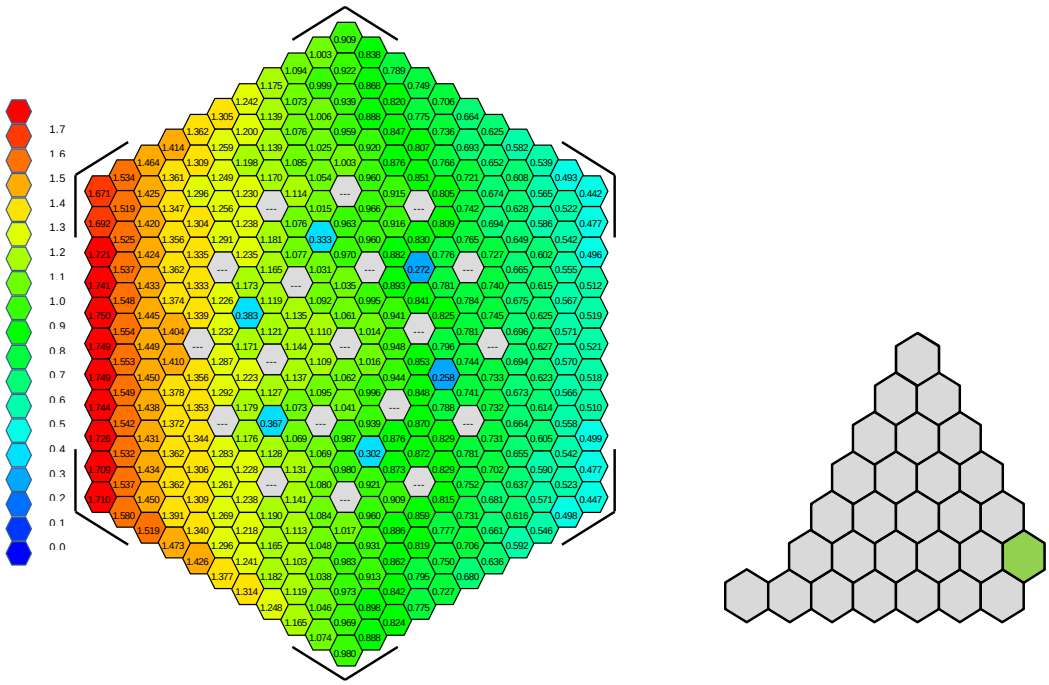
Tab. 2: Ukázka nesymetričnosti řešení pro Full-Core 1000.

k_{eff}	1.00289 ($\sigma < 0.00001$)

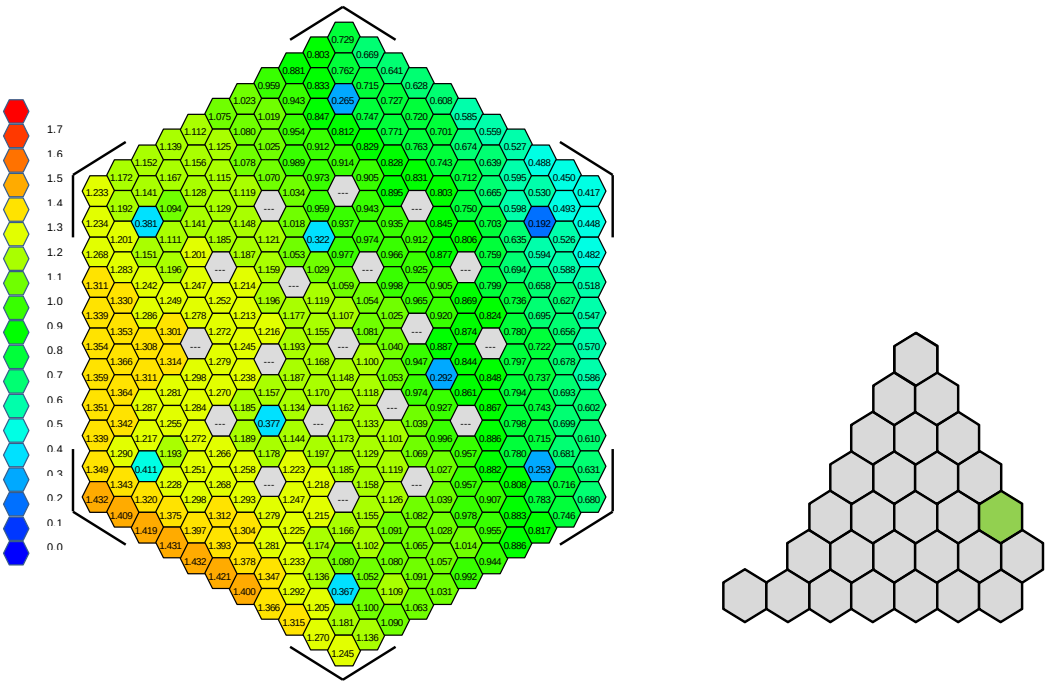


Asymetrie (max/pruměr):
abs – Kq: 0.0023 / 0.0013
rel – Kq: 0.22 % / 0.13 %
abs – Kk: 0.0083 / 0.0020
rel – Kk: 0.80 % / 0.20 %

