



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

STUDIUM CHOVÁNÍ JADERNÉHO REAKTORU CHLAZENÉHO TEKUTÝMI SOLEMI

RESEARCH OF MOLTEN SALT COOLED NUCLEAR REACTOR BEHAVIOR

DIPLOMOVÁ PRÁCE

MASTER'S THESIS

AUTOR PRÁCE

AUTHOR

Bc. Jan Kostečka

VEDOUCÍ PRÁCE

SUPERVISOR

Ing. Karel Katovský, Ph.D.

BRNO 2018



Diplomová práce

magisterský navazující studijní obor **Elektroenergetika**
Ústav elektroenergetiky

Student: Bc. Jan Kostečka

ID: 154773

Ročník: 2

Akademický rok: 2017/18

NÁZEV TÉMATU:

Studium chování jaderného reaktoru chlazeného tekutými solemi

POKYNY PRO VYPRACOVÁNÍ:

1. Proveďte historickou rešerši výzkumných aktivit spojených s reaktory s tekutými solemi.
2. Zpracujte přehled současných výzkumných projektů ve světě.
3. Přehledně zpracujte teoretický základ potřebný pro fungování těchto reaktorů; diskutujte jejich výhody a nevýhody.
4. Proveďte experimentální i výpočetní studie chování neutronů v soustavě s definovanou náhradní solí.

DOPORUČENÁ LITERATURA:

1. Igor Pioro: Handbook of Generation IV Nuclear Reactors, Woodhead Publishing, 2016.
2. George Lerner: What Is A LFTR, and How Can A Reactor Be So Safe?: Molten Salt Reactors, including Liquid Fluoride Thorium Reactors, Lerner Consulting, 2012.
3. Milan Nejedlý: Příspěvek k problematice fluoridových solí jako nosičů tepla a použití ultrazvukového průtokoměru do jejich prostředí, dizertační práce, VUT v Brně, 2004.

Termín zadání: 5.2.2018

Termín odevzdání: 21.5.2018

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.

Abstrakt

Diplomová práce se zabývá studiem chování jaderných reaktorů chlazenými tekutými solemi a aplikací tekutých solí pro IV. Generaci jaderných reaktorů. Pro použití tekuté soli je koncept struktury nynějších jaderných reaktorů nutné pozměnit. Objevují se i nové možnosti využití nového paliva v kápaném skupenství. Každá sloučenina soli či jejich soubor je originální svými vlastnostmi. Proto je nutné zvážit vhodnou sloučeninu pro užívané účely. Tyto body jsou zpracovány v teoretické části. Diplomová práce zkoumá především chloridové soli, se kterými není mnoho zkušeností. Praktická část sleduje a ověřuje jaderné vlastnosti chloridových solí, v našem případě se jedná o chloridovou sloučeninu chloridu sodného v pevném skupenství. Mimo experimentální měření je použit i simulační program MCNP.

Klíčová slova

Roztavené soli, IV. Generace jaderných reaktorů, MSR, fluoridový soli, chloridový soli.

Abstract

The master 's thesis deals with the studying behavior of nuclear reactors cooled by liquid salts and with application of liquid salts for IV. Generation of nuclear reactors. For the use of liquid salts, it's necessary to change the concept of the structure of nuclear reactors. There are new ways to use new fuel in a liquid state. Each salt compound or a set thereof is original in its nature. Therefore, it is necessary to consider a suitable compound for the purposes employed. These points are discussed in the theoretical part. The thesis examines particularly chloride salts, with which there is not much experience. The practical part monitors and verifies the nuclear properties of chloride salts, in our case it is a solid-state chloride sodium chloride's compound. In addition to the experimental measurement, the MCNP simulation program is used also.

Keywords

Molten salt, IV. Generation of a nuclear reactor, MSR, fluoride's salt, chloride's salt.

Bibliografická citace:

KOSTEČKA, J. *Studium chování jaderného reaktoru chlazeného tekutými solemi*. Brno: Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, 2018. 100 s. Vedoucí práce: Ing. Karel Katovský, Ph.D.

Prohlášení

„Prohlašuji, že svou závěrečnou práci na téma Studium chování jaderného reaktoru chlazeného tekutými solemi jsem vypracoval samostatně pod vedením vedoucího diplomové práce a s použitím odborné literatury a dalších informačních zdrojů, které jsou všechny citovány v práci a uvedeny v seznamu literatury na konci práce. Jako autor uvedené závěrečné práce dále prohlašuji, že v souvislosti s vytvořením této závěrečné práce jsem neporušil autorská práva třetích osob, zejména jsem nezasáhl nedovoleným způsobem do cizích autorských práv osobnostních a jsem si 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.

V Brně dne 21. května 2018

.....

podpis autora

Poděkování

Děkuji vedoucímu diplomové práce Ing. Karlu Katovskému, Ph.D. a odbornému konzultantovi Ing. Janu Varmužovi za účinnou metodickou, pedagogickou a odbornou pomoc a další cenné rady při zpracování mé diplomové práce. Dále děkuji rodině, především manželce a synovi za podporu a pomoc při tvorbě této práce. Poté bych chtěl poděkovat mému zaměstnavateli, firmě NUVIA, za poskytnutí výpočetního hardwaru a vyhodnocovacího softwaru.

V Brně dne 21. května 2018

.....

podpis autora

Obsah

| | |
|--|----|
| Úvod | 1 |
| 1 Historický vývoj reaktorů s tekutými solemi | 3 |
| 1.1 Experimentální reaktor využívající roztavené sole..... | 3 |
| 1.2 Množivý reaktor využívající roztavené soli..... | 5 |
| 2 Současné využití reaktorů využívající roztavené sole..... | 7 |
| 2.1 Mezinárodní výzkum | 7 |
| 2.2 Experimentální výzkum v České republice | 11 |
| 2.2.1 Projekt SPHINX | 11 |
| 2.2.2 Projekt BLANKA | 12 |
| 2.2.3 Projekt EROS..... | 12 |
| 2.2.4 Projekt FANTOM | 13 |
| 3 Charakteristické vlastnosti materiálů | 14 |
| 3.1 Rozdělení tavících solí | 14 |
| 3.2 Chloridové sole | 14 |
| 3.3 Fluoridové soli | 15 |
| 3.4 Požadavky na chladivo | 17 |
| 3.5 Výhody a nevýhody použití roztavených solí | 18 |
| 4 Princip některých reaktorů IV. generace s použitím roztavených solí..... | 20 |
| 4.1 Reaktor pracující s roztavenou solí | 20 |
| 4.2 Zdokonalený vysokoteplotní reaktor..... | 21 |
| 5 Produkce a Detekce neutronů | 24 |
| 5.1 Teorie neutronů | 24 |
| 5.2 Zdroje neutronového záření..... | 25 |
| 5.2.1 Jaderné reaktory..... | 25 |
| 5.2.2 Urychlovače..... | 25 |
| 5.2.3 Radioaktivní zdroje | 25 |
| 5.3 Detekce neutronů | 26 |
| 5.3.1 Pasivní detektory | 27 |
| 5.3.2 Aktivní detektory | 28 |
| 5.4 Vyhodnocování neutronového pole | 28 |
| 5.4.1 Monte Carlo N – Particle..... | 32 |
| 6 Praktická část..... | 35 |
| 6.1.1 Měření solného prismatu..... | 36 |
| 6.1.2 Měření solného roztoku | 48 |
| 6.1.3 Výpočet modelů v MCNP | 56 |
| 7 Zhodnocení výsledků chování soli | 65 |
| Závěr..... | 71 |

| | |
|--|----|
| Literatura | 73 |
| PŘÍLOHA A: SESTAVENÍ A UMÍSTNĚNÍ SOLNÉ PRISMY | 78 |
| PŘÍLOHA B1: NAMĚŘENÉ HODNOTY AKTIVNÍM DETEKTOREM V KANÁLU 12 V SOLNÉ PRISMĚ..... | 80 |
| PŘÍLOHA B2: NAMĚŘENÉ HODNOTY AKTIVNÍM DETEKTOREM V KANÁLU 11 V SOLNÉ PRISMĚ..... | 82 |
| PŘÍLOHA C: USMÍSTĚNÍ EXPERIMENTÁLNÍHO STANOVISTĚ NA MĚŘENÍ KONCENTRACE SOLE | 83 |
| PŘÍLOHA D: MODEL SIMULOVANÉ PRISMY V MCNC | 84 |
| PŘÍLOHA E: MODEL SIMULOVANÉHO ROZTOKU V MCNC..... | 87 |
| PŘÍLOHA F: VÝKRES OCELOVÉ AMPULE NA AMBE ZDROJ..... | 88 |

Seznam obrázků

| | |
|---|----|
| Obrázek 1.: Vizuální schéma MSRE v ONRL[4]..... | 4 |
| Obrázek 2.: Koncept reaktoru využívající roztavené soli | 21 |
| Obrázek 3.: Názorné schéma konceptu PB-AHTR[11]..... | 23 |
| Obrázek 4.: Rozdělení typů neutronů dle jejich parametrů[20] | 24 |
| Obrázek 5.: Složení vstupního souboru pro MCNP5[34]. | 33 |
| Obrázek 6.: Spektrum ozářeného vzorku soli[28]..... | 35 |
| Obrázek 7.: Ukázka solné kostky použité ke složení solného prismatu..... | 36 |
| Obrázek 8.: Model ocelové kapsle na AmBe zdroj..... | 37 |
| Obrázek 9.: Experimentální model solného prismatu[27]..... | 39 |
| Obrázek 10.: Mapa kanálu v solném prismatu[27]. | 40 |
| Obrázek 11.: Model boxu pro měření solného roztoku [27]. | 49 |
| Obrázek 12.: Rozmístění a označení aktivačních vzorků a neutronového zdroje v boxu[27]. | 50 |
| Obrázek 13.: Křivka energetické kalibrace. | 55 |
| Obrázek 14.: Křivka účinností kalibrace. | 55 |

Seznam tabulek

| | |
|--|----|
| Tabulka 1.: Procentuální složení chladiva[1]. | 3 |
| Tabulka 2.: Složení izotopů v palivu[1]. | 3 |
| Tabulka 3.: Porovnání parametrů mezi MSRE a MSRB | 5 |
| Tabulka 4.: Parametry IMSBR[15]. | 9 |
| Tabulka 5.: Chemické vlastnosti významných chloridových solí. | 15 |
| Tabulka 6.: Teploty tání jednosložkových soustav[9]. | 15 |
| Tabulka 7.: Názorný příklad soustav sloučenin solí a jejich teploty tání[9]. | 16 |
| Tabulka 8.: Aplikace roztavených solí v reaktorech IV. generace[8] | 20 |
| Tabulka 9.: Hmotnostní podíl určitých prvků v použité oceli. | 37 |
| Tabulka 10.: Vypočtené hodnoty měření aktivním detektorem v kanálu č.11. | 40 |
| Tabulka 11.: Vypočtené hodnoty měření aktivním detektorem v kanálu č.12. | 41 |
| Tabulka 12.: Tabulka izotopů použitých k energetické kalibraci. | 44 |
| Tabulka 13.: Hodnoty účinností kalibrace detektoru | 45 |
| Tabulka 14.: Gama linky izotopů pro příslušnou účinnost detektoru [32]. | 47 |
| Tabulka 15.: Hodnoty reakčních rychlostí vzorků v prismě. | 47 |
| Tabulka 16.: Množství NaCl pro procentuální nasycení roztoku. | 51 |
| Tabulka 17.: Gama linky izotopů pro příslušnou účinnost detektoru. | 51 |
| Tabulka 18.: Hodnoty reakčních rychlostí při koncentraci 50 %. | 53 |
| Tabulka 19.: Hodnoty reakčních rychlostí při koncentraci 80 %. | 53 |
| Tabulka 20.: Zvolené kalibrační zářiče pro 2. energetickou kalibraci. | 54 |
| Tabulka 21.: Tabulka zvolených zdrojů pro účinností 2. kalibraci. | 54 |
| Tabulka 22.: Hodnoty reakčních rychlostí při koncentraci 15 %. | 56 |
| Tabulka 23.: Hustota neutronového toku v In-1 získaná simulací MCNP. | 58 |
| Tabulka 24.: Hustota neutronového toku v In-2 získaná simulací MCNP. | 58 |
| Tabulka 25.: Hustota neutronového toku v In-3 získaná simulací MCNP. | 59 |
| Tabulka 26.: Hustota neutronového toku v Au-1 získaná simulací MCNP. | 59 |
| Tabulka 27.: Hustota neutronového toku v Au-2 získaná simulací MCNP. | 60 |
| Tabulka 28.: Hustota neutronového toku v Au-2 získaná simulací MCNP. | 61 |
| Tabulka 29.: Hodnoty reakčních rychlostí při nasycení 15 % získanými MCNP. | 63 |
| Tabulka 30.: Hodnoty reakčních rychlostí při nasycení 15 % získanými MCNP. | 63 |
| Tabulka 31.: Hodnoty reakčních rychlostí při nasycení 15 % získanými MCNP. | 64 |

Seznam grafů

| | |
|---|----|
| Graf 1.: Axiální profil neutronů v rozdílných kanálech solného prismatu. | 42 |
| Graf 2.: Radiační průřez izotopu ^{115}In [30]. | 43 |
| Graf 3.: Radiační průřez izotopu ^{197}Au | 43 |
| Graf 4.: Referenční body kalibračních vzorků proloženy křivkou. | 45 |
| Graf 5.: Proložení bodů účinností kalibrace s mezí 366 keV. | 46 |
| Graf 6.: Radiační průřez izotopu ^{139}La [30]. | 48 |
| Graf 7.: Závislost pozic zlatých aktivačních detektorů na neutronovém toku z MCNP | 66 |
| Graf 8.: Závislost pozic indiových aktivačních detektorů na neutronovém toku z MCNPN | 66 |
| Graf 9.: Úbytek reakční rychlosti se vzdáleností od zdroje při 50 % koncentraci .. | 67 |
| Graf 10.: Závislost reakční rychlosti na koncentraci pravých aktivačních vzorků. . | 68 |
| Graf 11.: Závislost reakční rychlosti na koncentraci levých aktivačních vzorků..... | 68 |
| Graf 12.: Vypočítané reakční rychlosti různých koncentrací roztoku z MCNP. | 69 |
| Graf 13.: Vypočítané reakční rychlosti různých koncentrací roztoku pravých vzorků z MCNP. | 69 |
| Graf 14.: Poměrná hodnoty naměřených a vypočtených hodnot reakčních rychlostí. | 70 |

ÚVOD

V 21. století je kladen důraz na náročnost spotřeby energie, zejména na nejušlechtlejší energii, elektrickou. S vyšší spotřebou je nutné, aby byla splněná elektrická rovnováha v elektrizační soustavě, a dále rozšiřování a výstavba nových energetických bloků pro doplnění vznikajícího deficitu.

V minulém století se do roku 1954 využívaly především tepelné elektrárny přeměňující chemickou energii nepřímo na elektrickou (chemická → tepelná → mechanická → elektrická). Od spuštění první řetězové reakce v roce 1942 se postupně uvažovalo pro využití této energie především mírovými účely. Roku 1954 se pomalu začala komerčně využívat jaderná energie pro výrobu elektrické energie. V tomto období vzniklo mnoho konceptů a prototypů reaktorů. Zprvu se začaly využívat koncepty převáděné z vojenského využití označované jako I. generace. Nejznámější typy této generace jsou Magnox ve Velké Británii (plynem chlazený a grafitem moderovaný reaktor), Shippingport v USA (lehkovodní tlakový množivý reaktor), Rolphton v Kanadě (chlazený i moderovaný těžkou vodou reaktor – prototyp CANDU) a československý reaktor A1 v Jaslovských Bohunicích (CO₂ chlazený a moderovaný těžkou vodou reaktor).

Koncepty, které byly ověřeny, byly využívány ke komerčním účelům. Postupným zdokonalováním se v 70. letech vyvíjela II. generace reaktorů, která je dodnes nejvíce používaná generace, avšak vybavena mnoha bezpečnostními prvky. Nejznámější typy této generace jsou PWR (západní koncepce tlakovodního reaktoru), VVER (východní koncepce tlakovodního reaktoru), CANDU (těžkovodní reaktor), RBMK (lehkovodní reaktor moderovaný grafitem) a BWR (varný reaktor chlazený i moderovaný lehkou vodou). Přes několik událostí a nehod se výzkum směřoval k bezpečnějšímu využití a zpracování jaderné energie. Postupnými kroky je tendence se odprostit od tepelných (uhelných) elektráren za účelem zmenšení produkce emisí a skleníkových plynů, za předpokladu provozu velkých energetických bloků. Zde se neuvažuje o zdokonalování a vývoj obnovitelných zdrojů elektrické energie.

Třetí generace jaderných reaktorů započala vývoj reaktorů 21. století. Nejznámější typy jsou ABWR (vylepšená verze BWR) a CANDU6 (vylepšená verze CANDU). Od roku 2010 se zdokonalovaná koncepce reaktorů III. generace je označovaná jako generace III+. Nejznámější typy jsou VVER-1200 (vylepšená verze VVER), APWR (vylepšená verze PWR), ACR-1000 (těžkovodní tlakový reaktor) a ESBWR (vylepšená verze varného reaktoru BWR). Tato generace je však podobná a snaží se zdokonalovat především pasivní bezpečnost.

Kladení důrazu na efektivnější využití paliva v souvislosti s ekonomikou, méně odpadů, vyšší účinnosti, a především vysoká bezpečnost je u vývoje budoucí

IV. generace, která je zatím ve vývojové fázi. Uvažovaný komerční využívání těchto typů reaktorů je okolo roku 2030. V této generaci je uvažovaná rozdílnější koncepce stavby reaktoru než doposud. Zmínky o některých konceptech a jejich principů jsou už od 60. let 20. století. Avšak teprve nyní lze tyto koncepty technicky, a především technologicky a materiálně realizovat. Předpokládání zástupci této generace jsou reaktory SFR (sodíkem chlazený rychlý reaktor), VHTR (vysokoteplotní reaktor), SCWR (superkritický, vodou chlazený reaktor), GFR (rychlý reaktor chlazený plynem), LFR (olovem chlazený rychlý reaktor) a především MSR (reaktor s roztavenými solemi).

V první kapitole diplomové práce je podrobně popsán vývoj, principy a experimenty s prvními reaktory využívající k provozu roztavenou sůl. Zde je také popsán vývoj za použití thoriového i uranového paliva.

Následně v druhé kapitole je popsán nynější vývoj a výzkum těchto reaktorů rozdělený na jednotlivé vývoje v různých státech a na co se přímo zaměřovali. Poté bude zaměřen vývoj a výzkum v ČR.

Ve třetí kapitole jsou popsány možné typy solí, vlastnosti jak tepelné, mechanické, tak i jaderné a chemické. Poté je shrnuto, jaké vlastnosti by měla sůl mít v závislosti na její použití.

