



VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ

BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY

FAKULTA ELEKTROTECHNIKY A KOMUNIKAČNÍCH TECHNOLOGIÍ

FACULTY OF ELECTRICAL ENGINEERING AND COMMUNICATION

ÚSTAV ELEKTROENERGETIKY

DEPARTMENT OF ELECTRICAL POWER ENGINEERING

EXPERIMENTÁLNÍ ANALÝZA Vlivu CHLORIDOVÝCH SOLÍ V POLI NEUTRONŮ RŮZNÝCH ENERGIÍ

EXPERIMENTAL ANALYSIS FOCUSED ON THE EFFECT OF CHLORIDE SALT ON NEUTRON FLUX WITH
DIFFERENT ENERGY LEVELS

DIPLOMOVÁ PRÁCE

MASTER'S THESIS

AUTOR PRÁCE

AUTHOR

Bc. Tomáš Slančík

VEDOUCÍ PRÁCE

SUPERVISOR

Ing. Karel Katovský, Ph.D.

BRNO 2019



Diplomová práce

magisterský navazující studijní obor **Elektroenergetika**
Ústav elektroenergetiky

Student: Bc. Tomáš Slančík

ID: 174394

Ročník: 2

Akademický rok: 2018/19

NÁZEV TÉMATU:

Experimentální analýza vlivu chloridových solí v poli neutronů různých energií

POKyny PRO VYPRACOVÁNÍ:

Cílem práce je výpočetní optimalizace jaderného reaktoru s chloridovými solemi s ohledem na jaderná data a experimentální testování výpočtů na zařízeních s neutronovým zdrojem.

1. Navrhnete základní návrh pro testování.
2. Provedte výpočty, optimalizujte na složení soli.
3. Provedte citlivostní analýzu na jaderná data.
4. Připravte experimenty a validujte provedené výpočty.

DOPORUČENÁ LITERATURA:

1. ROSENTHAL, Murray: An Account of Oak Ridge National Laboratory's Thirteen Nuclear Reactors. Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 2009.
2. MOLTEN-SALT REACTORS—HISTORY, STATUS, AND POTENTIAL, Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 1969.
3. Nuclear Data Services of IAEA.

A další dle doporučení vedoucího práce.

Termín zadání: 4.2.2019

Termín odevzdání: 22.5.2019

Vedoucí práce: Ing. Karel Katovský, Ph.D.

Konzultant:

doc. Ing. Petr Toman, Ph.D.
předseda oborové rady

UPOZORNĚNÍ:

Autor diplomové práce nesmí při vytváření diplomové práce porušit autorská práva třetích osob, zejména nesmí zasahovat nedovoleným způsobem do cizích autorských práv osobnostních a musí si být plně vědom následků porušení ustanovení § 11 a následujících autorského zákona č. 121/2000 Sb., včetně možných trestněprávních důsledků vyplývajících z ustanovení části druhé, hlavy VI. díl 4 Trestního zákoníku č.40/2009 Sb.

Bibliografická citácia práce:

SLANČÍK, Tomáš. *Experimentální analýza vlivu chloridových solí v poli neutronů různých energií*. Brno, 2019. Dostupné také z: <https://www.vutbr.cz/studenti/zav-prace/detail/119202>. Diplomová práce. Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, Ústav elektroenergetiky. Vedoucí práce Ing. Karel Katovský, Ph.D.

„Prehlasujem, že svoju diplomovú prácu na tému Experimentální analýza vlivu chloridových solí v poli neutronů různých energií som vypracoval samostatne pod vedením vedúceho diplomové práce a s použitím odbornej literatúry a ďalších informačných zdrojov, ktoré sú všetky citované v práci a uvedené v zoznamu literatúry na konci práce.

Ako autor uvedenej diplomovej práce ďalej prehlasujem, že v súvislosti s vytvorením tejto diplomovej práce som neporušil autorská práva tretích osôb, predovšetkým som nezasiahol nedovoleným spôsobom do cudzích autorských práv osobnostných a som si plne vedomý následkov porušenia ustanovení § 11 a nasledujúceho autorského zákona č. 121/2000 Sb., vrátane možných trestnoprávných dôsledkov vyplývajúcich z ustanovení časti druhej, hlavy VI. diel 4 Trestného zákoníku č. 40/2009 Sb.“

V Brne dňa: 22.05.2019

.....

Chcel by som poďakovať vedúcemu práce Ing. Karlovi Katovskému, Ph.D. za cenné rady, nápady a čas, ktorý mi venoval pri písaní diplomovej práce. Tiež by som chcel poďakovať Ing. Dušanovi Královi za pomoc v priebehu experimentálnej časti práce.

Tiež by som chcel poďakovať rodičom za ich podporu počas celého štúdia na vysokej škole.

ABSTRAKT

Diplomová práca sa zameriava na históriu a súčasný pokrok výskumu reaktorov s tekutými soľami v celom svete, s dôrazom na vlastnosti tekutých solí a vzniknuté problémy s ich použitím. Vo vzťahu s praktickou časťou je venovaná jedna kapitola softvéru MCNP, kde je popísaná tvorba vstupného súboru. Praktická časť sa zaoberá neutrónovou aktivačnou analýzou experimentu s grafitovou prizmou, ktorá je naplnená soľou NaCl v práškovej forme. Tento experiment je zameraný na vplyv soli na neutrónový tok s rôznymi energetickými hladinami. Súčasne s experimentom prebiehala aj simulácia celého problému v prostredí programu MCNP. V závere práce sú jednotlivé metódy porovnané a vyhodnotené.

KLÚČOVÉ SLOVÁ: AmBe; experiment; gama spektrometria; grafit; indium; MCNP; NaCl; neutrónová aktivačná analýza; reaktor s tekutou soľou; zlato

ABSTRACT

Master's thesis focuses on the history and current progress in research of molten salt reactors around the world, with an emphasis placed on the properties of molten salts and the problems associated with their use. In relation to the practical part, one chapter is devoted to the creation of input file in the MCNP software. The practical part deals with neutron activation analysis of graphite prism experiment, which is filled with powder NaCl salt. This experiment is focused on the effect of salt on neutron flux with different energy levels. The whole problem was also simulated in the MCNP environment along with the experiment. At the end of the thesis, the individual methods are compared and evaluated.

KEY WORDS: AmBe; experiment; gamma spectroscopy; gold; graphite; indium; MCNP; molten salt reactor; NaCl; neutron activation analysis

OBSAH

ZOZNAM OBRÁZKOV.....	8
ZOZNAM TABULIEK.....	10
ZOZNAM SYMBOLOV A SKRATIEK.....	11
ÚVOD	13
1 HISTÓRIA TEKUTÝCH SOLÍ V REAKTOROCH	14
1.1 PROJEKT ARE – AIRCRAFT REACTOR EXPERIMENT	14
1.2 PROJEKT MSRE – MOLTEN SALT REACTOR EXPERIMENT	16
1.3 PROJEKT MSBR – MOLTEN SALT BREEDER REACTOR	17
2 SÚČASNÉ PROJEKTY SPOJENÉ S TEKUTÝMI SOĽAMI	20
2.1 SPOJENÉ ŠTÁTY AMERICKÉ	20
2.1.1 TRANSATOMIC POWER	20
2.1.2 TERRAPOWER	21
2.1.3 THORCON	22
2.1.4 KAIROS POWER	24
2.1.5 FLIBE ENERGY	25
2.2 KANADA	26
2.2.1 TERRESTRIAL ENERGY	26
2.3 EURÓPA.....	27
2.3.1 MOLTEX ENERGY	27
2.3.2 SAMOFAR	28
2.3.3 SAMOSAFAER	29
2.3.4 ENERGY WELL	29
2.4 RUSKÁ FEDERÁCIA.....	30
2.4.1 MOSART.....	30
2.4.2 MARS	31
2.5 ČÍNSKA ĽUDOVÁ REPUBLIKA	31
2.5.1 TMSR	31
2.6 JAPONSKÉ CISÁRSTVO	32
2.6.1 INTERNATIONAL THORIUM MOLTEN-SALT FORUM	32
2.7 INDICKÁ REPUBLIKA	33
2.7.1 IMSBR.....	33
3 MONTE CARLO N-PARTICLE TRANSPORT CODE	34
3.1 KARTA BUNIEK.....	34
3.2 KARTA POVRCHOV	34
3.3 KARTA DÁT	35

3.3.1 FYZIKA.....	35
3.3.2 PARAMETRE BUNIEK A POVRCHOV.....	35
3.3.3 ŠPECIFIKÁCIA ZDROJU.....	35
3.3.4 VÝSTUPNÉ HODNOTY.....	35
3.3.5 ŠPECIFIKÁCIA MATERIÁLOV.....	36
3.3.6 UKONČENIE VÝPOČTU.....	36
4 PRAKTICKÁ ČASŤ.....	37
4.1 GEOMETRIA.....	37
4.2 NEUTRÓNOVÝ ZDROJ.....	38
4.3 NEUTRÓNOVÉ DETEKTORY.....	39
4.4 VÝSLEDKY EXPERIMENTU.....	42
4.5 VÝSLEDKY SIMULÁCIE MCNP.....	44
4.6 NEISTOTY MERANIA A VÝPOČTU.....	46
4.7 POROVNANIE VÝSLEDKOV EXPERIMENTU A SIMULÁCIE MCNP.....	47
ZÁVER.....	55
POUŽITÁ LITERATÚRA.....	57
PRÍLOHA A: VYBRANÉ FYZIKÁLNE VLASTNOSTÍ SOLÍ.....	61
PRÍLOHA B: MODERAČNÉ VLASTNOSTI SOLÍ.....	63
PRÍLOHA C: GEOMETRIA V PROGRAME VISED.....	64
PRÍLOHA D: PROGRAM MCNP.....	65
PRÍLOHA E: FOTODOKUMENTÁCIA EXPERIMENTU.....	68

ZOZNAM OBRÁZKOV

<i>Obr. 1.1</i> Rez reaktoru ARE [2].....	15
<i>Obr. 1.2</i> Reaktor MSRE [4].....	17
<i>Obr. 2.1</i> Rez reaktorovou nádobou MCFR [9]	22
<i>Obr. 2.2</i> Rez nádobou "Can" [13].....	24
<i>Obr. 2.3</i> Rez reaktorovou nádobou IMSR [19]	26
<i>Obr. 2.4</i> Modul SSR [21].....	28
<i>Obr. 2.5</i> Dizajn elektrárne EW [24].....	30
<i>Obr. 4.1</i> Rozloženie dier v grafitovej prizme.....	37
<i>Obr. 4.2</i> Podstava pod grafitovú prizmu	38
<i>Obr. 4.3</i> Rez 3D modelom neutrónového zdroju [33]	39
<i>Obr. 4.4</i> Účinný prierez pre radiačný záchyt ^{115}In [36]	40
<i>Obr. 4.5</i> Účinný prierez pre radiačný záchyt ^{197}Au [36]	40
<i>Obr. 4.6</i> Alfnumerické označenie dier s vyznačením dier s detektormi	41
<i>Obr. 4.7</i> Účinnosť kalibračná krivka detektoru HPGe.....	43
<i>Obr. 4.8</i> Výsledok grafickej metódy tmesh	46
<i>Obr. 4.9</i> Rez prizmou II – Indium.....	47
<i>Obr. 4.10</i> Rez prizmou 3 – Indium	48
<i>Obr. 4.11</i> Rez prizmou III – Indium	48
<i>Obr. 4.12</i> Rez prizmou 4 – Indium	49
<i>Obr. 4.13</i> Rez prizmou II – Zlato.....	50
<i>Obr. 4.14</i> Rez prizmou 3 – Zlato	50
<i>Obr. 4.15</i> Rez prizmou III – Zlato	51
<i>Obr. 4.16</i> Rez prizmou 4 – Zlato	51
<i>Obr. 4.17</i> Drôt v polohe II α – Indium	52
<i>Obr. 4.18</i> Drôt v polohe II γ – Indium.....	53
<i>Obr. 4.19</i> Drôt v polohe II ϵ – Indium.....	53
<i>Obr. E.1</i> Experimentálna sústava bez soli NaCl.....	68
<i>Obr. E.2</i> Reálne rozloženie dier v grafitovej prizme	68
<i>Obr. E.3</i> Vrecká naplnené soľou NaCl v grafitovej prizme	69
<i>Obr. E.4</i> Špirály indového drôtu	69

Obr. E.5 Použité detektory zabalené v papierových obaloch.....69

ZOZNAM TABULIEK

<i>Tab. 4.1 Charakteristika Au detektorov použitých v dierach</i>	<i>41</i>
<i>Tab. 4.2 Charakteristika Au detektorov použitých z vonkajších strán</i>	<i>42</i>
<i>Tab. 4.3 Peaky gama spektra ^{116m}In a ^{198}Au s ich intenzitou a účinnosťami detektoru [32]</i>	<i>43</i>
<i>Tab. 4.4 Vypočítané hodnoty reakčnej rýchlosti s neistotami plochy</i>	<i>44</i>
<i>Tab. 4.5 Kadmiový pomer</i>	<i>44</i>
<i>Tab. 4.6 Vypočítané hodnoty reakčných rýchlostí získané simuláciou MCNP</i>	<i>45</i>

ZOZNAM SYMBOLOV A SKRATIEK

AC	Alternating current
AEC	Atomic Energy Commission
AHTR	Advanced High-Temperature Reactor
ARE	Aircraft Reactor Experiment
ASCII	American Standard Code for Information Interchange
CAS	Chinese Academy of Sciences
CNL	Canadian Nuclear Laboratories
CNNC	China National Nuclear Corporation
CNSC	Canadian Nuclear Safety Commission
CV Řež	Centrum výzkumu Řež
DMSR	Denatured Molten Salt Reactor
EPRI	Electric Power Research Institute
EVOL	Evaluation and Viability of Liquid Fuel Fast Reactor System
EW	Energy Well
FEP	Full Energy Peak
FHR	Fluoride-Salt-Cooled High-Temperature Reactor
HPGe	High Purity Germanium
IMSBR	Indian Molten Salt Reactor
IMSR	Integral Molten Salt Reactor
KP	Kairos Power
LFTR	Liquid Fluoride Thorium Reactor
MARS	Minor Actinide Recycling in molten Salt
MCFR	Molten Chloride Fast Reactor
MCNP	Monte Carlo N-particle
MIT	Massachusetts Institute of Technology
MOSART	Molten Salt Actinide Recycler & Transmuter
MOX	Mixed Oxide fuel
MSBR	Molten Salt Breeder Reactor
MSFR	Molten Salt Fast Reactor
MSRE	Molten Salt Reactor Experiment
NAA	Neutronová aktivačná analýza
ORNL	Oak Ridge National Laboratory
SAMOFAR	Safety Assessment of the Molten Salt Fast Reactor
SAMOSAFER	Severe Accident Modeling and Safety Assessment for Fluid-fuel Energy Reactors
SINAP	Shanghai Institute of Applied Physics
SmAHTR	Small Advanced High Temperature Reactor
SMR	Small Modular Reactor
SSR	Stable Salt Reactor
TAP MSR	Transatomic Power Molten Salt Reactor

TMSFR-LF	Thorium Molten Salt Fast Reactor - Liquid Fuel
TMSR	Thorium Molten Salt Reactor
TMSR-LF	Thorium Molten Salt Reactor - Liquid Fuel
TMSR-SF	Thorium Molten Salt Reactor - Solid Fuel
TRISO	Tristructural-isotropic
TWR	Travelling Wave Reactor
UCB	University of California, Berkeley
UOX	Uranium oxide
USA	United States of America

ÚVOD

Už od 50. rokov minulého storočia sa vedci zaoberajú myšlienkou použitia tekutých solí ako chladiaceho média v jadrových reaktorov. Hlavnými výhodami využitia tekutých solí oproti iným konceptom jadrových reaktorov je ich inherentná bezpečnosť, vysoký merný objemový výkon a dobrá rozpustnosť jadrového paliva v nich, čo prináša nespočetne ďalších predností. Dva vybrané typy solí s vhodnými vlastnosťami sú fluoridové a chloridové soli, pričom doterajší výskum sa zaoberal hlavne variáciami zmesí s použitím fluoridových solí. Majú vhodnejšie jadrové vlastnosti ako chloridové soli ale ich cena je oveľa vyššia a dostupnosť horšia. Preto sa táto práca zaoberá vplyvom chloridových solí na neutrónový tok, ktorý má rôzne energetické hodnoty.

V roku 2002 boli reaktory s tekutými soľami zahrnuté medzi šesť vybraných konceptov, ktoré by sa mali rozvíjať ako ďalšia IV. generácia jadrových reaktorov. Generácia IV. by sa mala odlišovať od minulých generácií ešte vyššou inherentnou bezpečnosťou, vyššou účinnosťou a hlavne by mali vybrané reaktory spĺňať podmienky spoľahlivého stabilného zdroja energie. Taktiež sa vynorila myšlienka malých modulárnych reaktorov (SMR), ktoré znamenajú evolučný krok vpred. Práve veľká časť projektov SMR sa zaoberá využitím tekutých solí ako chladiča, ale aj rozpustením paliva v nej, tzv. palivová soľ. Výhoda SMR je spojená s vlastnosťami solí, ktoré umožňujú menšie rozmery reaktorovej nádoby ako napríklad ľahkovodné SMR. Podobný koncept rozvíjajú aj v Českej republike, konkrétne v Centre výzkumu Řež, kde aktuálne pracujú na projekte Energy Well. Práve v tomto projekte využili svoje dlhoročné skúsenosti a vedomosti v oblasti tekutých fluoridových solí.

Teoretická časť je venovaná prehľadu súčasných vyvíjaných projektov reaktorov s tekutými soľami v celom svete a problematike, ktorá je úzko spojená s vlastnosťami solí. Snaží sa poukázať na trend vývoju MSR a pozdvihnúť prednosti tohto typu jadrových reaktorov pred inými konceptami. Jedna kapitola z teoretickej časti popisuje tvorbu vstupného kódu do programu MCNP6, ktorý je následne použitý na simuláciu problematiky v praktickej časti práce.

Cieľ praktickej časti je určenie vplyvu chloridovej soli NaCl na neutrónový tok v širšom energetickom spektre. Dosiahnutie tohto cieľu je založené na dvoch metódach, ktoré sú nezávislé na sebe. Jedna z nich je experiment s grafitovou prizmou, ktorá obsahuje symetrickú trojuholníkovú sieť dier naplnenú spomínanou soľou. Na vyhodnotenie experimentu je použitá neutrónová aktivačná analýza, v ktorej je zahrnuté ožarovanie neutrónovým zdrojom AmBe, pasívne detektory z india a zlata, gama spektrometria polovodičovým HPGe detektorom. Súčasne s aktivačnou analýzou prebieha simulácia danej geometrie s pohybom neutrónov programom MCNP6. Následne sú vyhodnotené a porovnané výstupy oboch použitých metód analyzovania neutrónového poľa.

1 HISTÓRIA TEKUTÝCH SOLÍ V REAKTOROCH

Výskum jadrových reaktorov s tekutými soľami začal koncom štyridsiatych rokov minulého storočia ako súčasť programu na vývoj lietadla s jadrovým pohonom v Spojených štátoch amerických. V roku 1947 sa uskutočnili prvé experimenty, ktoré overili uskutočniteľnosť roztaveného paliva s tekutými soľami v Oak Ridge National Laboratory (ORNL). V roku 1950 boli vybrané fluoridové soli ako hlavný smer, ktorým sa bude uberať celý výskum. Toto rozhodnutie bolo spravené hlavne na základe vlastností fluoridových solí, ako napríklad vysoká rozpustnosť uránu v soli, patria medzi najstabilnejšie chemické zlúčeniny, majú veľmi nízke tlaky nasýtených pár, majú dobré vlastnosti prenosu tepla, nereagujú prudko so vzduchom alebo vodou, nepoškodzujú sa ionizujúcim žiarením a umožňujú vysoký merný objemový výkon. [1]

1.1 Projekt ARE – Aircraft Reactor Experiment

Ako naznačuje názov projektu, projekt bol zameraný na vytvorenie vysokotlakového jadrového reaktoru s nízkym elektrickým výkonom pre letecký priemysel. Palivo malo byť roztavené v chladiči a cirkulovať v reaktore, pričom ako chladič boli použité fluoridové soli. Návrh reaktoru bol koncipovaný v ORNL.

Prvé prevedenie reaktoru obsahovalo necirkulujúce roztavené palivo s fluoridovou soľou. Tekuté palivo bolo umiestnené v trubičkách, ktoré prechádzali cez vertikálne diery umiestnené vo valcovej moderačnej matici vytvorenej z blokov oxidu berýlia. Moderátor a palivové trubice boli obkolesené vo valcovej tlakovej nádobe, cez ktorú cirkuloval sodík použitý na chladenie aktívnej zóny. Do vytvorenej matrice moderátoru boli taktiež vložené regulačné tyče, ktorých účel bola kontrola a kompenzácia reaktivity. Návrh takejto podoby bol modifikovaný z dôvodu vzniknutých problémov s necirkulujúcim tekutým palivom. Hlavný problém bol v neúmerne vysokom radiálnom teplotnom gradiente vo vnútri roztaveného paliva. V skutočnosti aby sa dosiahlo rozumného výstupného výkonu pri primeranom prúde chladiča, by teplota paliva dosahovala hodnoty nebezpečne blízko teploty varu paliva. Ďalšie problémy vznikali pri výmene paliva, následnom dosiahnutí kritičnosti reaktoru a zahrievaní reaktoru na prevádzkovú teplotu. Riešenie týchto vzniknutých problémov s necirkulujúcim palivom vyriešilo zavedenie turbulentného prúdenia tekutého paliva zmiešaného s fluoridovými soľami do tepelného výmenníku. Toto rozhodnutie taktiež zaistilo prístup k palivu a jeho výmenu bez porušenia hermetického uzáveru tlakovej nádoby.

Výsledný projekt ARE bol skonštruovaný nasledovne. Na chladenie nádoby reaktoru a reflektoru bol využitý sodíkový systém v tých častiach, kde sa nenachádzala palivová soľ. Zlúčenina fluoridovej soli s palivom využitá v reaktore bola NaF-ZrF₄-UF₄ a jej objem v reaktore bol 0,0504 m³, čo odpovedalo 3,82 % z celého objemu tlakovej nádoby. Na konštrukciu nádoby ale aj celkovo konštrukčný kov bola použitá vysokoodolná zliatina na báze chrómu a niklu s názvom Inconel. Nádoba mala plášť o hrúbke 5 cm a valcovitý tvar. Výška nádoby bola 1,35 m a jej priemer bol 1,3 m. Bola stavaná na maximálne tepelné namáhanie 20 MPa a z tohto dôvodu boli v miestach, kadiaľ prechádzali trubice s chladičom a palivom, vystužené steny nádoby až na hrúbku 10 cm. Ako moderátor a reflektor boli využité bloky z oxidu berýlia BeO, ktoré boli postavené na základnej platni nádoby. Cez aktívnu zónu prechádzalo 66 palivových trubičiek a

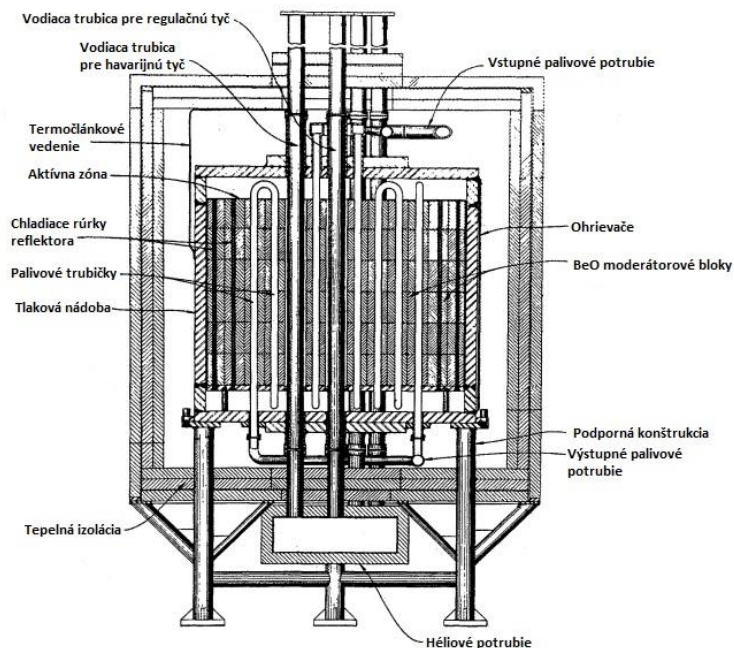
šesť väčších trubíc, ktoré boli na koncoch otvorené a prúdilo nimi chladiace hélium, aby sa zabránilo hromadeniu paliva v nich pri prípadnom prerušení prevádzky. Dve z nich, ktoré prechádzali časťou, kde sa nachádzal reflektor, boli použité pre monitorovanie neutrónového toku. Ostatné štyri trubice boli použité pre umiestnenie regulačných tyčí. Regulačné tyče boli zhotovené z krátkych segmentov, aby aj pri deformovanej mriežke mohli dopadnúť na dno nádoby. Boli poháňané AC motorom a vybavené elektromagnetom, ktorý pri potrebe uvoľnil tyče a pomocou svojej váhy mohli rýchlo spadnúť celým svojím objemom do aktívnej zóny.

Chladiace médium sa z reaktorovej nádoby pumpovalo do tepelného výmenníku, v ktorom sa využívalo hélium v uzavretej slučke pre odvádzanie tepla. Z héliového potrubia sa odvádzalo teplo pomocou vody z vodovodu priamo do kanalizácie. Spomínaný sodíkový systém slúžil na zvýšenie zabezpečenia pri odvode tepla v prípade vypadnutia obehového čerpadla. Potrubia so sodíkom a palivovým chladičom boli pred použitím ohrievané elektricky pomocou keramických ohrievačov na približne 315 °C.

Reaktor bol spustený do prevádzky v novembri roku 1954 a jeho maximálny výkon bol 2,5 MWt. Pracoval pri teplote paliva 860 °C a rozdiel v teplote vchádzajúceho a vychádzajúceho chladiča bol až 180 °C. Reaktor pracoval 221 hodín po dosiahnutí kritického stavu, pričom vyrobil 96 MWh za posledných 74 hodín, kedy bol jeho výkon v jednotkách MWt.

Kritickosť reaktora sa dosahovala pridávaním roztaveného paliva vo forme $2\text{NaF}\cdot\text{UF}_4$ do už cirkulujúcej soli $\text{NaF}\cdot\text{ZrF}_4$. Obohatenie uránu dosahovalo až 93,4 %.