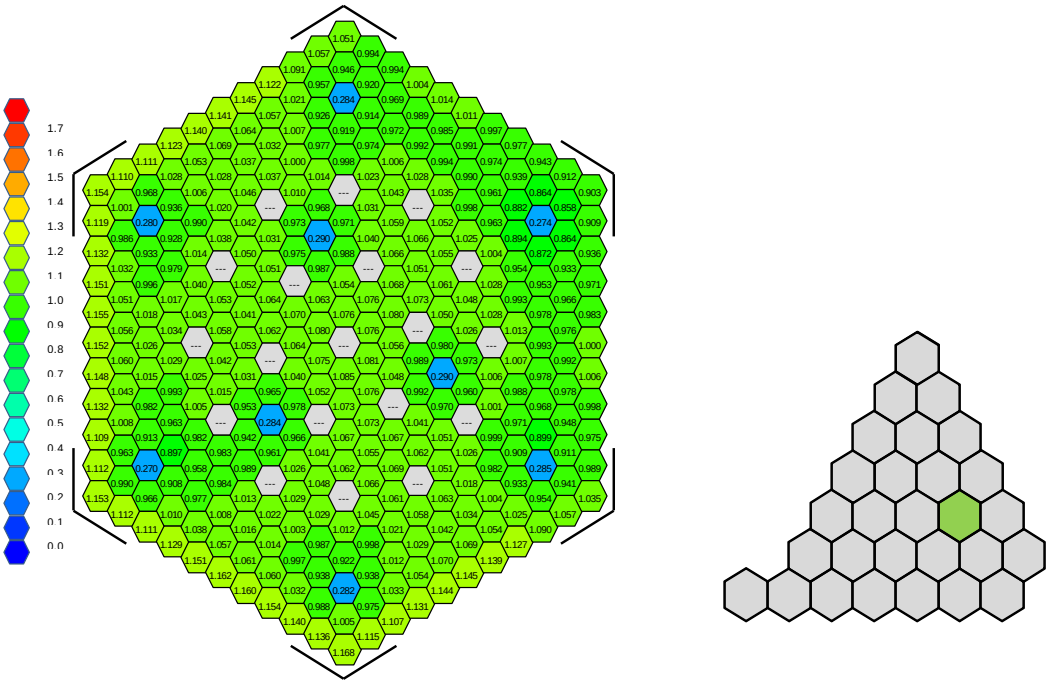
Obr. 2: Hodnoty Kq v AZ, včetně vyhodnocení asymetrie.



Obr. 3: Výsledné hodnoty Kk pro PS č. 102 (A40E6).



Obr. 4: Výsledné hodnoty Kk pro PS č. 115 (P40E9).



Obr. 5: Výsledné hodnoty Kk pro PS č.114 (A30E9).

5. ZÁVĚR

Představené řešení benchmarkové úlohy pro Full-Core VVER-1000 je určené pro testování a validaci makrokódu, zejména na úrovni výkonu palivových proutků na okraji AZ, resp. v blízkosti radiálního reflektoru, kde je přímé srovnání s experimentálními daty velmi obtížné.

Zavedli jsme koeficient asymetrie α určující preciznost výpočtu, který je v základu definován jako maximální rozdíl relativního výkonu odpovídajících orbitálních poloh vzhledem k symetrii referenčního bodu. Tento koeficient oproti statistické odchylce transportního kódu vychází výrazně konzervativněji.

LITERATURA

[1] Krýsl, V.; Mikoláš, P.; Sprinzl, D. and Švarný, J.: Proposal of “FullCore“ VVER-1000 calculation benchmark. Proceedings of the 26th Symposium of AER, Helsinki, Finland, October 10-14, 2016

[2] Leppänen, J., et al. (2015) "The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013." Ann. Nucl. Energy, 82 (2015) 142-150.

[3] Krýsl, V.; Mikoláš, P.; Sprinzl, D.; Vimpel, and J. Závorka, J.:l “FullCore“ VVER-1000 calculation benchmark. AER WG A&B Meeting, Pilsen, Czech Republic, April 25-26, 2017.