Čtvrtá kapitola popisuje uvažované koncepty reaktorů, které jsou zahrnuty ve IV. generaci a na kterých probíhá výzkum pro jejich komerční využití. Jsou zde vypsány reaktory zařazené do IV. Generace a popsány pouze reaktory využívající roztavené sole ke své funkci.

Pátá kapitola pojednává o principu neutronů, rozděluje neutrony dle charakteristických údajů a vlastností. Následně je zde popsána detekce a měření neutronů podle využívajících detektorů. Závěrem je zde zobrazen výpočtový princip při neutronové aktivační analýzy a princip výpočtu MCNP.

Šestá kapitola popisuje experimentální postup při měření solného prismaticu a solného roztoku. Jsou zde vyhodnoceny a diskutovány výsledky měření zhodnocení správnosti či určení podílu chyb na měření.

1 HISTORICKÝ VÝVOJ REAKTORŮ S TEKUTÝMI SOLEMI

První návrhy MSR začaly již v 40. letech 20. století. První reaktor měl sloužit pro bombardér, který měl létat nad SSSR. Tento reaktor byl sestaven v Oak Ridge National Laboratory (ORNL). Tento experimentální reaktor (ARE) měl 2,5 MW, jako chladivo byla použita fluoridová sůl a palivo byl štěpný uran. Reaktor vyrobil 100MWh za 9 dnů a dosahoval 860°C. Bohužel bombardér nebyl zhotoven, ale tento reaktor položil základy civilního využití reaktorů s tekutými solemi.

Od roku 1950 se začalo v ORNL pracovat na komerčním typu MSR s využitím thoria. Plánem bylo, že štěpný produkt měl být rozpuštěn v chladivu. Problém však byl, že thorium je chemicky podobný jako produkty štěpných vzácných zemin a je složité je vzájemně oddělit. V 60. letech mělo být experimentováno s dvousložkovou solí oddělenou grafitovou bariérou od paliva. Tato separace měla být zhotovena díky grafitovým trubkám. Avšak design reaktoru nakonec nebyl upraven a výzkum zůstal u jednosložkové sole[3].

1.1 Experimentální reaktor využívající roztavené sole

V roce 1960 také započal výzkum reaktoru s uranovým palivovým cyklem. V roce 1965 byl reaktor zhotoven pod označením MSRE. Zprvopočátku byl použit ^{235}U ve formě UF_4 , poté v roce 1968 bylo palivo zaměněno za ^{233}U s příměsí Pu. Tento reaktor byl funkční do roku 1969. Procentuální složení chladiva reaktoru se po dobu fungování téměř neměnilo. Složení bylo následující:

Tabulka 1.: Procentuální složení chladiva[1].

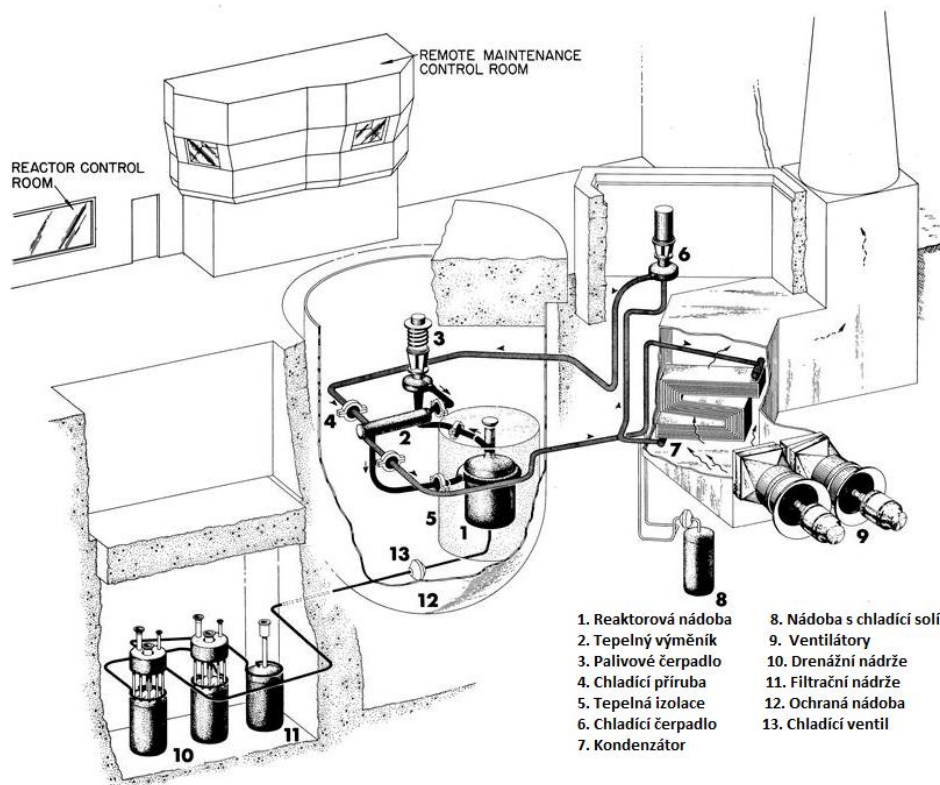
| Chladivo | 1965–1968 | 1968–1969 |
|----------------|-----------|-----------|
| LiF_7 | 65 % | 64,5 % |
| BeF_2 | 21,9 % | 30,3 % |
| ZrF_4 | 5,0 % | 5,0 % |
| UF_4 | 0,9 % | 0,2 % |

Tabulka 2.: Složení izotopů v palivu[1].

| Izotop paliva | 1965–1968 | 1968–1969 |
|------------------|-----------|-----------|
| ^{233}U | - | 84,4 % |
| ^{234}U | 0,3 % | 7,5 % |
| ^{235}U | 35 % | 2,3 % |
| ^{236}U | 0,3 % | 0,1 % |
| ^{238}U | 54,4 % | 5,6 % |

Během provozu bylo chladivo kontinuálně filtrováno od nečistot v obtokové smyčce. Změny v přidávání a redukování byly kvůli ztrátám reaktivity, což mělo být v období 65-68 kompenzováno UF_4 , ale tím se znečišťovalo palivo. V období 68-69 byla kompenzace reaktivity kompenzována ^{235}U , v některých případech ^{239}Pu .

Schéma celého experimentálního reaktoru je zobrazeno v obrázku 1. Reaktorová nádoba byla o velikosti 1502x2559 mm a tloušťce stěny 14,3 mm. Materiál reaktoru byl složený z 70 % Ni, 18 % Mo, 7 % Cr a 5 % Fe. Tento reaktor byl naprojektován díky chladícím solím na nízké tlaky do 0,344 MPa. V primárním okruhu byla chladicí směs měněná viz. tabulka 1. V sekundárním okruhu bylo teplonosné médium konstantní, a to ve složení 66 % LiF a 34 % BeF₂. Tento výkon byl potom v kondenzátoru odváděn v podobě teplého vzduchu do okolí.



Obrázek 1.: Vizuální schéma MSRE v ONRL[4].

Při tomto experimentu bylo mnoho problémů, na které nebyl brán moc velký ohled. Zprvu byly zkoumány typy solí, které nebyly tak agresivní. Především však byl zkoumán materiál, který vydrží agresivitu použitého chladiva. Dále hledali možný i vhodný způsob filtrování chladiva od nežádoucích izotopů. Nutným požadavkem pro toto chladivo je nucená cirkulace, aby nedošlo k tuhnutí chladiva. Problémem byl i moderátor ve formě grafitu, u kterého docházelo k chemickému a mechanickému poškození, který může nést například k difúzi Xenonu[1]. Ohled byl brán také na celkovou odolnost vůči záření a k účinnému průřezu.

1.2 Množivý reaktor využívající roztavené soli

Po tomto úspěšném provozu se v 60. letech vyvíjel i množivý reaktor využívající termální neutrony označený jako MSRB. Zde byla zvolena také tekutá sůl jako chladivo a uvažovaný elektrický výkon dosahoval až 1000 MWe. Bohužel v těchto dobách bylo řešení obtížné, tím pádem nebyl reaktor zkonstruován. Dokonce byl vybudovaný projekt v roce 1972, kdy výstavba měla trvat 11 let a cena výstavby 350 miliónů dolarů, který byl přerušen a nakonec 1976 zrušen z důvodu již zmiňovaných nedostatků v materiálech spojených s korozívností solí [3]. Teoretická účinnost tohoto zařízení byla odhadovaná na 44 % a ekonomicky zařízení vycházelo o něco málo nákladnější než tehdejší cena výstavby PWR. Porovnání MSRE a MSRB je porovnána v tabulce 3.

Tabulka 3.: Porovnání parametrů mezi MSRE a MSRB

| Parametry | MSRE | MSRB |
|--------------------------------------|---|---|
| Nominální tepelný výkon | 10 MW _t | 2250 MW _t |
| Rozměry jaderného reaktoru | 1420x1730 mm | 6800x6100 mm |
| Rozměry aktivní zóny | 1370x1620 mm | 4390x3960 mm |
| Moderátor | Grafit | Grafit |
| Počet kanálů a vnitřní konstrukce | 618 grafitových tyčí 50x50x1700 mm | 1412 grafitových tyčí 102x102x3760 mm |
| Průtok chladiva v aktivní zóně | 0,21 m/s | 2,6 m/s |
| Množství chladiva v primárním okruhu | - | 48,7 m ³ |
| Průtok chladiva v primárním okruhu | 0,052 m ³ /s | 3,69 m ³ /s |
| Hustota energie v aktivní zóně | 13,16 MW/m ³ | 22,2 MW/m ³ |
| Průměrná hustota energie | 3,9 MW/m ³ u moderátoru, 17 MW/m ³ u chladiva | 2,3 MW/m ³ u moderátoru, 74 MW/m ³ u chladiva |
| Admisní teplota do aktivní zóny | 635 °C | 566 °C |
| Výstupní teplota z aktivní zóny | 663 °C | 704 °C |
| Pracovní tlak v aktivní zóně | 172,4 kPa | - |

| | | |
|---|---|---|
| Admisní teplota sekundárního okruhu | 552 °C | 454 °C |
| Výstupní teplota sekundárního okruhu | 593 °C | 621 °C |
| Složení chladiva primárního okruhu | 65 % LiF + 29,1 BeF ₂ + 5,0 % ZrF ₄ + 0,9 % UF ₄ | 71,772 % LiF + 16,0 % BeF ₂ + 12 % ThF ₄ + 0,228 % ²³³ UF ₄ |
| Složení teponosného média sekundárního okruhu | 66 % LiF + 34 % BeF ₂ | 92,0 % NaBF + 8 % NaF |

Mezivládní výzkumná a vývojová organizace Generation IV International Forum (GIF) pomohla oživit zájem o MSR v roce 2002, když se rozhodla MSR jako jeden ze šesti nejslibnějších návrhů jaderného reaktoru pro budoucí vývoj. Výzkum na MSR v rámci GIF je veden Evropským společenstvím pro atomovou energii (Euratom) a ve Francii, Rusku a USA, kdy se účastní jako pozorovatelé. Čína a Japonsko se tohoto výzkumu zúčastňují pouze částečně[3].

2 SOUČASNÉ VYUŽITÍ REAKTORŮ VYUŽÍVAJÍCÍ ROZTAVENÉ SOLE

V této kapitole bude popsán jednotlivý vývoj a experimentální výzkum v souvislosti s roztavenými solemi ve 21. století. Kapitola je rozdělena na mezinárodní výzkumy a experimenty dle států, které byly naznačeny již v první kapitole. Poté následuje popis experimentálních výzkumů v České republice

2.1 Mezinárodní výzkum

Ve Francii Národní centrum pro vědecký výzkum (CNRS) začal v roce 1997 financovat program na studii s roztavenými solemi ve své Grenoblské laboratoři subatomární fyziky a kosmologie (LPSC). V této laboratoři je vyvinut koncept rychle množivého reaktoru pracující s roztavenou solí označován jako MSFR. Reaktor má tepelný výkon o hodnotě 3000 MW_t. Reakce může být zpuštěna dvěma možnými materiály, a to ²³³U nebo ²³⁵U pocházející z ²³⁹Pu. Rychlé neutrony nepotřebují využívat nepřepracované transurany. To zmenšuje množství potřebného materiálu pro přepracování, a to okolo 40 litrů (oproti LFTR, který vyžaduje přepracování 400 litrů sole). Reaktor má velice záporný tepelný koeficient, jak ostatní MSR.

V roce 2008 mezinárodní fórum IV. generace vybrala MSFR jako výchozí koncept pro budoucí MSR. Získané finanční prostředky z fondu EU na životaschopnost a hodnocení kapalného paliva pro projekt Systémů rychlých reaktorů pod označením EVOL. Cílem tohoto projektu je vytvořit detailní návrh MSFR do konce roku 2013.

V Rusku na problému s reaktory využívající roztavenou sůl pracují vědci z Kurchatova institutu. Jejich metodou chtějí pozorovat minoritní aktinoidy v soli. Tento projekt pod označením MARS byl plánován do konce 2014. Tento tým vyvinul koncept transmutační zařízení na bázi roztavené soli a recyklaci těchto aktinoidů označený jako MOSART. Jedná se o nedomerovaný, rychle množivý s širokým spektrem použitých drobných aktinoidů a plutonia z vyhořelého paliva LWR pro výrobu 2400 MW_t. Jako chladivo, díky vysoké rozpustnosti těchto aktinoidů, byla použita lithium-beryllium-fluoridová sůl. Tento koncept pracuje s provozní teplotou okolo 720°C.

Druhá koncepce uvažuje využívání Thoria jako palivo. Tento hybridní systém MOSART pracuje s dvousložkovým palivem, a to i ²³³U. Jeho koncept je možné využít buďto přímo k výrobě elektrické energie, nebo pro extrahování paliva pro MSFR francouzského typu.

V roce 2011 výzkumný tým MOSART provedl mnoho studií s různými typy solí, ale především testovali materiály odolné vůči korozi na bázi Niklu a Molybdenu pod označením Hastelloy-N. Tato slitina odolává také teluria až do teploty 740 °C. Tento tým věří, že tato slitina vyřeší problémy spojené s chemickými a mechanickými problémy u reaktorů využívající roztavenou sůl.

V lednu 2011 oznámila Čínská akademie věd financovaný (350 miliónů dolarů) vládní výzkum a vývoj programu na thoriové palivo pro MSR. Shangaiský institut aplikované fyziky (SINAP) koordinuje program, který bude spolupracovat v univerzitách po celé Číně. Výzkum současně vyvíjí dva koncepty reaktorů, které by efektivně využívaly thoriový palivový cyklus a zároveň produkovaly vodík.

První reaktor je na bázi fluoridových solí TMRS-SF (a solid-fueled thorium molten salt reactor), které jsou použity jako chladiivo pro vysokoteplotní reaktory (FHR). Druhý reaktor má pracovat na thoriové palivové bázi a chlazený solí pod označením TMSR-LF (a liquid-fueled thorium molten salt reactor), kdy palivo bude v kapalném skupenství. Vývoj FHR dostal přednost, protože technické problémy, týkající se tohoto reaktoru, jsou považovány za jednodušší. Výzkumný reaktor o výkonu 2 MW_t má plánované zhotovení okolo roku 2017 až 2020. Vývoj TMSR je plánován po ukončení vývoje FHR. Pro oba reaktory je plánovaná řada vývoje reaktorů o výkonech prvně 2 MW_t, poté 10 MW_t a následně 100 MW_t demonstračních reaktorů. Financování závisí na úspěších z pětiletého původního programu.

V delším časovém horizontu je v roce 2030 uvažován jak 1000 MW_t reaktor FHR, ale i 100 MW_t MSR pro demonstrační účely. Tento reaktor bude využívat metody TRISO, někdy celý princip tohoto reaktoru je označován jako PB-FHR (pebble-bed FHR). Čínský program má 350 zaměstnanců a je jako jediný program, který pokrývá všechny aspekty vývoje MSR včetně návrhu reaktoru, vysokých teplot roztavených solí ve smyčkách, spalační proces s vyhořelým palivem, bezpečnost a udělování licencí, a především vývoje materiálů pro vysoké teploty. Předpokládaný růst pracovníků je do roku 2015 na 750 zaměstnanců a v roce 2020 až 1500 zaměstnanců.

Počátek výzkumu MSR v Koreji se datuje roku od 1998. Prvopočáteční úvahy byly na využití spalačního procesu za použití paliva DUPIC (Direct Use of Spent PWR Fuel in Candu) vyvíjený na Ajounské Univerzitě. Vznikl zde komplex pod označením AMBIDEXTER (Advanced Molten-salt Break-even Inherently-safe Dual-function EXcellentTly-Ecological Reaktor Nuclear Energy Complex), který zkoumá tento proces v reaktoru. Hlavním cílem tohoto využití je snížení produkce minoritních aktinoidů, ale i produkce elektrické energie.

Výzkumný reaktor se skládal ze dvou částí, blanketu a jádra. Blanket tvořil pouze roztavená sůl s palivem ve směsi (LiF-BeF₂-(Th,U,Pu)F₄). Jádro bylo směsí grafitových moderačních kanálů a roztavené sole s palivem. Hustota neutronového toku v blanketu byla velká, srovnatelná s hustotou neutronového toku u rychle množivých reaktorů. Naopak hustota neutronů v jádru byla nižší, srovnatelnou s tlakovodními reaktory PWR. Následně zde byly zkoušeny materiály pro odolnost vůči korozi. Při provozu byly každých 20 sekund vypouštěny vzniklé plyny a každé 3 dny byly separovány ²³³Pa a následný transurany. Díky zkušenostem byl vytvořen výpočtový software AMBIKIN2D. Software také vycházel ze zkušeností z Oak Ridge v USA.

Indie vyvíjí dva koncepty využívající roztavené soli. První koncept je vyvíjen za pomoci metody TRISO, kdy roztavená sůl je využívána pouze jako chladivo. Druhý koncept vychází z již používaného reaktoru MSBR využívající rozpuštěné palivo. Tento typ reaktoru je označen jako IMSBR.

Tento reaktor bude provozován ²³³U-Th. Jeho konstrukce klade důraz na bezpečnost, proto je provozován především bez beryliových solí z důvodu jejich toxicity. Také je důležitým aspektem snížení odpadu za využití karbonu. Další myšlenkou je možnost výměny vně jádrových komponent. V sekundárním okruhu je zvolen oxid uhličitý CO₂ jako teplotně médium, které bude použito za pomoci Braytonova cyklu na výrobu elektrické energie. Průměrná účinnost tohoto konceptu je okolo 45%.

Koncept reaktoru IMSBR je nyní počítán a simulován na parametrech zobrazených v tabulce 4. Zároveň během tohoto projektu je koncipován reaktor podobného typu, ale malý modulární o výkonu 5MWt.