Výsledky experimentu sú nasledovné. Prevádzka ARE ukázala vysoký záporný tepelný koeficient reaktivity, hlavne vďaka expanzii paliva. Reaktor bol veľmi stabilný a ukazoval sa vhodný pre výkonovú záťaž. Nebola zistená žiadna otrava xenónom a rádioaktivita paliva po vybratí z reaktora bola menšia, ako keby sa zachovali všetky fragmenty štiepenia. [2] [3]



Obr. 1.1 Rez reaktoru ARE [2]

1.2 Projekt MSRE – Molten Salt Reactor Experiment

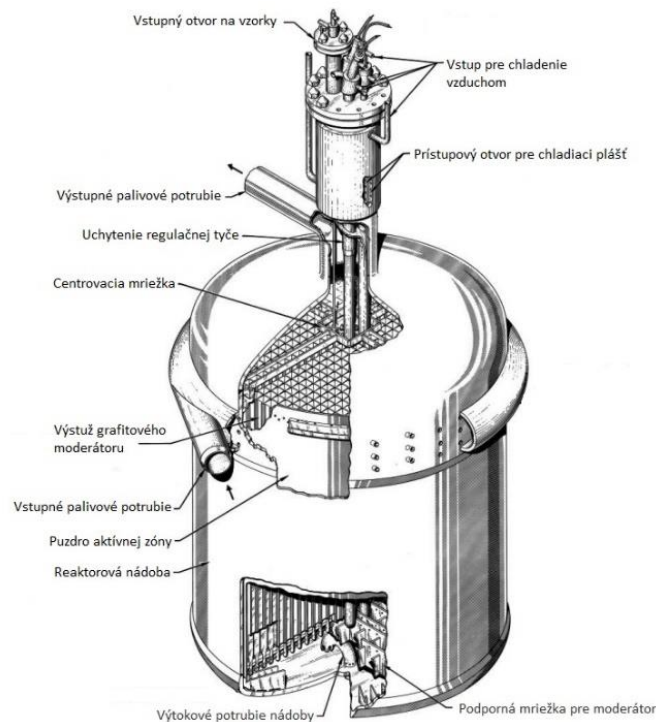
Projekt ARE dokázal uskutočniteľnosť tekutého roztaveného paliva v soli a týmto ORNL dokázala získať financovanie štúdie reaktorov s roztavenou soľou od Atómovej energetickej komisie (AEC). Na začiatku boli ustanovené dva koncepty. Obidva boli moderované grafitom a založené na $^{233}\text{U}/\text{Th}$ cykle. Prvý koncept zahrňoval urán aj tórium v rovnakej soli, druhý bol navrhnutý tak, že tóriová soľ bola formovaná do množivého obalu oddeleného od palivovej soli grafitovou bariérou. Prvý koncept bez oddelenia solí bol konštrukčne jednoduchší ale v druhom koncepte s oddelenými soľami bolo možné dosiahnuť vyššieho zisku z množenia paliva.

Návrh MSRE začala v roku 1960 a stavba začala už v roku 1962. Palivová soľ bola zvolená ako zmes fluoridov lítia-7, berýlia a zirkónia, ktoré majú dobré fyzikálne a jadrové vlastnosti. Označenie tejto zmesi solí je $\text{Li}^7\text{F}-\text{BeF}_4-\text{ZrF}_4-\text{UF}_4$, v percentuálnom zastúpení 65 % Li^7F , 29,1 % BeF_4 , 5 % ZrF_4 a 0,9 % UF_4 . Teplota tavenia soli sa pohybovala okolo 450 °C. Fluoridové soli nezvlhčujú grafit, preto bol použitý v aktívnej zóne grafit bez pokrytia. Aktívna zóna mala v priemere približne 1,4 m a tvorili ju tyče z grafitu so štvorcovým prierezom s dĺžkou strany 5 cm, ktoré boli špeciálne vyrobené s nízkou pórovitosťou. Tekutá soľ z aktívnej zóny prúdila do tepelného výmenníku, kde sa predávalo teplo ďalšej fluoridovej soli $\text{Li}^7\text{F}-\text{BeF}_4$, v percentuálnom zastúpení 66 % Li^7F a 34 % BeF_4 , a následne táto sekundárna soľ prúdila do vzduchom chladeného tepelného výmenníka. Soli sa uskladňovali vo vyhrievanej nádobe pod reaktorom. Z tejto nádoby boli tlačené plynom do rôznych častí systému. Čerpadlá, ktoré poháňali tekutú soľ, sa nachádzali na vysokých miestach a jednalo sa o typ kalových čerpadiel. Vstrekovanie solí do priestoru s plynom nad nádobou dovolilo uniknúť ušľachtilým plynom zo solí, ktoré boli následne zachytené na absorbéry z uhlíku.

V blízkosti reaktoru sa nachádzalo zariadenie na jednoduché spracovanie solí. Zariadenie obsahovalo nádrž, v ktorej mohla byť rozstrekovaná soľ s fluorovodíkom za účelom odstránenia vody a kyslíku alebo s fluórom za účelom odstránenia uránu zo soli. Reaktorová nádoba a všetky konštrukčné prvky, ktoré prišli do kontaktu so soľou boli vyrobené zo zliatiny s názvom INOR-8. Zliatina bola na báze niklu vyvinutá ORNL a International Nickel Company. Dnes je táto zliatina známa pod komerčným názvom Hastelloy-N. Všetky potrubia a nádoby so soľou boli elektricky vyhrievané.

Konštrukcia MSRE bola ukončená v roku 1964 a kritický stav pri použití paliva ^{235}U bol dosiahnutý v júny 1965 a pri použití ^{233}U v októbri 1968. Konečné odstavenie reaktora bolo v decembri roku 1969. Pracoval pri teplote palivovej soli približne 660 °C a jeho tepelný výkon bol 7,4 MWt.

Po 6 mesačnej štúdií správania štiepnych produktov bolo zistené, že otravy xenómom-135 sú oveľa nižšie, ako keby všetok xenón ostal v aktívnej zóne. Na konci štúdie bola palivová soľ vystavená pôsobeniu fluóru v spracovateľskom systéme a urán bol z nej odstránený na produkt UF_6 . Tento proces trval 47 hodín a výsledný produkt bol tak čistý, že bola možná manipulácia s nádobami bez tienenia. Vznikli dva problémy pri prevádzke MSRE. A to vznik trícia z neutrónovej reakcie s lítiom, ktoré by následne v budúcich reaktoroch muselo byť zachytávané. Druhým problémom bolo zistenie, že štiepny produkt telúr spôsobil jemné trhliny na povrchoch potrubí zo zliatiny Hastelloy-N. [4]



Obr. 1.2 Reaktor MSRE [4]

1.3 Projekt MSBR – Molten Salt Breeder Reactor

Po demonštrácii projektu MSRE vzniklo v nasledujúcich rokoch 1966 až roku 1970 niekoľko konceptov pre množivý reaktor MSBR. Ich rozvoj podporil hlavne objav, pri ktorom bolo zistené, že fluorid lítia a fluorid berýlia v palivovej soli môže byť oddelený od vzácnych zemín vákuovou destiláciou pri teplotách blízkyh 1000 °C. Tento objav bol významný z pohľadu lacného nadobudnutia týchto vzácnych materiálov. V dôsledku toho sa štúdie zamerali na množivé reaktory s dvomi tekutými soľami od seba separovanými, pričom by sa z palivovej soli znovu získaval urán pomocou fluóru a destiláciou by sa oddelila čistá nosná soľ od štiepnych produktov. Soľ využívaná na množenie štiepneho materiálu by bola spracovaná procesom pridávania fluóru, pričom ak by sa udržiavala nízka koncentrácia uránu v nej, generovali by sa aj zanedbateľné štiepne produkty a nevyžadovala by spracovanie vákuovou destiláciou. V aktívnej zóne reaktoru by boli použité grafitové trubice, aby sa jednotlivé soli nezmiešali. Analýza množivého reaktoru s dvomi soľami ukázala, že je možné dosiahnuť konverzného faktoru v rozmedzí 1,07 - 1,08, čo by viedlo k dobrému využívaniu paliva pri nízkych nákladoch na celý palivový cyklus. Spomínaný koncept bol publikovaný v roku 1967.

Koncom roku 1967 informácie z prevedených experimentov a pokrok v dizajne aktívnej zóny spôsobili zmenu smeru vývoja MSBR od použitia dvoch tekutých solí k jednej. Túto zmenu zásadne ovplyvnilo chovanie grafitu pri vyšších radiačných expozíciách a postup vo vývoji chemických procesov. Grafit, vo forme ako sa mal použiť v aktívnej zóne reaktoru, výrazne menil svoje rozmery pri vystavení veľmi vysokým hodnotám toku neutrónov. Tento problém zapríčinil zníženie hustoty výkonu v aktívnej zóne, aby grafit dosiahol prijateľnú životnosť. Navyiac sa

prejavilo, že zložitosť konštrukcie aktívnej zóny vyžaduje, aby sa vymenila celá aktívna zóna aj s reaktorovou nádobou pri konci životnosti grafitu. Tieto okolnosti poukázali na nutnosť dlhodobej prevádzky, v ráde niekoľkých rokov, reaktorového prototypu, aby bolo možné dokázať, že je koncept s dvomi tekutými soľami reálne použiteľný v prevádzke.

Zároveň pokročil vývoj v odvetví chemického spracovania, ktorý výrazne rozšíril možnosti pre množivé reaktory s jednou soľou. Pre dosiahnutie výhodnej činnosti množivého reaktoru je potrebné držať izotop ^{233}Pa ¹ mimo aktívnu zónu až do jeho rozpadu na ^{233}U . Spomínaný pokrok vo vývoji bol uskutočnenie extrakcie protaktínia a uránu z tekutých fluoridových solí vo forme kvapalina-kvapalina. Táto technika spočíva vo výmene tória a lítia v roztavenom bizmutu za jednotlivé zložky, ktoré je potrebné odstrániť z tekutej soli. Ďalšie výsledky poukázali na selektívne vyňatie uránu zo soli do bizmutu, pričom protaktínium obsiahnuté v roztavenej soli môže byť zachytené v nádrži a následne urán môže byť vložený naspäť do reaktoru pomocou elektrolýzy. Výpočty poukázali na rýchle a kontinuálne uskutočnenie extrakcie a elektrolýzy a pritom zariadenie, ktoré by tieto procesy uskutočňovalo, by bolo relatívne malých rozmerov.

Dizajn aktívnej zóny taktiež pokročil a tento pokrok predstavoval možnosť dosiahnutia množivej vonkajšieho vrstvy so soľou, ktorá obsahuje urán aj tórium. Predstava množivého obalu sa získa zvýšením objemového podielu soli v palivovej soli a znížením objemu grafitu vo vonkajšej časti aktívnej zóny. Táto zmena spôsobí, že vonkajšia časť aktívnej zóny je podmoderovaná a zvyšuje zachytávanie neutrónov tóriom. S týmto usporiadaním sa väčšina neutrónov generuje v určitej vzdialenosti od hranice aktívnej zóny a zachytáva sa v množivom obale, čo znižuje únik neutrónov z aktívnej zóny na prijateľnú úroveň. [1]

Ďalšie skúmanie v projekte MSBR nadväzovalo na zistené problémy ohľadom korózie pri projekte MSRE. Štúdiom bolo zamerané na vytvorenie zliatiny, ktorá by bola dostatočne odolná voči krehnutiu ožarovaním a vytváraniu trhlín štiepnym produktom telúrom. Skúmané materiály boli Hastelloy N a jeho modifikácie zahrňujúce zmeny zastúpenia chrómu a niklu, Inconel 601 a nehrdzavejúca oceľ typu 316. Nehrdzavejúca oceľ bola vystavená pôsobeniu chladiacej soli LiF-BeF_2 a ostatné skúmané materiály boli vystavené pôsobeniu palivovej soli $\text{LiF-BeF}_2\text{-ThF}_4\text{-UF}_4$. Projekt bol pod záštitou ORNL a konal sa od septembra roku 1974 až do mája roku 1976.

Experiment bol vykonávaný v piatich tepelno-kondenzačných slučkách a v jednej slučke s nútenou cirkuláciou. Systém slučiek udržiaval teploty 704 °C a 566 °C, čo boli navrhované maximálne a minimálne teploty pre palivovú soľ MSBR. Tieto slučky mali odnímateľné vzorky s rôznymi štádiami korózie a taktiež prístup k soli pre online meranie oxidačného potenciálu pomocou voltametrie a produktov korózie koncentrované v soli.

Výsledky tohto experimentu sú nasledovné Inconel 601 by pravdepodobne nemal dostatočnú odolnosť voči korózii, aby mohol byť použitý ako materiál tlakovej nádoby. Nepreukázalo sa tvorenie karbidu uránu z reakcie grafitu a palivovej soli. Strata hmotnosti vzoriek materiálu Hastelloy N je lineárna funkcia druhej odmocniny času expozície vzorku, čo naznačuje difúziu riadenú koróziou materiálu. Nehrdzavejúca oceľ typu 316 mala vysokú počiatočnú rýchlosť korózie v soli Li_2BeF_4 , ale po pridaní berýlia do soli sa miera korózie znížila na veľmi nízku

¹ Polčas rozpadu izotopu ^{233}Pa je 26,967 dňa. [32]

úroveň. Modifikované zliatiny Hastelloy N pridaním chrómu vykazovali hmotnostné straty úmerné koncentrácii chrómu v zliatine. [5]

V ORNL roku 1976 bol ukončený výskum v oblasti MSBR z dôvodu zastavenia financovania.

2 SÚČASNÉ PROJEKTY SPOJENÉ S TEKUTÝMI SOĽAMI

V roku 2002 Generation IV International Forum, ktoré bolo iniciované v roku 2000 Ministerstvom energetiky Spojených štátov amerických, predstavilo šesť technológií jadrových reaktorov vybraných pre budúcu generáciu IV. Medzi vybranými technológiami boli uvedené aj dva koncepty s použitím tekutých solí, a to MSFR – Molten Salt Fast Neutron Reactor (využíva rýchle spektrum neutrónov) a AHTR – Advanced High-Temperature Reactor (využíva termálne spektrum neutrónov). Následne začal vývoj jadrových reaktorov využitých v generácii IV s tekutými soľami na úrovni spolupracujúcich štátov ale zároveň aj v súkromnom sektore. [6]

2.1 Spojené štáty americké

V Spojených štátoch amerických prebieha výskum nových technológií jadrových reaktorov skôr na úrovni modulárnych reaktorov s nižším výkonom v súkromnom sektore v spolupráci s národnými laboratóriami.

2.1.1 Transatomic power

Transatomic Power bola založená v roku 2011 Dr. Leslie Dewanovou a Markom Massieom² ako startup podporený fondom Peter Thiel's Founders Fund. Hlavná myšlienka vývoja reaktoru bola zníženie odpadu z doterajších ľahkovodných reaktorov, tým že by dokázali fungovať na použiteľnej palive z ľahkovodných reaktorov a vyrábať energiu efektívnejšie. V návrhu prezentovanom v roku 2014 spoločnosť vyhlásila, že dokáže vyrobiť až 75-krát viac elektrickej energie na tonu vyťaženej uránu ako ľahkovodný reaktor³. Avšak v roku 2015 po preskúmaní „Bielej knihy“⁴ Kordom Smithom⁵ zistil, že sa tam nachádzajú nezrovnalosti vo výpočtoch účinnosti navrhovaného reaktoru. Následne v roku 2016 po opätovných výpočtoch a overení týchto výpočtov ORNL bola revidovaná Biela kniha, kde sa už uvádza, že reaktor by mohol znížiť odpad o 53 % v porovnaní s ľahkovodnými reaktormi a taktiež analýza zistila, že reaktor pri aplikovaní použiteľného paliva nedokáže udržať štiepnu reťazovú reakciu dostatočne dlhú dobu na to, aby mohol byť navrhovaný reaktor vhodnou voľbou do budúcnosti. Z týchto dôvodov po 7 ročnej snahe v roku 2018 oznámili ukončenie výskumu a ich doterajší výskum ponúkli verejnosti bez nároku na honorár, aby ďalšie generácie mohli pokračovať, kde oni prestali. [7] [8]

Spomínaný reaktor mal názov TAP MSR – Transatomic Power Molten Salt Reactor, pričom reaktor mal dosahovať výkon 520 MWe a 1250 MWt pri teplote chladiva 650 °C vystupujúceho z aktívnej zóny. V primárnom okruhu sa malo používať tekuté palivo vo forme 5 % nízko obohatenej uránu rozpustenej vo fluoridovej soli vo forme LiF-UF₄. Výhody vybranej soli sú jej schopnosť obsahovať vyššiu koncentráciu uránu ako doposiaľ používaná soľ FLiBe a neobsahuje toxické berýlium⁶. Nevýhoda tejto soli je, že má vyššiu teplotu tavenia ako FLiBe, na čo by sa muselo prihliadať pri návrhu potrubia primárneho okruhu, aby nevznikli miesta, ktoré

² Absolventi odboru nukleárneho inžinierstva na Massachusettskom technologickom inštitúte (MIT).

³ Toto vyjadrenie im prinieslo ďalších investorov v rokoch 2014 a 2015.

⁴ Správa alebo príručka, ktorá informuje čitateľa o danej problematike a predstavuje filozofiu vydávajúceho orgánu.

⁵ Profesor jadrovej vedy a inžinierstva na MIT a expert na fyziku jadrových reaktorov.

⁶ Spôsobuje chronickú beryliózu vo významnej časti populácie.

by mali nižšiu teplotu, čo by malo za následok zhoršenie prúdenia soli v potrubí. V sekundárnom okruhu by sa nachádzala ďalšia tekutá soľ vo forme FLiNaK, ktorá by už neobsahovala rádioaktívne elementy. Tieto soli by mali byť oddelené od seba tepelným výmenníkom. Terciárny okruh by sa nachádzal v samostatnej budove a soli by v ňom predávali teplo vode. Účinnosť parného cyklu by bola 44 %.

Výskum sa zaoberal aj výrobou trícia, ktorá by bola nad hodnotou od ekvivalentného ľahkovodného reaktoru a to 50 gramov za rok. Minimalizovať výrobu trícia by malo obohatenie lítia na jeho izotop ${}^7\text{Li}$, ktorý má oveľa nižší účinný prierez pre absorpciu neutrónov ako jeho izotop ${}^6\text{Li}$. Väčšina trícia by bola odstránená zo systému primárneho okruhu a uložená do kontajnerov.

Ako moderátor by bol použitý hydrid zirkónia $\text{ZrH}_{1.66}$, pretože pri vystavení neutrónovému toku vykazuje podstatne nižšiu objemovú zmenu ako grafit, má nižší účinný prierez pre zachyt neutrónov, vysokú odolnosť voči poškodeniu ožiarením a vodík je veľmi účinný moderátor. Hydrid by bol použitý vo forme regulačných tyčí v aktívnej zóne, ktoré by mali pokrytie odolnému korózii spôsobenej tekutými soľami.

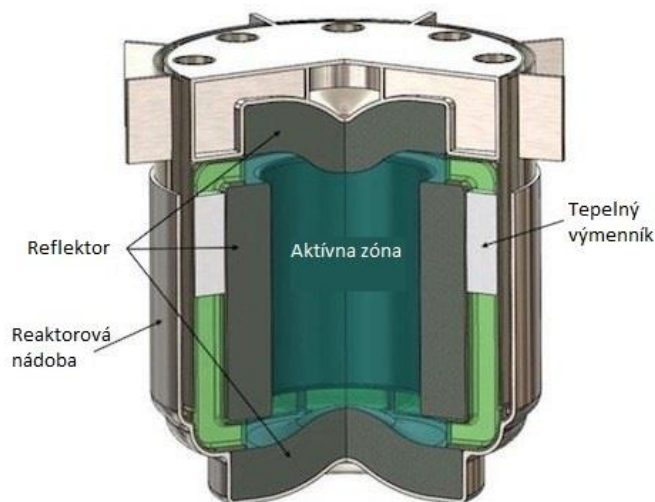
TAP MSR ponúka aj vysokú bezpečnosť voči uniknutiu rádioaktívnych materiálov do vonkajšieho prostredia pomocou viacerých faktorov. Reaktory s tekutými soľami majú vysoko negatívny dutinový a teplotný koeficient reaktivity. So zvyšovaním teploty palivovej soli zvyšuje svoj objem, čo spôsobuje zníženie hustoty štiepneho materiálu v aktívnej zóne a tým sa znižuje rýchlosť štiepnej reakcie bez zásahu operátora. Tento jav poskytuje reaktoru prirodzenú stabilitu. Ďalšia bezpečnostná výhoda je prevádzka systému pri atmosférických tlakoch, čo redukuje hnacie sily a chemické vlastnosti palivovej soli znižujú šancu na explóziu výparov na minimálnu úroveň. Taktiež reaktor s tekutou soľou ponúka vysokú inherentnú bezpečnosť vďaka zmrznutým upchávkam na dne tlakovej nádoby, vypínacej tyči a chemickým a fyzickým vlastnostiam solí, ktoré zaručia podkritičnosť reaktoru. [7]

2.1.2 TerraPower

V roku 2007 Bill Gates a jemu podobní vizionári začali pracovať na koncepte reaktoru TWR – Travelling Wave Reactor, čo môžeme voľne preložiť ako reaktor s postupnou vlnou. V roku 2008 bol založený startup s názvom TerraPower, ktorý postupom rokov v spolupráci s viacerými národnými laboratóriami pracoval na dizajne, materiáloch a výpočtoch reaktoru TWR. Rok 2012 bol prelomový z pohľadu firmy, pretože sa im podarilo založiť vlastné laboratórium pre výskum v oblasti komponentov, paliva a materiálov využitých v ich dizajne reaktoru. S postupujúcim pokrokom vo výskume reaktoru dosiahla firma TerraPower spoluprácu nielen s národnými univerzitami, laboratóriami a firmami ale aj medzinárodnú spoluprácu s Čínskou národnou jadrovou spoločnosťou (CNNC). V roku 2016 bola firma podporená 40 miliónmi amerických dolárov americkým Ministerstvom energetiky vo výskume návrhu a testovaní projektu rýchleho reaktoru s použitím tekutých chloridových solí. Následný rok padlo rozhodnutie vybudovať prototyp reaktoru TWR polovičnej veľkosti v Číne na základe podpísania memoranda o spolupráci s CNNC. Avšak v októbri roku 2018 po zavedení nového súboru pravidiel o vývoze jadrovej technológie do Číny vládou USA TerraPower bola povinná zrušiť spoluprácu s CNNC. Po tomto neúspechu je firma nútená hľadať nové riešenie pre stavbu prvého prototypu. [9] [10]

Projekt TWR sa zaoberá výskumom rýchleho reaktoru. Ako palivo by mal používať ochudobnený urán ^{238}U vo forme palivových článkov, ktorý vzniká ako vedľajší produkt pri obohacovaní súčasného paliva určeného pre ľahkovodné reaktory. Aktívna zóna bude umiestnená v bazéne naplnenom tekutým sodíkom s pasívnou cirkuláciou, ktorý bude tvoriť primárny okruh chladenia reaktoru. V sekundárnom okruhu reaktoru sa bude nachádzať taktiež tekutý sodík, ktorý bude predávať teplo do terciárneho okruhu, kde sa bude nachádzať voda. Reaktor by mal v konečnom návrhu dosahovať 1150 MWe.

Projekt MCFR – Molten Chloride Fast Reactor, rýchly reaktor s tekutou chloridovou soľou, je doplnkovým projektom ku konceptu TWR. V aktívnej zóne by sa mala nachádzať chloridová soľ, v ktorej by malo byť rozpustené doposiaľ nekonkretizované palivo. Reaktor MCFR by mal mať potenciál nízkych investičných nákladov, zatiaľ čo by dokázal bezpečne pracovať v nových teplotných režimoch. To znamená, že technológia môže ponúknuť viac ako len výrobu elektrickej energie, ako napríklad skladovanie a výrobu priemyselného tepla. Výskum tohto typu reaktoru je stále vo fáze vytvárania prvotnej koncepcie, pričom firma TerraPower na ňom spolupracuje s ORNL, Electric Power Research Institute (EPRI), Vanderbilt University a Southern Company. [9]



Obr. 2.1 Rez reťazovou nádobou MCFR [9]

2.1.3 ThorCon

Zrod projektu ThorCon nastal v roku 2015 podpísaním memoranda s tromi štátnymi indonézskymi spoločnosťami s americkou firmou Martingale, ktoré spoločne tvoria Indonézske tóriové konzorcium, o výskume jadrového reaktoru s využitím tória ako paliva. Záujem Indonézskej republiky o výrobu elektrickej energie z využitia tória je hlavne možnosť zúžitkovania odpadu z ťažby cínu vo forme monazitu, ktorý obsahuje tórium. Týmto krokom by sa mohla zabezpečiť dodávka energie na minimálne ďalších 1000 rokov, keďže je Indonézia popredný výrobca cínu na svete a ich zásoby monazitu sú veľmi veľké. Indonézia by chcela dosiahnuť touto cestou zastúpenie až 20 % podielu jadrovej energetiky v ich energetickom mixe do roku 2050. [11]

V roku 2018 americká firma Thorcon dostala za svoj koncept finančnú podporu v hodnote 400 tisíc amerických dolárov od Ministerstva energetiky Spojených štátov amerických [12]. Následne v roku 2019 začalo Ministerstvom energetiky overovanie bezpečnosti, ekonomiky a možnosti pripojenia 500 MWe prototypu ThorConIsle do siete. Po dokončení a schválení projektu ThorConIsle by sa mohlo začať so stavbou prvého prototypu v roku 2020, ktorý by bol vyrobený a umiestnený na loď v USA a následne prevezený na prvé testy do Indonézie. Po úspešných testoch prototypu firma ThorCon očakáva obdržanie typovej licencie a podpísanie zmluvy na dodávku ďalších reaktorov až do výšky výkonu 3 GWe do Indonézskej republiky.

ThorCon nie je žiadna nová technológia, jedná sa o využitie technológie zo 60 rokov minulého storočia s názvom MSRE, ktorá je popísaná v kapitole 1.2. Hlavný rozdiel medzi súčasným a minulým projektom je v nevyužití lítia v palivovej soli z dôvodu zdĺhavého procesu obohacovania lítia, jeho ceny a veľkej environmentálnej záťaže. Taktiež firma ThorCon si zakladá na používaní materiálov, ktoré sú už teraz dostupné a vieme ich cenu, ako napríklad palivová soľ vo forme NaF-BeF₂ alebo nehrdzavejúca oceľ typu SUS316. Celá elektrárňa sa bude nachádzať na trupe lodi, ktorá bude pritiahnutá k pobrežiu. Elektrárňa sa bude skladať z dvoch modulárnych reaktorových blokov o výkone 250 MWe a 557 MWt, 500 MWe superkritickým turbogenerátorom, plynom izolovaným rozvádzačom, bazénom s vodou na odvádzanie zvyškového tepla a pomocnými zariadeniami. V hale, kde sa nachádza turbosústroj, môžeme nájsť aj pomocný kotol o výkone 50 MWt a záložnú turbínu o výkone 15 MWe, pričom tieto komponenty sa používajú pri spúšťaní reaktoru, čo ponúka možnosť „štartu z tmy“.

Každý reaktorový blok obsahuje dva vymeniteľné reaktory zapečatené v nádobách s názvom „Can“⁷, avšak vždy pracuje iba jeden reaktor a druhý je v režime ochladzovania. Po štyroch rokoch sa vychladená nádoba odstráni a nahradí sa novou nádobou s reaktorom z dôvodu rozpadnutia grafitu v aktívnej zóne. Následne sa presunie palivová soľ z prevádzkovaného reaktoru do nového a reaktor bez palivovej soli prechádza do režimu ochladzovania. Nádoba Can obsahuje reaktorovú nádobu s aktívnou zónou s názvom „Pot“⁸, primárny výmenník tepla a primárne cirkulačné čerpadlo. V primárnom okruhu sa nachádza palivová soľ NaF-BeF₂-ThF₄-UF₄, v percentuálnom zložení 76 % NaF, 12 % BeF₂, 10,2 % ThF₄ a 1,8 % UF₄. Použitý urán v palive by mal dosahovať obohatenie 19,7 %. Výstupná teplota soli z reaktorovej nádoby bude 704 °C a vychádzajúca z primárneho tepelného výmenníku 565 °C. Ako moderátor sa bude používať grafit vo forme blokov umiestnených v aktívnej zóne. Očakávaná účinnosť systému by mala byť až 46,3 %.