EPR burnable absorber optimization

Michal Zeman[1], Jiří Závorka[1], Radek Škoda[1]

E-mail: michal.zeman99@seznam.cz

[1] *Faculty of Mechanical Engineering, Czech Technical University, Technická 4, 160 07 Praha 6, Czech Republic*

Abstract: *The research of burnable absorber (BA) is a very important issue, due to BA influence on regulation and control of reactivity in the reactor. Burnable absorbers compensate initial excess reactivity in the reactor and thus allow longer fuel cycle with higher fuel enrichment. This paper deals with the depletion calculation of EPR nuclear fuel with different types of BA, and with optimization of the BA. The distribution of BA in the fuel is assumed uniform. Based on depletion calculation, elements are divided into two groups, fast and slow BA. Several combinations of two elements BA are then calculated based on this division. The evaluation of each BA combination is made, and the most appropriate one is selected.*

Keywords*: burnable absorbers, EPR, depletion calculation,*

1. INTRODUCTION

Nuclear fuel design is very important and complex problem. In order to design fuel that can have higher enrichment, lower power peaking factor and longer fuel cycles, burnable absorbers (BA) were developed. Burnable absorber serves in the reactor to compensate excess reactivity throughout the operation. High compensation is required at the beginning of the campaign. By contrast, at the end of the campaign, it is preferable to have zero or negative compensation (positive reactivity) in order to prolong the fuel cycle. Burnable absorbers are very important for better regulation and control of the reactor. Today EPR reactor uses Gd2O3 as a burnable absorber. The calculation was made in UWB1 code. UWB1 is a fast depletion code used for the study of burnable absorbers.

The first part of this paper describes the UWB1 code, and its use in the calculation. Choosing methods for initial 11 elements that were evaluated as potential BA and its initial step calculation. Detailed calculation of six elements that were chosen from initial 11 on the base of initial step calculation. The second part deals with the combination of 2 elements in BA. Choosing of the combination and the concentration of individual elements. Detailed calculation of such BA and calculation that shows the use of 2 elements BA in 3, 4 and 5-year fuel cycle. Based on these calculations, the variations were evaluated and the most suitable BA was selected.

2. UWB1 DEPLETION CODE

Nowadays, modern codes need a large computational power and time for calculation of burnup of nuclear fuel. UWB 1 is a fast depletion code developed at the University of West Bohemia. The main reason for developing this program was to decrease computational time. In order to decrease the computational time, UWB1 skips the calculation of Boltzmann transport equations in fuel burnup calculation. However, if the UWB1 would skip the calculation of Boltzmann transport equation entirely, the estimate of the neutron multiplication factor would not be accurate enough. That is why it calculates the neutron flux and the effective cross section by implemented Monte Carlo transport solver at the beginning and at the end of fuel depletion. The rest of depletion time steps are estimated by nuclide-based interpolation scheme of 2 step predictor-corrector (2sPC) depletion scheme. Burnup solver uses matrix exponential method and Chebyshev Rational Approximation Method (CRAM) for calculation of the next-step inventory of chosen geometric regions. The code is supported by data libraries that are based on ENDF/B-VII.1 nuclear data library, to be as much accurate as it can be. [1]

3. BURNABLE ABSORBERS

Burnable absorbers are materials with high neutron absorption cross section that are used in a reactor to compensate excess reactivity. In order to be suitable for use as a burnable absorber, the material must, in addition to its high neutron absorption cross section, fulfill another critical condition. The daughter nuclide needs to have low absorption cross section. Mother nuclide, thanks to its high absorption cross section, causes neutron absorption. As the neutron is absorbed, the multiplication factor decreases and therefore, the excess reactivity is compensated. Due to the fact, that nuclide resulting from neutron absorption has a lower neutron absorption cross section, the absorber is burnable and the negative reactivity decreases with the fuel depletion. The greater the difference of cross section between mother-daughter nuclides, the faster the absorber will be burned. [2]

In present nuclear fuels, the most common burnable absorbers are Gadolinium and Europium oxides. Gadolinium burns faster than Europium or Erbium, therefore initial reactivity compensation is higher for Gadolinium. This is mainly because of very high absorption cross section of Gd-157, specifically 254 000 barns. [3] Another nuclide that has interesting BA properties is Gd-155 with cross section 60 900 barns. [3] Natural abundance of Gd-155 and Gd-157 are 14,80 at% and 15,65 at%. [2] Europium has also two nuclides suitable for the burnable absorber, namely Eu-151 with cross section 9 200 barns and Eu-153 with cross section 312 barns [3]. Natural abundances of those nuclides are 47,81 at% for Eu-151 and 52,19 at% for Eu-153. [2]