Tabulka 4.: Parametry IMSBR[15]

| Atributy | Parametry |
|--|---------------------------------------|
| Nominální tepelný výkon | 850 MW _e |
| Tepelná účinnost | 45 % |
| Rozměry aktivní zóny (průměr/výška) | 2/2,05 m |
| Vstupní / výstupní teplota | 700 / 800 °C |
| Palivová sůl | LiF-ThF ₄ -UF ₄ |
| Obalová sůl | LiF-ThF ₄ |
| Sekundární sůl | LiF-KF-AlF ₃ |
| Průtok primárního okruhu | 10,9 t/s |
| Průtok sekundárním okruhem | 6,3 t/s |
| Průtok chladiva jádrem | 0,85 m/s |

| | |
|------------------------|---|
| Množství palivové sole | 41,1 t (2,7 t je ²³³ U) |
| Čerpadlový výkon | 5,4 MW (s účinnosti 90%) |
| Princip výroby | Superkritický CO ₂ využívající Braytonový cyklus |

Jak Spojené státy americké, tak Čína preferují program výzkumu FHR a usilovně spolupracují na tomto výzkumu. Americké ministerstvo energetiky (DOE) zahájil výzkumný program pro několik univerzit již v lednu 2012. Američtí experti se podílejí na přezkoumání návrhu a designu čínského FHR. Současně a nezávisle na čínských výzkumných týmech se Američani snaží pochopit princip čínského designu. USA nejprve usilují vytvořit koncepční návrh zkušebního reaktoru o výkonu 20 MW_t a poté komerčního prototypu o výkonu okolo 200–900 MW_t.

Roztavenými solemi chlazené reaktory přinášejí mnoho výhod z pohledu bezpečnosti a provozu. Protože FHR reaktory provádí reakci při atmosférickém tlaku, není oproti tlakovodním reaktorům potřebná výrazná tloušťka nádoby. Američtí vědci konstatují, že vysoké provozní teploty mohou efektivně využít díky Braytonového cyklu přeměny energie plynu na mechanickou a následně na elektrickou energii. Tepelná kapacita chladící sole umožňuje kompaktnější a relativně ekonomičtější konstrukci.

Američané i Číňané dále uvažují o použití paliva ve formě tzv. míčků, známí jako tristrukturální-izotropní palivo (TRISO). Tento "míček" se skládá z jádra, které obsahuje štěpný materiál, a obalu, který je tvořen čtyřmi vrstvami uhlíku a poslední, keramickou vrstvou pro udržení štěpných produktů. Toto palivo odolává vysokým teplotám, kterým zabraňuje zhroucení. Palivo je poté vkládáno do roztavené sole a po vrcholu své funkce je opět vyjmuty. První zkušenosti s touto technikou mají v průběhu 20 let nejen Američané a Číňané, ale i Němci. Dokonce výroba tohoto paliva již probíhá a prototypy jsou testovány na čínské Thinghuanské universitě. Vzhledem k pokročilému stavu vývoje bude FHR reaktor dříve komerčně dostupný než MSR, nejspíše během 20 let. Avšak vývoj FHR reaktorů bude přínosem pro vývoj MSR, jelikož systémy s vysokými teplotami a konvekce energie s Braytonovým cyklem je možné použít i pro MSR a následně představuje vývoj již poloviční výzvu[4] [15].

2.2 Experimentální výzkum v České republice

V České republice je díky vládě financován výzkum MSR, vyvíjen v Ústavu jaderného výzkumu Řež (ÚVJ Řež) od roku 1997. V letech 1997–2003 vznikl projekt s názvem SPHINX (SPend Hot fuel Incinerator by Neutron fluX), který se zabývá koncepčním návrhem transmutačního reaktoru s roztavenou solí (MSTR) poháněný plutoniem a dalšími minoritními aktinoidy získané z vyhořelého paliva LWR. Od roku 2004 do roku 2008 tento projekt produkoval koncepční, rychle množivý thoriový reaktor. Při tomto projektu současně probíhal projekt na výzkum a experimenty pro práci s materiály, chemii palivového cyklu, použití palivových solí a jejich termohydrauliku. Projekt za pomoci ŠKODA JS vylepšil materiál z niklových slitin označený jako Hastelloy-N pod označením ŠKODA MONICR. Samotný projekt během roku 2006 až 2011 se věnoval opětovného zpracování fluoridové soli, především separaci sole od transuranů v palivovém cyklu využívající thorium a uran.

V září 2011 americké Ministerstvo energetiky (DOE) sepsalo dohodu na americko-českým jaderným programem a vývoje v MSR. Především je zkoumán charakter sole jako chladivo. Tato sůl dovezená z ORNL se testuje v zařízení v Řeži. Společně s několika dalšími firmami a institucemi (Ústav jaderné fyziky Akademie věd České republiky, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská České vysoké učení technické v Praze a od roku 2000 pro specializaci na sekundární okruh i Vysoké učení technické v Brně) sledují současně výzkum FHR a MSR. Následně poskytují teoretickou a experimentální činnost v reaktorové fyzice, procesy jaderného palivového cyklu a zkušenosti z nového materiálu [3][10].

2.2.1 Projekt SPHINX

Jak již bylo řečeno v předchozím odstavci, projekt se zabývá zpracování jaderného odpadu, především však paliva z LWR. Za použití fluoridové sole a řízení podkritický systém s vhodným neutronovým zdrojem. Společně tohoto projektu je projekt BLANKA na reaktoru LVR-15, který se zaměřuje na ozařování vzorků tekutých solí a materiálů pro blanket v projektu SPHINX. Dále související program označený jako EROS je zaměřen na stavbu jednotky typu MSR v experimentálním reaktoru LR-0, který může být modifikován na experimentální MSR nulového výkonu označený SR-0. Dále na experimentálním reaktoru VR-1 na Katedře jaderných reaktorů Fakulty jaderné a fyzikálně inženýrské ČVUT. Projekt FANTOM, který ověřuje moduly blanketu experimentálního jaderného transmutoru a jejich neutronových charakteristik.

SPHINX uvažuje o pyrochemické přepracování paliva. Záměrem je využití spalační reakce transuranů v palivovém kanálu. Systém může být řízen s kritickou nebo podkritickou reaktivitou, kde výkon je řízený externím neutronovým zdrojem či hnací zónou. Palivový kanál je obklopen hexagonálními grafitovými bloky, ve

kterých probíhá již zmíněné efektivní spalační reakce. Tímto způsobem je možné buďto na zpracování vyhořelého paliva, nebo je vhodné pro efektivní zdroj energie, když dochází ke změně aktinoidů z uranovo – plutoniovém na thorium – uranový palivový cyklus[5][6].

2.2.2 Projekt BLANKA

Projekt pro výzkum ozařování zvolených vzorků, s možností využití do již zmiňovaného projektu SPHINX, ale především výzkumu MSR. Výzkum poukazuje na dlouhodobé chování neutronového toku, gama záření a vysokých teplot na tyto materiály. Pro tento projekt byl vytvořen tvarově podobnou palivovou kazetu, jak ve VR-1, na tyto vzorky. První série BLANKA 100 proběhla v roce 2001 na experimentálním reaktoru LVR-15.

V roce 2002 následovalo experimentální měření při různých hladinách výkonu označený jako BLANKA 101. Tato část sloužila na kalibraci a praktickou přípravu na pozdější měření. V tomto roce dále pokračovalo měření označené BLANKA 102 na stejném reaktoru, kdy při nízkém neutronovém výkonu bylo pozorováno chování sond, jedna část obsahující čistý NaF a druhá část obsahuje směs NaF s molybdenovým práškem simulující přítomnost štěpných produktů.

V roce 2003 z předchozích experimentálních měření byly zhotoveny úpravy a měření pod označením BLANKA 103. Toto měření se zaměřovalo na směs LiF a NaF, ve kterých byl namíchán částečné množství UF₄. Současně pro experimentální reaktor VR-1 vytvořen soubor z hliníku pro sondy. Postup byl podobný jak u BLANKY 100 a 101, pod označením BLANKA 400. Úrovně prostředí bylo za pokojové teploty a nízkého neutronového toku dostačující[5].

2.2.3 Projekt EROS

Tento program, jehož zkratka znamená Experiment zeRO power Salt reactor SR-0' se soustřeďuje na ozařování vzorků v souvislosti sestavení konstrukce reaktoru a blanketu. Zprvu byl reaktor LR-0 upraven na SR-0, kde tento 'solný reaktor' byl o pokojové teplotě a dalším stupněm byly simulovány teploty blízké provozním. Při prvním stupni experimentálního výzkumu v roce 2005 byly zkoumány hustoty neutronového toku pomocí aktivačních folií.

První měření složilo k doladování měření k dalšímu vývoji. Ten následoval v roce 2006 až 2007, kdy experiment probíhal několika různými typy solnými kanály, kdy u každého kanálu zavedených do aktivní zóny probíhalo kontinuální měření neutronového toku třemi metodami, kdy každá pokrývala jiné spektrum neutronů. Dále pokračovalo několik experimentálních měření, která byla označena jako EROS 1 – EROS 5, při každém bylo použito rozdílné množství soli, rozdílným

obsahem grafitu v blocích a obohacení paliva, a to již od 3,3; 3,6 a 4,4 % ^{235}U . Řízení systému probíhalo pomocí moderátoru, který u LVR-15 je lehká voda [7].

2.2.4 Projekt FANTOM

Experimentální měření probíhalo v roce 2007 a 2008, při kterém probíhalo měření neutronových fyzikálních parametru v reaktoru VR-1. Důvodem měření bylo vytvoření simulačního programu a jeho zdokonalování, ale i zdokonalování technik měření. V souvislosti se zdokonalováním souviselo i ověřování výsledných hodnot, kdy se měnily parametry souborů, či ověření výsledku z měření na LR-15.

První experimenty byly využity dvoje systémy uspořádání, kdy v prvním byly použity tři kanály následně ozařované. Ve dvou kanálech byla použita směs LiF 60 % (lithium bylo použito ^6Li a ^7Li) a NaF 40 % a poslední byl vyplněn vzduchem. Výška článku byla 600 mm. Při druhém experimentu se pracovalo pouze z dvěma kanálů s různým vyplněním směsí. První kanál obsahoval směs LiF-BeF₂, druhý kanál obsahoval směs LiF-NaF-UF₄, kdy podíl sole vůči sloučenině uranu byla 95 % / 5 %. Výška použitého souboru byla 620 mm[7].

3 CHARAKTERISTICKÉ VLASTNOSTI MATERIÁLŮ

V této kapitole budou popsány materiály využívané v souvislosti s MSR. Nejprve budou rozděleny typy používaných solí a jejich vlastnosti. Dále zde budou popsány výhody a nevýhody solí a jejich použití.

3.1 Rozdělení tavících solí

V této podkapitole budou rozděleny základní typy solí. Tyto soli je možné rozdělit do dvou skupin. První skupinou jsou taveniny sloučenin chloridů. Tato skupina solí pro možnost využití v souvislosti s MSR není zcela experimentovaná, protože by vznikl problém s náročností materiálu pro provoz a agresivitu s vlhkostí. Proto není ani moc známá rozpustnost palivových materiálů. V Japonsku byl vytvořen projekt na studování těchto sloučenin a jejich chování. Tento projekt se nazýval OMEGA. Právě tato sloučenina je zájmem experimentálního měření této diplomové práce.

Další a zároveň jedinou jak uvažovanou, tak studovanou skupinou solí jsou taveniny fluoridových solí. Tyto sole, jak již bylo zmíněno v 2. kapitole, byli již od počátku využívány k experimentálnímu zkoumání na vývoj MSR. Tato skupina byla užívána jak u experimentu MSRE, tak i u uvažovaného reaktoru MSRB. Jak již bylo zmíněno, tato jediná skupina je využívána k experimentům, tím pádem bude záměrem dalšího uvažování[2].

3.2 Chloridové sole

Vlastnosti chloridových solí v určitých aspektech převyšují aspekty fluoridových solí. Zejména však aktinidy chloridových solí mají nižší bod tání a větší rozpustnost pro aktinidy. Díky větší rozpustnosti je možné, že směs může obsahovat větší množství transuranových prvků. Dobré zkušenosti jsou se sloučeninou PuCl_3 a NaCl . Sloučenina NaCl má dobré chemické, jaderné a fyzikální vlastnosti, avšak problematický je bod tání. Tento problém je možné vyřešit smícháním sloučeniny chlorid hořečnatý (MgCl_2), chlorid lithný (LiCl), chlorid draselný (KCl) či chlorid vápenatý (CaCl_2). Při aktivaci hlavního izotopu ^{35}Cl vzniká dlouhotrvající energetický zdroj ^{36}Cl . Využití ^{37}Cl je proto mnohem lepší[11].

Tabulka 5.: Chemické vlastnosti významných chloridových solí.

| | $t_{\text{tání}}$ | t_{varu} | ρ |
|-------------------|-------------------|-------------------|-----------------------|
| | (°C) | (°C) | (g.cm ⁻³) |
| PuCl ₃ | 767 | 1765 | 5,71 |
| NaCl | 801 | 1413 | 2,163 |
| MgCl ₂ | 708 | 1412 | 2,352 |
| LiCl | 605 | 1382 | 2,456 |
| KCl | 770 | 1390 | 2,13 |
| CaCl ₂ | 782 | 1600 | 2,24 |

Použití chloridových solí je možné od spalného po množivého typu reakcí. Jako zvolené palivo rozpuštěné v soli může být ²³⁸U. Proces však může být i uzpůsoben pro tvorbu plutonia v otevřeném cyklu jaderných elektrárnách, při kterém nebudou oddělovány těžké kovy od štěpných produktů. Výsledné štěpné produkty mají v oblasti tepelné energie velký průřez zachytu neutronů. Průřezy zachycení při vyšších energiích jsou mnohem nižší, tím pádem je tvorba štěpných produktů větší u rychlých MSR než v tepelném spektru MSR. Vzniklé plynné produkty během štěpení je jednoduché oddělit od kapalného paliva. Při použití chloridových solí v MSFR má záporný koeficient reaktivity a záporná reakce na tepelnou reaktivitu. Tato vlastnost napomáhá provozovat reaktor bezpečněji[11][9].

3.3 Fluoridové soli

Sloučenin fluoridových solí je řada. Zde budou popsány jen sloučeniny a soustavy využívaných sloučenin. Jeden z nejdůležitějších aspektů pro vhodné zvolení dané soli je teplota tání. Je patrné z tabulky 4., že jednosložkové sloučeniny nemají nižší bod tuhnutí než 525°C, což je teplota pro vhodné chladivo do primárního okruhu. Pro sekundární okruh je to zase 400°C.

Tabulka 6.: Teploty tání jednosložkových soustav[9].

| Sloučenina soli | Teplota tání (°C) |
|------------------|-------------------|
| LiF | 845 |
| NaF | 995 |
| KF | 856 |
| RbF | 775 |
| BeF ₂ | 555 |
| ZrF ₄ | 903 |
| ThF ₄ | 1111 |

| | |
|-----------------|------|
| UF ₄ | 1035 |
|-----------------|------|

Přidáním druhé složky dojde k snížení teploty tání. Při tříložkové soustavě už teplota tání o markantní hodnotu neklesne, ale soustava může získat lepší parametry či soustava sloučenin bude levnější.

Tabulka 7.: Názorný příklad soustav sloučenin solí a jejich teploty tání[9].

| Soustava sloučení | Procentuální molární složení (mol.%) | Teplota tání (°C) |
|---|--------------------------------------|-------------------|
| LiF – KF | 50/50 | 492 |
| LiF – RbF | 44/56 | 470 |
| LiF – NaF – KF | 46,5/11,5/42 | 454 |
| LiF – NaF – RbF | 42/6/52 | 435 |
| LiF – ZrF ₄ | 51/49 | 509 |
| NaF – ZrF ₄ | 59,5/40,5 | 500 |
| RbF – ZrF ₄ | 58/42 | 410 |
| KF – ZrF ₄ | 58/42 | 390 |
| LiF – NaF – ZrF ₄ | 42/29/29 | 460 |
| LiF – NaF – ZrF ₄ | 26/37/37 | 436 |
| NaF – RbF – ZrF ₄ | 33/24/43 | 420 |
| NaF – KF – ZrF ₄ | 10/48/42 | 385 |
| LiF – BeF ₂ | 73/27 | 530 |
| LiF – BeF ₂ | 67/33 | 460 |
| NaF – BeF ₂ | 57/43 | 340 |
| LiF – NaF – BeF ₂ | 15/58/27 | 480 |
| LiF – BeF ₂ – ZrF ₄ | 64,5/30,5/5 | 428 |
| LiF – NaF – BeF ₂ | 31/31/38 | 315 |

Problém u ZrF₄ je, že pokud přesáhne jeho molární složení více jak 40 molárních procent, vzniká zde nebezpečí zvýšené tenze par. S tím souvisí i hustota materiálu se zvyšující se teplotou. Rozdíly v objemu fluoridových sloučenin není tak obrovský, například u BeF₂, kdy molární hmotnost je 47 g/mol. Rozdíl molárního objemu při změně teploty z 600°C na 800°C je z 23,6 cm³/mol na 24,4 cm³/mol. Největší rozdíl molárního objemu je u uvažovaných solí je ZrF₄, který je při předchozím rozdílu o 3 cm³/mol. Tepelná kapacita tekutých solí (jak u soustav, tak u sloučenin) o teplotě 700°C se pohybuje mezi 1 až 2,5 J.kg⁻¹.K⁻¹. Tepelná kapacita je důležitá pro odvod tepla, tak i tepelná vodivost a viskozita. Tepelná vodivost se pohybuje u uvažovaných solí okolo 0,8 W.m⁻¹.K⁻¹. Viskozita je s porovnáním u klasických chladících medií o něco horší (H₂O je cca 0,09 mPa.s). Viskozita se u

roztavených solí pohybuje až 7 mPa.s, kdy se jedná o NaF-BeF₂, naopak za použití třísuborové směsi sloučenin, například u LiF – NaF - RbF může viskozita klesnout až na 2,6 mPa.s. Fluoridové soli mají dobrou tepelnou kapacitu, nereagují prudce se vzduchem nebo s vodou a dokonce jsou inertní vůči některým běžně používaným kovům. [9].

Další jsou důležité jaderné parametry. U fluoridových solí je parazitický záchyt neutronů o něco větší než například grafitu. Hodnoty se pohybují desetinásobky vůči záchytu grafitu. U LiF – KF je tento násobek dokonce 97x . Nejmenší je však LiF – BeF₂ a to 8. Naopak moderační schopnost tekutých solí je mnohonásobně menší oproti lehké vodě. Se záchytem neutronů souvisí jejich aktivace. Ta způsobuje aktivaci materiálů solí, které zůstávají aktivní i několik dní. Efektivně vychází parametry souboru sloučenin LiF – BeF₂. Zde se však nachází problém s produkcí tritia, protože aktivace α ⁶Li či tepelným neutronem ⁷Li se produkuje (pokud není záměrem jeho výroba pro termionukleární zbraně), což voda či užívané plyny (He) tento problém neřeší. Skrze tento problém by bylo nutné vybavit cirkulační okruhy filtračními systémy na odstraňování tritia a ostatních nečistot, což je problémové[9].