Priamo pod nádobou Can sa nachádza 32 nádrží na palivovú soľ, ktoré sú spojené zmrazenou upchávkou umiestnenou v najnižšom bode primárneho potrubia. Tento ventil je ochladzovaný héliom, ktoré zmrazí soľ vo ventile a vytvorí upchávku. Prietok hélia je kontrolovaný tepelným spínačom, ktorý sa ovláda pasívne, ak teplota v hornej časti primárneho potrubia presiahne 750 °C. Následne sa roztopí soľ v zmrazenej upchávke a palivová soľ pretečie do nádrží pod reaktorovou nádobou, čo znemožní pokračovanie v reťazovej štiepnej reakcii absenciou moderátoru. Funkcia tohto ventilu je úplne pasívna bez možnosti zásahu človeka. Nádoba Can a nádrže na palivovú soľ sú umiestnené v sile, ktorého steny a dno sú tvorené vodou, ktorej obeh je napojený na kondenzátor

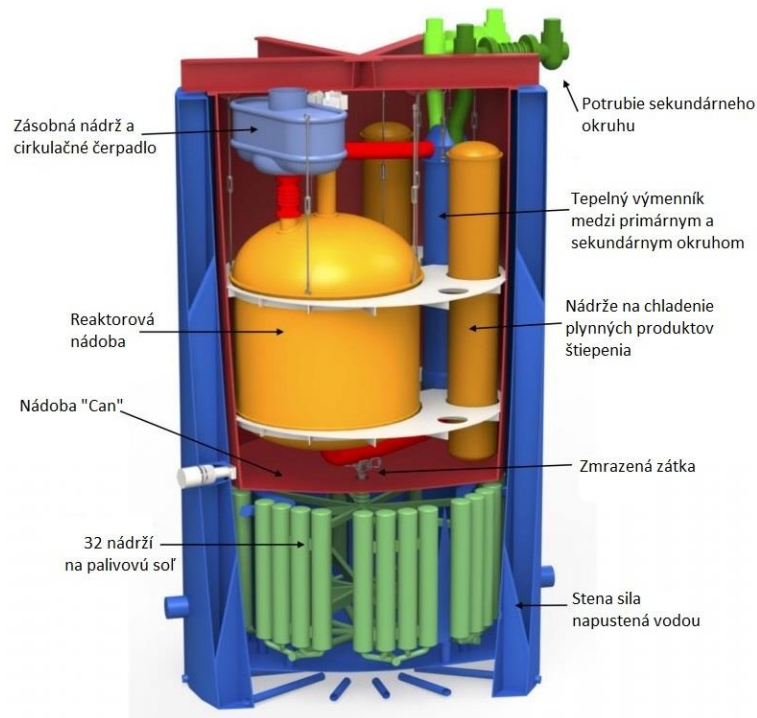
⁷ Vo voľnom preklade konzerva.

⁸ Vo voľnom preklade hrniec.

v bazéne na odvádzanie zvyškového tepla. Ak by došlo k strate možnosti chladenia v bazéne, v suteréne okolo sila je dostatok vody na prvých 354 dní odvádzania tepla z reaktoru a nádrží pod ním. Steny sila naplnené vodou slúžia taktiež na zadržiavanie trícia.

Projekt ThorCon využíva až 4 okruhy, kde v primárnom okruhu sa nachádza palivová soľ, v sekundárnom okruhu chladiaca soľ NaF-BeF₂, v terciárnom okruhu zmes dusičnanu sodného NaNO₃ a draselného KNO₃ používaného v solárnych elektrárnach ako zásobník tepla a v kvarciárnom okruhu voda, ktorá tvorí nadkritickú paru o teplote 550 °C. Soľ použitá v terciárnom okruhu zachytáva trícium, ktoré by mohlo uniknúť do sekundárnej slučky.

Po 8 rokoch prevádzky sa stáva palivová soľ nasýtená trojmocnými ťažkými kovmi a štiepnymi produktami, preto je nutné ju vymeniť. Palivová soľ bude prečerpaná do prepravných sudov v čase, kedy ich zvyškové teplo bude na úrovni 80 kW. Sudy s použitou palivovou soľou a nádobami Can prepravuje loď s menom „CanShip“ do centralizovaného recyklačného zariadenia a do zariadenia na manipuláciu s palivom. Svojím zložením prepravované palivo nebude atraktívne pre zneužitie na zbrane hromadného ničenia. [13]



Obr. 2.2 Rez nádobou "Can" [13]

2.1.4 Kairos Power

Spoločnosť Kairos Power (KP) vznikla za účelom komercializácie vysokoteplotného reaktoru s fluoridovými soľami (FHR), na ktorom pracuje University of California, Berkeley (UCB) v spolupráci s MIT a University of Wisconsin od roku 2011. V roku 2019 získali podporu na ďalší výskum technológie KP FHR od Ministerstva energetiky USA v hodnote 5,5 milióna amerických dolárov [14]. V súčasnej dobe sa zaoberajú výskumom a návrhom konečného dizajnu reaktoru s tekutou soľou. Ich cieľom je postavenie demonštračnej elektrárne na pôde USA do roku 2030. [15]

Kairos Power FHR je technológia reaktoru, ktorá používa palivo v trojstruktruálno-izotropnej forme (TRISO) v tvare malých keramických guľičiek. Tým by sa malo vyhnúť pohyblivým produktom štiepenia v celom primárnom okruhu oproti reaktorom s tekutým palivom a zaručiť ochranu do hĺbky dvojitým obalom už v palivovej guľičke. Ako chladivo by mala byť použitá v primárnom okruhu soľ FLiBe, v sekundárnom okruhu zmes dusičnanu sodného a draselného a v terciárnom okruhu voda pri teplote 585 °C a tlaku 19 MPa. Jednalo by sa o modulárny reaktor o výkone 140 MWe pri účinnosti 45 %. Palivo vo forme oxidov uránu by malo dosahovať obohatenie 19,75 % a výmena paliva by mala prebiehať za prevádzky reaktoru. [16]

2.1.5 Flibe ENERGY

Spoločnosť Flibe Energy bola založená v roku 2011 Kirkom Sorensenom, ktorý v roku 2006 vytvoril koncepciu tóriového reaktoru s tekutým fluoridom (LFTR). Tento projekt je založený na koncepte ORNL množivého reaktoru s dvomi tekutými soľami od seba separovanými. V roku 2015 spravila spoločnosť EPRI⁹ rozsiahlu nezávislú štúdiu na predkladanú technológiu LFTR na úrovni predbežnej analýzy nebezpečenstva prevádzky a stanovení stupňa technologickej pripravenosti pre kľúčové systémy a komponenty. Výskum tohto jadrového systému stále pokračuje a v roku 2018 bol podporený Ministerstvom energetiky USA sumou 2,1 miliónom amerických dolárov [12] a v roku 2019 im poskytli bezplatný prístup do národných laboratórií pre dosiahnutie rýchlejšieho a nákladovo efektívnejšieho rozvoju inovatívnych technológií [17].

Jadrový reaktor LFTR by mal dosahovať výkon 250 MWe a 600 MWt. Keďže sa jedná o koncept množivého reaktoru s dvomi tekutými soľami, bude sa v ňom nachádzať palivová soľ obsahujúca izotop uránu ²³³U LiF-BeF₂-UF₄ oddelená grafitovým moderátorom od soli vo vonkajšom okruhu, ktorá bude obsahovať izotop ²³²Th LiF-BeF₂-ThF₄ a bude slúžiť ako množivá soľ pre výrobu paliva. Vzniknutý urán vo vonkajšom okruhu soli sa bude chemickým procesom za pomoci bizmutu extrahovať a dopĺňať do palivovej soli v primárnom okruhu. V sekundárnom okruhu sa bude nachádzať soľ FLiBe a v terciárnom okruhu sa bude nachádzať superkritický plyn CO₂, čo by malo zvýšiť účinnosť až na 45 %. Palivová soľ vystupujúca z reaktorovej nádoby by mala mať teplotu 653 °C. Na odstraňovanie vzácnych plynov ako je xenón a kryptón by sa malo používať injektovanie héliových bublín priamo do soli v primárnom okruhu na poskytnutie prenosovej plochy pre tieto plyny, ktoré sú ťažko rozpustiteľné v soli. Následne je zmes hélia a vzácnych plynov odčerpávaná z primárneho potrubia a uložená na krátku dobu do nádrží pre palivovú soľ, z ktorých je odčerpávaná cez dlhé vedenia potrubia s obsahom aktívneho uhlia, pričom je potrubie chladené vodou. Tu sa zmes udržuje dva dni a väčšina hélia je prevedená naspäť do reaktorového systému až na zlomok, ktorý sa prečerpá do iného systému na dostatočne dlhú dobu, aby sa rozpadli plyny na stabilné izotopy, poprípade sa rozpadli úplne a následne sa zvyšky stabilných izotopov vzácnych plynov kryogénne uskladnia. [18]

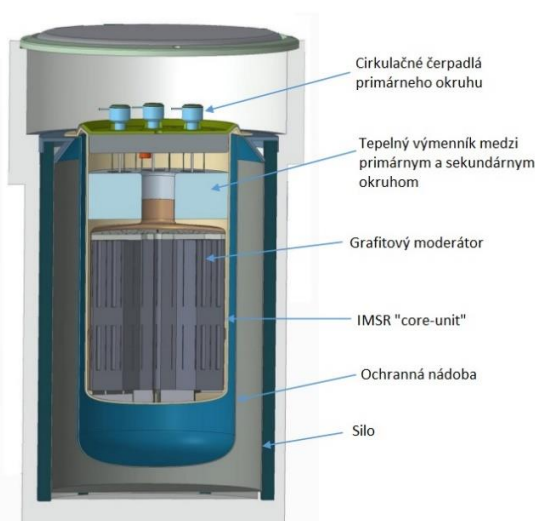
⁹ Spoločnosť EPRI je nezávislé a neziskové centrum pre spoluprácu v sfére verejného záujmu v oblasti energetiky a environmentálneho výskumu.

2.2 Kanada

2.2.1 Terrestrial Energy

Spoločnosť Terrestrial Energy bola založená Simonom Irishom v roku 2013, kedy prišla s technológiou malého modulárneho integrovaného reaktoru s tekutými soľami (IMSR), ktorý používa palivo v tekutej forme. Spoločnosť je podporovaná kanadskou vládou, ale aj vládou Spojených štátov amerických vo forme finančnej podpory výskumu a spoluprácou s národnými laboratóriami. V dnešnej dobe Terrestrial Energy dokončila štúdiu o umiestnení prvého prototypu reaktoru IMSR v spolupráci s Kanadskými národnými laboratóriami (CNL), ktorá skrátila zoznam vhodných lokalít pre komerčnú elektrárňu. Preto už po roku 2020 by chcela firma začať so stávaním prvého prototypu reaktoru na území Kanady v cieľovej lokalite Chalk river. Spoločnosť týmto drží prvenstvo z jadrových reaktorov štvrtej generácie v úspešnom ukončení prvej fázy skúmania dizajnu reaktoru Kanadskou jadrovou komisiou pre bezpečnosť (CNSC) a pokračovaním v druhej fázi.

Ako väčšina tekutých reaktorov aj IMSR koncept sa zakladá na skúsenostiach a dizajne z projektov ORNL MSRE a DMSR, pričom dizajn bol taktiež ovplyvnený novším konceptom ORNL, malým modulárnym vysokoteplotným reaktorom (SmAHTR), ktorý má podobnú architektúru [19]. Ako palivo by sa malo používať do 5 % nízko obohatený urán, ktorý bude rozpustený v tekutej fluoridovej soli. Primárny okruh by sa mal nachádzať v uzavretej nádobe s názvom „core-unit“ a palivová soľ v aktívnej zóne by mala prirodzene cirkulovať. V spomínanej uzavretej nádobe by sa mal nachádzať tepelný výmenník, ktorý bude oddeľovať palivovú soľ od sekundárnej fluoridovej soli. V terciárnom okruhu by mala prúdiť tekutá soľ vo forme zmesi dusičnanu sodného a draselného, pričom by mala dosahovať teplotu 600 °C. Vyrobená tepelná energia by sa mala využívať na generáciu elektrickej energie a dodávanie priemyselného tepla. Ako moderátor by sa mal využívať grafit, avšak pri vystavení grafitu veľkej hustote výkonu v aktívnej zóne je výrazne znížená životnosť grafitu. Výmena grafitového moderátora je zložitá na zachovanie bezpečnosti a ekonomicky náročná, preto sa po 7 rokoch celá uzavretá nádoba core-unit vymení. Reaktor IMSR by mal dosahovať výkon 195 MWe a 400 MWt. [20]



Obr. 2.3 Rez reaktorovou nádobou IMSR [19]

2.3 Európa

2.3.1 Moltex Energy

V roku 2014 firma Moltex Energy získala patent na reaktorový systém s názvom stabilný soľný reaktor (SSR). Firma bola založená v Spojenom kráľovstve Dr. Ianom Scottom a Johnom Durhamom, ktorý financoval projekt. Reaktor SSR bol navrhnutý na využitie plutónia ako paliva, ktoré ostalo Spojenému kráľovstvu z jadrových zbraní. V roku 2016 sa v Kanade začali pokúšať o získanie licencie na ich koncept od CNSC. V roku 2018 firma získala finančnú podporu od vlády Spojeného kráľovstva v hodnote 300 tisíc anglických libier, ktorá by mala byť využitá na vypracovanie štúdie uskutočniteľnosti postavenia SSR v Spojenom kráľovstve. V tomto istom roku bola firma Moltex vybraná spoločnosťou New Brunswick Energy Solutions Corporations a New Brunswick Power s cieľom postaviť svoju prvú technológiu o výkone 300 MWe v areáli kanadskej jadrovej elektrárni Point Lepreau pred rokom 2030. Dohoda poskytuje spoločnosti Moltex podporu vo výške 5 miliónov amerických dolárov a možnosť otvoriť pobočku v Kanade. V roku 2019 bolo podpísané memorandum medzi estónskou spoločnosťou Fermi Energia a firmou Moltex o uprednostnení ich technológie. Memorandum obsahuje spoločnú spoluprácu, štúdie realizovateľnosti projektu SSR na území Estónskej republiky a vytvorenie vhodného režimu udeľovania licencií.

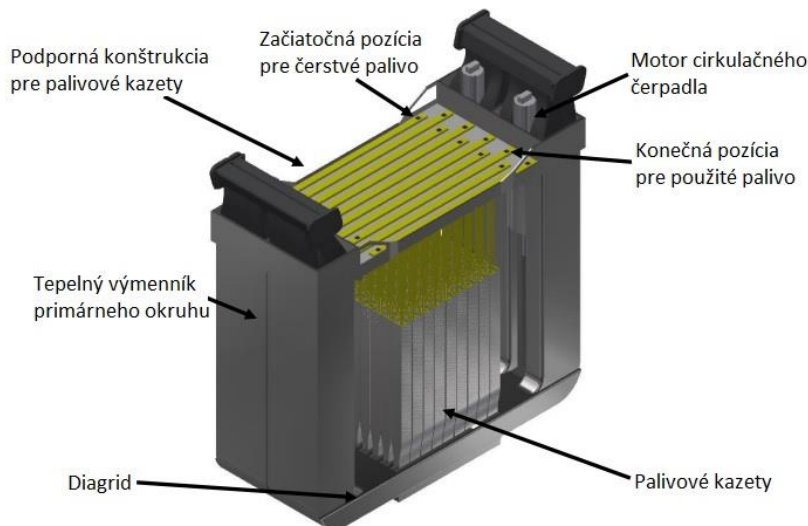
Koncept SSR ponúka oproti iným malým modulárnym reaktorom variabilitu výkonu od 300 – 3000 MWe v podobe modulov o výkone 150 MWe a 375 MWt. Ďalším zaujímavým faktom je, že výmena paliva je uskutočňovaná podobným spôsobom ako pri reaktoroch CANDU, to znamená, že použité palivo je ukladané a následne odstraňované z jednej strany aktívnej zóny a z druhej strany je vkladané čerstvé palivo za prevádzky reaktoru. Prebytočná reaktivita nie je v strede aktívnej zóny a preto nie sú potrebné regulačné tyče, taktiež sa predchádza teplotným prechodom, čo pozitívne ovplyvňuje životnosť materiálov.

Teplota primárneho chladiva sa pohybuje v rozmedzí 525 - 650 °C, čo umožňuje používať štandardné turbíny s prehriatou parou, ktoré sú využívané v klasických elektrárnach. Moltex Energy počíta s uskladňovaním vyrobeného tepla vo veľkých tepelných zásobníkoch so soľou, takže výroba elektrickej energie môže byť regulovateľná a v čase potreby.

Aktívna zóna je ponorená v bazéne s primárnym chladivom, ktoré tvorí zmes fluoridov sodíka, draslíka a zirkónia. Zirkónium je využité v chladiacej zmesi z dôvodu obsahu hafnia, ktoré ponúka adekvátne tienenie neutrónov voči komponentom a konštrukcii mimo aktívnej zóny, čím sa znižujú nároky na ďalšie komponenty, ktoré by mali mať funkciu neutrónového tienenia. Ako sekundárne chladivo je použitá rovnaká zmes fluoridových solí ako v primárnom okruhu. V terciárnom okruhu by sa mala nachádzať zmes hydrátov sodíka a draslíka. Bazén s primárnym chladivom je udržiavaný v atmosfére s argónom, aby sa zabránilo absorpcii kyslíka, dusíka alebo vlhkosti soľou.

Palivo je vo forme eutektickej zmesi sodných, uránových a plutóniových trichloridov alebo iných transuránových a lantanoidových trichloridov, ktoré je udržiavané v tekutom stave počas prevádzky aj doby odstávky. Palivo je uložené v odvzdušnených trubiciach, v tzv. palivových článkoch, ktoré sú skladané do palivových kaziet. Celá konštrukcia palivovej zostavy je vyrobená z feritickej ocele s komerčným názvom HT9, ktorá obsahuje 12% Cr a 1 % Mo. V každej palivovej

kazete sa nachádza štvorcová sieť 18 x 18 palivových trubíc a každý reaktorový modul obsahuje sieť 10 x 10 palivových kaziet. Na spaľovanie paliva sa používa rýchle spektrum neutrónov, aby sa vyhlo spomínaným problémom s grafitovým moderátorom a otravy reaktoru izotopom ^{135}Xe . [21]



Obr. 2.4 Modul SSR [21]

2.3.2 SAMOFAR

Projekt SAMOFAR (Hodnotenie bezpečnosti rýchleho reaktoru s tekutou soľou) je jedným z hlavných výskumných a inovačných projektov v rámci výskumného programu Euroatomu Horizon 2020. Hlavným cieľom projektu je priniesť prelom v oblasti jadrovej bezpečnosti a nakladania s jadrovým odpadom. Na tento účel bol vytvorený nový typ reaktoru, a to rýchly reaktor s tekutou soľou (MSFR), ktorého kľúčové bezpečnostné prvky budú demonštrované v projekte. Financovanie je zabezpečené Európskou úniou sumou 5 miliónov eur a trvanie projektu je 4 roky od roku 2015. Konzorcium pozostáva z 11 partnerov¹⁰.

V rámci projektu bolo vytvorených 6 pracovných skupín, ktoré sa zaoberali témami ako integrovaný bezpečnostný prístup a systémová integrácia, fyzikálne a chemické vlastnosti potrebné pre analýzu bezpečnosti atď. V rámci štyroch rokov bolo vytvorených v rámci projektu SAMOFAR nespočetne publikácie zaoberajúce pokroky vo výskume. Záverečné stretnutie by sa malo uskutočniť 4-5 júla roku 2019 v meste Delf v Holandsku, kde budú prezentované finálne výsledky jednotlivých pracovných skupín.

Koncept MSFR sa skladá z valcovej nádoby vyrobenej zo zliatiny na báze niklu a naplnenej tekutou palivovou soľou pri tlaku okolia a prevádzkovej teplote 750 °C. Palivová soľ sa prečerpáva cez výmenníky tepla umiestnených po obvode okolo aktívnej zóny. Medzi tepelnými výmenníkmi a aktívnou zónou sa nachádza nádoba naplnená soľou obsahujúcou tórium za účelom vytvárania ďalšieho paliva. Reaktor je navrhnutý na prevádzku s rýchlym neutrónovým spektrom a môže byť prevádzkovaný v rozsahu od množivého reaktoru až po reaktor, ktorý by slúžil na spaľovanie

¹⁰ Jednotlivých partnerov môžeme nájsť na [web. stránke](#).

použit^é paliva z ľahkovodných reaktorov. Vznikutej flexibilit^e napomáha skutočnosť, že zloženie palivovej soli môže byť ľahko prispôsobené počas prevádzky reaktora. Počas prevádzky reaktora sa časť palivovej soli kontinuálne odvádza do systému na extrakciu lantanoidov a aktinidov. Proces čistenia soli je jedinečnou vlastnosťou MSFR a zahŕňa dva hlavné kroky. Plynné a nerozpustné štiepne produkty sa z primárneho okruhu odstránia prebublávaním v blízkosti čerpadiel a urán, aktinidy a niektoré štiepne produkty, ktoré sú viazané na soľ, sa môžu oddeliť pyro-chemickými procesmi v chemickom závode, ktorý sa nachádza mimo reaktorovú nádobu. [22]

2.3.3 SAMOSAFER

Projekt SAMOSAFER (Modelovanie a hodnotenie bezpečnosti ťažkých havárií energetických reaktorov s tekutým palivom) bol navrhnutý v roku 2018 ako pokračovanie projektu SAMOFAR. Cieľom projektu je vyvinúť a demonštrovať nové bezpečnostné bariéry a kontrolovanejšie správanie pri ťažkých haváriách, k čomu dopomôžu nové simulačné modely a hodnotiace nástroje overené experimentami.

Projekt zahŕňa prevenciu a kontrolu havárii vyvolaných reaktivitou, prerozdelenie palivovej soli prirodzenou cirkuláciou a vypustenie soli pomocou gravitácie, zmrazenie a opätovné roztavenie palivovej soli počas vypúšťania, teplotnú reguláciu prostredníctvom odvedenia tepla obsiahnuté v soli do okolia, termochemickú kontrolu soli na zvýšenie retencie rádionuklidov, procesy extrakcie nuklidov, posudzovanie a znižovanie mobility rádionuklidov a bariéry proti ťažkým nehodám. [22]

Projekt by mal trvať od septembra roku 2019 do septembra roku 2022, pričom medzi partnerov¹¹ patrí aj Centrum výskum Řež (CV Řež). [23]

2.3.4 Energy Well

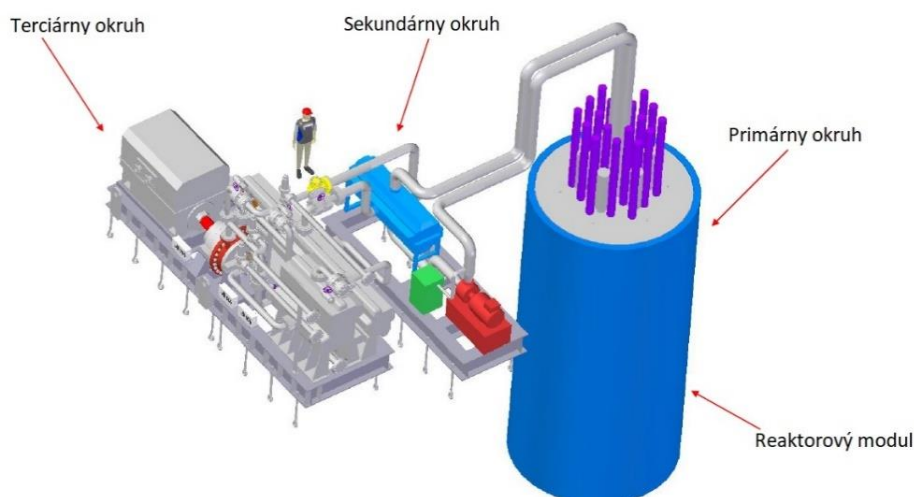
Malý modulárny reaktor Energy Well (EW) je vyvíjaný CV Řež sídliacej v Českej republike. Ako palivo by sa mal používať nízko obohatený urán na úrovni 15 %, ktorý bude mať formu guľičiek TRISO. Výhoda paliva vo forme TRISO je uchovanie štiepných produktov vo vnútri guľičky až do teploty 1800 °C. Jednotlivé guľičky paliva sú umiestnené v grafitovej matrici, ktorá tvorí palivový článok. Palivový článok v tvare kosoštvorca pozostáva z dvoch palivových dosiek, medzi ktorými sa nachádza grafitová doska, ktorá slúži ako moderátor. Palivové články sú naskladané do palivového súboru, ktorý má šesťuholníkový tvar. V každom palivovom súbore sa nachádza regulačná tyč, ktorá slúži na reguláciu reaktivity a taktiež kompenzáciu nadmernej reaktivity.

Chladivo v primárnom okruhu bude tekutá soľ FLiBe, ktorej výstupná teplota aktívnej zóny bude 700 °C a vstupná 650 °C. V sekundárnom okruhu sa bude nachádzať soľ NaFNaB a v terciárnom okruhu by mal byť superkritický CO₂ alebo voda. Jednotlivé okruhy vrátane reaktorovej nádoby sú schopné samostatne sa prevážať v kontajneroch ako moduly a následne sa poskladať na mieste prevádzky.

¹¹ Ostatných partnerov môžeme nájsť na [web. stránke](#).

Výkon reaktoru s CO₂ by mal byť 20 MWt a 6,95 MWe a účinnosť celého reaktorového systému by mala byť 34,75 %. Avšak ak by sa zapojila rekompresia do terciárneho okruhu účinnosť by vzrástla na 42 % a elektrický výkon na 8,4 MWe. Doba prevádzky je 7 rokov, nato sa vymení celý reaktorový modul za nový s čerstvým palivom a primárnym chladivom. Výhoda výmeny paliva touto cestou a nie za prevádzky je v možnosti využitia jednoduchého dizajnu celej elektrárne. Reaktorový modul s použitým palivom a soľou bude na určitý čas ponechaný v elektrárni, z dôvodu chladenia pomocou prirodzenej cirkulácii okolitého vzduchu a poklesu aktivity. Podľa výpočtov by tento čas mal byť menej ako jeden rok. Následne sú hodnoty zvyškového tepla a dávkového príkonu pod limitmi, ktoré dovoľujú prevoz reaktorového modulu na ďalšie spracovanie.

Hlavná výhoda malého modulárneho reaktoru EW je jeho činnosť v ostrovnej prevádzke, ktorá dovoľuje jeho využitie v lokalitách bez pripojenia k sieti a použitie ako diaľkové vykurovanie, ktoré by bolo náhradou uhoľných zdrojov. Taktiež by mohol byť zdroj energie pre priemyslové parky a pre odsolovacie jednotky. V tejto dobe už prebehli základné výpočty dizajnu a nasledujúci krok je vytvorenie finálneho konceptu, ktorý bude obsahovať štúdie ekonomickej uskutočniteľnosti, realizovateľnosť výroby a bezpečnostnú koncepciu. [24]



Obr. 2.5 Dizajn elektrárne EW [24]

2.4 Ruská federácia

2.4.1 MOSART

Konceptom projektu MOSART (Aktinidový recyklátor a transmuter s tekutou soľou) sa zaoberajú na Kurchatovom inštitúte v Moskve. Mal by dosahovať výkonu až 2400 MWt a využívať rýchle spektrum neutrónov. MOSART by mal mať homogénnu valcovú aktívnu zónu s grafitovým reflektorom a nachádzať by sa mala v nej zmes solí LiF-BeF₂ v pomere 73 % LiF a 27 % BeF₂. Ako palivo by mohol používať trifluoridy transuránového odpadu z UOX alebo palivo MOX vyrábaného z použitého paliva ľahkovodných reaktorov rozpustené v soli primárneho okruhu pri minimálnej teplote 600-620 °C. Taktiež by mohol MOSART spaľovať palivo vo forme tória

rozpusteného vo fluoridovej soli ThF₄ ako samo udržateľný systém, ktorý by z neho vyrábala izotop ²³³U.