4. EPR MODEL FOR UWB1

First, the EPR model for UWB1 was made. EPR fuel was modeled as 5.0 wt% U-235 enriched uranium oxide with M5 cladding and light water moderator with 600 ppm boric acid. The fuel radius 0,41 cm, the cladding radius 0,47 and the lattice half pitch 0,6299 cm were used. The fuel depleted in 43 intervals with irradiation power 36,0 MW/MtU up to final burnup 45 000 MWd/MtU. Once the model was finished, first calculation started. The calculation was made for the case without burnable absorber so that we can compare the compensation of excess reactivity. Out of this calculation, the result of multiplication factor k_eff = 1,346 was obtained. From this value, the reactivity $\rho = 0{,}258$ was calculated. [4]

5. INITIAL STEP CALCULATION

In this part, 11 elements with appropriate burnable absorber properties were chosen. Namely, those elements were: Cd, Gd, B, Eu, Er, Hf, Sm, Dy, Ir, Hg, Lu. For those elements calculations of initial step were made. By initial step, it is meant the calculation for 0 MWd/MtU burnup. The reason why this calculation was made is simple. Due to this calculation, the initial drop of multiplication factor for each individual elements was obtained. After analyzing this data, six elements were selected for further examination. In the table below, the data obtained from initial step calculation are shown. The green highlighted ones are those selected for further examinations.

Table 1. Comparison of individual elements

Element	Nuclide with the highest cross section	Concentration [wt%]	Multiplication factor k_eff [-]	Reactivity [-]	Reactivity difference [pcm]
Cd	Cd-113	0,0125	1,301	0,231	2709
Gd	Gd-157	0,0125	1,222	0,182	7640
B	B-10	0,0125	1,278	0,217	4123
Eu	Eu-151	0,0125	1,318	0,272	1703
Er	Er-167	0,0125	1,343	0,256	271
Hf	Hf-177	0,0125	1,343	0,255	309
Sm	Sm-149	0,0125	1,278	0,217	4080
Dy	Dy-164	0,0125	1,338	0,253	554
Ir	Ir-192	0,0125	1,341	0,254	404
Hg	Hg-199	0,0125	1,347	0,257	88
Lu	Lu-176	0,0125	1,345	0,256	193

6. DEPLETION RESULTS FOR SINGLE BA

Results of the calculation with single BA from UWB1 code is shown in Fig. 1 to Fig. 6. The concentration was set from 0,0125 wt% to 0,5 wt%.