3.4 Požadavky na chladivo

Prvně je nutné si uvědomit, kde se dané chladivo bude používat. V případě primárního okruhu, kde se bude nacházet i štěpný materiál, jsou zvýšené požadavky na chladivo. Nejprve musí mít chladivo dostatečnou měrnou tepelnou kapacitu z důvodu odvodu tepelné energie dále do výměníků. Musí být radiačně odolné a stabilní. Pro chlazení jako u ostatních chladicích kapalin je nutné minimální mikroskopický účinný průřez pro záchyt neutronů. V případě použití již zmíněného kapalného paliva musí mít chladivo dobrou rozpustnost použitého paliva a vhodné vlastnosti oddělení minoritních aktinoidů. Menší tenze par v souvislosti s nízkou teplotou tání a vysokou teplotou varu musí vhodná. Dostatečná viskozita v závislosti s tepelnou dynamikou a hydrodynamikou je taky vhodná. Také je brán v potaz náročnost chladiva na konstrukční materiál. Poslední požadavek, který je zejména důležitý, je cena chladicího média.

V případě používání roztavených solí v sekundárním okruhu, o kterém však se neuvažuje a spíše se uvažuje o vodě nebo plynu, musí mít chladivo nízkou teplotu tavení a vysokou teplotu varu. Menší tenze par je také důležitá. Potřebným parametrem pro sekundární nosič tepla je vysoký tlak pro přenos tepla, aby byla předána energie. Těsnost chladiva v sekundárním okruhu a menší chemickou agresivitou je také dost důležitá v souvislosti s dlouhou životností. Důležitou souvislostí s chladivem používaným v sekundárním okruhu je zamezit únik tritia do okolí. Závěrem je důležitá i obecná věc, která je cena chladiva[2].

3.5 Výhody a nevýhody použití roztavených solí

Použití roztavených solí s určitou koncentrací štěpného paliva v kapalném skupenství má své výhody i nevýhody, jež budou shrnuty v této kapitole.

Nejprve budou probrány nevýhody.

Nejprve je nutné si uvědomit, proč tato technologie nebyla rozšiřována, již od 60. let 20. století. Jedním z důvodů, proč v tomto období nešlo splnit dlouhodobý provoz, bylo materiálové inženýrství. Náročnost fluoridových solí na materiál, který bude dlouhodobě odolný, se daří splnit až nyní. Například tu je Rusi vyvinutý materiál Hastelloy-N nebo zdokonalený český materiál ŠKODA MONICR a jejich vývoj je popsán v kapitole 3. V těchto dobách (1960) byl ale i jiný záměr práce s jádrem než výroba tepla pro elektrickou energii. Problémem tohoto principu byla především malá produkce jaderného materiálu, který však v dnešní době, kdy je schváleno pouze mírové užití jaderné energie, je nevýznamný. Dalším problémem, při již uvažovaném výstavbě reaktoru využívající roztavenou sůl, je získání licence k provozu, protože žádný reaktor již pracující na světě není a žádné zkušenosti, až na experimentální, dosavad nejsou. Problémem uvažovaného kapalného paliva koncentrovaná v chladící směsi sole je nutná složitost rozpustnosti v chladivu, která byla vysvětlena ve 4. kapitole. Dalším problémem je separace paliva, minoritních aktinoidů a chladící směsi sole, kdy tato metoda je stále ve výzkumném postupu. Navíc je aktivita vysokých hladin rozprostřena všude v primárním okruhu. Možným problémem je i v případě moderování grafitem u reaktorů LFTR, v tomto případě dochází k pozitivní teplotní zpětné vazbě, která by měla za následek zvýšení teplotního výkonu a může dojít k havárii. Zhruba posledním uvažovaným problémem je rozdílná měrná hmotnost při změně teploty. Tato podmínka dost záleží na koncentraci směsi prvků. To však souvisí i s udržováním teploty, aby nedocházelo k zamrzávání chladící soli. U sloučenin obsahující Beryllium vzniká toxická sloučenina.

Naopak výhod je zde více uvažovaných. Jelikož je palivo rozpuštěné v chladící směsi, tím můžeme filtrovat současně palivo i chladivo. Tím není nutné přepracovávat vyhořelé palivo. S tím je spjato i to, že vzniklý odpad při reakci neobsahuje dlouhodobě radiotoxické izotopy. To ovlivňuje požadavky na dlouhodobá, či hlubinná úložiště těchto odpadů. Navíc minoritní aktinoidy z vyhořelého paliva, které by se jinak musely uložit, lze ekonomicky využít jako další využitelné palivo. Dále je výhodná tepelná kapacita rozpuštěné soli. Při použití rozpuštěné soli je tepelná kapacita 4x vyšší oproti dále uvažovanému sodíkovému chlazení reaktorů IV. Generace. S porovnáním využití jakéhokoliv plynu k odvádění tepla je tepelná kapacita u roztavených solí dokonce až 100x vyšší. Také díky nízké tenzi par solí při vysokých teplotách je návrh aktivní zóny a celkového primárního okruhu jednodušší, fluoridové soli jsou navíc relativně stabilní až na náročnost

materiálu, ale to bylo již řečeno. Není nutné zabezpečovat primární okruh silnou tloušťkou potrubí a stěny reaktorové nádoby, což částečně by souviselo i s ekonomikou. Údržba je zabezpečena filtrací chladiva, ale v případě poškození či úniku chladiva s palivem je kapalina svedena do chlazených nádrží a systém přejde do podkritického stavu. S tím souvisí i jednoduchost s odstavením reaktoru. Primární okruh je možné odstavit snížením průtoku a teploty, čímž se systém dostává do podkritického stavu. Poslední uvažovanou výhodou této metody je možnost využít více typů paliva (Th, U, Pu, Pa) a v souvislosti s palivem je více možností zvolit chladící médium[1].

4 PRINCIP NĚKTERÝCH REAKTORŮ IV. GENERACE S POUŽITÍM ROZTAVENÝCH SOLÍ

V této kapitole budou shrnuty všechny informace z předešlých kapitol pro reálné využití materiálu na IV. generaci jaderných reaktorů. V tabulce 6 jsou popsány použití roztavených solí v reaktorech a typy experimentálně zkoumaných pro možnou adaptaci.

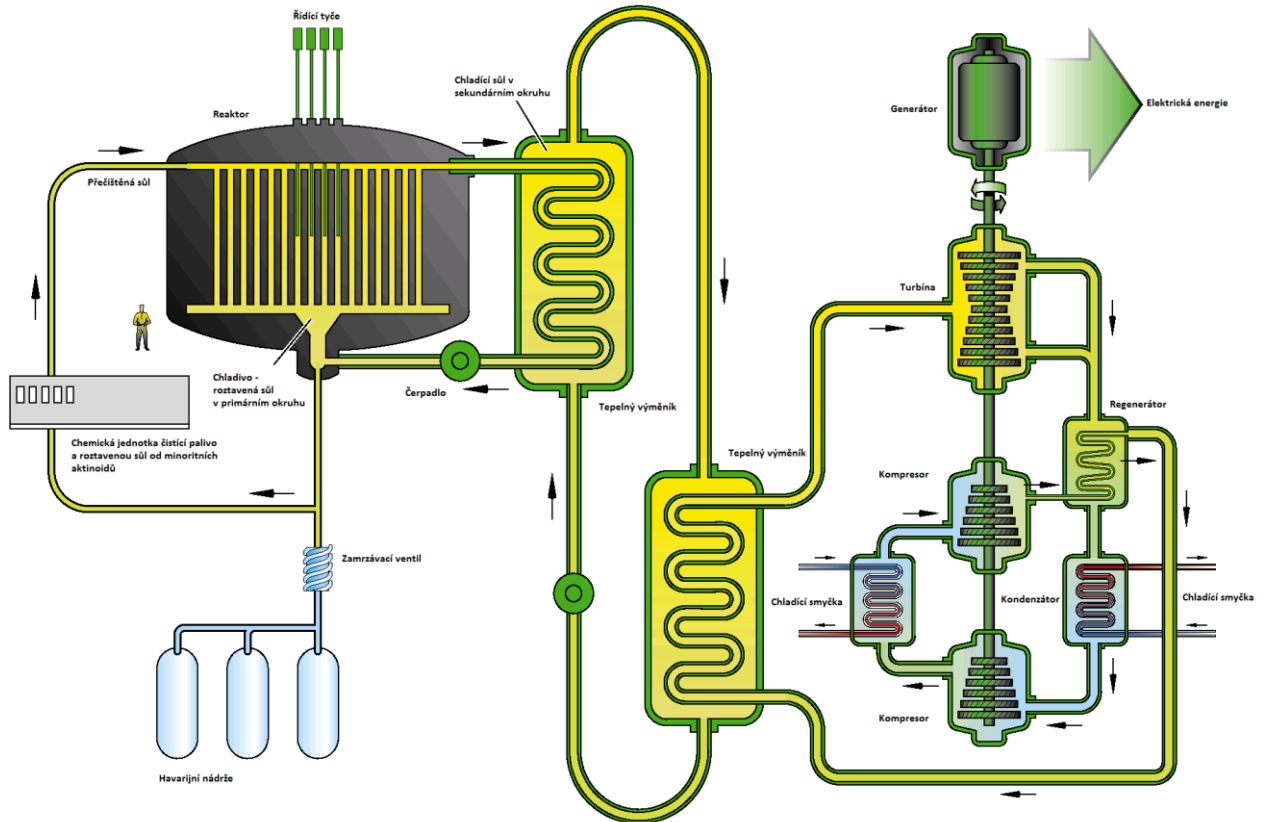
**Tabulka 8.: Aplikace roztavených solí v reaktorech IV. generace[8]
(v závorce je možný aktinid).**

| Typ reaktoru | Spektrum neutronů | Použití | Soubory sloučenin |
|--------------|-------------------|-------------------------------|--|
| MSR množivý | Tepelné | Palivo | LiF – BeF ₂ - (-) F ₄ |
| | Rychlé | Palivo | LiF - (-) F ₄ LiF – CaF ₂ – (-) F ₄ |
| | | Chladivo v sekundárním okruhu | NaF – NaBF ₄ LiF – BeF ₂ KF – KBF ₄ |
| MSR štěpný | Rychlé | Palivo | LiF – NaF – BeF ₂ – (-) F ₃ LiF – NaF – KF – (-) F ₃ LiF- NaF – RbF- (-) F ₃ |
| AHTR | Tepelné | Chladivo v primárním okruhu | LiF – BeF ₂ |
| VHTR | Tepelné | Chladivo v meziokruhu | LiF - NaF – KF LiCl – KCl – MgCl ₂ |
| MSFR | Rychlé | Chladivo v primárním okruhu | LiCl – NaCl – MgCl ₂ |
| SFR | Rychlé | Chladivo | NaNO ₃ – KNO ₃ |

4.1 Reaktor pracující s roztavenou solí

Jak již bylo několikrát zmíněno, tento typ reaktoru je experimentálně zkoumán již několik desetiletí. Výhodnou tohoto reaktoru je, že může být provozován jak na

thoriový, tak na uranový palivový cyklus. Výhodou uranového cyklu je, že využívá vyhořelé palivo pro provoz.



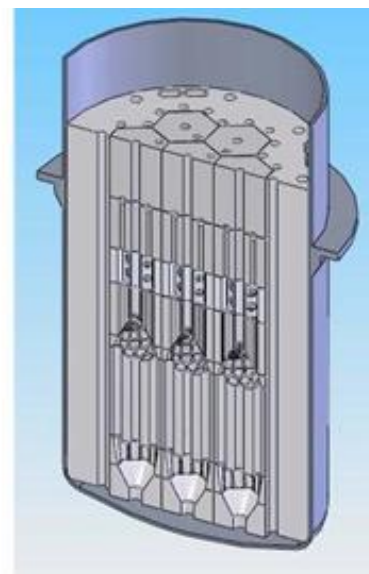
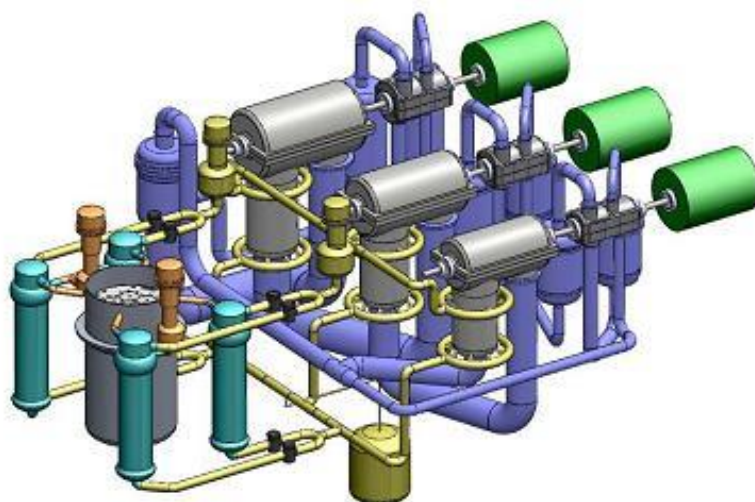
Obrázek 2.: Koncept reaktoru využívající roztavené soli[15].

Tento tříokruhový výrobní cyklus je vyobrazen na. Uvažovaná účinnost je okolo 50 %. V terciálním okruhu se místo Rankin-Clausiovův cyklu využívá Braytonův cyklus. Tento okruh předpokládá jako teplotnosné médium Helium. Projekt má oproti ostatním projektům mnoho předností. Vhodnými kandidáty na chladivo v primárním okruhu či sekundárním okruhu (dá se spíše uvažovat meziokruhu) jsou uvedeny v tabulce č. 6. Výhody využití soli jsou zmíněny v předchozí kapitole, tak je není potřeba znova opakovat[15].

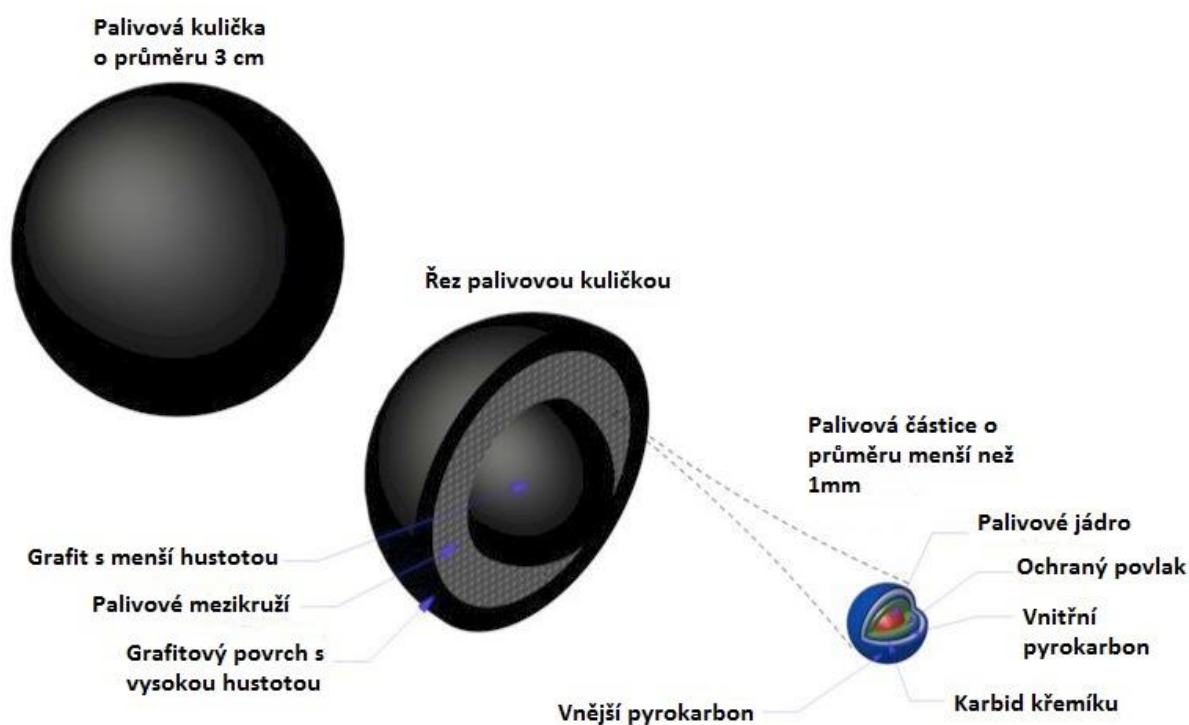
4.2 Zdokonalený vysokoteplotní reaktor

Tento vylepšený koncept vysokoteplotního reaktoru, který by využíval zmíněné soli uvedené v tabulce 6. Tento typ reaktoru může využívat chladivo helium (toto řešení bylo řešeno u staré verze VHTR), nebo již zmíněné roztavené soli. Díky solím je výkon z reaktoru odváděn efektivněji při menší tenzi. Výhoda těchto reaktorů spočívá možného dalšího průmyslového využití například odpadního tepla pro výrobu vodíku. Palivo je zde oproti MSR v pevném skupenství.

Zajímavé řešení použití paliva se zde uvažuje (Čína i USA) typu TRISO (obrázek 4). Celkový koncept s paliva s kulovým ložem je označen jako PB-AHTR (Pebble Bed Advanced High Temperature Reactor). Jak bylo řečeno, Toto palivo je obohaceno 10 % ^{235}U , které je obsaženo v oxykarbidu uranu. Palivo je vháněno do spod reaktoru, které je pak následně nuceně cirkulováno. Pro posouzení vyhoření palivových kuliček je umístěn ve vrchní části reaktoru tester, který obsahuje ^{137}Cs a sleduje míru vyhoření. V případě, že palivo je vyhodnoceno jako vyhořelé, je tato kulička vrchní částí uvolněna a do okruhu je vloženo palivo nové[13]. Skladování paliva by bylo v uzavřených barelech dostatečně stíněných. Jako cirkulační médium by byl do primárního okruhu vháněn Argon jako inertní plyn. Ten je nutné, z důvodu možného úniku, neustále doplňovat. Nebezpečné by byl kontakt kyslíku se solí, při kterém by došlo ke korozivní reakci. V případě rozbití, či odírání palivových kuliček, je zde použit filtr z neaktivního kovu, a to z niklu[12][15].



Obrázek 3.: Názorné schéma konceptu PB-AHTR[11].



Obrázek 5.: Kulové palivo TRISO.