Nové možnosti návrhu reaktoru s rýchlym spektrom neutrónov a kompozície solí s adekvátnou rozpustnosťou pre aktinidy trifluoridov sa skúmajú s cieľom získať spoľahlivý a bohatý zdroj energie prostredníctvom efektívneho využívania transuránových prvkov z použitého paliva ľahkovodných reaktorov. Experimentálna databáza vytvorená v rámci projektu slúži na ďalší rozvoj technológie aplikovanej na spaľovanie aktinidov a získavanie energie z ich využitia ako paliva. Vývoj sa nachádza v štádiu návrhu prevádzkových teplôt na základe rozpustnosti jednotlivých palív vo fluoridových soliach, testovaním zliatin na bázy niklu, ktoré by sa mohli použiť na komponenty vystavené fluoridovým soliam a výberom správnej zmesi primárnej soli. [25]

2.4.2 MARS

MARS (Recyklácia minoritných aktinidov v tekutej soli) bol projekt pod záštitou Rosatomu, ktorý prebiehal súčasne s projektom EVOL (Vyhodnotenie a životaschopnosť systému rýchleho reaktora s tekutým palivom) Euroatomu v rokoch 2010-2013. V rámci tohto projektu sa pracovalo na 4 témach, a to analýza návrhu aktívnej zóny pomocou neutrónových a tepelno-hydraulických numerických simuláciách, tvorbe neutrónového benchmarku, získavaní termodynamických, fyzikálnych a chemických údajov o tekutých soliach a kompatibilita materiálov a kontrole chemických zložení solí. Získané výsledky v spomínaných odvetviach sa využijú v projektoch MOSART a MSFR. [26]

2.5 Čínska ľudová republika

2.5.1 TMSR

Projekt TMSR (Tóriový reaktor s tekutou soľou) začal v roku 2011 pod záštitou Čínskej akadémie vied (CAS). Výskumné centrum TMSR má aktuálne vo výstavbe prototyp s výkonom 5 MWe, ktorý obsahuje pevné palivo, v Šanghajskej inštitúte aplikovanej jadrovej fyziky (SINAP) s pôvodným plánom pre dostavbu v roku 2015, ktorý sa ale predĺžil na rok 2020. V SINAP sa tiež vyvíja 2 MWe prototyp so subkritickým tekutým palivom, ktorý bude riadený akcelerátorom, z dôvodu demonštrácie palivového cyklu tória. V dnešnej dobe prebieha výskum vo vývoji vysokoteplotných materiálov, výroby tekutých solí a vývoji predného a zadného palivového cyklu Th-U. Avšak pokrok vo vývoji obmedzuje dostupnosť obohateného lítia ⁷Li.

Výskum v SINAP sa zaoberá dvomi možnosťami TMSR, a to s tuhým palivom (TMSR-SF) a tekutým palivom (TMSR-LF). Zatiaľ je len v pláne aj tretia možnosť a to rýchly reaktor s tekutým palivom (TMSFR-LF), ktorý by sa využíval na transmutáciu použitého paliva z ľahkovodných reaktorov.

TMSR-SF vyžaduje palivo vo forme obohateného uránu a len čiastočne využíva tóriový cyklus. Ako chladiivo by sa mala použiť fluoridová soľ s vysokými teplotami. Pevné palivo by malo byť vo forme guličiek TRISO, pri ich využívaní sa dosahujú teploty vyššie ako 1200 °C, alebo vo forme blokov. Prototyp TMSR-SF1 bude dosahovať spomínaný výkon 5 MWe a 10 MWt, pričom teplota chladiiva bude dosahovať 650 °C pri nízkom tlaku. Primárnym chladiivom by mala

byť soľ LiF-BeF₂ s obohateným lítiom 99,99 % ⁷Li a sekundárnym chladivom soľ LiF-NaF-KF. Aktívna zóna by sa mala nachádzať v reaktorovej nádobe. Predpokladaná životnosť by mala byť 20 rokov. Po úspešnom projekte TMSR-SF1 by sa malo pokračovať s výstavbou prototypu s výkonom 100 MWt s využitím paliva TRISO umiestneného v obvyklej “pebble bed”¹² a prototyp by mal mať otvorený palivový cyklus. Spomínané palivo TRISO by malo obsahovať vrstvy nízko obohateného uránu a tória oddelené od seba. Ak by aj tento krok bol úspešný nasledovala by výstavba demonštračnej elektrárne o výkone 1 GWe.

TMSR-LF využíva plne uzavretý palivový cyklus Th-U s množením paliva vo forme ²³³U s lepším využitím tória ako ponúka reaktor s pevným palivom TRISO, avšak s väčšími technickými nárokmi. Hlavná nevýhoda využitia tekutého paliva je nižšia teplota palivovej soli nad 600 °C oproti teplote chladiwa pri použití paliva TRISO. SINAP sa zameriava na prototyp s výkonom 2 MWt (TMSFR-LF1), ktorého koncept je stále v procese návrhu. Ako palivo by sa malo použiť obohatený urán na úroveň pod 20 % a tórium o hmotnosti približne 50 kg. Palivová soľ by mala byť LiF-BeF₂-UF₄ s obohateným lítiom 99,95 % ⁷Li. Odvod zvyškového tepla by mal byť zaistený pasívnym ochladzovaním pomocou plynného média – vzduchu. Dopĺňanie paliva a odstraňovanie plynných štiepnych produktov by malo prebiehať za prevádzky, ale po 5-8 rokoch by sa mala všetka palivová soľ vypustiť a prepracovať, pričom by sa oddelili a uskladnili štiepne produkty a minoritné aktinidy. Ak by bol projekt prototypu úspešný mal by nasledovať podobný postup ako pri TMSR s pevným palivom s približne desať ročným oneskorením na časovej osi.

CAS plánuje aj malý modulárny reaktor s tekutým palivom o výkone 400 MWt a 168 MWe so superkritickým cyklom CO₂ v terciárnom okruhu pri tlaku 23 MPa. Mal by obsahovať 15,7 tony tória a 2,1 tony uránu obohateného na 19,75 % s dopĺňaním uránu za prevádzky, čo by umožnilo životnosť modulu 8 rokov, pričom po tejto dobe by sa odstavil, z dôvodu vyžadovanej výmeny moderátoru vo forme grafitu. [27]

2.6 Japonské cisárstvo

2.6.1 International Thorium Molten-Salt Forum

International Thorium Molten-Salt Forum je nezisková organizácia, ktorá bola založená v roku 2008 a vytvorila koncept tóriového reaktoru s tekutými soľami pod názvom FUJI. Následne z dôvodu financovania bola založená firma Thorium Tech Solution Inc., ktorá v roku 2011 prebrala projekt FUJI a pokračovala v jeho výskume. [28]

Koncept FUJI bol vyvíjaný v Japonsku už od 80 rokov minulého storočia na základe výsledkov výskumu v ORNL. Dizajn je výkonovo flexibilný od 100 – 1000 MWe, ale najnovšia konštrukcia má výkon 200 MWe a 450 MWt pri účinnosti 44 %, čím sa zaraďuje do kategórie malých modulárnych reaktorov. Palivová soľ obsahuje tórium ako množivý materiál a izotop ²³³U ako štiepny materiál, čo poukazuje na možnosť dosiahnutia konverzného faktoru 1,0. Reaktorová nádoba má valcovitý tvar a aktívna zóna uložená v nádobe je tvorená šesťhrannými grafitovými blokmi, ktoré slúžia ako moderátor. Jednotlivé bloky obsahujú otvory, ktoré sa používajú pre obeh palivovej soli pomocou cirkulačného čerpadla. Palivová soľ je zmes vo forme LiF-BeF₂-ThF₄-UF₄

¹² Vo voľnom preklade guľôčkové lôžko, ktoré využívajú reaktory HTGR (high-temperature gas-cooled reactor).

v pomere 71,76 % LiF, 16 % BeF₂, 12 % ThF₄ a 0,24 % UF₄. Výstupná teplota soli z aktívnej zóny v primárnom okruhu je 704 °C. Koncentráciu paliva v palivovej soli je možné upravovať za prevádzky, čo umožňuje nepretržitú prevádzku reaktorového systému bez odstávok. Aby bol dosiahnutý konverzný faktor 1,0 je odporúčané meniť palivovú soľ každých 7 rokov. V sekundárnom okruhu sa nachádza tekutá soľ NaBF₄-NaF. V terciárnom okruhu sa nachádza voda o teplote 538 °C privádzaná do superkritického turbosústroja.

V prípade prerušenia potrubia sa uniknutá soľ odvádza do núdzovej odtokovej nádoby bez toho aby prechádzala cez mraziaci ventil. Na ochranu pred stuhnutím soli v primárnom okruhu je reaktorová nádoba vybavená elektrickými ohrievačmi. V nasledujúcich rokoch by sa mala začať stavba prototypu, ktorý nesie názov FUJI-U3. [29]

2.7 Indická republika

2.7.1 IMSBR

V roku 2015 prišla Indická Akadémia Vied s modifikovaným dizajnom MSBR, s názvom IMSBR (Indický množivý reaktor s tekutou soľou) v ich jadrovom programe zameraným na optimálne využitie indických palivových zdrojov vo forme uránu a tória. Zatiaľ sú v štádiu návrhu z pohľadu reaktorovej fyziky a tepelnej hydrauliky, pričom súbežne s týmito návrhmi prebiehajú základné štúdiá zaoberajúce sa prirodzenou cirkuláciou a koróznym chovaním rôznych druhov tekutých solí.

Reaktor by mal dosahovať 850 MWe, pričom bude založený na ²³³U/Th palivovom cykle. Návrh by mal byť bez moderátoru na báze uhlíku, preto by sa malo využívať rýchle, poprípade epitermálne spektrum energie neutrónov. Taktiež by mal celý systém dosahovať účinnosti nad 45 %. Výstupná teplota z aktívnej zóny by mala byť vyššia ako 800 °C a soľ by mala prúdiť pri nízkom tlaku, teda nízkych rýchlostiach, aby sa predišlo problémom s eróziou. Na týchto a ďalších cieľoch sa vytvorili dva návrhy. Prvá koncepcia je založená na type slučkového systému a druhá na systéme bazénovom. [30]

3 MONTE CARLO N-PARTICLE TRANSPORT CODE

Prvý známy program MCNP bol napísaný už v roku 1947 v laboratóriách Los Alamos a od vtedy jeho vývoj výrazne pokročil. Na overenie výsledkov experimentu bol použitý MCNP vo verzii 6, ktorý ponúka sledovanie mnohých typov častíc v širokom rozsahu ich energií. MCNP6 je produkt, ktorý vznikol spojením kódov MCNP5 a MCNPX do jedného celku obsahujúceho znaky oboch spomenutých verzií. MCNP6 obsahuje taktiež aj nové funkcie, ktoré nie sú zahrnuté v kódach MCNP5 ani MCNPX, napríklad ako schopnosť importovať neštruktúrované geometrie z kódu Abaqus, transport fotónov pod 1 eV atď.

Vstupný súbor, ktorý vytvára užívateľ je vo forme ASCII textového súboru. Súbor má obmedzenie na znaky na jednotlivé riadky, v maximálnom počte 80 znakov na riadok. Taktiež sa nerozlišujú veľké a malé písmená a medzery v rôznom počte sú brané rovnako, až na prvých 5 medzier na začiatku riadku, čo je chápané ako pokračovanie predchádzajúceho riadku. Celkový vstupný súbor sa skladá z troch častí, tzv. kariet, a to karty buniek, povrchov a dát. Jednotlivé karty sú oddelené prázdny riadkom. Ako v každom programovom kóde sa nachádzajú aj tu znaky pre komentáre „c“ na začiatku riadku označuje celý riadok ako komentár a text za znakom „\$“ je taktiež braný ako komentár, pričom pri tomto znaku sa neberie celý riadok ako komentár. MCNP6 taktiež rozsiahlo kontroluje vstupný súbor pre prípadné chyby vytvorené užívateľom. Ak spomínané chyby nastanú, MCNP6 samo ukončí výpočet ešte pred jeho spustením a vypíše chybovú hlášku. [31]

3.1 Karta buniek

Prvý úsek vstupného súboru je tvorený kartou buniek. Ako prvé je umiestnené číslo bunky, ktoré sa musí nachádzať v prvých 5 znakov od začiatku riadku, za ním nasleduje číslo, ktoré popisuje materiál vybraný v bunke. Jednotlivé materiály sú popísané v karte dát. Ak je bunka prázdna, tzv. vákuum, uvádza sa nula ako materiálové číslo. Číslo materiálu a bunky nesmie prekročiť 8 číslic. Následný údaj sa uvádza hustota materiálu, môže byť uvedená ako atómová hustota v jednotkách 10^{24} atómu/cm³ predstavuje ju kladné číslo alebo objemová hmotnosť v jednotkách g/cm³ a pred hodnotu sa vkladá znamienko mínus. Po zápise hustoty materiálu je uvedená špecifikácia geometrie bunky pomocou plôch, ktoré ohraničujú bunku a sú uvedené v karte povrchov. Jednotlivé plochy sú kombinované pomocou booleovských operátorov, priesečníkom a zjednotením. Tieto operátory sú v kóde predstavené ako „medzera“ priesečník a ako „dvojbodka“ zjednotenie. Kladné a záporné číslo plochy označuje smer na osi, z ktorej povrch ohraničuje bunku. Karta buniek je ukončená prázdny riadkom. [31]

3.2 Karta povrchov

Podobne ako v karte buniek je najprv uvedené číslo povrchu. Za ním nasleduje mnemotechnický zápis typu povrchu a číselný vstup, ktorý je pre každý typ povrchu iný. Typy povrchu sú rôzne od jednoduchých rovín kolmých na osi až po zložité povrchy označované ako „macrobody“. [31]

3.3 Karta dát

Po prázdnom riadku za kartou povrchov sa nachádza vo vstupnom súbore karta dát, ktorá obsahuje viacero kategórii. Pre jednoduchý problém s neutrónovým zdrojom sú použité kategórie:

1. Fyzika (*MODE*)
2. Parametre buniek a povrchov (*IMP:N*)
3. Špecifikácia zdroju (*SDEF*)
4. Výstupné hodnoty (*F, E, FM*)
5. Špecifikácia materiálov (*M*)
6. Ukončenie výpočtu (*NPS*)

Samozrejme možností, ktoré ponúka program MCNP6 je oveľa viac. [31]

3.3.1 Fyzika

Vo vstupnom súbore pozostáva zápis z mnemotechnického „*MODE*“, za ktorým nasleduje zoznam častíc, ktorých pohyb sa bude simulovať. Označenia častíc môžu byť napríklad n-neutróny, p-protóny atď. a sú od seba oddelované medzerami. Ak je *MODE* vynechané je automaticky predpokladaný iba pohyb neutrónov, „*MODE N*“. [31]

3.3.2 Parametre buniek a povrchov

Každý výpočet vyžaduje určitú metódu určenia relatívnej dôležitosti bunky (*IMP*). Ďalšie parametre slúžia iba na špecifikáciu voliteľných techník na redukciu odchýlok. Parameter označovaný „*IMP:N*“ pre bunky môže byť špecifikovaný v karte buniek alebo v karte dát avšak parameter týkajúci sa povrchov môže byť uvedený iba v karte dát. Ak je tento parameter zapísaný v karte dát položky buniek alebo povrchov musia byť uvedené v rovnakom poradí ako sú určené v bunkovej alebo povrchovej karte. Počet vstupných údajov musí byť totožný s počtom buniek alebo povrchov. Ak je v niektorej bunke špecifikovaný parameter *IMP:N*, nemôže byť zapísaný v dátovej karte. Ak je údaj zapísaný ako nula, neuvažujú sa častice v ďalšom výpočte, ktoré prešli do tejto bunky. [31]

3.3.3 Špecifikácia zdroju

Zdroj definovaný pomocou „*SDEF*“ je jeden zo štyroch možných metód určenia emitovaných častíc zo zdroja. Zdroj je špecifikovaný základnými parametrami, ako pozícia (*POS*), počiatočná bunka (*CEL*), počiatočná energia v jednotkách MeV (*ERG*), čas (*TME*), počiatočná hmotnosť (*WGT*) a typ emitovaných častíc zo zdroju (*PAR*). Predvoľby pre *POS* je $x = 0, y = 0, z = 0$, *ERG* je 14 MeV, *WGT* je 1 a *TME* je 0. Zápis začína mnemotechnickým zápisom *SDEF* a nasledujú jednotlivé parametre oddelené medzerami. [31]

3.3.4 Výstupné hodnoty

Zápisy začínajúce „*F*“ a číslom sa používajú na špecifikáciu výstupných hodnôt, ktoré chceme získať z výpočtu. Ak sa neuvedie žiadny zápis, výpočet prebehne ale nezískame žiadne výstupné údaje. MCNP6 poskytuje 7 rôznych štandardných typov výstupných hodnôt, ktoré sú normalizované na predvolený typ častíc. Tieto výstupné hodnoty môžu byť napríklad stredná

hodnota toku častíc cez definovanú bunku (4), povrch (2) alebo v bode (5) podľa identifikačného čísla.

Na definíciu výstupných hodnôt taktiež potrebujeme určiť v akých energetických intervaloch ju chceme vypočítať, poprípade vytvoriť histogram cez celé energetické spektrum. Na toto slúži zápis začínajúci písmenom „E“ a číslom pre ktorý typ výstupných hodnôt chceme určiť energie. Zápisom „EO“ sa uvádzajú energie pre všetky typy výstupných hodnôt. Energie sa zapisujú v jednotkách MeV. Zároveň ak sa neuvedie zápis E a definovanie energetických hladín je vypísaná stredná hodnota cez celé spektrum.

Zápis „FM“ sa používa v podstate na násobenie vypočítanej hodnoty toku účinným prierezom na získanie reakčnej rýchlosti spolu s ohrevom, kritickosťou atď. Toto násobenie prebieha pomocou vzorca 3.1.

$$C \int \varphi(E)R(E)dE \quad (3.1)$$

Veličina $\varphi(E)$ je energicky závislý tok (častice/cm²) a $R(E)$ je funkcia, ktorou sa násobí tok, C je konštanta ľubovoľnej skalárnej veličiny, ktorá sa používa na normalizáciu výsledkov. Zápis funkcie na výpočet reakčnej rýchlosti sa skladá z FM následného čísla špecifikujúceho výstupnú veličinu, atómovou hustotou materiálu, číslom špecifikujúceho materiál a výber účinného prierezu pre rôzne typy reakcie. [31]

3.3.5 Špecifikácia materiálov

Táto časť obsahuje špecifické izotopové zloženie materiálu a výber knižnice s účinnými prierezmi, ktoré sú použité v bunkách. Zápis tvorí mnemotechnické „M“, za ktorým sa nachádza číslo materiálu, od ktorého je medzerou oddelené číslo „ZAID“, čo je identifikačné číslo nuklidu vo formáte ZZZAAA.abx. Prvé trojčíslenie určuje protónové číslo prvku alebo nuklidu, druhé trojčíslenie stanovuje nukleónové číslo nuklidu, ďalšie dvojčíslenie za bodkou určuje knižnicu účinných prierezov a posledné písmeno určuje triedu údajov, ako napríklad c-kontinuálna energia, d-diskrétna reakcia atď. Za identifikačným číslom sa nachádza frakcia nuklidu, ktorá môže byť normalizovaná na 1 alebo ponechaná bez normalizácie. Ak sú frakcie zadávané so znamienkom mínus ide o hmotnostné frakcie v inom prípade sa jedná o atómové frakcie. [31]

3.3.6 Ukončenie výpočtu

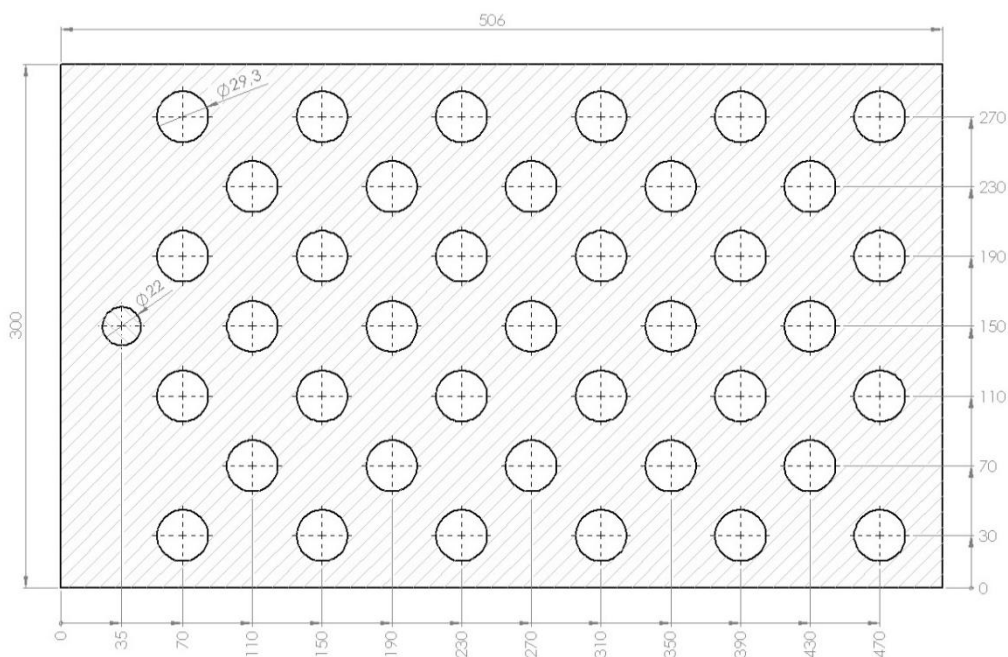
Táto kategória sa zaoberá špecifikovaním parametrov, ktoré ukončujú výpočet v programe MCNP6. Najčastejšie sa používa príkaz „NPS“, ktorý počítá pohybujúce sa častice v geometrii problému a následne po dosiahnutí zadaného čísla výpočet ukončí. Predvolená hodnota je nekonečno, čiže program by počítal, dokým by ho užívateľ sám neprerušil. [31]

4 PRAKTICKÁ ČASŤ

Praktická časť sa zaoberá experimentom s grafitovou prizmou, v ktorej je umiestnená soľ NaCl v práškovej forme. Celkový experiment je zameraný na vplyv chloridovej soli v prostredí neutrónového toku s rôznymi energetickými hodnotami. Ako zdroj neutrónov je použitý neutrónový zdroj AmBe. V presnom rozložení sa nachádzajú aktivačné fóliové detektory zo zlata (Au) a india (In).

4.1 Geometria

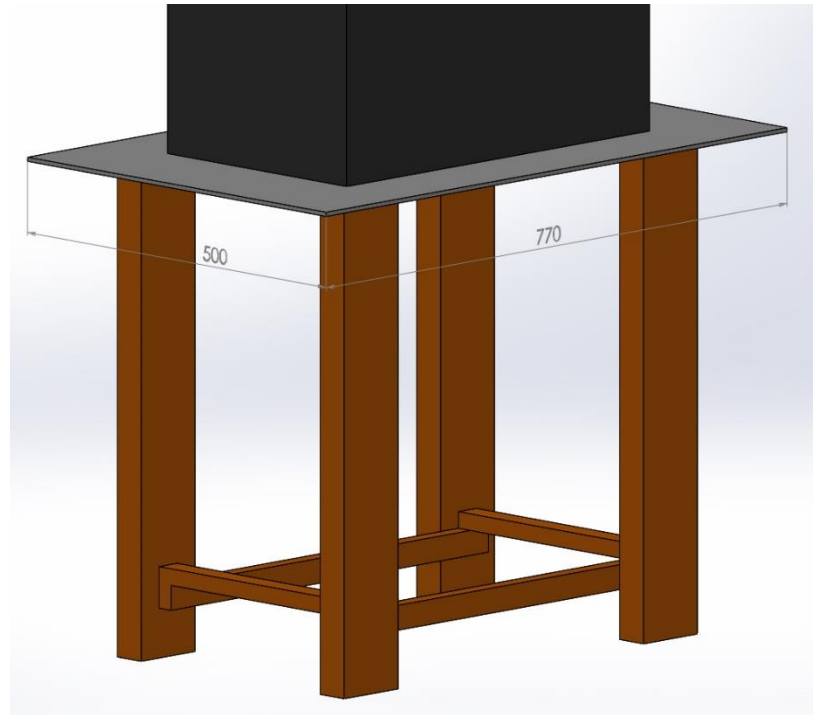
Grafitová prizma má rozmery 300 x 300 x 506 mm. Do nej boli vyvrtané diery obyčajným vrtákom do kovu o priemere 29 mm skrz celý kváder. Celkovo bolo vyvrtaných 39 dier, ktoré sú usporiadané do trojuholníkovej siete podľa rozloženia na Obr. 4.1. Výkresy a priestorové modely zobrazené v práci boli vytvorené v softvéri SolidWorks 2014. Diery boli vrtané z oboch strán kvôli absencii vrtáku s dostatočnou dĺžkou. Diera pre neutrónový zdroj bola taktiež vyvrtaná obyčajným vrtákom do kovu o priemere 22 mm do hĺbky 175 mm. Táto hĺbka bola určená z dôvodu vycentrovania neutrónového zdroju, ktorý má dĺžku približne 50 mm.



Obr. 4.1 Rozloženie dier v grafitovej prizme

Grafitová prizma je umiestnená na podstavci vyrobenom z hobľovaného reziva a ocelového plechu o hrúbke 5 mm. Na Obr. 4.2 sa nachádza celá podstava s rozmermi ocelového plechu a jej celková výška je 605 mm. Uchytenie jednotlivých komponentov podstavy bolo vyriešené samoreznými vrutmi do dreva s krížovou zapustenou hlavou. Následne bola umiestnená a vycentrovaná prizma na ploche ocelového plechu. Do jednotlivých dier bola umiestnená soľ NaCl s 99,5 % čistotou zakúpená od firmy Sigma-Aldrich. Soľ bola vložená do bielych polyetylénových vreciek z dôvodu jednoduchšej manipulácii so soľou pri vkladaní a vyberaní z grafitovej prizmy.

Následne bola celá experimentálna zostava presunutá do kontrolovaného pásma v Laboratóriu ionizujúceho žiarenia na Ústave elektroenergetiky.



Obr. 4.2 Podstava pod grafitovú prizmu

4.2 Neutrónový zdroj

Využitý neutrónový zdroj AmBe v experimentálnej sústave má výrobné číslo AS010/15 a bol vyrobený firmou Exkert & Ziegler Cesio s. r. o.. Jeho menovitá aktivita primárneho rádionuklidu bola 92,5 GBq a emisia neutrónov ku dňu 5.11.2015 predstavovala $5,6 \cdot 10^6 \text{ s}^{-1}$ s relatívnou neistotou 1,8 %. Pomocou rozpadového zákona (4.1) môžeme určiť aktivitu A' (Bq) a emisiu neutrónov n' (s^{-1}) ku dňu začiatku ožarovania a to 15.4.2019. Pričom potrebujeme vypočítať rozpadovú konštantu λ (rok^{-1}) (4.2), ktorá sa vyskytuje v rovnici 4.1. V spomínanom vzťahu 4.2 sa nachádza veličina polčas premeny $T_{1/2}$ (rok), ktorej hodnota pre izotop ^{241}Am je 432,2 roku [32]. Podľa vzorca 4.3 je korigovaná hodnota aktivity 91,99 GBq a podľa rovnice 4.4 predstavuje emisia neutrónov hodnotu $5,57 \cdot 10^6 \text{ s}^{-1}$ ku dňu začiatku ožarovania.