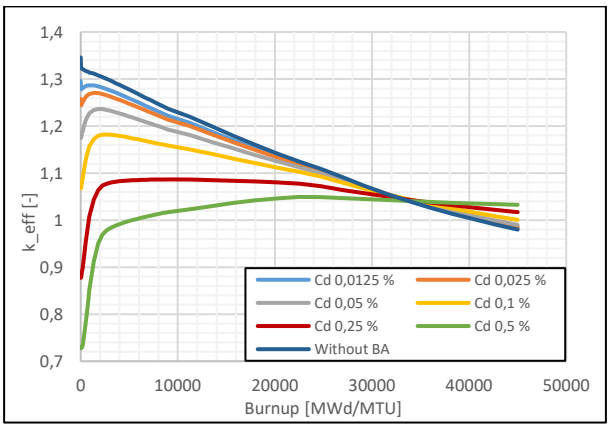


Figure 1. Multiplication factor Cd

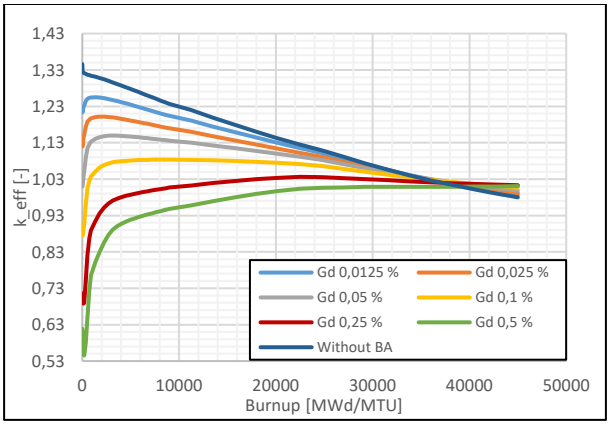


Figure 2. Multiplication factor Gd

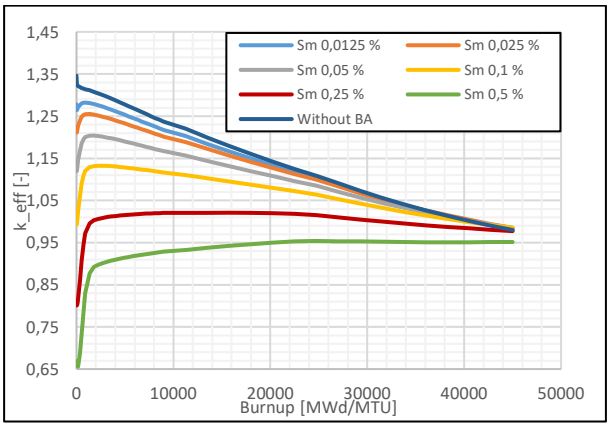


Figure 3. Multiplication factor Sm

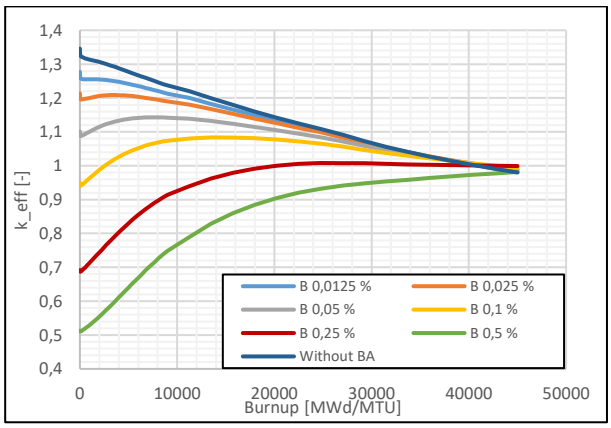


Figure 4. Multiplication factor B

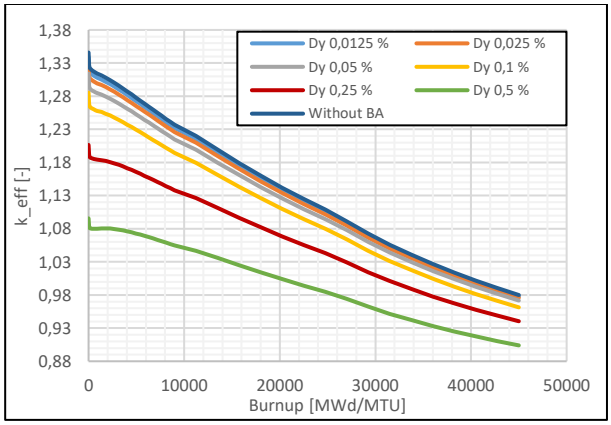


Figure 5. Multiplication factor Dy

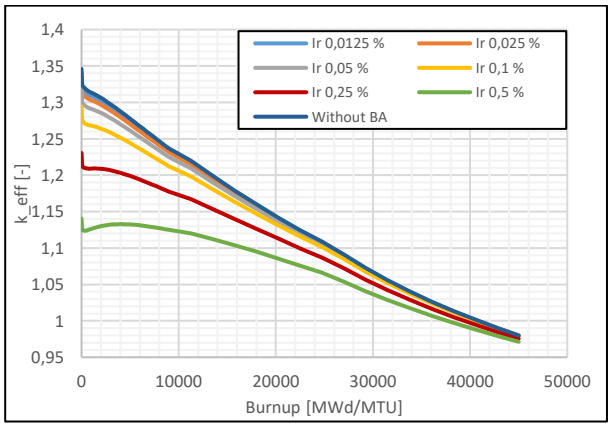


Figure 6. Multiplication factor Ir

From these graphs, the difference between individual elements is shown. The graphs also show that the concentration 0.25 wt% and 0.5 wt% are inappropriate for all elements. In the case of Cd and Gd, at the end of the fuel cycle, the curves with BA are above the curve without BA. This means, that positive reactivity is released, which is good, because of the prolongation of the fuel cycle.

7. DEPLETION RESULTS FOR TWO ELEMENTS BA

First, the division of elements to fast and slow BA was made. Fast burnable absorbers are Cadmium, Gadolinium and Samarium, contrast slow absorbers are Boron, Dysprosium and Iridium.

The calculation was made for a combination of each fast BA element with each slow BA element, in total 9 combinations. From the calculation was found that the combinations with Dy are totally inappropriate. Also, combination Gd-Ir is inappropriate although it is better than combinations with Dy. In the following charts, the suitable combinations are shown. It was set, that the multiplication factor should be k_eff = 1.2 at 2250 MWd/MtU. The fraction of each element was selected from 1 to 0 with a step of 0.2.