Reaktor tohoto typu je uvažován i na použití v modulárním provedení. Tento modulární typ je pod označením PBMR. Reaktor je však uvažovaný s heliovou atmosférou, která slouží jako cirkulační medium oproti PB-AHTR využívající Argon[12].

5 PRODUKCE A DETEKCE NEUTRONŮ

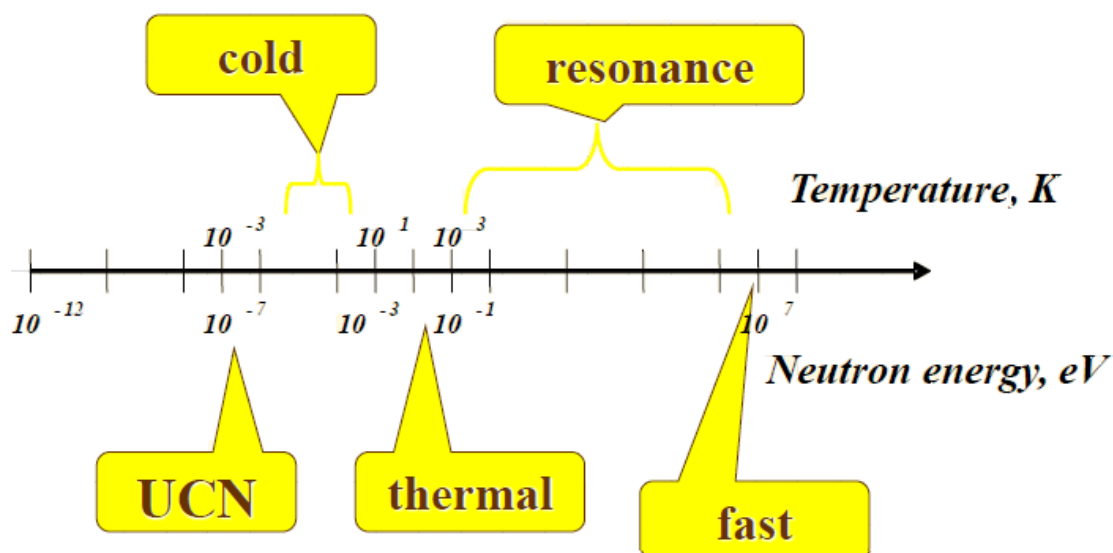
V této kapitole jsou popsány typy neutronů, zdroje a princip jejich detekce. Tato teorie bude následně aplikována na praktickou část, ve které bude zvolen vhodný detektor pro experimentální měření. Následně bude popsán software pro simulování neutronového pole v určitém objemu s danými vlastnostmi materiálu.

5.1 Teorie neutronů

Podobně jako fotony, tak i neutrony mohou prostupovat materiálem velké vzdálenosti bez interakce, avšak neutrony většinou absorbovány exponenciálně interakcí s jádry. Neutron neinteraguje s jiným neutronem, díky tomu rovnice popisující neutronový tok mohou uvažovat za téměř lineární průběh. Neutronová částice má neutrální charakter. Rozptýlení neutronů může být:

- Elastické
- Neelastické

V případě elastického rozptýlení se neutron odrazí od sraženého jádra. Při neelastickém je vytvořeno excitované jádro a vzniká sloučenina. Tomuto jevu se nazývá absorpce. Následně je možné jádro de-excitovat pomocí gama záření, kdy jádro zachytne záření, emisí protonů, alfa či štěpením. Absorpce a elastické rozptýlení je využíváno při detekci neutronů. Princip detekce a typy detektorů jsou následně popsány v kapitole 5.3. Rozdělení neutronů dle energie a teploty je zobrazeno v Obrázek 4[20]¹. Mezi takzvané pomalé neutrony se řadí chladné, tepelné a rezonanční neutrony.



Obrázek 4.: Rozdělení typů neutronů dle jejich parametrů[20]

¹ UNC [ultra cold neutrons] jsou ultra chladné neutrony.

5.2 Zdroje neutronového záření

Pro vznik neutronů je zapotřebí využít jaderných reakcí. Každý proces je charakteristický určitým principem. Především je důležité, zda „výroba“ neutronového záření je ovlivnitelná či spontánní. Zdroje neutronového záření lze obecně rozdělit do následujících skupin:

- Jaderné reaktory
- Urychlovače
- Radioaktivní zdroje

5.2.1 Jaderné reaktory

Jaderné reaktory mohou být mnoha typů, ať už k výrobě elektrické energie čili energetické, nebo k vědeckým účelům, které však dosahují mnohem menších výkonů. Reaktory jsou ohromným generátorem neutronů v ohromném rozmezí jejich energie, ať už jsou to tepelné neutrony o energii zhruba 0,025 eV až po rychlé neutrony s průměrnou energií 2 MeV. Při štěpení jsou neutrony produkovány zejména dvěma způsoby. Prvním způsobem je okamžitý, kdy při rozštěpení ^{235}U vzniknou v průměru 2,43 neutronů. Tyto neutrony jsou 99 % celkově vytvořených neutronů. Zbýlé necelé 1 % náleží zpožděným neutronům. Tyto neutrony vznikají štěpením štěpných produktů, jejichž energetické spektrum záleží na prvku štěpného produktu, ale průměrná spektrální hodnota je okolo 1 MeV. Tyto neutrony ovlivňují celé řízení jaderného reaktoru, jelikož střední doba života neutronů v aktivní zóně je několiknásobně větší oproti neutronům rychlým [16][74][19].

5.2.2 Urychlovače

Urychlovače jsou producentem neutronů v závislosti na typu reakce. V podstatě lze uvažovat všechny typy reakcí, avšak prakticky jsme limitováni několika aspekty. Proto se náš výběr zužuje na lehké prvky, které jsou ostřelovány. Nejčastější izotopy jsou voleny vodík, lithiu a beryllium. Pro reakci jsou užívané částice α , deutrony a protony. Výhoda urychlovačů je možnost generování neutronů o jednotném energetickém spektru, avšak v závislosti na energii urychlované částice. Se zvyšující se energií urychlované částice získávají neutrony vyšší polyenergetické hodnoty. [17]

5.2.3 Radioaktivní zdroje

Posledním uvedeným zdrojem neutronů jsou radioaktivní zdroje. Nejčastěji se jedná o těžké prvky, které jsou nestabilní. Jelikož se jedná o přírodní zdroj, není příliš

nákladný, avšak energetické spektrum emitujících neutronu nelze ovlivnit, ale neutronový tok je nízký a poměrně stabilní. Tyto prvky nejen že emitují α záření, ale mohou generovat neutrony dvěma způsoby, spontánní radioaktivní přeměnou a spontánním štěpením jádra.

Spontánní radioaktivní přeměna je závislá na protonovém čísle izotopu, kdy při minoritní spontánní přeměně jsou uvolňováni především α a β záření. Dále je vhodné se zaměřit na poločas rozpadu, podle kterého lze porovnat dobu neutronové emise. Problém vzniká u zdrojů s krátkým poločasem rozpadu, jelikož je nutné častěji kontrolovat aktivitu tohoto zdroje. Problémem však vzniká přítomnost dalších izotopů následkem přeměny a tím se výsledek může lišit. Zdroje spontánního štěpení jsou nejčastější izotopy Kalifornia[19].

Tyto zdroje lze rozdělit na dva principy reakcí. Prvním typem reakce je reakce (γ, n) . Pokud dostatečná excitační energie gama záření například ^2H nebo ^9Be dopadne na jejich jádro, jsou neutrony z jádra emitovány. Výhodou těchto zdrojů je téměř monoenergetické spektrum neutronů. Naopak jejich významná nevýhoda je vysoká hustota gama záření pro excitaci neutronů, což vytváří nebezpečnost těchto zdrojů. Tyto přeměny jsou patrné v reaktorech[19].

Dalším typ reakce je na základě (α, n) . Tyto zdroje se skládají ze dvou izotopů, podobné jako zdroje na základě reakce (γ, n) , kdy první izotop uvolňuje α částice, které ostřelují druhý izotop a touto sekundární reakcí jsou emitovány neutrony. Primární požadavek na vydatný neutronový zdroj je vysoký počet uvolňovaných α částic s velmi dlouhým poločasem rozpadu. Aktivita některých zdrojů může během své životnosti vzrůstat díky přeměně (v závislosti na čistotě). První izotop je volen dle emise α záření, jaký jsou například ^{210}Po , ^{241}Am , ^{239}Pu či ^{226}Ra . Druhý izotop je volen pro nejlepší emisi neutronů lehčí, které jsou například Beryllium nebo deuterium. Snaha docílit užšího energetického spektra neutronů je kladen důraz na čistotu lehčího izotopu [19].

5.3 Detekce neutronů

Největším problémem detekce neutronů je jejich nábojová neutralita. Proto pro jejich detekci je nutné využít nepřímých měření. Jak již bylo řečeno v kapitole 5.1., hlavním principem detekce je konverze neutronu na náboj částice za pomoci dvou principů. První princip je využití pružného rozptylu, kdy se využívá zpětného rázu jádra. Dalším principem je zachycování neutronu, při kterém se vyskytne nabitá částice při štěpení či reakce (n, p) nebo (n, γ) . Při detekci následují dvě fáze. První fáze je konverze, při které dochází k interakci neutronového média s vytvořenou nabitou částicí. Poté následuje konvekční detekce vniklé nabitě částice. Obecně pro detektory jsou velké požadavky na použitý materiál. Pro vysoký neutronový záchyt je nutné, aby materiál měl velký účinný průřez pro použitou reakci a využíval

možnost diskriminace neutronů od fotonů. Dalším požadavkem v případě detekce nízkoenergetických neutronů vysoká uvolněná energie, popřípadě vysokou konverzi kinetické energie na již zmíněnou uvolňovací. Neposledním požadavkem, na který je kladen větší důraz je jeho cena[23].

5.3.1 Pasivní detektory

Pasivní detektory využívají principu neutronové aktivační analýzy. Při měření je detektor umístěn do neznámého neutronového pole a následně po vyjmutí je snímán radionuklid, vzniklý sledovanou jadernou reakcí v materiálu. Při ozáření, ač známého, či neznámého materiálu lze dokázat následným měřením a použitím známých knihoven s energetickými spektry izotopů nejen materiálové složení (kdy však přibližně musíme znát očekávaný materiál), ale i charakteristiku pole, ve kterém se ozařovaný detektor nacházel. Jak již bylo řečeno v úvodu, u pasivních detektorů dochází při aktivaci především k záchytu, pružnému a nepružnému rozptylu. Nejvýznamnější reakcí, kterou neutronová aktivační analýza využívá je záchyt, neboť aktivované jádro zachytí neutron, při kterém se zvýší hmotnost. V ten samý okamžik dochází k přechodu atomu na vyšší energetické hladiny, avšak pouze dočasně. Atom se po čase navrácí na vlastní výchozí pozici s neshodnou energetickou bilancí než dříve. Ve všech případech při praktickém měření bylo využíváno reakce (n,γ) díky nejvyššímu účinnému průřezu pro dané energetické spektrum neutronů. Bohužel nejvyšších účinných průřezů se dosahuje v pásmu tepelných neutronů. Tato reakce je též nazývána jako radiační záchyt, kdy jádro atomu zachytí neutron a následuje okamžitá emitace γ záření při ozařování. Touto metodou lze následně charakterizovat neutronový tok v prostředí, kde je detektor umístěn. Následnou detekcí gama-spektrometrem (spektrometrií) je detekováno γ záření dvou typů, které jsou okamžité, a opožděné. Při radiačním záchytu vzniklý izotop přechází pomocí α a β^- reakcí do již zmiňovaného výchozího stavu, avšak dle předpokladů, že byl použit správný aktivační materiál[22] [23].

Tato metoda poskytuje prakticky veškeré možnosti využití, jelikož jakýkoliv materiál lze zaktivovat, jak v kapalném či pevném skupenství, musí být však přihlíženo na vhodné izotopy pro danou aktivaci. Výhodou se stává i to, že aktivovaný materiál může být mechanicky uzavřen, jak při aktivaci, tak i při měření, a s přihlédnutím na správně zvolený uzavírací materiál není měření znehodnoceno.

Nejdůležitějšími aspekty pro materiál pasivních detektorů jsou:

- Chemicky jednoduchý a co nejčistší chemickou substancí

S tím souvisí i kvalita a přesnost měření spektroskopii, protože gama spektrum je nutné definovat přesně, aby nedošlo k utlumení důležitých peaků.

- Největší účinný průřez při radiačním záchytu a nejnižší u ostatních reakcí.

Následně na to i s přihlédnutím na energetické spektrum neutronů, kdy každý izotop je citlivý na jiné neutronové spektrum, která jsou definovaná v kapitole 5.1.

- Adekvátní poločas rozpadu s přihlédnutím na dobu aktivace.

Doba aktivace ideálně co nejnižší a dobu měření ideálně co největší v závislosti na přesnosti.

Problémem však poté vzniká následná aktivita ozařovaného materiálu, kdy je nutno s materiálem nakládat obezřetně a pokud nelze aktivní materiál chemicky separovat, ponechat detektor stabilizovat[22].

5.3.2 Aktivní detektory

Jak již bylo napsáno v odstavci 5.3, aktivní detektor využívá konverzi energie prolétávajícího neutronu plynným prostředím na částici vlastní určitou elektrickou energii (v našem případě náboj). Prostor detektoru je ze dvou stran ohraničen elektrodami, ke kterým, je přivedeno vysoké elektrické napětí. To má za následek unášení vzniklého elektrického náboje k protikladnému pólu, což má za následek elektrický impuls, který je detekován. Tento jev se nazývá sekundární ionizační reakce. Jak napětí přivedené na elektrody, tak plnicí plyn komory je v závislosti objemu detektoru různý.

To má za následek i citlivost samotného detektoru, protože každý plnicí plyn má svůj specifický účinný průřez. Primárně jsou používány ${}^3\text{He}$ a ${}^{10}\text{B}$. Heliové detektory jsou oproti bórem plněným detektorům více účinné, jelikož při reakci neutronu s plynným heliem dochází k reakci (n,p) a jejich účinný průřez je v oblasti rychlých neutronů více stabilní oproti bórem plněným detektorem a jeho n, α reakci. Proto je vhodnější použití heliových detektorů pro detekci slabých zářičů. Naopak pořizovací cena heliem plněných detektorů je mnohonásobně větší oproti bórem plněnými detektory. Bohužel data získané z aktivních detektorů jsou pouze určitý počet impulzů za časový interval, kdy nelze blíže specifikovat energii[20][23].

5.4 Vyhodnocování neutronového pole

Při vyhodnocování neutronového pole lze použít detektory, jak pasivní s aktivní, tak simulační programy. V této diplomové práci budou použity všechny tyto nástroje. Při měření aktivními detektory je změřena hodnota počtu impulzů za sekundu, jak je popsáno v 5.3.2.

Při měření pasivními detektory je mnohem výhodnější pro charakterizování neutronového pole. Během měření je nutné taky měřit čas aktivace, čas vymírání a čas měření. Všechny časy jsou měřeny ve vteřinách. Čas aktivace je doba, po kterou je pasivní detektor umístěný v měřeném neutronovém poli. Tento čas je označován t_a . Čas vymírání je charakterizován jako čas, kdy pasivní detektor je vyjmut z měřeného neutronového pole a čeká se na umístění detektoru do gama spektrometru. Vymírací čas je označen jako t_v . Čas měření je hodnota složená ze dvou časových hodnot, kdy jedna, skutečná doba měření gama spektrometrem t_{live} , je doba detekování fotonů, a druhá je hodnota mrtvé doby detektoru označovaná jako t_d . Potřebná hodnota je však skutečná doba měření, jež získáme rozdílem těchto dvou hodnot.

Pro vyhodnocení hustoty neutronového toku se vychází z absolutní metody aktivační analýzy. Vychází se z principu, kdy neutrony o hustotě φ , při určitém účinném radiačním záchytu σ_a dosáhne ozařovaný materiál určité naindukované aktivity označovanou jako A_{ind} . Lze také tuto indukovanou aktivitu vyjádřit jako počet vzniklých jader radionuklidu za jednotku času, charakterizující tzv. produkční rychlost P . Rovnice nerespektuje však širokospektrální pole neutronu a uvažuje pouze produkci vzniklých radionuklidů, nikoliv úbytek. Daná rovnice vypadá následovně:

$$A_{ind} = P = N_0 \cdot \varphi \cdot \sigma_a, \quad (5.1)$$

kde N_0 (-) je počet jader v pasivním detektoru, φ ($m^{-2}s^{-1}$) je hustota neutronového toku, σ_a (m^2) je účinný průřez radiačního záchytu. Při uvažování úbytků jader radionuklidů v detektoru vypadá rovnice následovně:

$$\frac{dN(t)}{dt} = \left(\frac{dN(t)}{dt}\right)^+ + \left(\frac{dN(t)}{dt}\right)^- = P + \left(\frac{dN(t)}{dt}\right)^-. \quad (5.2)$$

V případě uvažování širokospektrální energetické spektrum je nutné rovnici (5.1) upravit následovně:

$$P = N_0 \cdot \int_0^\infty \varphi(E) \cdot \sigma(E) \cdot dE, \quad (5.3)$$

$$\left(\frac{dN(t)}{dt}\right)^- = -\lambda \cdot N(t). \quad (5.4)$$

Po vložení rovnic (5.3) a (5.4) do (5.2), získáváme rovnici:

$$\frac{dN(t)}{dt} = P - \lambda \cdot N(t). \quad (5.5)$$

Čímž nám vzniká diferenciální rovnice, kterou lze vyřešit následovně:

$$N(t) = \frac{P}{\lambda} + e^{-\lambda t} \cdot c_1. \quad (5.6)$$

Integrační konstanta c_1 udává počáteční podmínky radionuklidů v pasivním detektoru. Pokud detektor má všechny radionuklidy před počátkem měření vymřelý, platí, že celá rovnice je rovna nule. Tím pádem celá rovnice, za podmínky, že detektor neobsahuje žádné radionuklidy, bude vypadat následovně:

$$N(t) = \frac{P}{\lambda} \cdot (1 - e^{-\lambda t}). \quad (5.7)$$

Pro výpočet následné aktivace detektoru lze celou rovnici (5.7) vynásobit přeměnovou konstantou a uvažovaný čas bude čas aktivace. Výsledná rovnice bude vypadat následovně:

$$A(t_a) = P \cdot (1 - e^{-\lambda t_a}). \quad (5.8)$$

Nyní máme definovaný čas potřebný pro aktivaci detektoru. Doba ozařování je úzce závislá s poločasem rozpadu. Při ozařování dlouhým jedné periodě poločasu rozpadu vzrůstá aktivita detektoru lineárně. Následně získává funkce exponenciální tvar a doba ustálení aktivity je zhruba deset poločasů rozpadu, kdy však už při čtyřech poločasech rozpadu je detektor aktivně nasycen zhruba na 93,75 %.