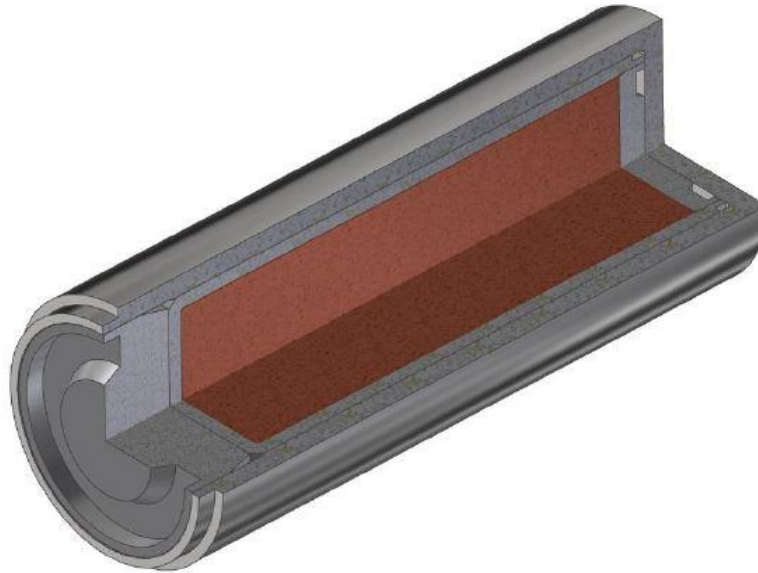
$$\lambda \cdot n(t) = -\frac{dn(t)}{dt} \quad (4.1)$$

$$\lambda = \frac{\ln 2}{T_{1/2}} = \frac{\ln 2}{432,2 \cdot 365} = 4,3939 \cdot 10^{-6} \text{ deň}^{-1} \quad (4.2)$$

$$A' = A \cdot e^{-\lambda \cdot t} = 92,5 \cdot e^{-4,3939 \cdot 10^{-6} \cdot 1258} = 91,9901 \text{ GBq} \quad (4.3)$$

$$n' = n \cdot e^{-\lambda \cdot t} = 5,6 \cdot 10^6 \cdot e^{-4,3939 \cdot 10^{-6} \cdot 1258} = 5,5691 \cdot 10^6 \text{ s}^{-1} \quad (4.4)$$

V puzdre neutrónového zdroju, vyrobeného z nerezovej oceli typu 1.4541¹³ podľa českej normy ČSN EN 10088-1, sa nachádza aktívny materiál vo forme homogénnej lisovanej zmesi prášku oxidu američitého AmO₂ o hmotnosti 833 mg a prášku berýlia ⁹Be o hmotnosti 7347 mg. Žiarič má tvar valca o výške 48,6 mm a priemere 19,1 mm. Celkový obal pozostáva z dvoch puzdier, čo môžeme vidieť na Obr. 4.3. [33]



Obr. 4.3 Rez 3D modelom neutrónového zdroju [33]

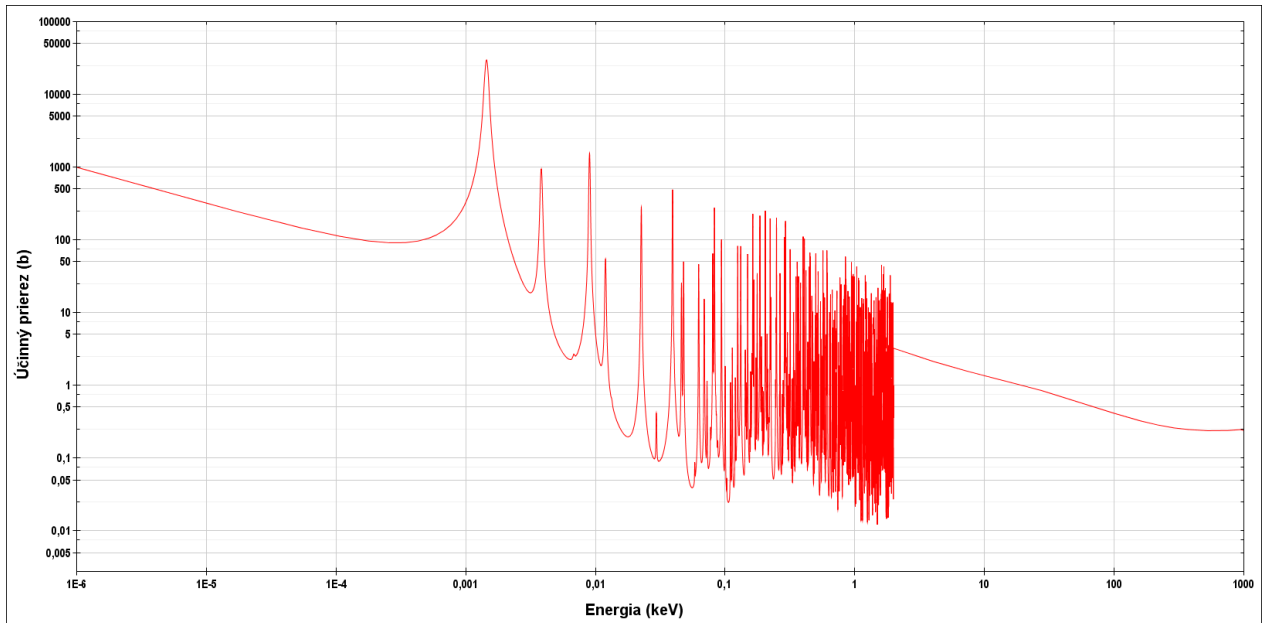
4.3 Neutrónové detektory

Na vyhodnocovanie výsledkov experimentálneho merania bola využitá technika neutrónovej aktivačnej analýzy (NAA). Metóda NAA spočíva v ožarovaní aktivačných detektorov v podobe kvapalného alebo pevného skupenstva, kedy dochádza k všetkým druhom jadrových reakcií, a to pružný a nepružný rozptyl a záchyt. Pre spomínanú metódu sa využívajú hlavne záchyt neutrónov v detektoroch, kedy dochádza k zvýšeniu hmotnosti jadra atómu a súčasne nastáva stav excitácie jadra. Energia, ktorú jadro získalo, sa neskôr odstráni pomocou jadrovej reakcie, v našom prípade reakcie (n,γ) s najvyšším účinným prierezom skrz celé energetické spektrum oproti reakciám (n,α), (n,n) alebo (n,p). Reakcia (n,γ) nesie názov radiačný záchyt, kedy sa v jadre počet neutrónov zvýši o jeden a vyžiari sa gama kvantum. Aby bolo možné využiť NAA je potrebné vybrať izotopy, pri ktorých po radiačnom záchyte vzniknú jadrá atómov, ktoré nie sú stabilné ale pritom podliehajú rádioaktívnej premene. Pri rozpade sa vyžiari ďalšie gama kvantum, ktoré sa označuje ako oneskorené. Práve vďaka detekcii a meraniu energie oneskorených fotónov môžeme určiť akému neutrónovému toku bol detektor vystavený. [34] [35]

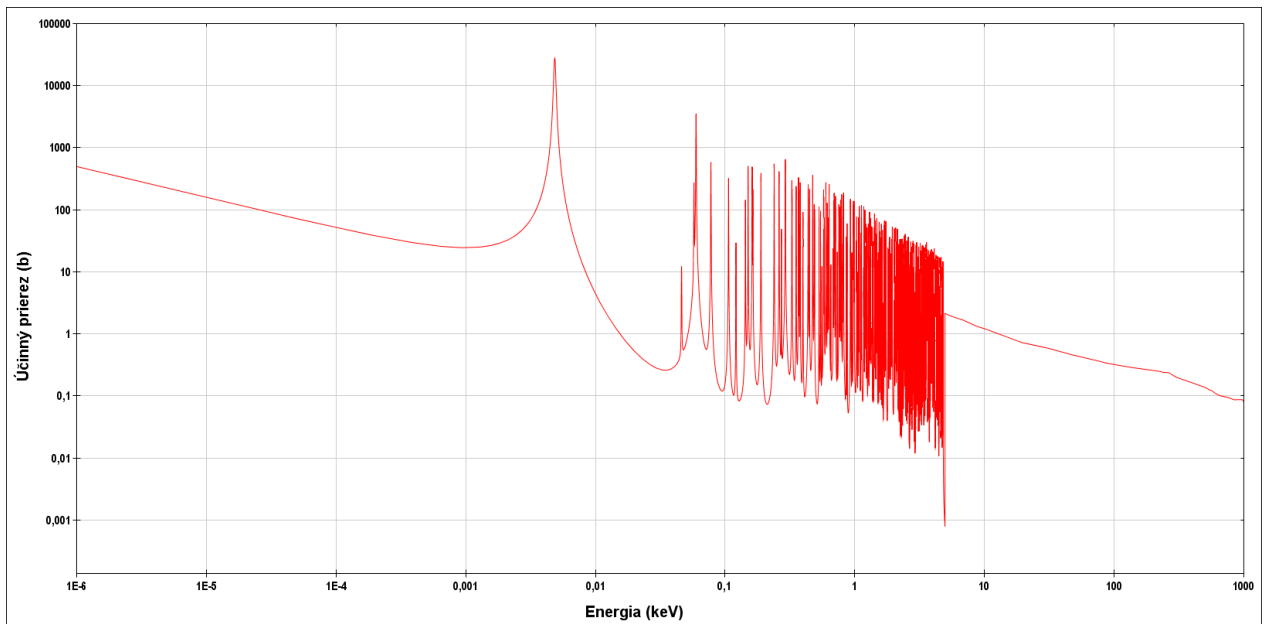
Výber aktivačných detektorov bol ovplyvnený experimentálnou sústavou. Predpokladané spektrum neutrónov by malo byť v tepelnej oblasti energií (pod 0,5 eV) a preto boli využité fólie z izotopov ¹⁹⁷Au a ¹¹⁵In, ktoré majú vysoký účinný prierez radiačného záchytu v tepelnej oblasti, vid' Obr. 4.4 a Obr. 4.5. Obidva izotopy reagujú na neutróny v tepelnej oblasti ale každý má

¹³ Jedná sa o chróm-niklovú austenitickú stabilizovanú nerezovú oceľ s dobrou koróznou odolnosťou. [41]

tzv. „peaky“ pri inej hodnote energii, čím sa snažíme pokryť celé spektrum tepelných neutrónov. Priebehy účinných prierezov boli vybrané z americkej knižnice ENDF/B-VII.0, pretože aj pri výpočte v programe MCNP boli použité účinné prierezy z tejto knižnice.



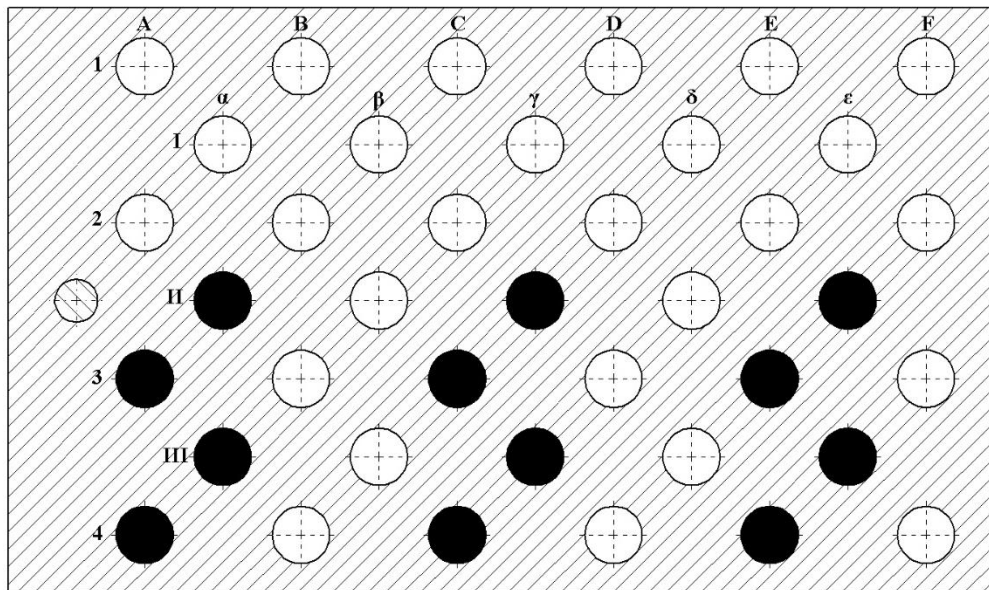
Obr. 4.4 Účinný prierez pre radiálny záchyt ^{115}In [36]



Obr. 4.5 Účinný prierez pre radiálny záchyt ^{197}Au [36]

Všetky použité fólie boli umiestnené v papierovom obale. Ich rozmiestnenie v objeme grafitovej prizmy je vyznačené čiernou farbou na Obr. 4.6. Detektory boli rozmiestnené iba v jednej polovici grafitového bloku a to z dôvodu rozloženia dier v symetrickej trojuholníkovej sieti, vďaka čomu uvažujeme rovnaké namerané hodnoty aj v druhej polovici prizmy. Detektory

z india sa nachádzali vo výške nad 15 cm od podstavy a zlaté fólie sa nachádzali vo výške pod 15 cm od podstavy v každej vyznačenej diere, pričom boli umiestnené na stene diery za soľou v smere od neutrónového zdroja. Indiové fólie mali tvar kruhu s priemerom 16 mm, hrúbka fólie bola 0,5 mm a ich čistota bola 99,99 %. Všetky zlaté fólie boli v tvare štvorca ale ich rozmery, hrúbky a čistota nebola pri všetkých fóliách rovnaká, a preto sú tieto parametre uvedené v Tab. 4.1. V dierach II α , II γ a II ϵ sa nachádzal po celej výške 30 cm indiový drôt o priemere 1 mm, aby sme dokázali určiť rozloženie neutrónového toku aj po výške prizmy. Ďalšie detektory boli umiestnené v geometrických stredoch vonkajších strán grafitovej prizmy. Strany sú charakterizované ako pri zdroji, z pohľadu od neutrónového zdroja ľavá, pravá a zadná strana. Podobne ako pri detektoroch umiestnených v dierach boli umiestnené In detektory nad 15 cm od podstavy a Au detektory pod 15 cm od podstavy.



Obr. 4.6 Alfanaumerické označenie dier s vyznačením dier s detektormi

Tab. 4.1 Charakteristika Au detektorov použitých v dierach

Diera	Čistota (%)	Hrúbka (mm)	Rozmer (mm)
II α	99,95	0,25	10x10
II γ	99,95	0,25	10x10
II ϵ	99,90	0,02	13x13
3A	99,95	0,25	10x10
3C	99,90	0,02	13x13
3E	99,90	0,02	12x12
III α	99,95	0,25	10x10
III γ	99,90	0,02	12x12
III ϵ	99,90	0,02	13x13
4A	99,90	0,02	13x13
4C	99,90	0,02	12x12
4E	99,90	0,02	12x12

Z dôvodu priblíženia energetického spektra sme vložili kadmiové tienenie na ľavú a zadnú vonkajšiu stranu pred fóliové detektory. Preto sa na týchto dvoch miestach nachádzali po dva páry detektorov z india a zlata. Pod 15 cm od podstavy sa nachádzali v tomto poradí od steny prizmy kadmiová doštička, indiová fólia a zlatá fólia a nad 15 cm od podstavy indiová a zlatá fólia.

Z týchto dvoch meraní dokážeme určiť spektrálny index r_{Cd} . Spektrálny index r_{Cd} sa nazýva kadmiový pomer, ktorý vyjadruje pomer celkového neutrónového toku voči toku moderovaných neutrónov. Z toho vyplýva, že s klesajúcim počtom rýchlych neutrónov kadmiový pomer rastie a v ideálne moderovanom prostredí sa blíži k nekonečnu. [33]

$$r_{Cd} = \frac{R_r}{R_r^{Cd}} \quad (-) \quad (4.5)$$

Tab. 4.2 Charakteristika Au detektorov použitých z vonkajších strán

Strana	Čistota (%)	Hrúbka (mm)	Rozmer (mm)
Zdroj	99,95	0,250	10x10
Ľavá s CD	99,95	0,250	25x25
Ľavá	99,95	0,125	25x25
Pravá	99,95	0,125	25x25
Zadná s CD	99,95	0,500	25x25
Zadná	99,95	0,250	25x25

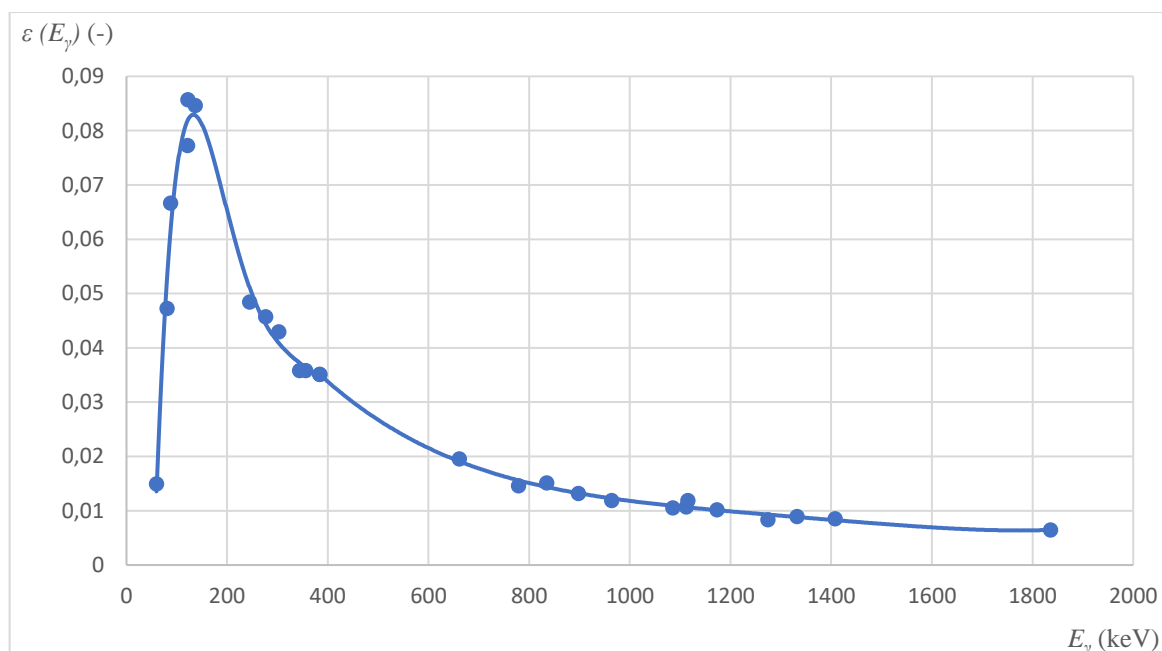
4.4 Výsledky experimentu

Pomocou gama spektrometrie za použitia polovodičového detektoru High Purity Germanium (HPGe) model PIG 10 od výrobcu Princeton gamma-tech instruments boli zmerané jednotlivé spektrá gama žiarenia fóliových detektorov. Detektor bol pripojený k multikanálovému analyzátoru Spectrum Master 919 od firmy ORTEC, zosilňovaču ORTEC 572 a vysokonapäťovému zdroju SILENA 7716. Na zobrazenie a ďalšie analyzovanie spektier slúžil spektrometrický software GAMWIN.

Účinnosťná kalibračná krivka, vid' Obr. 4.7, detektoru HPGe bola vytvorená preložením bodov polynómom 5 stupňa v oblasti nízkych energií do 384 keV a v oblasti vyšších energií od 384 keV boli namerané body preložené polynómom 4 stupňa. Toto preloženie bolo vytvorené za účelom získania relatívnej účinnosti $\epsilon(E_\gamma)$ (-) v nami nameraných peakoch, ktorá je následne použitá v rovnici 4.6 na výpočet reakčnej rýchlosti R_R . Výsledné účinnosti pre jednotlivé peaky sú zobrazené v Tab. 4.3.

Účinnosťná kalibrácia určuje, aké množstvo gama kvánt detektor registruje pre danú energiu a konkrétnu geometriu v prostredí detektoru. Pre gama spektrometriu je rozhodujúca peaková účinnosť. Spomínaná účinnosť vyjadruje pravdepodobnosť, podľa ktorej sa dostane fotón emitovaný excitovaným jadrom rádionuklidu do citlivého objemu detektoru a predá všetku svoju energiu. V anglickej literatúre sa označuje peaková účinnosť indexom „FEP“, tzv „full energy peak“. [37]

Kalibrácia sa uskutočnila použitím 25 kalibračných žiaričov pre získanie čo najviac referenčných bodov. Do výpočtu jednotlivých dieľčích účinností vstupuje aktivita konkrétneho referenčného žiariča, ktorú si program GAMWIN sám dokáže prekalibrovať k dátumu merania.



Obr. 4.7 Účinnosť kalibračná krivka detektoru HPGe

Ožarovanie grafitovej prizmy začalo 15.4.2019 v čase 14:15, následne v dňoch 24-26.4.2019 prebiehalo získavanie jednotlivých gama spektier In a Au detektorov. Spracovaním získaných spektier sme získali hodnoty čistej plochy peaku, neistoty plochy a doby merania t_{real} a t_{live} . Drôty z In boli nastrihané na 60 mm kusy a zatočené do špirály, aby sa nachádzali v strede plochy HPGe detektoru. Sledované peaky v nameranom spektre s intenzitami sú uvedené v Tab. 4.3

Tab. 4.3 Peaky gama spektra ^{116m}In a ^{198}Au s ich intenzitou a účinnosťami detektoru [32]

Materiál	E_γ (keV)	I_γ (%)	$\varepsilon_\gamma(E_\gamma)$
In	416,86	27,7	0,03484
	1097,326	56,2	0,00833
	1293,558	84,4	0,00559
Au	411,8021	96	0,03525

Z nameraných údajov dokážeme vyčíslieť strednú hodnotu reakčnej rýchlosti podľa vzťahu 4.6. Reakčná rýchlosť vyjadruje počet vzniknutých atómov daného izotopu vo vzorku za jednotku času ožarovania a je priamo úmerná neutrónovému toku. [38]

$$R_R = \frac{S \cdot \lambda \cdot \frac{t_{real}}{t_{live}}}{\varepsilon_\gamma(E_\gamma) \cdot I_\gamma \cdot (1 - e^{-\lambda \cdot t_{irr}}) \cdot (1 - e^{-\lambda \cdot t_{real}}) \cdot e^{-\lambda \cdot t_{cool}}} \quad (\text{s}^{-1}) \quad (4.6)$$

Vo vzťahu 4.6 vystupujú premenné S (-) čistá plocha peaku, t_{irr} (s) doba ožarovania, t_{cool} (s) čas medzi koncom ožarovania a začiatkom merania. V menovateli sa nachádzajú tri korekčné činitele na jednotlivé časy ožarovania ($1 - e^{-\lambda \cdot t_{irr}}$), merania ($1 - e^{-\lambda \cdot t_{real}}$) a doby medzi meraním a koncom ožarovania ($e^{-\lambda \cdot t_{cool}}$). Pričom ak sa nachádza viacero peakov v tepelnej oblasti

ako pri indiu, jednotlivé hodnoty sa priemerujú podľa vzorca 4.7 a do výpočtu vstupujú neistoty plochy s (%). [38]

$$R_{rc} = \frac{\sum_{i=1}^n \frac{R_{ri}}{s^2(R_{ri})}}{\sum_{i=1}^n \frac{1}{s^2(R_{ri})}} (s^{-1}) \quad (4.7)$$

Keďže jednotlivé detektory majú rôznu hmotnosť sú vypočítané reakčné rýchlosti vzťahnuté na 1 gram materiálu aktivačného detektoru.

Tab. 4.4 Vypočítané hodnoty reakčnej rýchlosti s neistotami plochy

Poloha	Indium		Zlato	
	R_{Rc} ($s^{-1}g^{-1}$)	s (%)	R_{Rc} ($s^{-1}g^{-1}$)	s (%)
II α	97,5813	13,89	45,5599	3,50
II γ	48,9984	21,02	21,7888	5,70
II ϵ	14,0238	82,76	22,2181	27,30
3A	88,8872	11,33	44,6463	4,00
3C	52,6668	17,18	68,8079	13,10
3E	26,6254	32,78	37,8815	33,20
III α	48,5766	18,93	33,1043	4,80
III γ	45,6354	18,63	51,2348	15,70
III ϵ	22,1876	40,86	18,0188	40,00
4A	47,4041	18,47	52,8195	14,40
4C	29,1063	27,43	46,1980	22,50
4E	21,2572	39,73	34,7125	23,90

Pomocou vzťahu 4.5 bol vypočítaný spektrálny index – kadmiový pomer v dvoch vonkajších polohách, a to ľavá a zadná, ktorého výsledky sa nachádzajú v Tab. 4.5.

Tab. 4.5 Kadmiový pomer

Poloha	Indium	Zlato
	r_{cd} (-)	r_{cd} (-)
Zadná	1,4090	1,5579
Ľavá	1,3243	1,6416

4.5 Výsledky simulácie MCNP

V MCNP verzii 6 bola vytvorená geometria reálneho problému grafitovej prizmy so soľou NaCl, neutrónovým zdrojom a podstavou. V Príloha C: Geometria v programe Visedsa nachádza vizualizácia grafitovej prizmy v prostredí Vised. Vo výpočte boli zanedbané polyetylénové vrecká, v ktorých bola uložená soľ, pretože celková váha vreciek cca 100 g bola zanedbateľná voči hmotnosti celej sústavy približne 90 kg. Do modelu bola vložená stena o hrúbke 30 cm, ktorá sa nachádzala v kontrolovanom pásme a bola o ňu opretá podstava na strane zdroja. Očakávame, že pridaná stena z betónu môže mať vplyv na výsledky simulácie. Aktivačné detektory v simulácii neboli reálne umiestnené v geometrii ale bolo prijaté zjednodušenie, ktoré vyhodnocovalo strednú

hodnotu neutrónového toku skrz celé energetické spektrum v objeme jednotlivých dier centimeter nad a centimeter pod pätnástimi centimetrami od podstavy.

Niektoré zloženia materiálov, ktoré boli použité vo výpočte pochádzali z knižnice programu VisEd, napríklad betón (228), vzduch (204), grafit (236) atď. Materiály, ktoré boli pridané mnou boli zdroj AmBe (1), soľ NaCl (2), detektory Au (3) a In (4).

Spektrum zdroja AmBe bolo nadefinované podľa normy ISO 8529-1:2001 [39]. Zdroj bol namodelovaný ako aktívna hmota AmBe bez obalu z nerezovej ocele. Bol umiestnený a vycentrovaný na dne diery pre zdroj s priemerom 22 mm.

Pomocou príkazu *F4* bol zaznamenávaná stredná hodnota hustoty toku neutrónov φ (cm^{-2}), ktorá bola následne násobená prostredníctvom príkazu *FM*, kde boli zahrnuté materiály india a zlata, ich atómové hustoty a účinné prierezy pre záchyt. Zobrazované výsledky vo výstupnom súbore boli stredné hodnoty relatívnych reakčných rýchlostí v jednotlivých dierach. Celkovo bola vypočítaná reakčná rýchlosť v 12 dierach, pričom každá diera bola rozdelená na 4 segmenty cez príkaz *FS*.