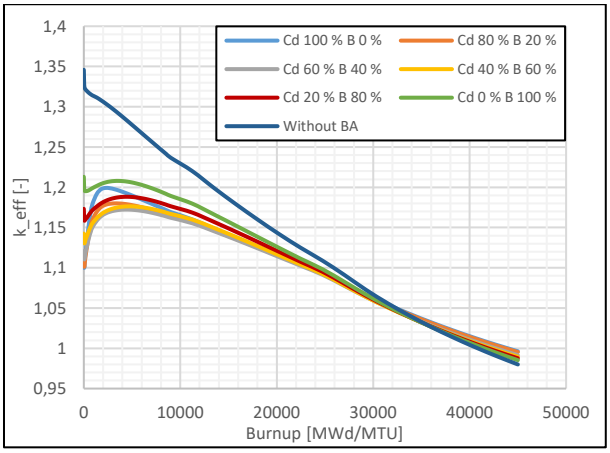


Figure 7. Multiplication factor Cd/B

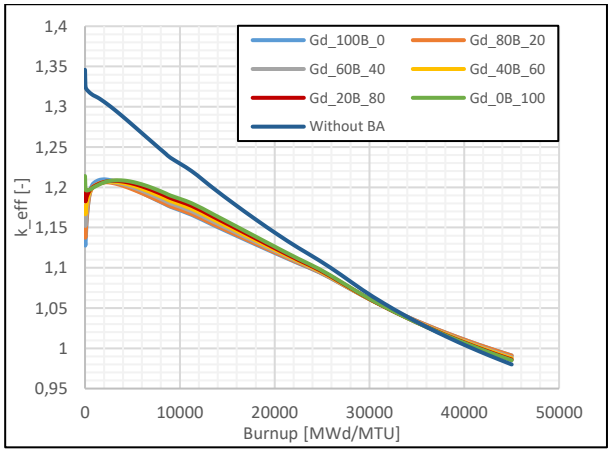


Figure 9. Multiplication factor Gd/B

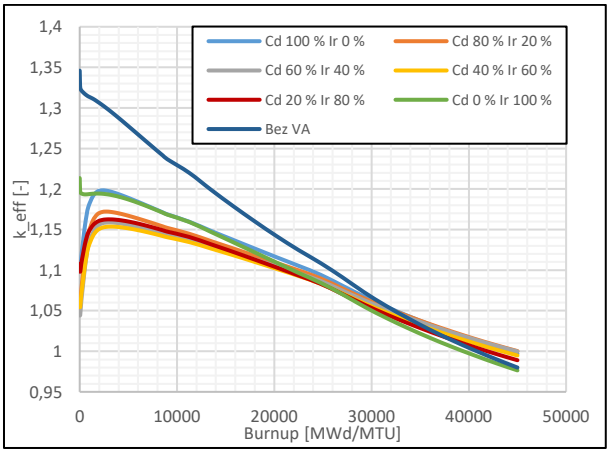


Figure 8. Multiplication factor Cd/Ir

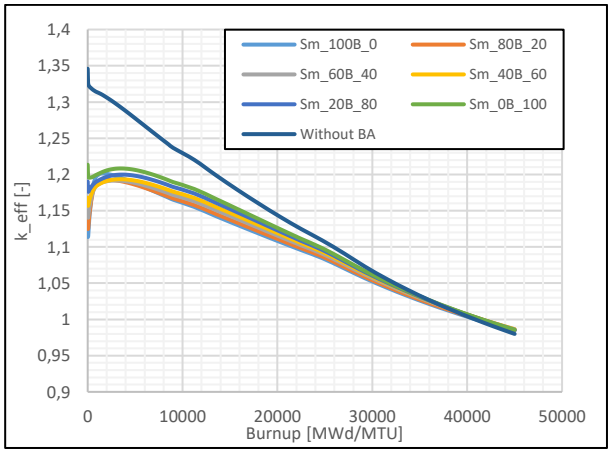


Figure 10. Multiplication factor Sm/B

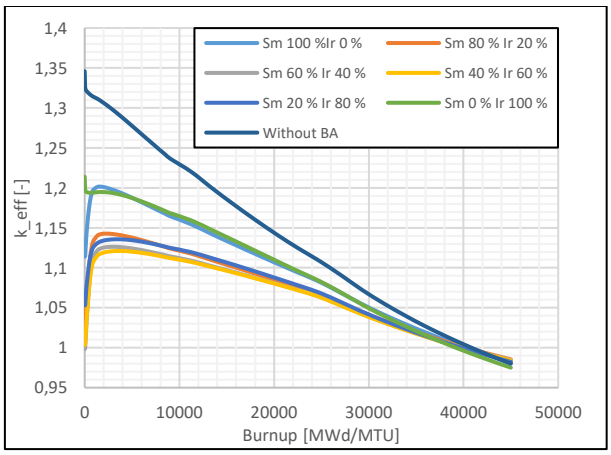


Figure 11. Multiplication factor Sm/Ir

Usually, in the power plant 3, 4 or 5-year fuel cycle is used. In following graphs, the progress of multiplication factor is described for different fuel cycle lengths. Only 2 the most suitable BA combinations are shown here.