Z praktického hlediska je dostačující doba ozařování $3 - 5 \times T_{1/2}$, kdy je nutno brát ohled v případě více detektorů vzájemnou vzdálenost detektorů od neutronového zdroje, prostředí, ve kterém je umístěn detektor a stejnorodost materiálů detektorů a s tím související účinný průřez radiačního záchyty.

Návaznost s touto problematikou je délka doby vymírání, kdy nesmí příliš klesnou aktivita detektoru, aby nedošlo k znehodnocení měření. Rovnice charakterizující vymírání radionuklidů vychází z řešení rovnice (5.4) a vypadá následovně:

$$N(t_v) = c_2 \cdot e^{-\lambda t_v}. \quad (5.9)$$

Integrační konstanta c_2 charakterizuje počáteční stav, kdy materiál začíná vymírat. V nejčastějším případě tomu dochází při vyjmutí detektoru z neutronového pole. Proto je možná konstantu nahradit rovnicí (5.7):

$$N(t_v) = \frac{P}{\lambda} \cdot (1 - e^{-\lambda a}) \cdot e^{-\lambda t_v}. \quad (5.10)$$

Pro výpočet aktivace je nutno celou rovnici vynásobit přeměnovou konstantou a dosáhneme následujícího tvaru:

$$A(t_v) = P \cdot (1 - e^{-\lambda t_a}) \cdot e^{-\lambda t_v}. \quad (5.11)$$

Měřící proces detektoru lze také popsat jako rozpad radionuklidů v detektoru. Výsledná rovnice aktivity po dokončení měření vypadá následovně:

$$A(t_{real}) = P \cdot (1 - e^{-\lambda t_a}) \cdot e^{-\lambda t_v} \cdot e^{-\lambda t_{real}}. \quad (5.12)$$

Výpočet hustoty neutronového toku je velmi komplikovaný z důvodu vzájemného ovlivňování mikroskopickému účinnému průřezu vůči produkční rychlosti, proto byl vytvořena veličina charakterizující vliv energetických pásem neutronových polí na daný detektor, označovaná jako reakční rychlost R_R (s^{-1}). Rovnice charakterizující neutronové pole se udává takto:

$$R_R = \frac{P}{N_0} = \frac{A_{nas}}{N_0} = \int_0^{\infty} \varphi(E) \cdot \sigma(E) \cdot dE. \quad (5.13)$$

Z předchozí rovnice je patrné, že reakční rychlost lze vypočítat pouze za předem známého počtu jader na začátku, a především velikosti produkční rychlosti. Tuto hodnotu jsme však schopni změřit gama spektrometrem, kdy na konci měření je zjištěn počet jader, které se během měření rozpadly neboli N_R (-). Nejčastěji však detektor neobsahuje ryze jeden prvek, ale skládá se z procentuálního složení. Pokud však je detektor ryze čistý, je možné počet jader vypočítat následovně:

$$N_r = \frac{m}{A_r} \cdot N_A \cdot p, \quad (5.14)$$

kde m (kg) je hmotnost detektoru, A_r (-) je relativní atomová hmotnost izotopu, N_A (-) je Avogadrova konstanta a p (-) symbolizuje zastoupení daného izotopu ovlivněný aktivací. Pokud není materiál čistý, je nutné postupovat s tabulovými hodnotami dle tohoto postupu:

$$N_r = \frac{t_{real}}{t_{live}} \cdot \frac{S(E_\gamma)}{I(E_\gamma) \cdot \varepsilon(E_\gamma)}. \quad (5.15)$$

Z vyhodnocujícího softwaru lze zjistit skutečnou plochu impulzu připadajícímu k danému izotopu $S(E_\gamma)$ získaného z indikovaného γ záření. I_γ (E_γ) je hodnota intenzity gama linky. $\varepsilon(E_\gamma)$ je detekční účinnost pro dané spektrum energií

fotonů. Počet rozpadlých jader lze určit z rozdílu počtu jader v čase, kdy byl detektor vyjmut z neutronového pole a kdy byl detektor doměřen. Tento děj lze popsat následující rovnicí:

$$N_r = N(t_v) - N(t_{real}) = \frac{A_{nas} \cdot (1 - e^{-\lambda \cdot t_a}) \cdot e^{-\lambda \cdot t_v} - A_{nas} \cdot (1 - e^{-\lambda \cdot t_a}) \cdot e^{-\lambda \cdot t_v} \cdot e^{-\lambda \cdot t_{real}}}{\lambda} \quad (5.16)$$

Po vytknutí aktivačního nasycení, dosazení rovnice (5.15) za N_r a celkové rovnice vložení do rovnice reakční rychlosti vznikne konečný vztah:

$$R_R = \frac{S(E_\gamma) \cdot \frac{t_{real}}{t_{live}}}{N_0 \cdot (1 - e^{-\lambda \cdot t_a}) \cdot e^{-\lambda \cdot t_v} \cdot (1 - e^{-\lambda \cdot t_{real}}) \cdot I(E_\gamma) \cdot \varepsilon(E_\gamma)} \quad (5.17)$$

Tímto je však reakční rychlost brána pouze jako celek z pohledu spektrální energie neutronů. Problém lze vyřešit buďto rozdělit spektrum na dílčí části a z nich vypočítat dílčí reakční rychlosti, nebo za pomoci spektrálního indexu respektující dané spektrum. Je nutné si určit dělicí energii pro dané neutronové spektrum, například to lze rozdělit na reakční spektrum pro tepelné neutrony R_{Rth} a spektrum rychlých neutronů R_{Rfs} (spektra neutronů viz. 5.1). Poté lze použít rovnici:

$$R_R = R_{Rth} + R_{Rfs} = \int_0^{5kT} \varphi(E) \cdot \sigma(E) \cdot dE + \int_{5kT}^{\infty} \varphi(E) \cdot \sigma(E) \cdot dE \quad (5.13)$$

Rovnice je užitečná pro složení jednoho materiálu pro detektory. Poté postrádá smysl při použití více detektorů, jelikož různé detektory jsou schopny detekovat určité spektrum. V tom případě, kdy by docházelo k překrývání spekter detektorů je nutné dle prahových hodnot odečíst překrývané spektrum[20][21][22][23].

5.4.1 Monte Carlo N - Particle

Simulační program Monte Carlo N - Particle (zkráceně MCNP) je jeden z principů výpočtu stochastickým způsobem. Při výpočtu program simuluje několikrát danou simulaci a následně stochastickým způsobem výsledek vyhodnocuje. Program slouží k simulování a chování v definovaném prostředí neutronů, fotonů a elektronů. Program využívá knihovny účinných průřezů a reakcí z mnoha knihoven (kupříkladu ENDF/B-VI, JEFF, RUSFOND a další). Díky tomuto modelačnímu programu lze simulovat celou škálu štěpných reakcí, hodnocení kritičnosti soustavy, ověřit správnost navrženého stínění nebo rozložení neutronového toku v určitém energetickém spektru. Při výpočtu lze simulovat od jednoduchých geometrických útvarů až po složité (například bazén pro uskladnění použitého paliva), avšak čím

větší složitost geometrie, tím delší doba výpočtu simulace. Tato doba je ovlivňována hardwarovým výkonem, na kterém je výpočet simulován[34].

5.4.1.1 Vstupní soubor

Vstupní soubor pro výpočet programem MCNP je psán do souboru v ASCII znacích, jenž je následně uložen bez koncovky. Tento soubor je rozdělen do 3 základních segmentů, které jsou vyobrazeny na obrázku 5.

```
Title Card  
Cell Cards  
.....  
.....  
Blank Line Delimiter  
Surface Cards  
.....  
.....  
Blank Line Delimiter  
Data Cards  
.....  
.....  
Blank Line Terminator (optional)
```

Obrázek 5.: Složení vstupního souboru pro MCNP5[34].

V první části se definují jednotlivé buňky, které symbolizují předmět. Daný předmět je nadefinován materiálovým číslem, které dokazuje do datové karty. Dále je nutné definovat materiálovou hustou. Dalším krokem je definování hranice materiálu, které obklopují daný předmět. Posledním údajem je nutné definovat, na jakou částici má daný předmět reagovat, zda to jsou neutrony (imp:n=1) či protony (imp:p=1).

Dále následuje karta, kde jsou nadefinovány plochy pro tvorbu buněk. K plochám je přidělené číslo, která jsou dále definovaná v kartě buněk. Plochy lze definovat konkrétními příkazy. Více informací o konkrétním zadávání ploch viz. [35].

Poslední, datová karta, definuje použitý materiál buněk, typ použitého zdroje a možnost definování potřebných dat z výpočtu. Materiálová karta je zadávána formou ZAID, kdy první 2 čísla znamenají atomové číslo, další 3 čísla znamená, o jaký izotop se jedná. Poslední číslo za tečkou znamená, která knihovna definuje tento materiál (viz. úvod této kapitoly). Zdroj lze definován buďto samotným uživatelem, nebo funkcemi již MCNP definovanými, které jsou sdef(obecný zdroj), ssr (plošný zdroj) a kcode (kritický zdroj). Poslední částí této karty jsou Tally karty, díky kterým lze definovat výstupní informace z výpočtu. Tyto karty jsou popsány v [35] na straně 16. Při našem výpočtu, kdy potřebujeme znát hustotu neutronového toku, budeme využívat Tally 4 [35].

5.4.1.2 Výstup

Po spuštění MCNP Command Prompt a dokončení výpočtu vznikne v adresáři, kde byl výpočetní soubor uložen, několik souborů (*runtpc*, *inp* a jiné), kdy však nejdůležitějším souborem je soubor, označený *outq*. Po otevření tohoto souboru je vždy na začátku zkopírován vstupní soubor nadefinován uživatelem. Dále pokračují informace například o použité Tally kartě, čísla hlídaných buněk či spektra simulačních toků neutronů. Dále už pokračuje samotný výpočet. Ukázky výstupních souborů jsou umístěny v příloze práce.

6 PRAKTICKÁ ČÁST

V této kapitole bude proveden experimentální měření v laboratoři Vysokého učení technické v Brně. Experimentální měření bylo rozděleno do dvou měřících stanovišť.

První měřící stanoviště reprezentuje náhradní soustavu s definovanými parametry sole. V této soustavě je sledováno chování neutronů vůči danému solnému materiálu. Dané stanoviště bude také přeneseno do modelu MCNP a simulování chování neutronů v náhradní soustavě.

Další měřící stanoviště bude reprezentovat chování neutronového pole v závislosti koncentrace chloridu sodného a vodě, kdy bylo přesně vypočtena koncentrace nasycení. Dle časové kapacity je uvažováno měření minimálně dvou koncentrací.

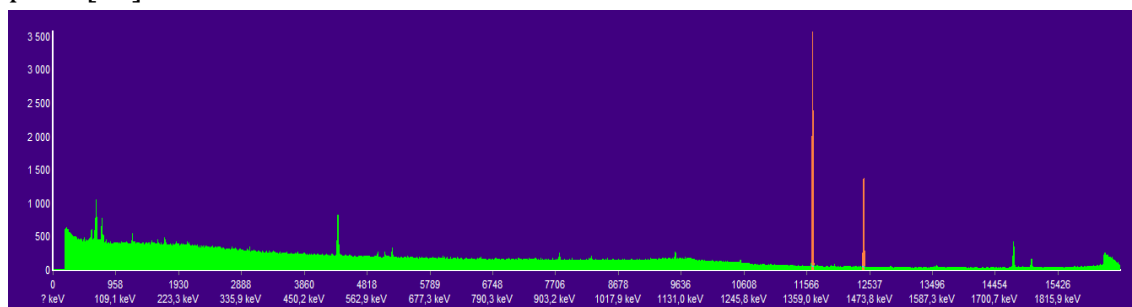
Laboratoř Ústavu energetiky Vysokého učení technické v Brně je vybavena $^{241}\text{AmBe}$ neutronových zdrojem, dodaným od výrobce Eckert & Ziegler Cesio s.r.o. . Primární aktivita udávaná výrobcem je 92,5 GBq, kdy byla aktivita radionuklidu měřená (5.11.2015). Emise neutronů měřená ve stejném čase byla 5600000 s^{-1} . Výpočet korigované aktivity a emise neutronů se vypočte následovně:

$$A' = A \cdot e^{-\frac{\ln 2}{T_{1/2}} \cdot t} = 92,5 \cdot 10^9 \cdot e^{-\frac{\ln 2}{432,6 \cdot 365} \cdot 887} = 92,14052 \text{ GBq}, \quad (6.1)$$

$$n' = n \cdot e^{-\frac{\ln 2}{T_{1/2}} \cdot t} = 5,6 \cdot 10^6 \cdot e^{-\frac{\ln 2}{432,6 \cdot 365} \cdot 887} = 5,578237 \cdot 10^6 \text{ s}^{-1}, \quad (6.2)$$

kde A je aktivita udávaná výrobcem, $T_{1/2}$ je poločas rozpadu, jenž je dle certifikátu výrobce hodnota 432,6 let a t je doba od měření výrobcem až po čas měření, který je 10.4.2018, tedy střed celkového měření[21].

Dále byla experimentálně vyzkoušena aktivace solného vzorku vloženého do zkumavky. Daný vzorek byl umístěn do experimentálního standu pod označením „svíčka“, který byl umístěn v kanálu C1. Daný stand je detailněji popsán v diplomové práci [21].



Obrázek 6.: Spektrum ozářeného vzorku soli[28].

Ze spektra na Obrázek 6 je patrné několik peaků. Nejprve bylo nutné odfiltrovat pozadí okolí, následovně zhodnotit největší peaky a poté odečíst výslednou energii v centroidu. Největší peaky s největší plochou jsou na obrázku vyobrazeny oranžově. Oranžový peak na levé straně patří izotopu ^{24}Na s energií 1369,76 keV a druhý peak a pravé straně patří ^{40}K s energií 1462,68 keV. Reakce, která během ozařování byla následující:



6.1.1 Měření solného prismatu

Pro vytvoření náhradní solné sloučeniny simulující prostředí k sledování neutronového pole bylo nutné sehnat co nejpodobnější sloučeninu chloridové soli s co nejnižší koncentrací znečištění. Pro snadnější dopravu, manipulaci a zpracování byly zvoleny solné bloky (viz. Obrázek 7). Rozměry samotné kostky jsou 18,5 x 18,5 x 16,5 cm² a samotná váha jedné kostky činí 10kg. Vertikální rohy jsou zbroušeny na rádius 2,5 cm. Výrobce udává hmotnostní podíl sodíku v kostce 39 %.



Obrázek 7.: Ukázka solné kostky použité ke složení solného prismatu.

Následně byla navrhována geometrie experimentálního měření, kdy solné bloky byly umístěny do čtvercového tvaru o počtu 3x3 kostky a do 3 pater. Rozměr daného bloku byl 55,5 x 55,5 x 49,5 cm.

Následně bylo nutné vytvořit kapsli, která ochrání neutronový zdroj od soli a také pro zavážení neutronového zdroje do solné soustavy. Po několika modelech nakonec vzešel prototyp ocelové kapsle o průměru 30 mm, výšce 89 mm a tloušťce 2,5 mm. Kapsli tvoří pouzdro pro neutronový zdroj a víčko pro uzavření. Uzavírání

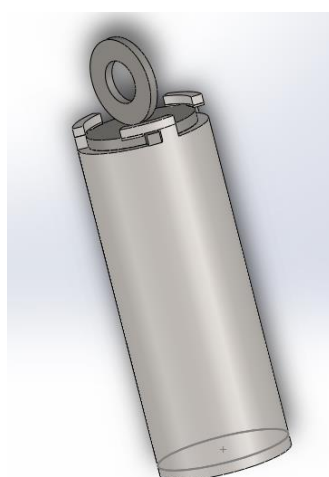
² Výška x šířka x hloubka

je na principu bajonetového závitu. Jako materiál byl zvolen typ ocele pod značkou S235JRH a materiálovým číslem 1.0039. Přibližné složení daného typu ocele udává norma, jehož složení je vypsáno v Tabulka 9. Tato ocel má nejmenší procentuální množství uhlíku, je vhodná na svařování a opracování.

Tabulka 9.: Hmotnostní podíl určitých prvků v použité oceli.

| Prvek | W | Prvek | w |
|-------|-------|-------|--------|
| (-) | (%) | (-) | (%) |
| C | 0,170 | Nb | ≤0,050 |
| Si | - | V | ≤0,200 |
| Mn | 1,400 | Ti | ≤0,200 |
| P | 0,040 | Cr | ≤0,050 |
| S | 0,040 | Ni | ≤0,300 |
| Al | 0,020 | Mo | ≤0,200 |
| N | 0,009 | Cu | ≤0,350 |

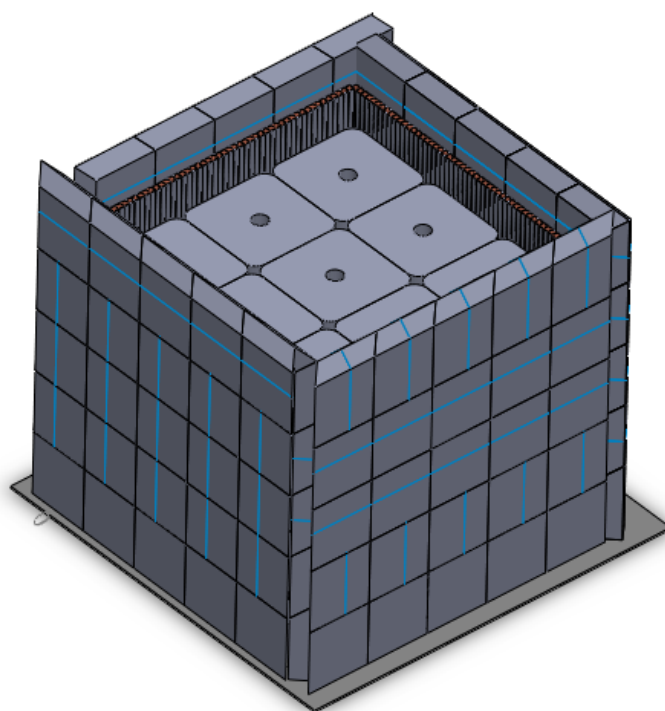
Nejdříve byla uříznuta trubka o délce 79,5 mm. Následně její povrch byl opracován. Za pomoci CNC frézky byly ofrézovány 3 viditelné zuby a ručně opracován výklenek pro zafixování víka a vytvoření pomyslného bajonetového závitu. Dále byly vyříznuty z plechu o tloušťce 2,5 mm dvě podložky, první sloužila na dno kapsle, druhá byla použita na víčko kapsle. První podložka byla přivařena ke dnu kapsle. Víčko kapsle bylo ofrézováno do požadovaného tvaru a pro snadnější manipulaci s kapslí byla na víčko přivařena podložka pro zavážení, a především vyjmutí kapsle ze solné prisky. Výkres k ocelové kapsli je v příloze F.