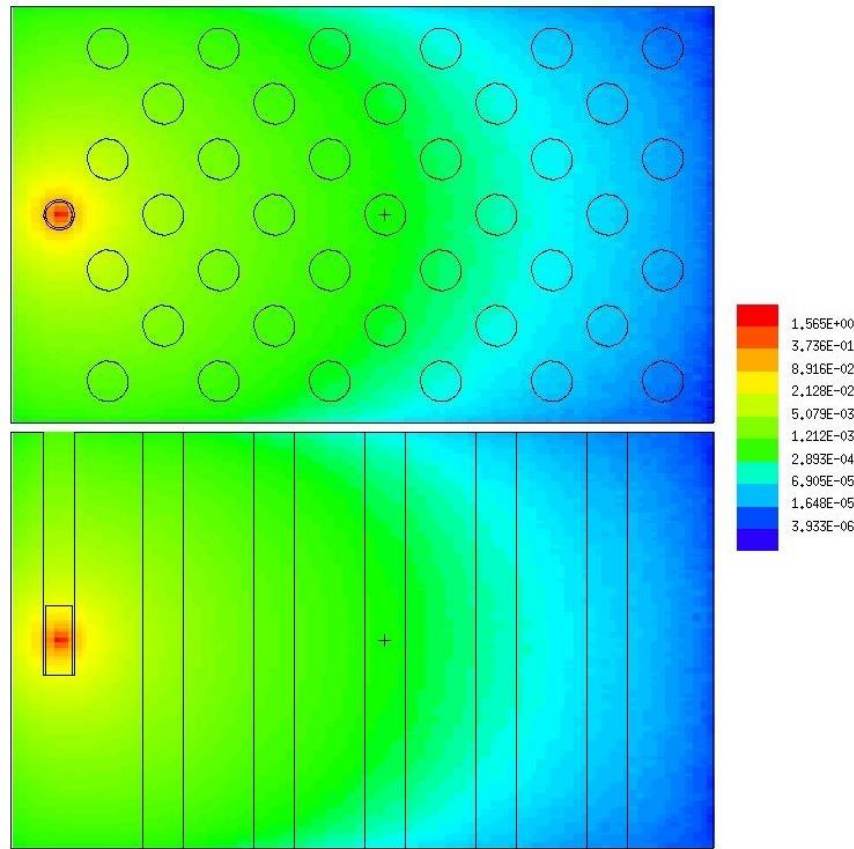
Výsledky stredných hodnôt relatívnych reakčných rýchlostí boli následne prenasobené konštantou, ktorá bola vypočítaná ako podiel vyčíslenej hodnoty z vonkajšieho detektoru pri zdroji a hodnoty získanej simuláciou v MCNP v diere s označením *II α* . Toto prenasobenie viedlo k získaniu hodnôt stredných reakčných rýchlostí normalizovaných na 1 gram. Tieto dve hodnoty boli vybrané na základe približne rovnakej vzdialenosti od neutrónového zdroja. V Tab. 4.6 sa nachádzajú stredné hodnoty reakčných rýchlostí získané prenasobením výsledkov simulácie s priradenými neistotami.

Tab. 4.6 Vypočítané hodnoty reakčných rýchlostí získané simuláciou MCNP

Poloha	Indium		Zlato	
	R_{Rc} ($\text{s}^{-1}\text{g}^{-1}$)	δ (%)	R_{Rc} ($\text{s}^{-1}\text{g}^{-1}$)	δ (%)
IIα	72,0765	1,05	35,1590	1,10
IIγ	41,3706	1,42	19,3997	1,50
IIϵ	11,7058	2,63	5,1277	2,92
3A	75,6721	1,05	34,3762	1,11
3C	46,0417	1,30	22,5405	1,37
3E	15,7904	2,27	7,3614	2,53
IIIα	54,3761	1,23	25,6667	1,26
IIIγ	30,4655	1,61	14,3287	1,75
IIIϵ	8,8955	3,02	4,0968	3,42
4A	39,1233	1,50	16,9464	1,60
4C	22,5774	1,94	10,9195	2,05
4E	8,0171	3,29	3,4865	3,48

Vo vstupnom programe bola zahrnutá aj simulácia príkazom *tmesh*, ktorý patrí medzi grafické metódy zobrazovania toku častíc, v našom prípade toku neutrónov. Počítala priemernú pohybovú dráhu neutrónov, ktoré sa nachádzali v objeme grafitovej prizmy. Výsledky sa nachádzajú

na Obr. 4.8, čo sú dva rezy 15 cm (stredom) v osi Z horný obrázok a v osi Y dolný obrázok, legenda nesie len informatívny charakter.



Obr. 4.8 Výsledok grafickej metódy tmesh

4.6 Neistoty merania a výpočtu

Každé meranie je zaťažené určitou nepresnosťou, ktorá je spôsobená najrôznejšími negatívnymi vplyvmi. Prejaví sa to odchýlkou medzi nameranou a reálnou hodnotou, čiže výsledok merania sa pohybuje v určitom intervale, tzv. pravdepodobnom rozsahu, o ktorý sa môže odlišovať skutočná hodnota. Chyby, ktoré sa môžu vyskytnúť sú náhodné (súčet veľkého množstva malých rušivých účinkov), systematické (pričítajú sa k meranej hodnote, môžu sa korigovať) a hrubé (spôsobené výnimočnou príčinou). [40]

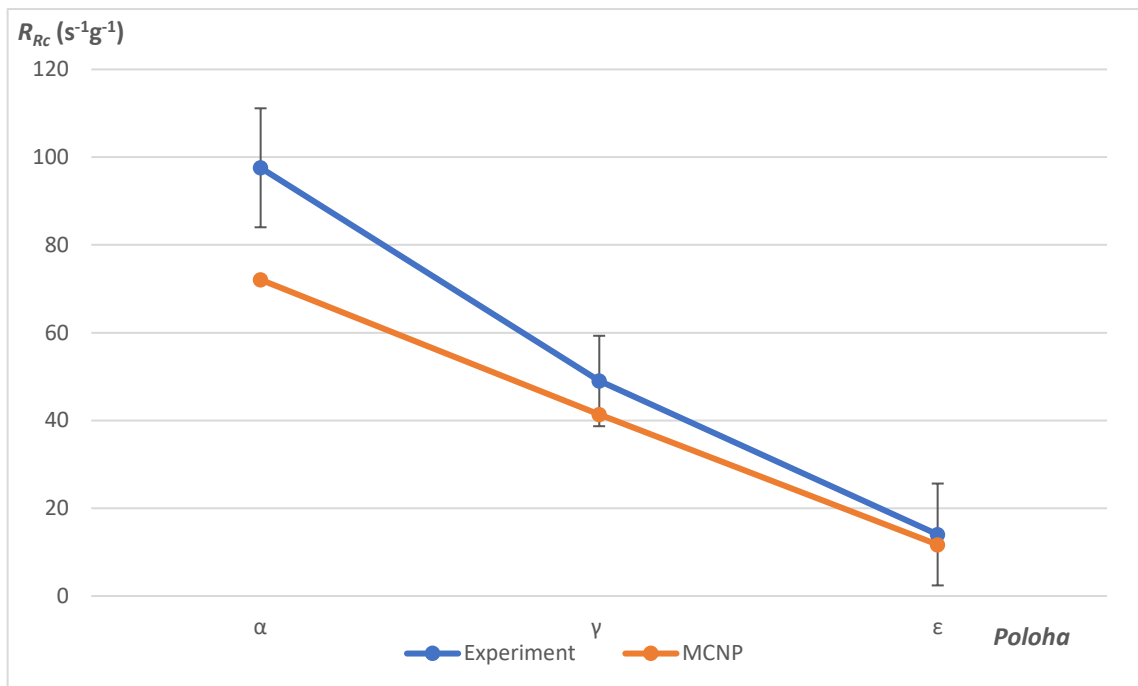
Pri vyhodnocovaní experimentu sú brané do úvahy iba neistoty zobrazené programom GAMWIN ako relatívne neistoty plochy s , pretože tieto hodnoty zahŕňajú štatistickú neistotu, neistotu energetickej kalibrácie atď. Zároveň hodnoty ostatných neistôt vstupujúcich do merania, napríklad ako neistota určenia polčasu premeny, relatívna neistota účinnostnej kalibračnej krivky atď., sú zanedbateľné oproti relatívnej neistoty plochy. Pre výpočet celkovej relatívnej neistoty plochy pri troch peakoch india sa použil nasledujúci vzťah [40]:

$$s = \sqrt{\sum_{i=1}^n s_i^2} \quad (\%) \quad (4.8)$$

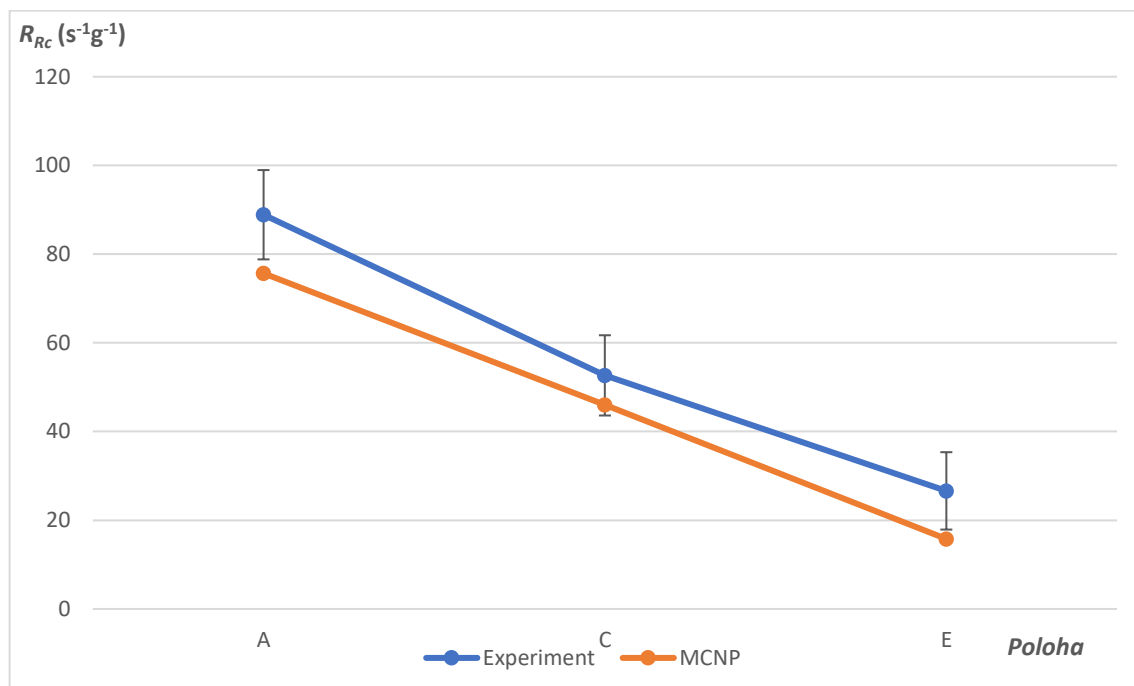
Pri simulácii v programe MCNP sa vo výstupnom súbore nachádzala pri každej vypočítanej hodnote jej relatívna chyba δ (%), ktorá zahŕňala všetky chyby, ktoré mohli zasiahnuť do výpočtu. Ich prehľad sa nachádza v Tab. 4.6.

4.7 Porovnanie výsledkov experimentu a simulácie MCNP

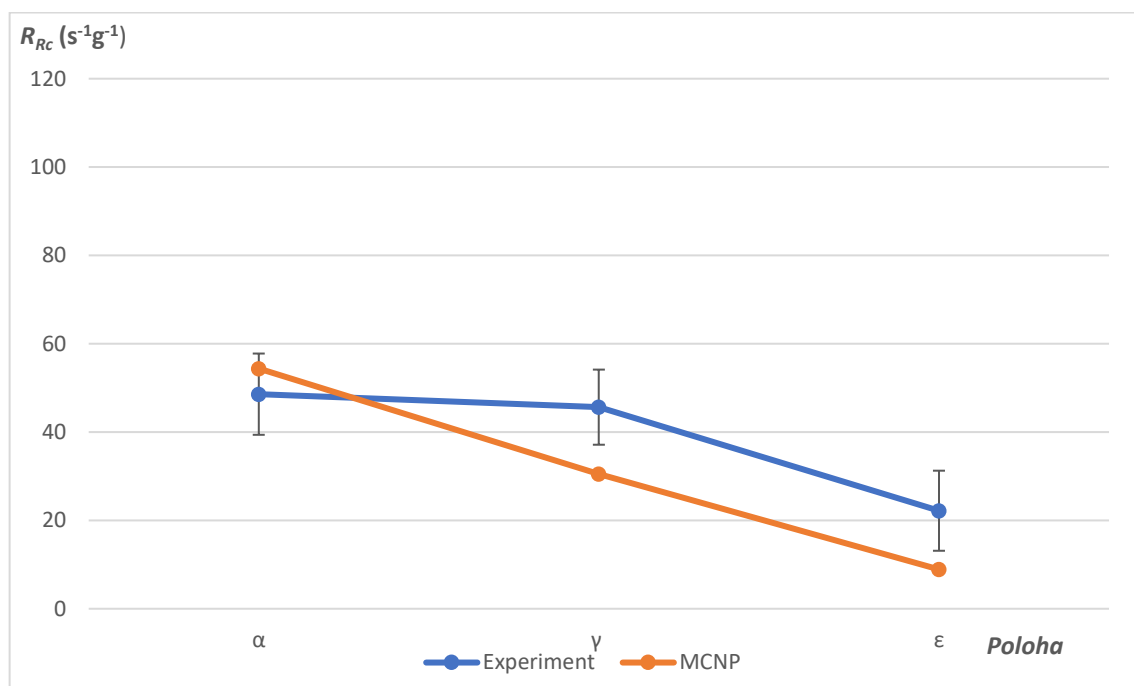
Jednotlivé výsledky meraní a simulácie boli vynesené do grafov s chybovými úsečkami pre každú pozíciu aktivačných detektorov umiestnených v jednotlivých dierach. Grafické zobrazenie je rozvrhnuté pre jednotlivé rezy prizmou v osi Y, a to II, 3, III a 4 rozdelené podľa použitého materiálu.



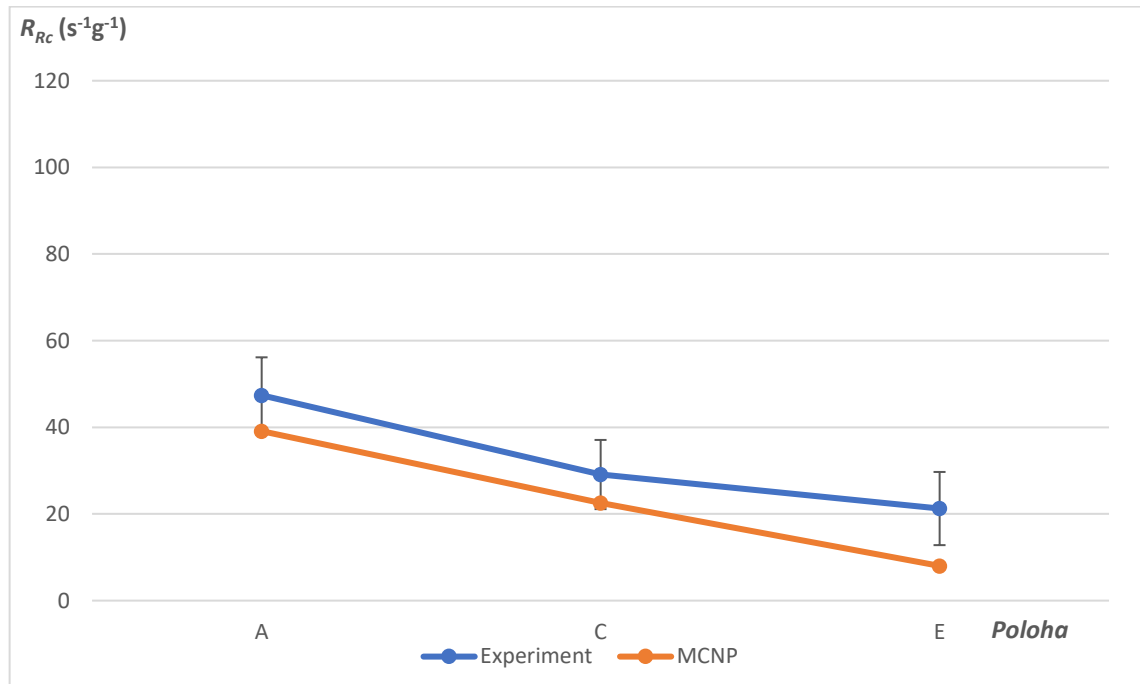
Obr. 4.9 Rez prizmou II – Indium



Obr. 4.10 Rez prizmou 3 – Indium

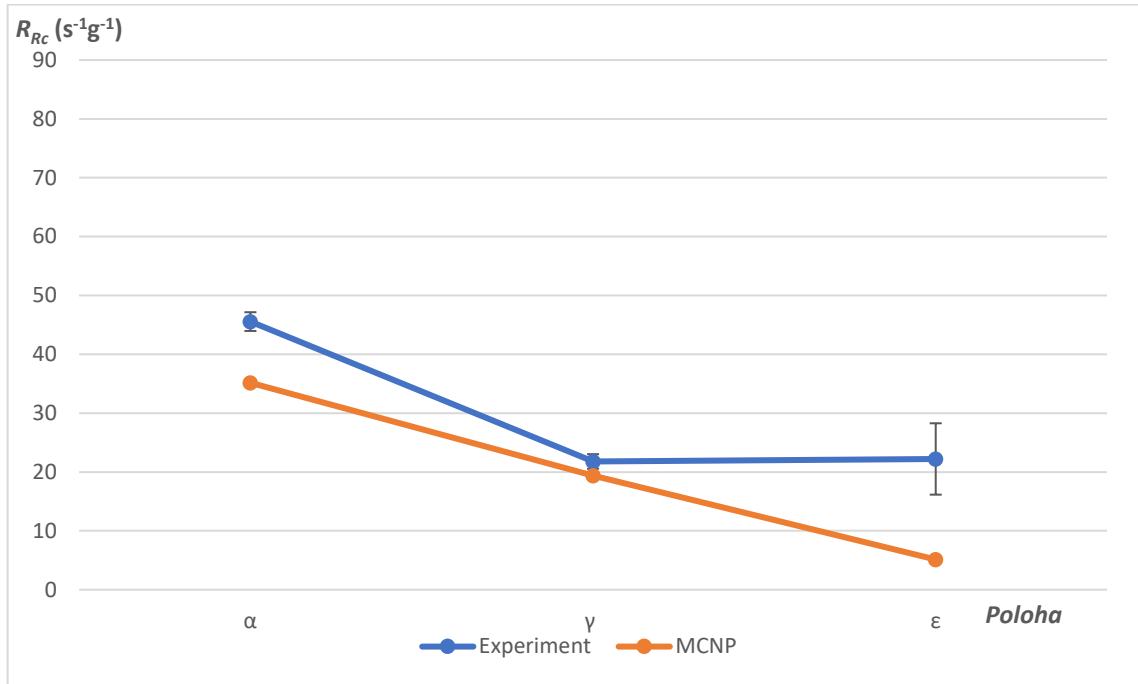


Obr. 4.11 Rez prizmou III – Indium

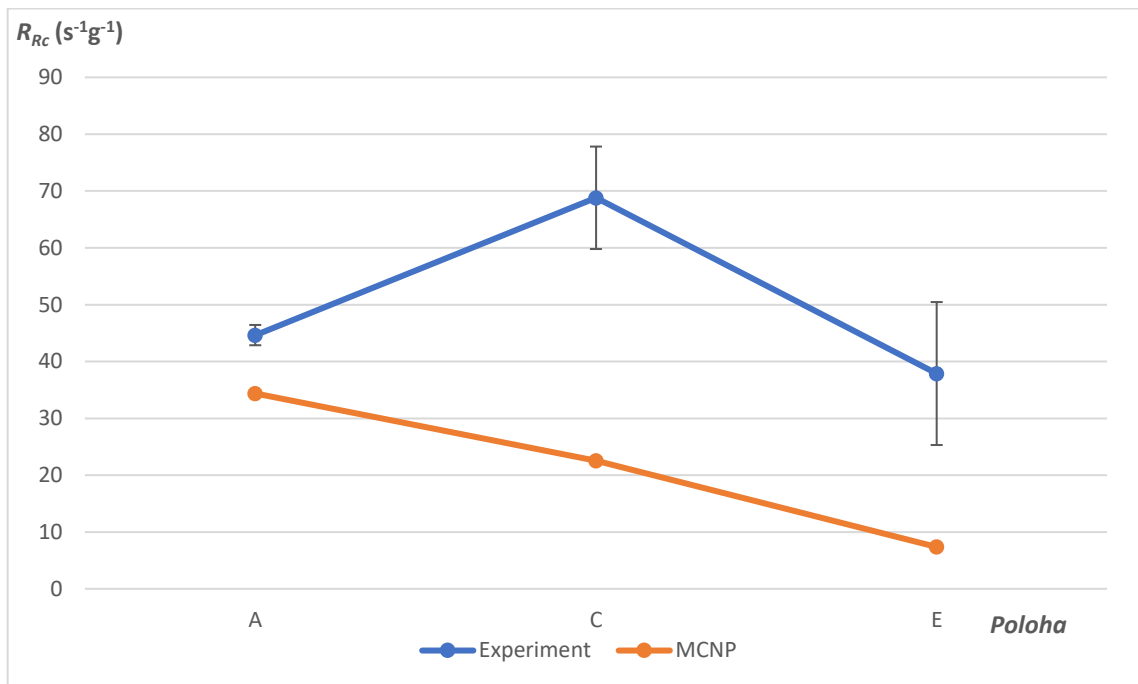


Obr. 4.12 Rez prizmou 4 – Indium

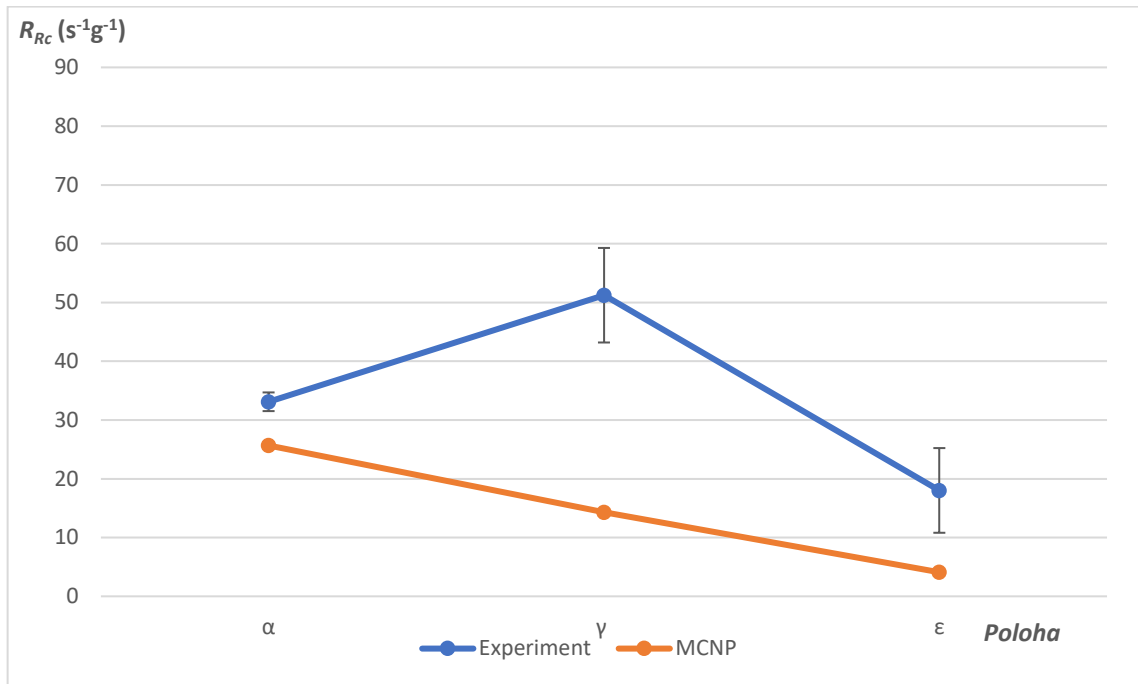
Jednotlivé grafy na Obr. 4.9, Obr. 4.10, Obr. 4.11, Obr. 4.12 poukazujú na to, že so vzdialovaním od zdroja neutrónového toku sa v jednotlivých rezoch znižuje aj stredová hodnota reakčnej rýchlosti, či už experimentu alebo simulácie v MCNP. Tento jav je možné pozorovať aj pri porovnávaní jednotlivých rezov, kedy sa s približovaním ku kraju grafitového kváдру taktiež znižuje stredná hodnota reakčnej rýchlosti. Pri výsledkoch experimentu sa nachádzajú oveľa vyššie hodnoty chybových úsečiek ako pri simulácii. Je to zapríčinené krátkou dobou merania a s tým súvisí malé množstvo hodnôt v nazbieranom gama spektre, pretože izotop ^{116m}In má polčas rozpadu $T_{1/2}$ 54,29 minút [32]. Celkovo ale môžeme tvrdiť, že experiment má relatívne dobrú zhodu nameraných údajov strednej hodnoty reakčnej rýchlosti s hodnotami, ktoré boli získané simuláciou v programe MCNP verzii 6.