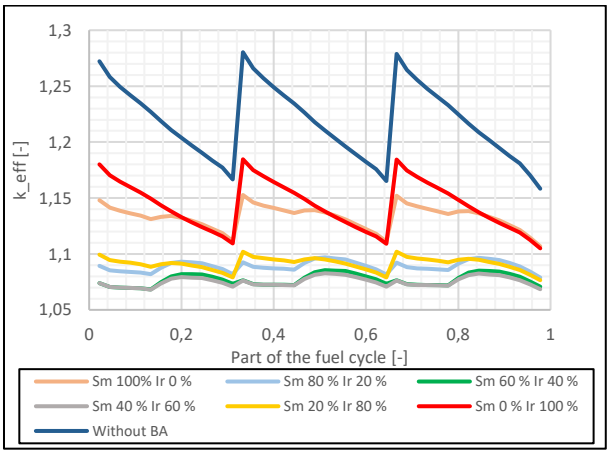


Figure 12. Multiplication factor - 3 year fuel cycle Sm/Ir

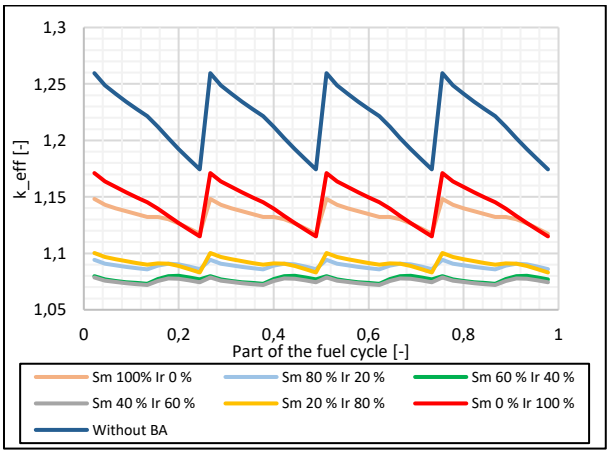


Figure 13. Multiplication factor - 4 year fuel cycle Sm/Ir

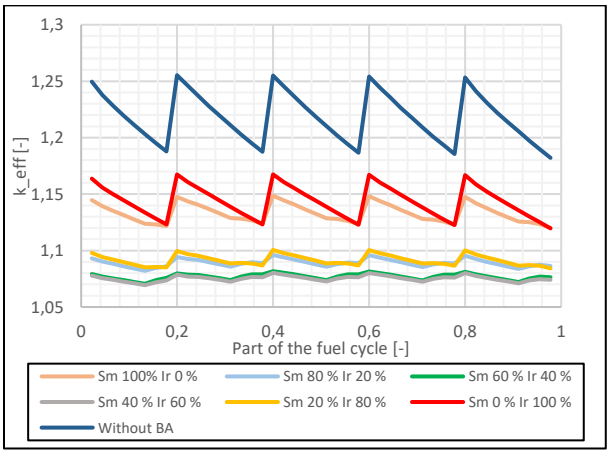


Figure 14. Multiplication factor - 5 year fuel cycle Sm/Ir

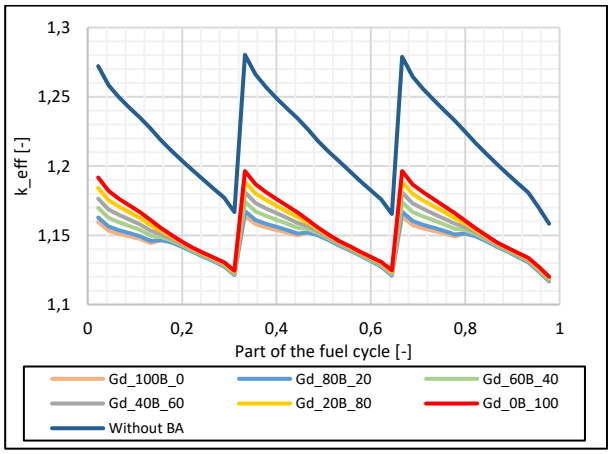


Figure 15. Multiplication factor - 3 year fuel cycle Gd/B

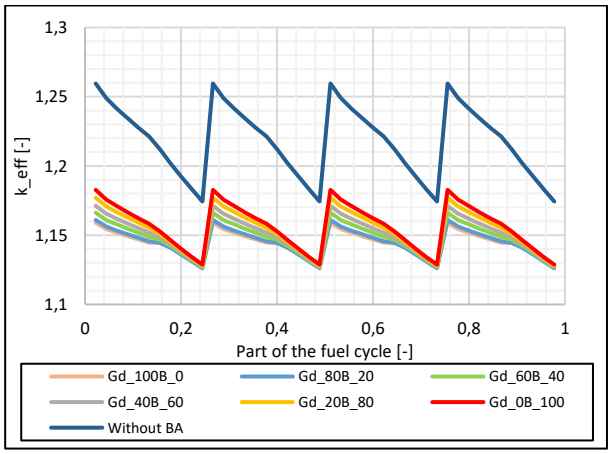


Figure 16. Multiplication factor - 4 year fuel cycle Gd/B

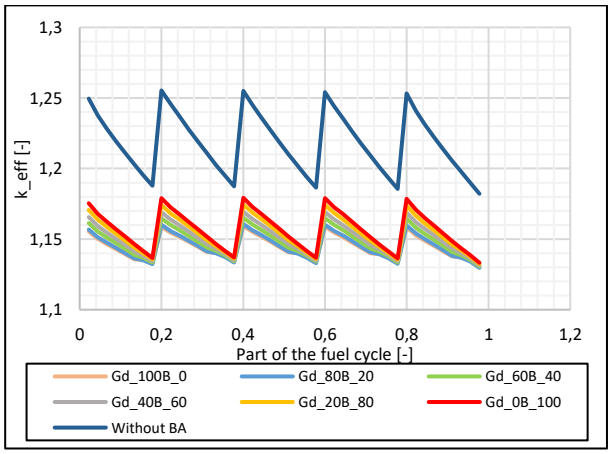


Figure 17. Multiplication factor - 5 year fuel cycle Gd/B

The difference between the Sm/Ir combination and the Gd/B combination can be seen in the graphs above. The Gd/B combination shows bigger peaks between individual parts of the fuel cycle. On the other hand, the concentration of Gd/B in the fuel can be lower than in the case of Sm/Ir to compensate the same amount of reactivity.

8. EVALUATION

For the evaluation of calculated data, a set of parameters was established. First, the initial multiplication factor drop compared to the state without BA was examined. As second parameter the difference of the multiplication factor from the state without BA at the end of the fuel cycle was selected. In this case, it is desirable that the curve with BA is above the curve without BA. If so, the fuel cycle can be prolonged. Next parameter was the peak difference, which can be seen in the Fig. 12 – 17. The peak difference should be as lower as possible. If the peak difference is large the need to use boron acid and control rods to compensate the multiplication factor fluctuation