Obrázek 8.: Model ocelové kapsle na AmBe zdroj.

Průměr otvoru každého bloku kostky byl 28 mm, což bylo nevyhovující. Také mezery mezi rohy bloků byly malé pro vložení pasivního detektoru. Proto byl následně středový otvor dvou horních bloků ve středu vyvrtán vykrúžovacími vrtáky o průměru 32 mm. Následně dva otvory v obvodových blocích (rohový a obvodový středový) byly 3 bloky, přičemž dolní blok byl vyvrtán zhruba 4 cm pod povrch, vyvrtány vykrúžovacím vrtákem o průměru 56 mm pro zasunutí aktivního detektoru. Vnitřní rohy solných bloků byly pilníkem na dřevo zbrúšeny do hloubky 36 mm pro vložení pasivních detektorů, aby vzdálenost zapilovaných rohů od sebe, vzdálenost kolmá na středový otvor (kde bude vložen neutronový zdroj, by byl detektor umístěn kolmě) okolo 40 mm. Bloky byly umístěny na paletu.

Dalším postupem bylo nutné vytvořit stínění neutronů vůči okolí. Na spodní část solného prismatu byla uříznuta deska z vysokohustotního polyethylenu na spodní stínění, položená, ještě před položením bloků, na paletě. Pro stínění bočního záření byla zvolena sloučenina s obsahem bóru. Tato sloučenina je pod obecným názvem borax, chemickým názvem tetraboritan sodný ($\text{Na}_2[\text{B}_4\text{O}_5(\text{OH})_4] \cdot 8\text{H}_2\text{O}$), byla potřeba umístit okolo solného prismatu do určitého obalu. Proto byl zvolen polykarbonát o vnitřních čtvercových otvorech 10 x 10 mm, které byly překlenuty do šestiúhelníku. Tloušťka polykarbonátu byla 1 mm. Při zpracování polykarbonátových desek byly vytvořeny 2 desky 54,5 x 54,5 cm a další dvě 56,9 x 54,5 cm, aby se vzájemně rohy desek překrývaly. Následně byly spodní otvory desky zaslepeny a otvory vysypány tetraboritanem sodným. Naplněné otvory byly poté také zaslepeny. Desky byly obestaveny okolo solného prismatu. Také na prisma bylo umístěno vytvořené boraxové kapsle rozmístěné po celé ploše kostky. Další vrstvou odstínění vůči okolí je olovo okolo boraxových desek. Velikost olověných bloků nebyla upravována, což je 10 x 10 cm a tloušťka 5 cm. Teoreticky vyšla olověná zeď na 5 x 5 bloků olova. I na horní stranu prismatu byly umístěny bloky olova. Celkový teoretický model je na Obrázek 9.

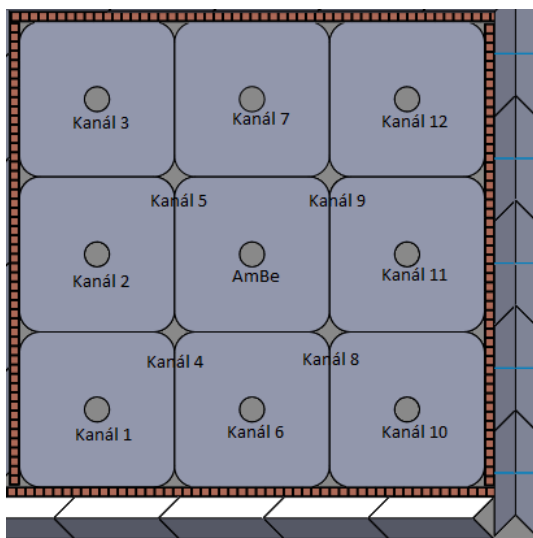


Obrázek 9.: Experimentální model solného prismatu[27].

Celkový solný blok je vyobrazen v příloze A. Jak je patrné, olověné stínění stačilo dát pouze ze dvou stran směrem k východu ze sledovaného pásma. Z ostatních stran již nebylo nutné z důvodu umístění u zdi, a proto nebylo umístěno. Samozřejmě boraxové stínění bylo obloženo ze všech stran.

Po sestavení bylo započato měření aktivními detektory. Neutronový zdroj byl vypořádán a vložen do hloubky 24 cm, což odpovídalo středu prostředního bloku soli. Ještě před měřením bylo změřeno okolí experimentálního bloku, zda nedochází v některých místech k úniku neutronů. Hodnoty na povrchu a okolí experimentálního bloku byly okolo 150 až 200 impulsů za sekundu.

Pro měření byla zvolena aktivní ionizační plynová komora plněná BF_3 , kdy byla postupně ionizační komora z otvoru vytahována. Dle popsaných otvorů byla ionizační komora vkládána do kanálu č. 11, což byl střední obvodový kanál a kanálu č. 12, což je rohový. Mapa kanálů je vyobrazena na Obrázek 10.



Obrázek 10.: Mapa kanálu v solném prismatu[27].

Měření bylo provedeno tak, že na ionizační komoru byla připevněna stupnice od 36 cm, což bylo dno, až po konec detektoru, což znamenalo vytažení detektoru zcela ze solného prismatu. Jelikož hodnota měření byla nestálá a nabírala hodnot v určitém rozsahu, bylo odečteno určité množství hodnot v dané výšce a z hodnot vypočítán aritmetický průměr označen μ a směrodatnou odchylkou, která se značí σ . Obecný vzorec pro výpočet těchto veličin je následovný.

$$\mu = \frac{\sum_{i=1}^N x_i}{N}. \quad (6.3)$$

$$\sigma = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^N (\mu - x_i)^2}{(N-1)}}. \quad (6.4)$$

Po změření byly hodnoty zpracovány a vloženy do tabulek. Tabulka naměřených hodnot v kanálu 11. viz mapa Obrázek 10.

Tabulka 10.: Vypočtené hodnoty měření aktivním detektorem v kanálu č.11.

| v | μ | σ | v | μ | σ |
|------|----------|----------|------|----------|----------|
| [cm] | [imp/s] | [imp/s]] | [cm] | [imp/s]] | [imp/s]] |
| 36 | 796,8000 | 38,2646 | 18 | 624,5000 | 8,2644 |
| 35 | 820,6000 | 16,0406 | 17 | 587,3333 | 10,6521 |
| 34 | 819,8000 | 19,6774 | 16 | 568,6667 | 18,2830 |
| 33 | 834,0000 | 16,9853 | 15 | 542,3333 | 5,5377 |
| 32 | 836,6000 | 24,4602 | 14 | 516,0000 | 10,4881 |
| 31 | 831,4000 | 8,8204 | 13 | 490,1667 | 8,4951 |
| 30 | 828,1667 | 13,4077 | 12 | 461,0000 | 6,4498 |
| 29 | 816,1667 | 21,5260 | 11 | 439,8333 | 7,4944 |

| | | | | | |
|----|----------|---------|----|----------|---------|
| 28 | 806,6667 | 19,6435 | 10 | 412,5000 | 8,4083 |
| 27 | 800,0000 | 18,2071 | 9 | 384,5000 | 8,9387 |
| 26 | 774,5000 | 14,3213 | 8 | 358,5000 | 12,0789 |
| 25 | 751,0000 | 24,2487 | 7 | 330,1667 | 10,0681 |
| 24 | 751,3333 | 8,6178 | 6 | 304,0000 | 6,5727 |
| 23 | 737,1667 | 22,8510 | 5 | 291,2857 | 8,0149 |
| 22 | 702,8333 | 6,2423 | 4 | 262,5714 | 1,7182 |
| 21 | 751,0000 | 58,6728 | 3 | 247,2857 | 8,0770 |
| 20 | 674,1667 | 17,8596 | 2 | 224,5714 | 4,5408 |
| 19 | 628,0000 | 9,5917 | 1 | 207,2857 | 5,2190 |

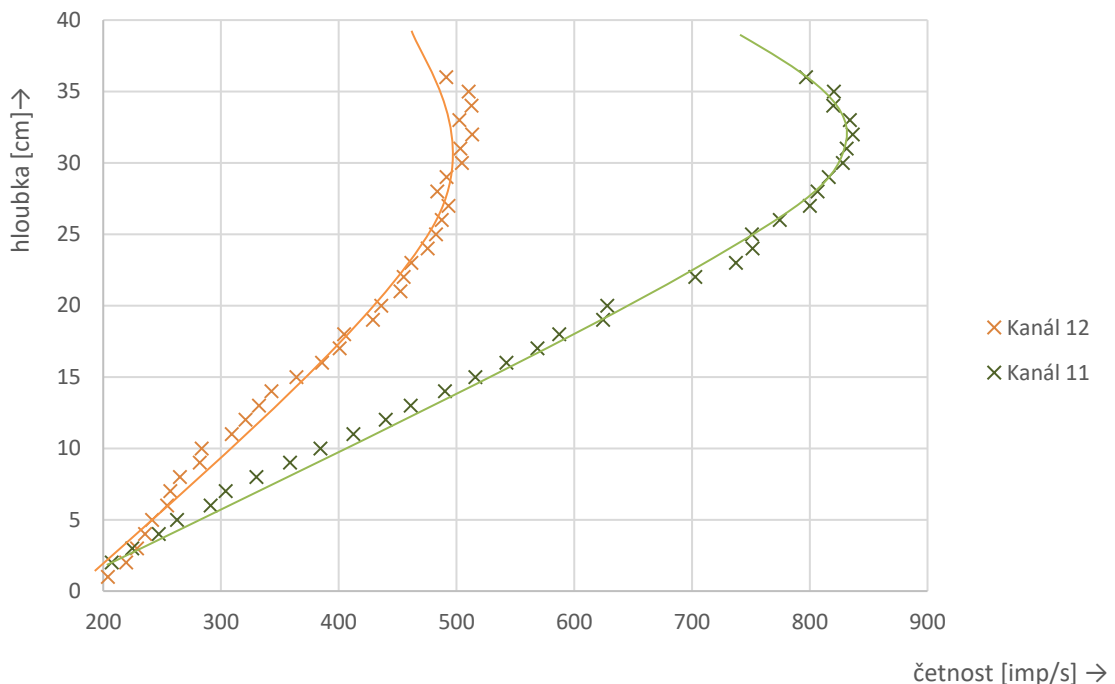
Z hodnot axiálního profilu neutronů lze vidět, že maximum impulzů je v hloubce 32 cm, kdy byl detektor stále celý v kanálu a již tato hodnota byla poslední, kdy byla ionizační komora celá v kanálu. Následně jde vidět postupné (téměř lineární) snižování impulzů za sekundu až na povrchovou hodnotu, která byla zhruba 200 impulzů za sekundu, kdy byl kanál otevřený. Obdobnou metodou byl měřen i rohový kanál prismatu s označením č. 13.

Tabulka 11.: Vypočtené hodnoty měření aktivním detektorem v kanálu č.12.

| v | μ | Σ | v | μ | σ |
|------|----------|----------|------|----------|----------|
| [cm] | [imp/s] | [imp/s] | [cm] | [imp/s] | [imp/s] |
| 36 | 491,1667 | 14,0487 | 18 | 404,5000 | 7,7701 |
| 35 | 510,1667 | 10,9072 | 17 | 400,8333 | 7,5741 |
| 34 | 512,8333 | 15,2239 | 16 | 385,6667 | 8,4538 |
| 33 | 502,5000 | 14,0535 | 15 | 364,0000 | 10,0200 |
| 32 | 513,3333 | 11,9276 | 14 | 342,8333 | 6,0139 |
| 31 | 503,1667 | 9,7860 | 13 | 332,1667 | 5,3072 |
| 30 | 504,5000 | 5,4681 | 12 | 320,8333 | 2,3166 |
| 29 | 491,5000 | 8,2644 | 11 | 309,0000 | 5,7619 |
| 28 | 483,6667 | 13,3217 | 10 | 283,5000 | 4,1352 |
| 27 | 493,1667 | 8,2077 | 9 | 282,0000 | 5,0200 |
| 26 | 487,5000 | 10,1538 | 8 | 265,1667 | 6,7057 |
| 25 | 482,6667 | 14,8279 | 7 | 256,8333 | 11,3034 |
| 24 | 475,5000 | 13,4573 | 6 | 254,1667 | 10,3425 |
| 23 | 461,6667 | 8,0416 | 5 | 241,3333 | 4,4121 |
| 22 | 455,1667 | 7,8337 | 4 | 235,5000 | 10,1538 |
| 21 | 452,5000 | 10,3682 | 3 | 228,6667 | 4,8442 |
| 20 | 436,1667 | 13,4672 | 2 | 219,5000 | 8,2158 |
| 19 | 429,0000 | 4,2426 | 1 | 203,8333 | 2,9944 |

Z hodnot je patrné, že počet impulsů je o poznání menší než v kanálu 11. Tento rozdíl je způsoben především pozicí kanálu, kdy kanál 11 je 18,5 cm od AmBe zdroje oproti kanálu 12, kdy je vzdálenost 26,16 cm. V poměrné vzdálenosti je kanál 12 vůči kanálu 11 o hodnotě 1,41. Největší rozdíl impulsů za sekundu je v hloubce 28 cm, kdy hodnota byla o 66,78 % větší v kanálu 11. Z aritmetických hodnot byl zpracován Graf 1 vyobrazující axiální profil neutronů solného prismatu v různých kanálech. Vyhodnocovací soubor je umístěn v přílohách pod označením *Aktivni_detektor_prisma.xlsx*. Vypracované tabulky jsou přiloženy v příloze B1 a B2.

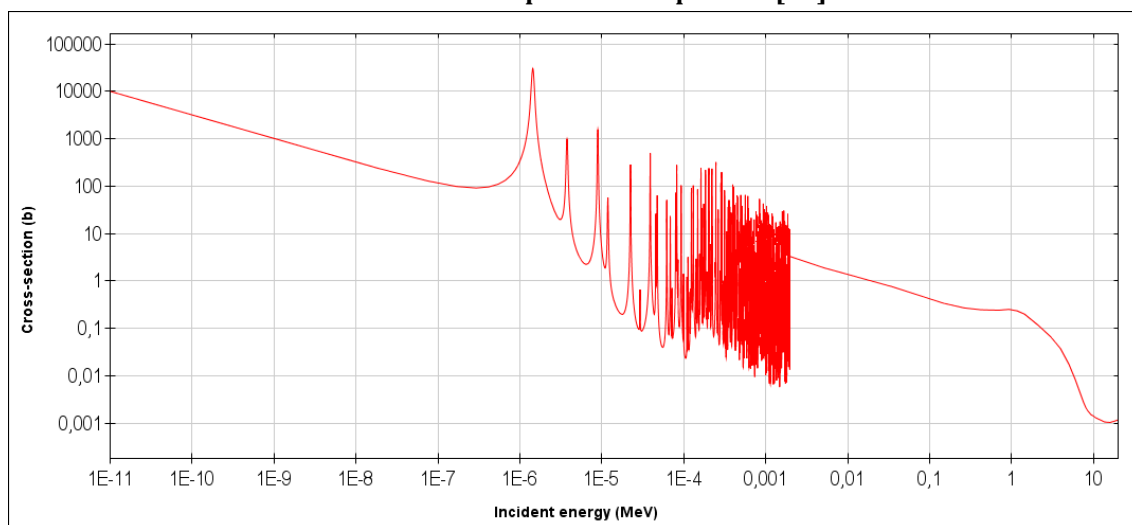
Graf 1.: Axiální profil neutronů v rozdílných kanálech solného prismatu.



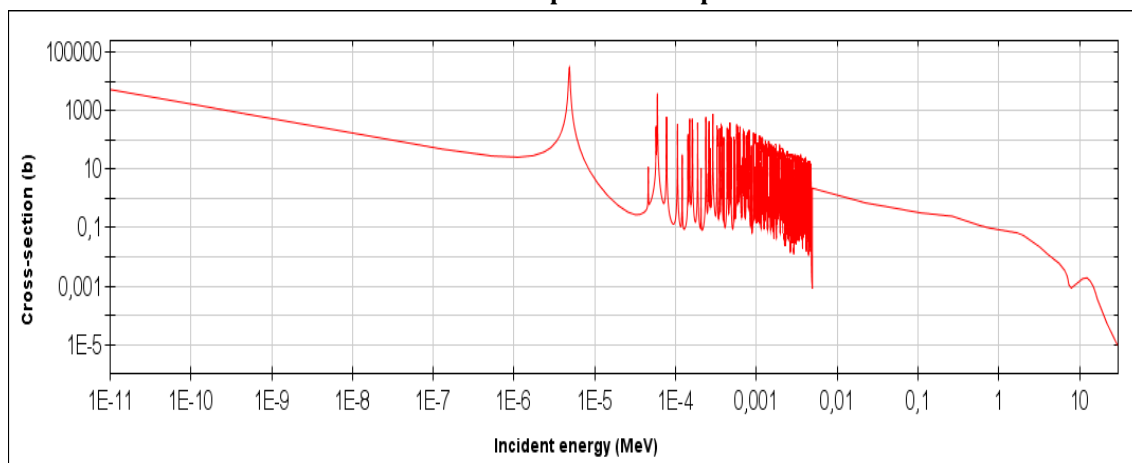
Poté bylo vyzkoušeno vložení ionizační komory pod solné prisma a byla naměřena hodnota 546 impulsů za sekundu. Tímto bylo zjištěno, že sůl jako taková se nechová jako moderátor a následně bylo vyzkoušeno vložení mezi ionizační komoru a solné prisma polyethylenovou trubicí a hodnota impulsů vzrostla ze 150 na 200 impulsů za sekundu nad oblastí AmBe zdroje.

Následně bylo provedeno i měření pasivními detektory. Nejprve bylo nutné zvolit pasivních detektorů. Dle vybavení laboratoře a prostorových možností měření byly zvoleny detektory s obsahem zlata ^{197}Au , jenž čistota je 99,9999 % a Indium ^{115}In s čistotou 95,5 %. Tyto detektory mají vhodnou tloušťku pro aktivaci, rozměry vhodné pro vložení do otvorů. Radiační průřez pro naši reakci (n,γ) , pro oba použité materiály, je vyobrazen na Graf 2 a Graf 3.

Graf 2.: Radiační průřez izotopu ^{115}In [30].



Graf 3.: Radiační průřez izotopu ^{197}Au .