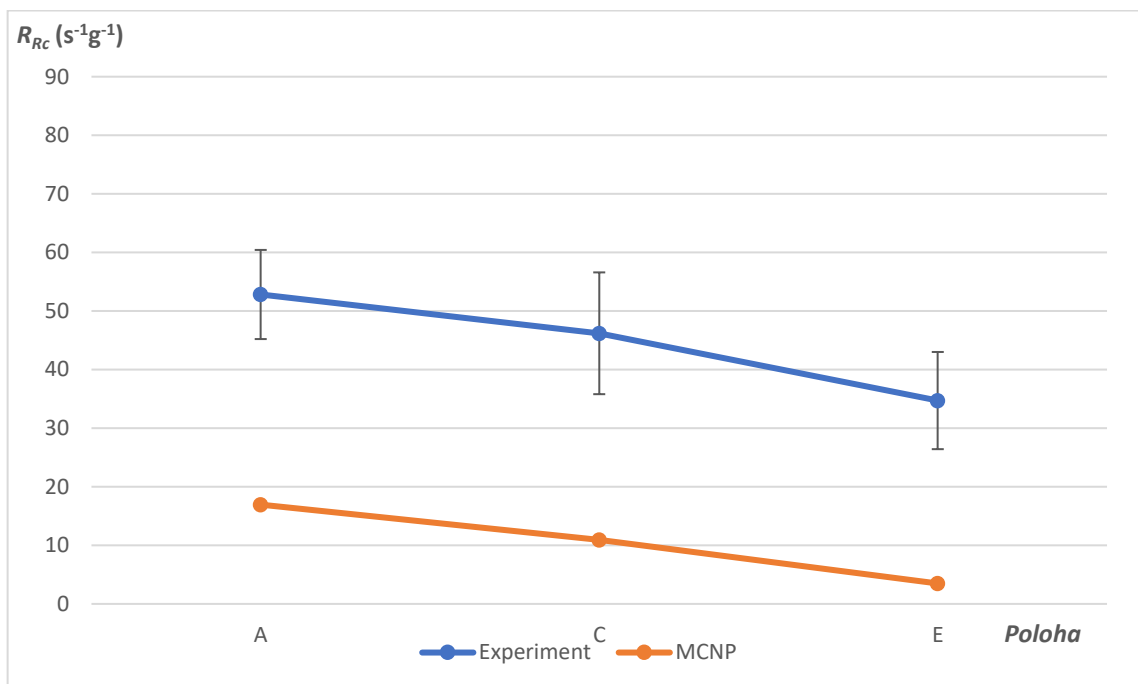
Obr. 4.13 Rez prizmou II – Zlato



Obr. 4.14 Rez prizmou 3 – Zlato



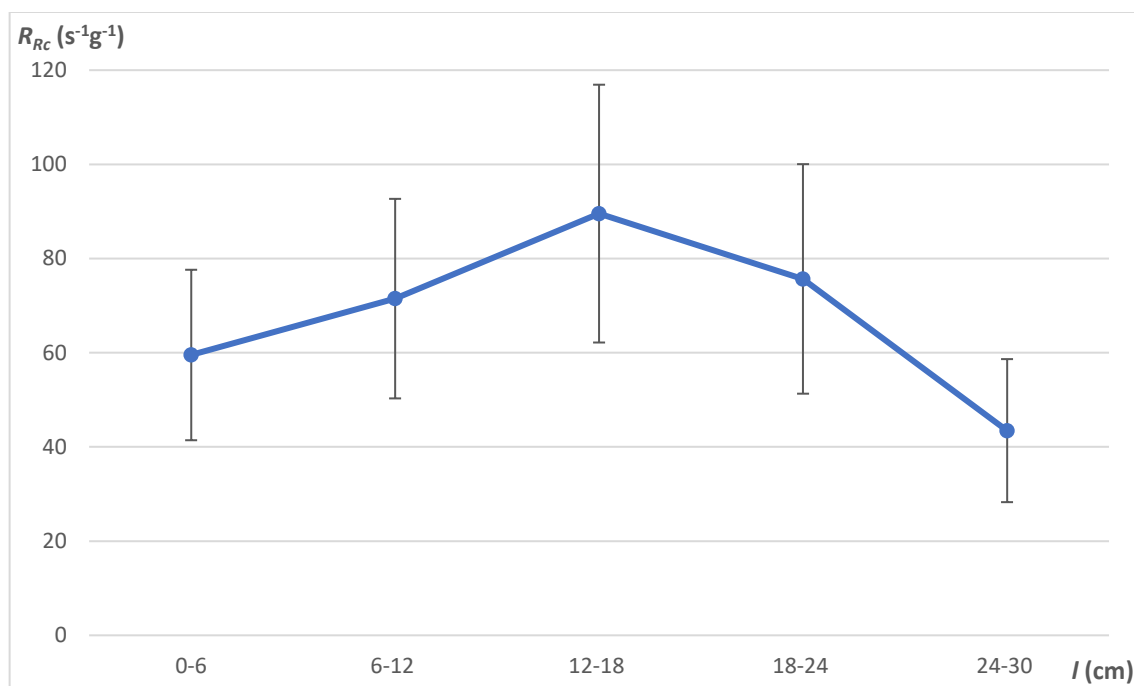
Obr. 4.15 Rez prizmou III – Zlato



Obr. 4.16 Rez prizmou 4 – Zlato

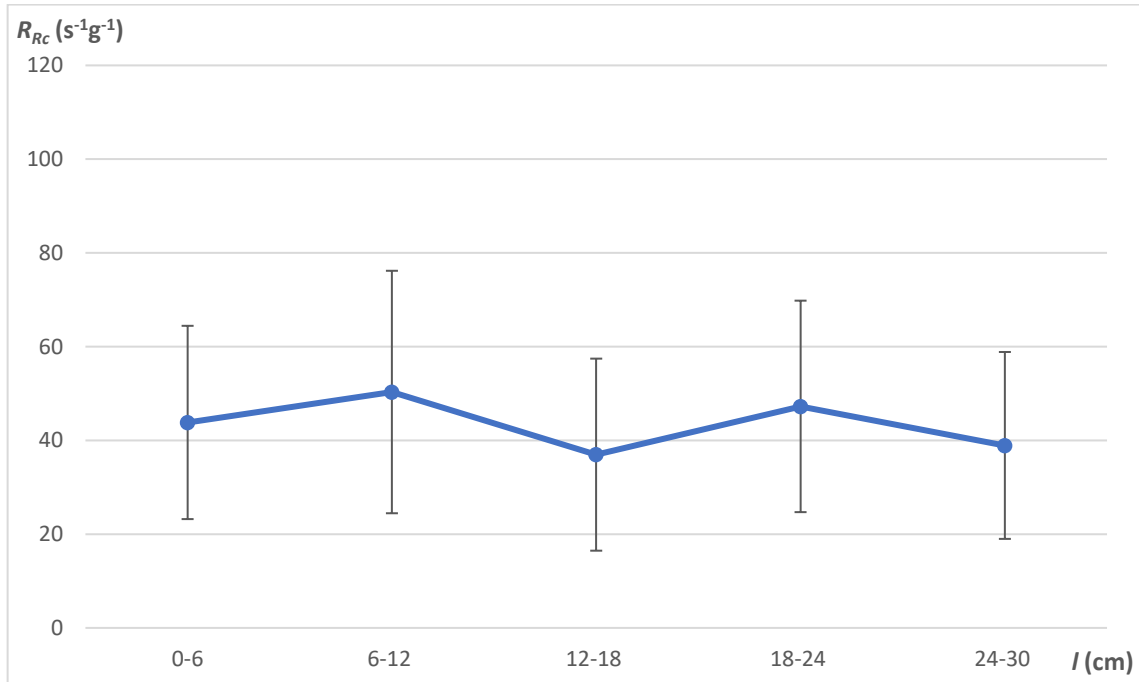
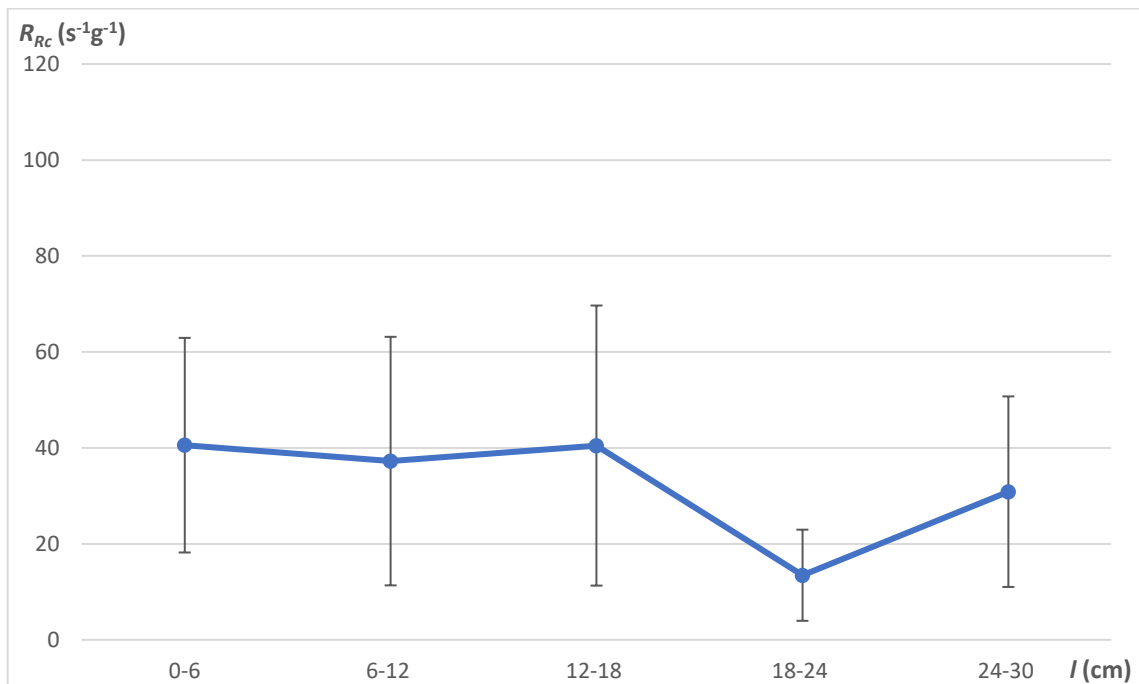
Ako možno vidieť na Obr. 4.13 posledný bod z krivky experimentu na grafe v polohe ϵ vystupuje nad trend klesania, ktorý určujú prvé dva body. Táto anomália je spôsobená použitím oveľa tenšej fólie Au 0,02 mm v tejto polohe oproti prvým dvom fóliám, ktoré mali hrúbku 0,25 mm. Práve hrúbka fólie prvých dvoch detektorov spôsobuje oveľa väčší prejav efektu

samotienenia¹⁴ gama žiarenia, a tým pádom sa ich hodnoty líšia oproti hodnote získanej pomocou tretej tenšej fólie v polohe ε , kde tento efekt nie je až tak veľký. Podobný jav je zobrazený aj na Obr. 4.14 a Obr. 4.15, kde prvý detektor v polohe A a α má vyššiu hrúbku 0,25 mm ako ďalšie dva detektory v reze s hrúbkou 0,02 mm. Na poslednom Obr. 4.16 majú všetky fólie rovnakú hrúbku a preto sú tieto hodnoty bez podobného kolísania ako pri prvých troch grafoch. Detektory, pri ktorých sa prejavovalo samotienenie, majú hodnoty približujúce sa k stredným hodnotám reakčnej rýchlosti R_{RC} získané simuláciou. K tomuto faktu napomohlo, že koeficient použitý na prepočet relatívnych hodnôt výsledkov z MCNP bol vypočítaný s použitím hodnoty z vonkajšej pozície s označením zdroj, kde sa nachádzala rovnako hrubá fólia 0,25 mm. Týmto sa vysvetľujú väčšie odchýlky nameraných hodnôt tenších fólií od výsledkov simulácie.



Obr. 4.17 Drôt v polohe IIa – Indium

¹⁴ Samotienenie je spôsobené vysokým protónovým číslom zlata 79, pričom olovo, ktoré sa používa ako tienenie gama žiarenia, má protónové číslo 82. [32]

Obr. 4.18 Drôt v polohe II γ – IndiumObr. 4.19 Drôt v polohe II ϵ – Indium

Ako je spomenuté v kapitole 4.3 v dierach s označením II α , II γ a II ϵ boli vložené po výške drôty z india¹⁵, ktoré boli rozstrihané na 60 mm úseky a tie následne merané. Na Obr. 4.17 je vidieť

¹⁵ Číslovanie dĺžky je od podstavy smerom k vrchnej hrane diery (podstava = 0 cm).

predpokladaný priebeh, aký by sa mal nachádzať aj na Obr. 4.18 a Obr. 4.19. Tento priebeh je nasledovný, v strede 12-18 cm je stredná hodnota reakčnej rýchlosti najvyššia a smerom ku krajom klesá. Avšak ako môžeme pozorovať vo všetkých troch grafoch sa nachádzajú veľmi veľké neistoty vyznačené chybovými úsečkami z rovnakého dôvodu ako pri vyhodnoteniach rezov s indiovými detektormi v dierach, a to krátky čas merania. Preto výsledné grafy nemajú veľmi veľkú výpovednú hodnotu ale slúžia skôr informatívne.

ZÁVER

Rešeršná časť diplomovej práce sa zameriava na popísanie historicky prvých reaktorov s tekutými soľami od prvotného projektu ARE až po projekt MSBR ukončený predčasne bez reálnej stavby prototypu. Taktiež zhrňuje vzniknuté materiálové problémy, ktoré sa týkali využitia tekutých solí. Ďalej popisuje súčasné projekty a trendy vo výskume MSR v celom svete, či už sa jedná o súkromný sektor alebo projekty na medzinárodnej úrovni. Medzi hlavných predstaviteľov pokroku vo výstavbe prvých prototypov a licencovaní patria krajiny ako Kanada, Spojené štáty americké, Spojené kráľovstvo a Čínska ľudová republika. Posledná teoretická kapitola pojednáva o výpočtovom kóde MCNP verzie 6. Opisuje sa v nej tvorba vstupného súboru s vysvetleniami zápisu jednotlivých príkazov, ktoré boli použité v praktickej časti diplomovej práce.

Praktická časť sa zaoberá experimentom s grafitovou prizmou naplnenou soľou NaCl v práškovej forme. Cieľom tohto experimentu je zistenie vplyvu soli v prostredí neutrónového toku s rôznymi energetickými hodnotami, pričom ako neutrónový zdroj bol použitý žiarič $^{241}\text{AmBe}$. Analýza neutrónového poľa bola vyhodnotená zároveň dvomi spôsobmi, pričom tieto metódy neboli na sebe závislé. Využívala sa metóda NAA spojená s využitím detektorov z india a zlata, ktorých peaky účinných prierezov radiačného záchytu sa nachádzajú v oblasti tepelných neutrónov ale zároveň pri iných hodnotách energii. Detektory boli rozmiestnené do dier, kde bola uložená soľ a zároveň aj v geometrických stredoch jednotlivých vonkajších strán prizmy. Po aktivácii prebiehalo meranie gama spektier polovodičovým detektorom HPGe. Analýzou jednotlivých gama spektier sa získali údaje potrebné na vyčíslenie stredných hodnôt reakčných rýchlostí normalizované na hmotnosť 1 gram detektoru.

Koncept návrhu geometrického modelu simulovaného v MCNP bol vytvorený v súlade so skutočnými rozmermi grafitového kvádra s podstavou. Výsledné hodnoty získané z výpočtu MCNP boli po pre násobení konštantou taktiež normalizované stredné hodnoty reakčných rýchlostí s neistotami pre jednotlivé detektory umiestnené v dierach.

Všetky priebehy vypočítaných a simulovaných reakčných rýchlostí poukazovali na trend klesania so vzdialenosťou od neutrónového zdroju AmBe. Tento jav korešponduje s rozptylom a záchyтом neutrónov v soli NaCl, rozptylom v grafitu a rozptylom do okolia. Priebehy nameraných dát indiových detektorov sú v približnej zhode v rámci neistôt s výsledkami simulácie MCNP, avšak hodnoty reakčných rýchlostí sa líšia. Tento problém by mohol byť odstránený vylepšením uchytenia detektorov a obalov na soľ v jednotlivých dierach, čo by pozmenilo metodiku aktivačnej analýzy a dovolilo časovo dlhšie merania jednotlivých indiových detektorov. Taktiež by to malo vplyv na zníženie neistôt plochy. Zdroje, ktoré zanášajú chyby do výpočtu, však môžu byť viaceré, ale zatiaľ nie sú identifikované.

Pri využití zlatých detektorov vzniká jav vo forme výkyvov jednotlivých bodov, ktoré predstavujú polohy v reze. Tieto výkyvy sú spôsobené rôznou hrúbkou použitých fólií, a tým pádom aj rôznym efektom samotnenia zlatých fólií. Ďalší problém nastal pri prepočítavaní relatívnych reakčných rýchlostí z výsledkov simulácie MCNP, kedy bola použitá hodnota nameraná na hrubšej fólii. Toto spôsobilo vysokú odchýlku nameraných hodnôt na tenších detektoroch od výsledkov simulácie. Popísané problémy by do budúcnosti mohli byť odstránené

použitím zlatých aktivačných detektorov, ktoré budú mať väčšie rozmery a zároveň rovnakú nižšiu hrúbku. Nižšia hodnota hrúbky detektorov by čiastočne odstránila efekt samotienenia a pomohlo by to aj prispôsobeniu tvaru detektorov umiestnených v dierach v tvare valca.

Vypočítaný spektrálny index v Tab. 4.5 vo forme kadmiového pomeru pri indiových detektorov sa so zvyšovaním vzdialenosti od neutrónového zdroju taktiež zvyšuje, čo potvrdzuje moderáciu neutrónov grafitom. Nízke hodnoty indexu 1,3 - 1,4 vypovedajú o tom, že soľ minimálne moderuje neutróny, naopak zachytáva ich a pre lepšiu moderáciu je potrebné zvýšiť rozmery grafitovej prizmy. Pri detektoroch zo zlata vzniká podobný problém s rôznymi hrúbkami fólií a preto tieto hodnoty sú iba informačného charakteru bez výpovednej hodnoty o moderácii neutrónov.

Na Obr. 4.17 je pekne zobrazený priebeh reakčnej rýchlosti v smere osi Z v celej výške diery. V strede je najvyššia hodnota a smerom ku hranám okrajov diery hodnota strednej reakčnej rýchlosti klesá. Pri ďalších dvoch priebehoch tento jav už nie je tak jednoznačný. Tento problém by mohol byť odstránený časovo dlhším meraním jednotlivých častí In drôtu a rozstrihaním drôtu na menšie časti pre výraznejšie zobrazenie priebehu. Toto poukazuje na zmenu metodiky merania gama spektier, keďže aj tu sme limitovaný polčasom rozpadu india.

Pomocou programu MCNP bol grafickou metódou vypočítaný aj pohyb neutrónov v objeme grafitovej prizmy, ktorý je zobrazený na Obr. 4.8. Výsledok simulácie korešponduje s klesajúcou strednou hodnotou reakčnej rýchlosti vo vzdialenosti od neutrónového zdroju.

Experiment priniesol očakávané výsledky, avšak vo viacerých bodoch experimentu je priestor na zlepšovanie, či už metodiky, použitím presnejších meracích metód alebo využitím aktivačných detektorov s vhodnejšími parametrami. Ako bolo spomenuté do budúcich experimentov by mali byť zväčšené rozmery grafitovej prizmy, použité fólie, ktoré budú mať rovnakú hrúbku s dôrazom na detektory zo zlata, vylepšené uchytenia detektorov v jednotlivých dierach a zmenený obal na soľ. Po zdokonalení experimentálnej sústavy sa ponúka aj ďalšia možnosť experimentov, a to realizovanie meraní s rôznymi druhmi solí a následné porovnanie a zhodnotenie ich jadrových vlastností.

POUŽITÁ LITERATÚRA

- [1] *MOLTEN-SALT REACTORS—HISTORY, STATUS, AND POTENTIAL* [online]. 1. Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 1969 [cit. 2019-04-02]. Dostupné z: <https://pdfs.semanticscholar.org/0620/8635623c6338b770eef3a968d62b9988847f.pdf>
- [2] BETTIS, E.S. *The Aircraft Reactor Experiment-Design and Construction* [online]. Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 1957 [cit. 2019-01-14]. 2, 804-825 (1957). Dostupné z: <http://citeseerx.ist.psu.edu/viewdoc/download?doi=10.1.1.471.8103&rep=rep1&type=pdf>
- [3] BETTIS, E. *The Aircraft Reactor Experiment-Operation* [online]. Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 1957 [cit. 2019-01-14]. 2, 841-853. Dostupné z: <https://pdfs.semanticscholar.org/0685/b5632d8551a3a72cca08722a6c0f5441be6e.pdf>
- [4] ROSENTHAL, Murray. *An Account of Oak Ridge National Laboratory's Thirteen Nuclear Reactors* [online]. Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 2009 [cit. 2019-01-14]. ORNL/TM-2009/181. Dostupné z: <https://info.ornl.gov/sites/publications/files/Pub20808.pdf>
- [5] KEISER, J. *Compatibility Studies of Potential Molten-Salt Breeder Reactor Materials in Molten Fluoride Salts* [online]. Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 1977 [cit. 2019-01-15]. ORNL/TM-5783. Dostupné z: <http://large.stanford.edu/courses/2017/ph241/sunde1/docs/ornl-tm-5783.pdf>
- [6] Generation IV Nuclear Reactors. *World Nuclear Association* [online]. Londo: World Nuclear Association, 2016 [cit. 2019-04-18]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/generation-iv-nuclear-reactors.aspx>
- [7] *TRANSATOMIC* [online]. Cambridge (Massachuttes): Transatomic Power, 2010 [cit. 2019-04-18]. Dostupné z: <http://www.transatomicpower.com/>
- [8] TEMPLE, James. Nuclear Energy Startup Transatomic Backtracks on Key Promises. *MIT Technology Review* [online]. USA, 1899 [cit. 2019-04-18]. Dostupné z: <https://www.technologyreview.com/s/603731/nuclear-energy-startup-transatomic-backtracks-on-key-promises/>
- [9] *TerraPower* [online]. Bellevue: TerraPower, 2019 [cit. 2019-04-19]. Dostupné z: <https://terrapower.com/>
- [10] TerraPower to Leave China, but Bill Gates is Still in the Game. *Neutron Bytes* [online]. b.r. [cit. 2019-04-19]. Dostupné z: <https://neutronbytes.com/2019/01/06/terrapower-to-leave-china-but-bill-gates-is-still-in-the-game/>
- [11] Indonesia and ThorCon to Develop Thorium MSR. *Thorium Energy World* [online]. Geneva: International Thorium Energy Organisation, 2018 [cit. 2019-04-23]. Dostupné z: <http://www.thoriumenergyworld.com/news/indonesia-and-thorcon-to-develop-thorium-msr>

- [12] U.S. Department of Energy Provides Nearly \$20 Million for Domestic Advanced Nuclear Technology Projects. *Office of NUCLEAR ENERGY* [online]. Washington DC: U.S.DEPARTMENT OF ENERGY, b.r. [cit. 2019-04-23]. Dostupné z: <https://www.energy.gov/ne/articles/us-department-energy-provides-nearly-20-million-domestic-advanced-nuclear-technology>
- [13] *ThorCon* [online]. Stevenson WA: ThorCon US, Inc., 2019 [cit. 2019-04-23]. Dostupné z: <http://staging.thorconpower.com/>
- [14] U.S. Department of Energy Further Advances Nuclear Energy Technology through Industry Awards of \$19 Million. *Office of NUCLEAR ENERGY* [online]. Washington DC: U.S.DEPARTMENT OF ENERGY, b.r. [cit. 2019-04-23]. Dostupné z: <https://www.energy.gov/ne/articles/us-department-energy-further-advances-nuclear-energy-technology-through-industry-awards>
- [15] ADAMS, Rod. Kairos – Developing advanced nuclear energy in Alameda. *Atomic Insights* [online]. Virginia: Atomic Insights, 2019 [cit. 2019-04-23]. Dostupné z: <https://atomicinsights.com/kairos-developing-advanced-nuclear-energy-in-alameda/>
- [16] *Kairos Power* [online]. ALAMEDA: KAIROS POWER LLC., 2019 [cit. 2019-04-23]. Dostupné z: <https://kairopower.com/>
- [17] GAIN ANNOUNCEMENT FOR IMMEDIATE RELEASE: GAIN announces second-round FY-2019 Nuclear Energy Voucher recipients. In: *NE Vouchers* [online]. Washington DC: U.S.DEPARTMENT OF ENERGY, b.r., s. 2 [cit. 2019-04-27]. GAIN-19-003. Dostupné z: https://gain.inl.gov/SiteAssets/2019VoucherAbstracts/19-088_NewsRrelease_GAIN_announcesFY19-2ndRoundVouchers.pdf
- [18] *Flibe ENERGY* [online]. Huntsville: FLIBE ENERGY, INC, 2019 [cit. 2019-04-23]. Dostupné z: <https://flibe-energy.com/>
- [19] *Status Report – IMSR-400* [online]. 1. Vienna: IAEA, 2016 [cit. 2019-05-11]. Dostupné z: <https://aris.iaea.org/PDF/IMSR400.pdf>
- [20] *TERRESTRIAL ENERGY* [online]. Oakville: Terrestrial Energy Inc, 2019 [cit. 2019-04-29]. Dostupné z: <https://www.terrestrialenergy.com/>
- [21] *Moltex energy* [online]. Stratford-upon-Avon: Moltex Energy Ltd, 2019 [cit. 2019-04-29]. Dostupné z: <https://www.moltexenergy.com/>
- [22] *SAMOFAR* [online]. EU: SAMOFAR, 2015 [cit. 2019-04-29]. Dostupné z: <http://samofar.eu/>
- [23] SAMOSAFER. *Nuclear Reactors Group* [online]. Milano: Nuclear Reactors Group, 2019 [cit. 2019-04-29]. Dostupné z: <http://www.nuclearenergy.test.polimi.it/samosafer/>
- [24] RUŠČÁK, Marek. UJV GROUP. *Energy Well: Conceptual Design of a Molten Salt Cooled Small Modular Reactor*. Řež, 2018.
- [25] GIF Symposium – San Diego (California) – 14-15 November 2012 1 THE MOLTEN SALT REACTOR (MSR) IN GENERATION IV: OVERVIEW AND PERSPECTIVES.

- ResearchGate* [online]. 2008, , 15 [cit. 2019-04-30]. Dostupné z: https://www.researchgate.net/publication/281915971_The_molten_salt_reactor_MSR_in_Generation_IV_overview_ans_perspectives
- [26] IGNATIEV, V. *MARS: Story on Molten Salt Actinide Recycler and Transmuter Development by Rosatom in Co-operation with Euratom* [online]. 1. Moscow: Kurchatov Institute, 2015 [cit. 2019-04-30]. NEA/NSC/R(2015)2. Dostupné z: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/47/093/47093722.pdf?r=1&r=1
- [27] China's Nuclear Fuel Cycle. *World Nuclear Association* [online]. London: World Nuclear Association, 2016 [cit. 2019-05-01]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/china-nuclear-fuel-cycle.aspx>
- [28] *Thorium Tech Solution Inc. (TTS)* [online]. Tokyo: Thorium Tech Solution Inc., 2016 [cit. 2019-05-01]. Dostupné z: <http://ttsinc.jp/indexenglish.html>
- [29] *Advances in Small Modular Reactor Technology Developments* [online]. 1. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2018 [cit. 2019-05-01]. Dostupné z: https://aris.iaea.org/publications/smr-book_2016.pdf
- [30] VIJAYAN, P, A BASAK, I DULERA, K VAZE, S BASU a R SINHA. Conceptual design of Indian molten salt breeder reactor. *Pramana* [online]. 2015, **85**(3), 539-554 [cit. 2019-01-15]. DOI: 10.1007/s12043-015-1070-0. ISSN 0304-4289. Dostupné z: <https://www.ias.ac.in/article/fulltext/pram/085/03/0539-0554>
- [31] PELOWITZ, Denise, ed. LOS ALAMOS NATIONAL LABORATORY. *MCNP6 USER'S MANUAL: Version 1.0* [DVD]. 1. Los Alamos: Los Alamos National Laboratory, 2013 [cit. 2019-05-12]. LA-CP-13-00634, Rev. 0.
- [32] *The Lund/LBNL Nuclear Data Search* [online]. Berkeley: Chu, 1999 [cit. 2019-01-06]. Dostupné z: <http://nucleardata.nuclear.lu.se/toi/index.asp>
- [33] JELÍNEK, M. *Analýza neutronového pole laboratorního AmBe zdroje s využitím měřicího stendu* [online]. Brno, 2017 [cit. 2019-05-12]. Dostupné z: https://www.vutbr.cz/www_base/zav_prace_soubor_verejne.php?file_id=147642. Diplomová práce. Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií. Vedoucí práce Ing. Karel Katovský, Ph.D.
- [34] MUSÍLEK, L. *Dozimetrie neutronů*. 1. Praha: České vysoké učení technické, 1998.
- [35] GLASCOCK, Michael. *An Overview of Neutron Activation Analysis* [online]. 1. University of Missouri Research Reactor, Columbia [cit. 2019-05-16]. Dostupné z: <http://fs.teledos.gr:2206/%3ERESEARCH%20PUBLICATIONS/NUCLEAR%20TECHNOLOGY%20-%20ENGINEERING/Elemental%20Analysis/An%20Overview%20of%20Neutron%20Activation%20Analysis.%20M.%20D.%20Glascock.pdf>

- [36] Java-based Nuclear Data Information System. *The Nuclear Energy Agency (NEA)* [online]. Boulogne-Billancourt: OECD, 2018 [cit. 2019-01-06]. Dostupné z: <https://www.oecd-nea.org/janis/>
- [37] ULLMANN, Vojtěch. Detekce a spektrometrie ionizujícího záření. *Astro Nukl Fyzika* [online]. Ostrava, b.r. [cit. 2019-05-17]. Dostupné z: <http://astronuklfyzika.cz/DetekceSpektrometrie.htm#6>
- [38] KATOVSKÝ, Karel. *Studium sekundárních neutronů a jader vznikajících při reakcích protonů a neutronů v terčích z uranu a plutonia*. Praha, 2008. Disertační práce. České vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská. Vedoucí práce Prom. fyz. Jindřich Adam, CSc.
- [39] ISO 8529-1:2001. *Reference neutron radiations -- Part 1: Characteristics and methods of production*. 1. Geneva: International Organization for Standardization, 2001, 24 s.
- [40] SCHOVÁNEK, Petr a Vítězslav HAVRÁNEK. *Chyby a nejistoty měření* [online]. 1. Olomouc: Portál moderní fyziky, b.r. [cit. 2019-05-17]. Dostupné z: <https://fyzika.upol.cz/cs/system/files/download/vujtek/texty/pext2-nejistoty.pdf>
- [41] ČSN EN 10088-1. *Korozivzdorné oceli - Část 1: Přehled korozivzdorných ocelí*. 1. Praha: Úřad pro technickou normalizaci, metrologii a státní zkušebnictví, 2015, 88 s.