increases. The last parameter of the evaluation was the difference of the peaks with and without BA. Here the desirable state is when the difference is large. The concentration of the burnable absorber in the fuel was taken into consideration as well during the evaluation.

9. CONCLUSION

After the evaluation, two the most suitable combinations was Sm/Ir and Gd/B shown in Fig. 12 – 17. As the most appropriate one based on the evaluation, the Sm/Ir combination was selected. Specifically the concentration of 60 % Samarium and 40 % of Iridium, this concentration is recommended for the EPR as the most suitable one.

LITERATURA

[1] M. Lovecký, "UWB1 User's Manual," University of West Bohemia, 2015.

[2] M. Lovecký, J. Jiříčková and R. Škoda, "Assessment of burnable absorber fuel design by UWB1 depletion code," Acta Polytechnica CTU Proceedings 4:43–49, 2016.

[3] IAEA, "Thermal Cross Sections,Resonance Integrals and Westcott g factor.," [Online]. Available: https://www-nds.iaea.org/relnsd/NdsEnsdf/neutroncs.html.

[4] AREVA NP & EDF, FUNDAMENTAL SAFETY OVERVIEW, 2007.

[5] E. E. Lewis, Fundamentals of nuclear reactor physics, Boston: Academic Press, 2008.

[6] M. Zeman, EPR burnable absorber optimization, Diplomová práce, Vedoucí práce Radek Škoda, Praha: ČVUT Fakulta strojní, 2018.

Nakladatel: Česká nukleární společnost, z. s. (ČSVTS)
V Holešovickách 2
180 00 Praha 8
Jaderná energetika v pracích mladé generace - 2017

Rok vydání: 2018, 1. vydání

Forma vydání: vydáno pouze na CD-ROM

Materiály sestavil: Ing. Jitka Vojáčková

Příspěvky jednotlivých autorů nebyly textově ani jazykově upravovány.

ISBN 978-80-02-02798-0