PRÍLOHA A: VYBRANÉ FYZIKÁLNE VLASTNOSTÍ SOLÍ

Názov	Vzorec	Teplota tavenia	Teplota varu	Hustota v pevnom skupenstve	Hustota v kvapalnom skupenstve	Molárna tepelná kapacita pri konštantnom tlaku
		t_t (°C)	t_v (°C)	ρ_p (kg/m ³)	ρ_k (kg/m ³)	C_p (J/mol·K)
Chlorid lítny	LiCl	610	1383	2070	1502	48
Chlorid sodný	NaCl	802,018	1465	2170	1556	50,5
Chlorid draselný	KCl	771	/	1988	1527	51,3
Chlorid rubidný	RbCl	724	1390	2760	2248	52,4
Chlorid cézny	CsCl	646	1297	3988	2790	52,5
Chlorid berylnatý	BeCl ₂	415	482	1900	1540	62,4
Chlorid horečnatý	MgCl ₂	714	1412	2325	1680	71,4
Chlorid vápenatý	CaCl ₂	775	1935	2150	2085	72,9
Chlorid strontnatý	SrCl ₂	874	1250	3052	2727	75,6
Chlorid bárnatý	BaCl ₂	961	1560	3900	3174	75,1
Chlorid toričitý	ThCl ₄	770	921	4590	3363	120,3
Chlorid uranitý	UCl ₃	837	/	5510	4840	102,5
Chlorid uraničitý	UCl ₄	590	791	4720	3572	122
Chlorid uraničný	UCl ₅	287	/	/	/	/
Chlorid uránový	UCl ₆	177	/	3600	/	175,7
Chlorid plutonitý	PuCl ₃	760	/	5710	/	/
Chlorid americitý	AmCl ₃	500	/	5870	/	/
Chlorid neptunitý	NpCl ₃	800	/	5380	/	/
Chlorid neptuničitý	NpCl ₄	517	/	4920	/	/
Chlorid curitý	CmCl ₃	695	/	/	/	/

Názov	Vzorec	Teplota tavenia	Teplota varu	Hustota v pevnom skupenstve	Hustota v kvapalnom skupenstve	Molárna tepelná kapacita pri konštantnom tlaku
		t_t (°C)	t_v (°C)	ρ_p (kg/m ³)	ρ_k (kg/m ³)	C_p (J/mol·K)
Fluorid lítny	LiF	848,2	1673	2640	1810	41,6
Fluorid sodný	NaF	996	1704	2780	1948	46,9
Fluorid draselný	KF	858	1502	2480	1910	49
Fluorid rubidný	RbF	795	1410	3200	2870	
Fluorid cézny	CsF	703		4640	3649	51,1
Fluorid berylnatý	BeF ₂	552	1283	2100	1960	51,8
Fluorid horečnatý	MgF ₂	1263	2227	3148		61,6
Fluorid vápenatý	CaF ₂	1418	2500	2500	2520	67
Fluorid strontnatý	SrF ₂	1477	2460	4240	3470	70
Fluorid bárnatý	BaF ₂	1368	2260	4893	4140	71,2
Fluorid toričitý	ThF ₄	1110	1680	6100	6058	110,7
Fluorid uranitý	UF ₃	1495		8900		95,1
Fluorid uraničitý	UF ₄	1036	1417	6700	6485	116
Fluorid uraničný	UF ₅	348		5810		
Fluorid uránový	UF ₆	64,06 tp	56,5 sp	5090		166,8
Fluorid plutonitý	PuF ₃	1396		9330		
Fluorid plutoničitý	PuF ₄	1037		7100		
Fluorid plutóniový	PuF ₆	51,6		5080		
Fluorid americitý	AmF ₃	1393		8530		
Fluorid američitý	AmF ₄			7230		
Fluorid neptunitý	NpF ₃	1425				
Fluorid neptúniový	NpF ₆	54,7				
Fluorid curitý	CmF ₃	1406				

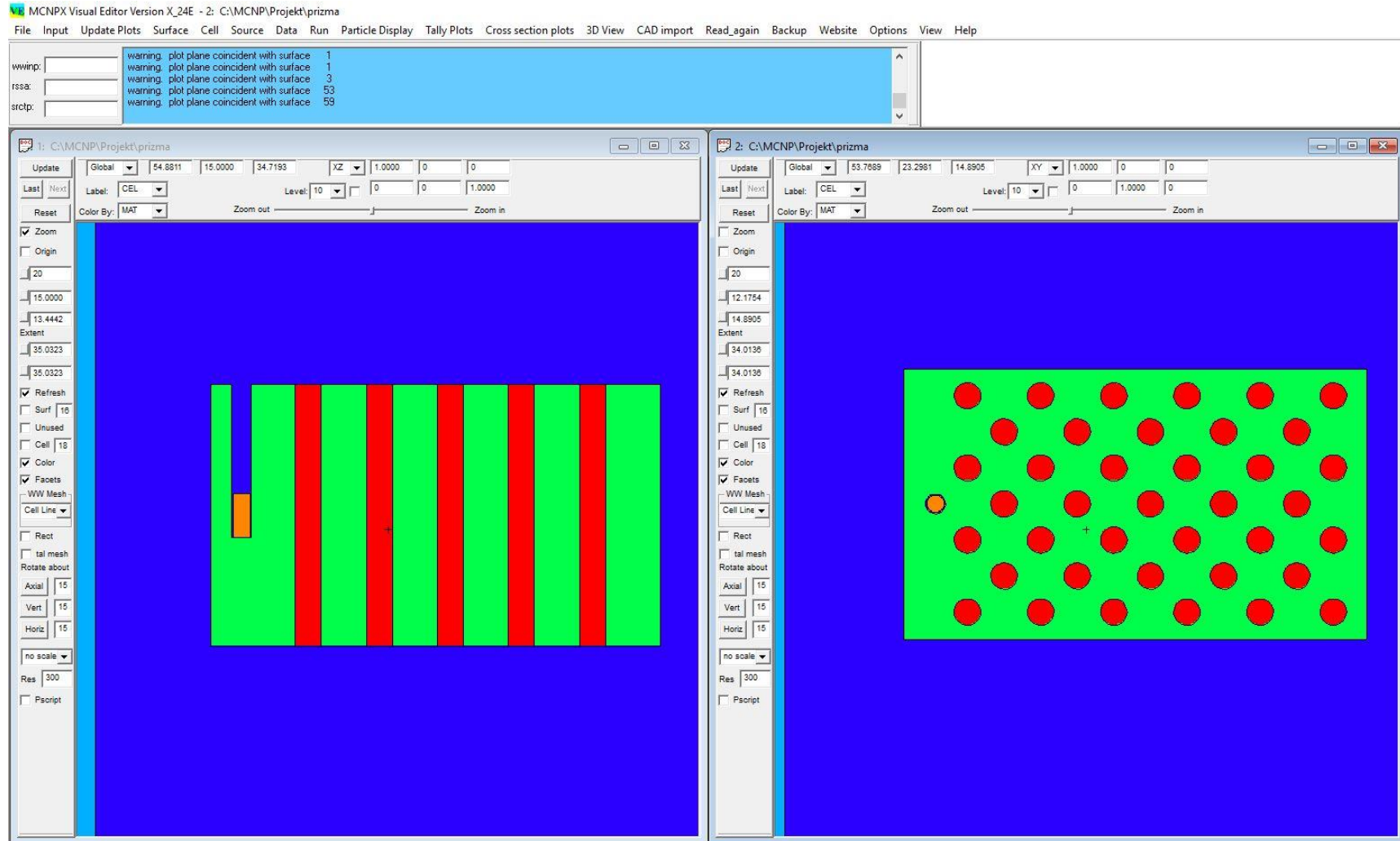
Pozn. tp - trojný bod a sp – teplota sublimácie

PRÍLOHA B: MODERAČNÉ VLASTNOSTI SOLÍ

Názov	Vzorec	JEFF-3.3	ENDF/B-VIII.0	JEFF-3.3	ENDF/B-VIII.0
		$\xi (-)$		<i>MR (-)</i>	
Chlorid lítny	LiCl	0,13832	0,13836	4,97	4,98
Chlorid sodný	NaCl	0,07161	0,07162	4,15	4,18
Chlorid draselný	KCl	0,05338	0,05327	1,24	1,16
Chlorid rubidný	RbCl	0,03440	0,03478	2,39	2,22
Chlorid cézny	CsCl	0,02770	0,02770	1,51	1,51
Chlorid berylnatý	BeCl ₂	0,15650	0,15671	7,53	3,10
Chlorid horečnatý	MgCl ₂	0,07412	0,07412	6,12	6,13
Chlorid vápenatý	CaCl ₂	0,05137	0,05150	1,11	1,04
Chlorid strontnatý	SrCl ₂	0,02796	0,02877	4,03	3,70
Chlorid bárnatý	BaCl ₂	0,02178	0,02180	2,35	2,37

Názov	Vzorec	JEFF-3.3	ENDF/B-VIII.0	JEFF-3.3	ENDF/B-VIII.0
		$\xi (-)$		<i>MR (-)</i>	
Fluorid lítny	LiF	0,15439	0,15445	17,43	17,40
Fluorid sodný	NaF	0,09357	0,09356	25,32	25,56
Fluorid draselný	KF	0,08111	0,08011	3,42	2,99
Fluorid rubidný	RbF	0,05534	0,05631	13,10	11,08
Fluorid cézny	CsF	0,04775	0,04774	5,59	5,58
Fluorid berylnatý	BeF ₂	0,16429	0,16447	16,31	4,47
Fluorid horečnatý	MgF ₂	0,08812	0,08812	23,24	23,23
Fluorid vápenatý	CaF ₂	0,06953	0,07061	2,09	1,98
Fluorid strontnatý	SrF ₂	0,03890	0,04117	17,63	17,57
Fluorid bárnatý	BaF ₂	0,03405	0,03409	8,55	8,70

PRÍLOHA C: GEOMETRIA V PROGRAME VISED



PRÍLOHA D: PROGRAM MCNP

```

1 236 -1.841961 1 -2 5 -6 3 -4 (-47 :7 )8 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19
  20 21 22 23 24 25 26 27 28 29 30 31 32 33 34 35 36 37 38 39 40 41
  42 43 44 45 46
2 2 -2.16 (-9 1 -2);(-11 1 -2);(-13 1 -2);(-15 1 -2);(-17 1 -2):
(-20 1 -2);(-22 1 -2);(-24 1 -2);(-26 1 -2);(-28 1 -2):
(-30 1 -2);(-31 1 -2);(-32 1 -2);(-33 1 -2);(-34 1 -2):
(-35 1 -2);(-36 1 -2);(-37 1 -2);(-38 1 -2);(-39 1 -2):
(-40 1 -2);(-41 1 -2);(-42 1 -2);(-43 1 -2);(-44 1 -2):
(-45 1 -2);(-46 1 -2)
3 1 -1.4392 -48 -49 47 $Zdroj AmBe
c Detektory -----
4 2 -2.16 -25 1 -2 $IIa
5 2 -2.16 -27 1 -2 $IIg
6 2 -2.16 -29 1 -2 $IIe
7 2 -2.16 -19 1 -2 $3A
8 2 -2.16 -21 1 -2 $3C
9 2 -2.16 -23 1 -2 $3E
10 2 -2.16 -14 1 -2 $IIIa
11 2 -2.16 -16 1 -2 $IIg
12 2 -2.16 -18 1 -2 $IIIe
13 2 -2.16 -8 1 -2 $4A
14 2 -2.16 -10 1 -2 $4C
15 2 -2.16 -12 1 -2 $4E
c -----
16 224 -7.872 50 -1 -52 51 53 -54 1 -1.4 -48 -49 47
17 524 -0.65 (55 -56 59 -3 -50 61);(57 -58 59 -3 -50 61):
(55 -56 4 -60 -50 61);(57 -58 4 -60 -50 61);(3 -4 63 -62 64 -65):
(3 -4 63 -62 66 -67);(70 -4 64 -67 68 -63);(3 -69 64 -67 68 -63)
18 204 -0.001225 51 -52 61 -72 73 -74 #1 #2 #3 #4 #5 #6 #7 #8 #9 #10 #11
#12 #13 #14 #15 #16 #17
19 228 -2.35 73 -74 71 -51 61 -72
20 0 #1 #2 #3 #4 #5 #6 #7 #8 #9 #10 #11 #12 #13 #14 #15 #16 #17
#18 #19

1 pz 0
2 pz 30
3 py 0
4 py 30
5 px 0
6 px 50.6
7 c/z 3.5 15 1.1
8 c/z 7 3 1.465
9 c/z 15 3 1.465
10 c/z 23 3 1.465
11 c/z 31 3 1.465
12 c/z 39 3 1.465
13 c/z 47 3 1.465
14 c/z 11 7 1.465
15 c/z 19 7 1.465
16 c/z 27 7 1.465
17 c/z 35 7 1.465
18 c/z 43 7 1.465
19 c/z 7 11 1.465
20 c/z 15 11 1.465
21 c/z 23 11 1.465
22 c/z 31 11 1.465
23 c/z 39 11 1.465
24 c/z 47 11 1.465
25 c/z 11 15 1.465
26 c/z 19 15 1.465
27 c/z 27 15 1.465
28 c/z 35 15 1.465
29 c/z 43 15 1.465
30 c/z 7 19 1.465

```

31 c/z 15 19 1.465
 32 c/z 23 19 1.465
 33 c/z 31 19 1.465
 34 c/z 39 19 1.465
 35 c/z 47 19 1.465
 36 c/z 11 23 1.465
 37 c/z 19 23 1.465
 38 c/z 27 23 1.465
 39 c/z 35 23 1.465
 40 c/z 43 23 1.465
 41 c/z 7 27 1.465
 42 c/z 15 27 1.465
 43 c/z 23 27 1.465
 44 c/z 31 27 1.465
 45 c/z 39 27 1.465
 46 c/z 47 27 1.465
 47 pz 12.5
 48 c/z 3.5 15 0.955
 49 pz 17.5
 50 pz -0.5
 51 px -13
 52 px 64
 53 py -10
 54 py 40
 55 px -4
 56 px 5
 57 px 46
 58 px 55
 59 py -4
 60 py 34
 61 pz -60.5
 62 pz -49.5
 63 pz -51.5
 64 px -1
 65 px 2
 66 px 49
 67 px 52
 68 pz -54.5
 69 py 2
 70 py 28
 71 px -43
 72 pz 130
 73 py -40
 74 py 70
 75 pz 14
 76 pz 15
 77 pz 16

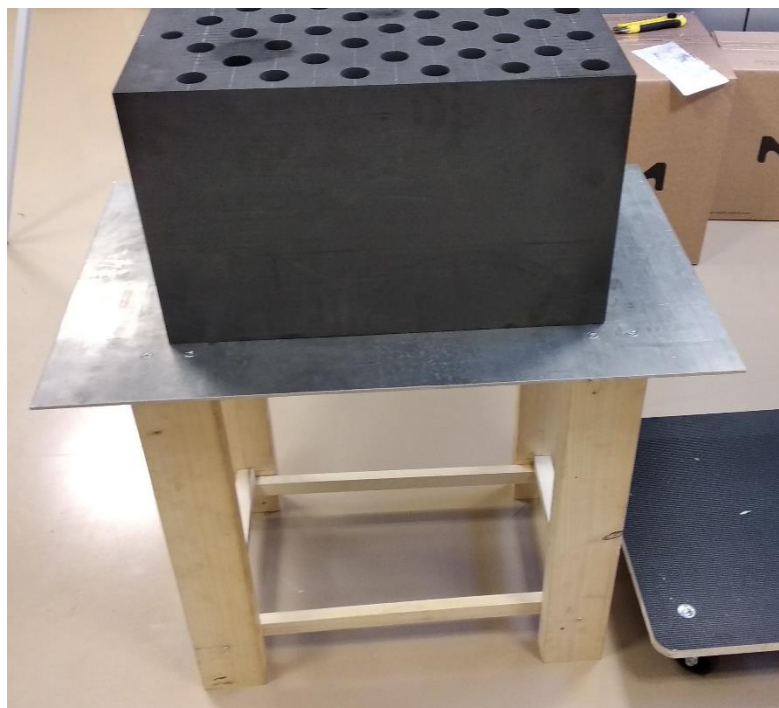
mode n

c -----MATERIAL CARD-----
 m204 7014.70c -0.755636 \$air (US S. Atm at sea level)
 8016.70c -0.231475 18036.70c -3.9e-005 18038.70c -8e-006
 18040.70c -0.012842
 m228 1001.70c -0.005558 \$concrete (ordinary with ENDF-VI)
 8016.70c -0.498076 11023.70c -0.017101 12024.70c -0.001999
 12025.70c -0.000264 12026.70c -0.000302 13027.70c -0.045746
 14028.70c -0.289486 14029.70c -0.015181 14030.70c -0.010425
 16032.70c -0.001216 16033.70c -1e-005 16034.70c -5.7e-005
 19039.70c -0.01788 19040.70c -2e-006 19041.70c -0.001357
 20040.70c -0.08019 20042.70c -0.000562 20043.70c -0.00012
 20044.70c -0.00188 20046.70c -4e-006 20048.70c -0.000186
 26054.70c -0.000707 26056.70c -0.01139 26057.70c -0.000265
 26058.70c -3.6e-005
 m236 6000.70c -1 \$graphite
 mt236 grph.10t
 m524 1001.70c -0.057889 \$Southern Pine Wood
 6000.70c -0.482667 8016.70c -0.459444
 m224 6000.70c -0.0006 \$carbon steel with ENDF-VI

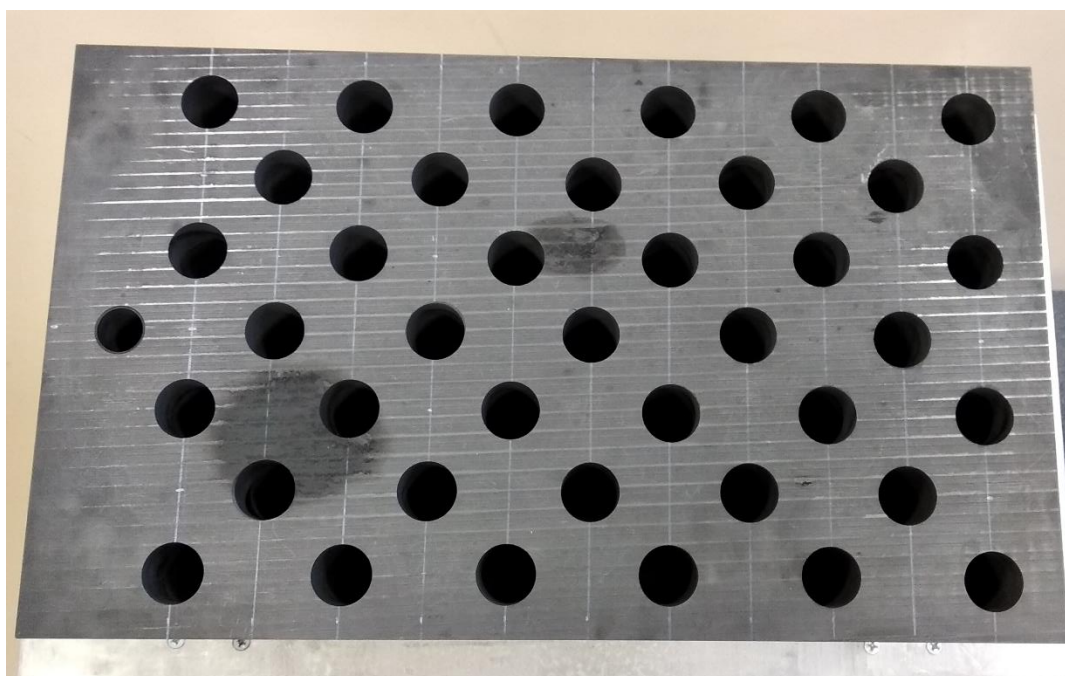
```

25055.70c -0.0035 26054.70c -0.056755 26056.70c -0.91493
26057.70c -0.021323 26058.70c -0.002893
m1 95241.70c -0.73368 $AmBe
4009.70c -7.318801 8016.70c -0.1255101 6000.70c -1e-008
93237.70c -0.00170251
m2 11023.70c -0.391433 $NaCl
17035.70c -0.457323 17037.70c -0.146244 20040.70c -1.94e-005
20042.70c -1.29e-007 20043.70c -2.7e-008 20044.70c -5.72e-007
20046.70c -8e-010 20048.70c -3.74e-008 19039.70c -4.66e-005
19040.70c -5.85e-008 19041.70c -3.37e-006 35079.70c -5.07e-005
35081.70c -4.93e-005 53127.70c -1e-005 16032.70c -0.000159
16033.70c -1.25e-006 16034.70c -7.03e-006 16036.70c -3.34e-007
8016.70c -0.000332 8017.70c -1.27e-007
m3 79197.70c -1 $Au 19.32 196.967
m4 49115.70c -1 $In 7.31 114.818
imp:n 1 18r 0 $ 1, 20
c -----SOURCE CARD-----
sdef cel=3 pos=3.5 15 15 erg=d1
si1 H 4.140e-7 1.100e-1 3.300e-1 5.400e-1 7.500e-1 9.700e-1 1.180e0
1.400e0 1.610e0 1.820e0 2.040e0 2.250e0 2.470e0 2.680e0
2.900e0 3.110e0 3.320e0 3.540e0 3.750e0 3.970e0 4.180e0
4.309e0 4.610e0 4.820e0 5.040e0 5.250e0 5.470e0 5.680e0
5.890e0 6.110e0 6.320e0 6.540e0 6.750e0 6.960e0 7.180e0
7.390e0 7.610e0 7.820e0 8.030e0 8.250e0 8.460e0 8.680e0
8.890e0 9.110e0 9.320e0 9.530e0 9.750e0 9.960e0 1.018e1
1.039e1 1.060e1 1.082e1 1.103e1 1.109e1
sp1 D 0.000e0 1.436e-2 3.340e-2 3.127e-2 2.812e-2 2.500e-2 2.136e-2
1.983e-2 1.747e-2 1.925e-2 2.225e-2 2.146e-2 2.248e-2 2.277e-2
2.951e-2 3.559e-2 3.685e-2 3.458e-2 3.066e-2 2.999e-2 2.691e-2
2.863e-2 3.178e-2 3.074e-2 3.334e-2 3.041e-2 2.738e-2 2.332e-2
2.059e-2 1.815e-2 1.767e-2 2.039e-2 1.830e-2 1.630e-2 1.677e-2
1.681e-2 1.883e-2 1.837e-2 1.688e-2 1.435e-2 9.677e-3 6.521e-3
4.255e-3 3.667e-3 3.806e-3 5.058e-3 6.253e-3 5.519e-3 4.675e-3
3.696e-3 2.781e-3 1.514e-3 3.633e-4 0.000e0
c -----TALLY CARD-----
f4:n 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15
fs4 -75 -76 -77
fm4 (0.05907 3 -2) (0.03834 4 -2)
tmesh
rmesh1:n flux
cora1 0 99i 50.6
corb1 0 99i 30
corc1 0 99i 30
endmd
c -----OTHER PARAMETERS-----
nps 1e9 $ number of histories/particle -limit
prdmp -20 -20 $ print every minute in output/runtpe file

```

PRÍLOHA E: FOTODOKUMENTÁCIA EXPERIMENTU

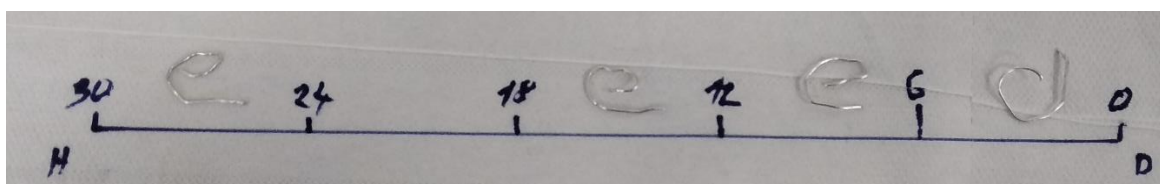
Obr. E.1 Experimentálna sústava bez soli NaCl



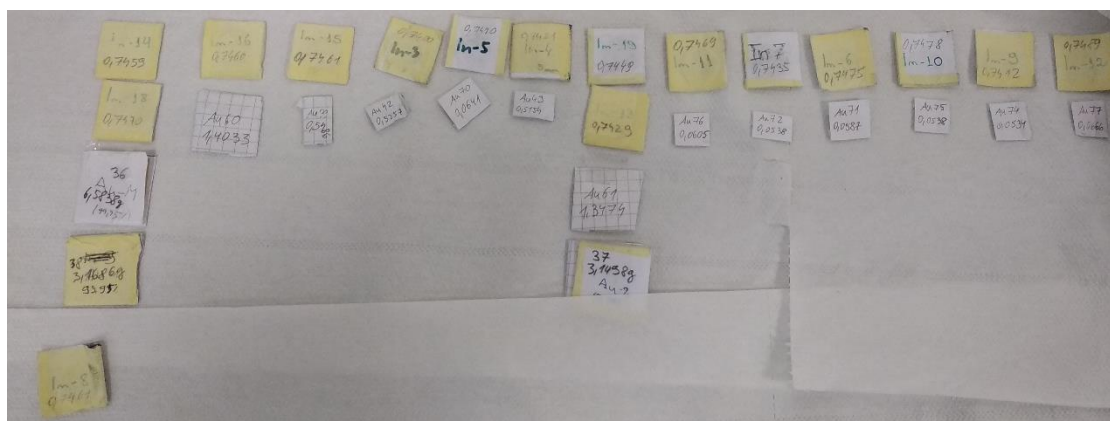
Obr. E.2 Reálne rozloženie dier v grafitovej prizme



Obr. E.3 Vrecká naplnené soľou NaCl v grafitovej prizme



Obr. E.4 Špirály indového drôtu



Obr. E.5 Použité detektory zabalené v papierových obaloch