Od každého materiálu byly připraveny 3 aktivační vzorky pro vložení do otvorů. Poločas rozpadu india je $T_{1/2} = 4,486$ hodin a poločas rozpadu zlata je $T_{1/2} = 2,69517$ dnů. Vzorky byly umístěny na dřevěnou lištu a následně zaváděny do kanálů solného prismatu. Indium bylo vloženo do kanálů **4**, **8** a **11**. Zlato bylo vloženo do kanálů **5**, **7** a **12**. Folie byly vloženy 23.3.2018. Folie byly vytaženy 28.3.2018 což je zhruba \times násobek poločasu rozpadu. Měření pak následně probíhalo postupně na HPGe detektoru PGT PIG 10 chlazený tekutým dusíkem. Detektoru byl připojen k multikanálovému analyzátoru Ortec Spectrum master 919 a zesilovač Ortec 572. Celé zapojení bylo napájeno vysokonapěťovým zdrojem Silena 7716, který byl nastaven na hodnotu 4kV. Pro měření gamaspektremetrem byl využíván softwar Maestro[31]. Změřené hodnoty byly následně uloženy a připraveny pro zpracování v interaktivním programu, vytvořený pro práci s daty z gamaspektrometru, od firmy NUVIA a.s. GAMWIN verzi 1.8.5.

Předtím, než bylo započato měření gamaspektrometrem vzorky bylo nutné udělat energetickou a účinností kalibraci. Energetická kalibrace se provádí pro

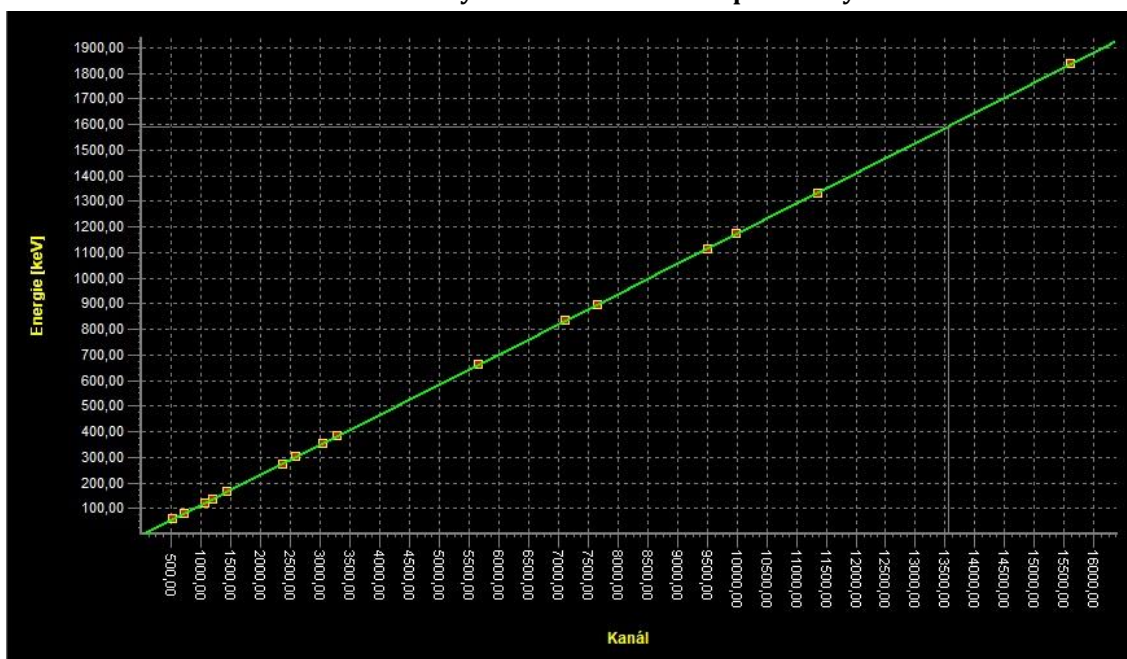
správnou detekci peaků energií. Energetická kalibrace se provádí pomocí vzorků s mono energetickým spektrem. Byly použity následující vzorky, které jsou popsány v Tabulka 12.

Tabulka 12.: Tabulka izotopů použitých k energetické kalibraci.

| Izotop | E | Nej. plocha |
|-------------------|--------------|--------------------|
| <i>(-)</i> | <i>(keV)</i> | <i>(%)</i> |
| ²⁴¹ Am | 59,13 | 0,15 |
| ¹³³ Ba | 80,50 | 0,31 |
| ¹³³ Ba | 275,67 | 0,63 |
| ¹³³ Ba | 302,06 | 0,37 |
| ¹³³ Ba | 355,22 | 0,21 |
| ¹³³ Ba | 383,04 | 0,57 |
| ¹³⁹ Ce | 165,38 | 0,50 |
| ⁵⁷ Co | 121,61 | 0,09 |
| ⁵⁷ Co | 136,08 | 0,27 |
| ⁶⁰ Co | 1173,55 | 0,21 |
| ⁶⁰ Co | 1333,36 | 0,21 |
| ¹³⁷ Cs | 661,06 | 0,41 |
| ⁵⁴ Mn | 834,57 | 0,32 |
| ⁸⁸ Y | 897,60 | 0,32 |
| ⁸⁸ Y | 1835,59 | 0,45 |
| ⁶⁵ Zn | 1115,93 | 0,44 |

Následně byly body energetické kalibrace proloženy křivkou a tato křivka je vyobrazena v Graf 4. Energetická křivka zahrnuje celé spektrum měřené gama spektrometru. Ideální tvar křivky je lineární, avšak v níže uvedeném grafu je téměř ideální. Celková energetická kalibrace je uložena v příloze pod označením *ENCAL.GENCAL*.

Graf 4.: Referenční body kalibračních vzorků proloženy křivkou.



Dále bylo nutné vyhodnotit účinnost kalibrace při měření v daném prostoru detekováním dané energie. Hodnota reprezentuje, s jakou účinností předá foton z měřeného radioizotopu energii do měřícího senzoru. Pro tuto kalibraci byly zvoleny stejné vzorky (viz. Tabulka 13), jak pro energetickou kalibraci. Při výpočtu energetické hodnoty bylo nutné více bodů pro vyhodnocení celého spektra. Software GAMWIN nasimuloval aktivitu zářiče při daném časovém období a vypočítal kalibrační body. Spektrum bylo pak rozděleno na spektrum s nízkou energií a spektrum s vysokou energií, jejíž mez je v rozsahu 300 a ž 400 keV dle zvolené výpočtové funkce. V našem případě byla zvolena výpočetní funkce *genie dual* a mez mezi vysokou a nízkou energií byla 366keV. Následně byla nejistota měření daným fitovacím nástrojem 5%. Účinností kalibrace je uložena v příloze následovně: *Ucinnostni_komplentni_GEFCAL*.

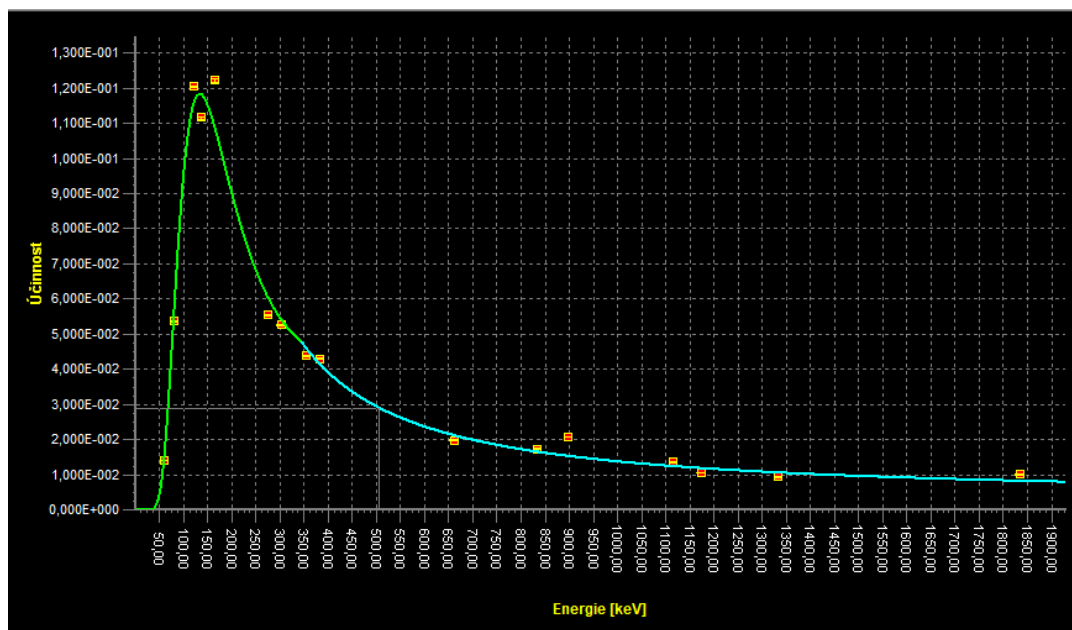
Tabulka 13.: Hodnoty účinností kalibrace detektoru

| Izotop | A' | E | I _γ | T _{1/2} | t |
|-------------------|----------|--------|----------------|------------------|------|
| (-) | (kBq) | (keV) | (%) | (d) | (d) |
| ⁴¹ Am | 464,6183 | 59,13 | 35,9000±0,4000 | 157800 | 1164 |
| ¹³³ Ba | 2,687962 | 80,50 | 34,0600±0,2700 | 3897 | 1288 |
| ¹³³ Ba | 2,687962 | 275,67 | 7,16400±0,0220 | 3897 | 1288 |
| ¹³³ Ba | 2,687962 | 302,06 | 18,3300±0,0600 | 3897 | 1288 |
| ¹³³ Ba | 2,687962 | 355,22 | 62,0500±0,1900 | 3897 | 1288 |
| ¹³³ Ba | 2,687962 | 383,04 | 8,9400±0,0300 | 3897 | 1288 |
| ¹³⁹ Ce | 1,43434 | 165,38 | 80,0000±0000 | 137,5 | 1164 |

| | | | | | |
|-------------------|----------|---------|----------------|--------|------|
| ⁵⁷ Co | 7,748898 | 121,61 | 85,6000±0,1700 | 271,26 | 1164 |
| ⁵⁷ Co | 7,748898 | 136,08 | 10,6800±0,0800 | 271,26 | 1164 |
| ⁶⁰ Co | 11,46683 | 1173,55 | 99,9736±0,0007 | 1925,4 | 1164 |
| ⁶⁰ Co | 11,46683 | 1333,36 | 99,9856±0,0004 | 1925,4 | 1164 |
| ¹³⁷ Cs | 16,62666 | 661,06 | 85,1000±0,2000 | 11019 | 1164 |
| ⁵⁴ Mn | 235,7252 | 834,57 | 99,9760±0,0010 | 312,22 | 1164 |
| ⁸⁸ Y | 225,1818 | 897,60 | 93,7000±0,3000 | 106,6 | 1164 |
| ⁸⁸ Y | 225,1818 | 1835,59 | 99,2000±0,3000 | 106,6 | 1164 |
| ⁶⁵ Zn | 792,1877 | 1115,93 | 50,6000±0,2400 | 243,9 | 1164 |

Body výpočtu účinností kalibrace byly vyneseny do grafu a proloženy křivkou dle spekter do dvou polynomů. Polynom pro vysoké energie je druhého řádu a polynom pro nízké energie je třetího řádu. Následná fitovací křivka je vyobrazena v Graf 5.

Graf 5.: Proložení bodů účinností kalibrace s mezí 366 keV.



Následně bylo možné aktivovat vložené folie a poté změřit. Jelikož ¹¹⁵In má poločas rozpadu 54,29 minut a ¹⁹⁷Au 2,69 dne, byly folie ozařovány téměř 4 dny z důvodů, které jsou popsány na straně 29, avšak dle předešlých zkušeností je aktivace ¹⁹⁷Au dostačující. Postupně pak byly vzorky měřeny na HPGe.

Vyhodnocení vzorků dále probíhalo za pomoci softwaru GAMWIN, kdy se naměřená spektra analyzovala a odečítalo se naměřené pozadí. Bohužel se naměřené vzorky ¹¹⁵In nedokázaly značně aktivovat a relativní chyba je vyšší. Naopak u zlata byla velikost peaků mnohonásobně vyšší a analyzování výsledků

bylo jednodušší. Po odečtu připadajících peaků pro dané prvky jsou vyobrazeny v Tabulka 14.

Tabulka 14.: Gama linky izotopů pro příslušnou účinnost detektoru [32].

| Izotop | E | I γ |
|-------------------|---------|------------|
| | (keV) | (%) |
| ¹¹⁵ In | 416,86 | 27,70 % |
| ¹¹⁵ In | 1097,33 | 56,20 % |
| ¹⁹⁷ Au | 411,802 | 96,00 % |

Z odečtených dat byl vytvořen výpočet v MS Excel, který dle výpočtů (5.17), který vypočetl reakční rychlost pasivních detektorů umístěných v neznámém neutronovém poli. Z GAMWINu byly vyčísleny čisté plochy peaků o hodnotách centroidu příslušných gama linek, live time, real time a mrtvá doba detektoru. Vypočtené hodnoty jsou vyčísleny v Tabulka 15. Vyhodnocovací soubor je umístěn v přílohách pod označením *NAA_sul.xlsb.xlsx*.

Tabulka 15.: Hodnoty reakčních rychlostí vzorků v prismě.

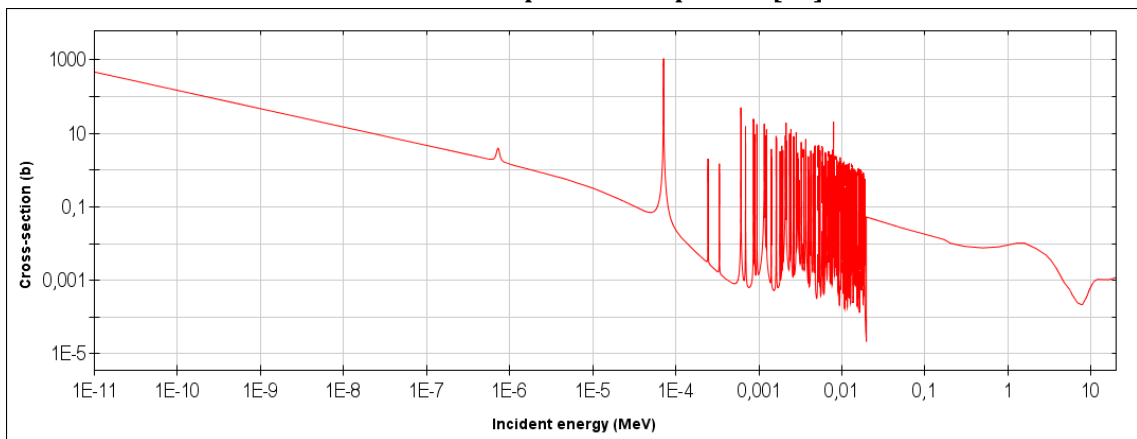
| Vzorek | x | Kanál | R _{RR} | Δ | δ |
|--------|----------|-------|--------------------|--------------------|----------|
| (-) | (cm) | (-) | (s ⁻¹) | (s ⁻¹) | (%) |
| In-1 | 13,08148 | 4 | 7,74E-25 | 1,30E-25 | 16,77 % |
| In-2 | 13,08148 | 8 | 2,26E-24 | 3,68E-25 | 16,25 % |
| In-3 | 18,5 | 11 | 1,86E-24 | 2,15E-25 | 11,61 % |
| Au-1 | 13,08148 | 5 | 2,55E-24 | 1,30E-25 | 5,10 % |
| Au-2 | 18,5 | 7 | 2,05E-24 | 1,03E-25 | 5,02 % |
| Au-3 | 26,16295 | 12 | 3,49E-24 | 1,75E-25 | 5,02 % |

Z vypočtených hodnot lze usoudit, že hodnoty vypočtené z naměřených vzorků jsou nepřesné a se zvyšující se vzdáleností by správně reakční doba měla klesat. Při porovnání vzorků umístěných v kanálu 4 a 8, hodnoty by měli dosahovat podobných čísel, avšak rozdíl dosahuje téměř $15 \cdot 10^{-25} \text{ s}^{-1}$. Chyba mohla vzniknout nepřesností umístění aktivačních materiálů nebo nehomogenita materiálu solného bloku. U vzorku umístěném v kanálu 11 je reakční doba nižší s porovnáním materiálu stejného složení ve vzdálenosti bližší k neutronovému zdroji. Při porovnání vzorku v kanálu 5 a 7, jehož materiálové vlastnosti jsou podobné lze vidět pokles reakční rychlosti o $0,55 \cdot 10^{-24}$, což dělá na centimetr délky úbytek $0,01 \cdot 10^{-24} \text{ s}^{-1}$. Reakční doba u vzorku v kanálu 12 však je s porovnáním se vzorky 5 a 7 vyšší. Tato odchylka mohla být způsobena větší vzduchovou mezerou, která byla uhlopříčně od zdroje. Také hmotnost aktivačního vzorku byla 2x větší. Celé měření však dokázalo fakt, že chlorid sodný jako takový, se chová v neutronové soustavě jako stínění. Daný problém byl simulován a popsán v kapitole 6.1.3.

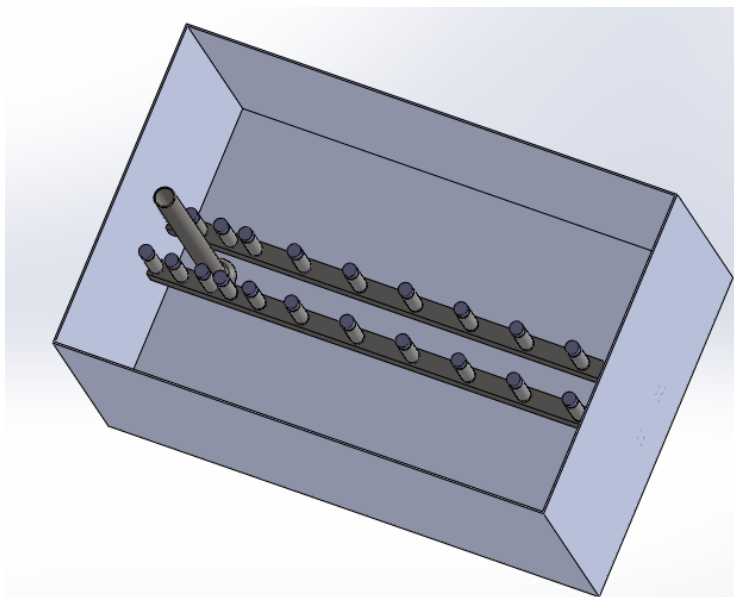
6.1.2 Měření solného roztoku

Druhý experiment byl vytvořen pro vytvoření závislosti koncentrace soli v daném roztoku, kdy nejvhodnější kapalinou byla voda. Prvním krokem bylo nutné promyslet velikost objemu, který bude zaplaven roztokem vody se solí. Proto byla zvolena bedna o rozměrech 30x37x57 cm, do které budou umístěny detektory a neutronový zdroj. Následným úkolem bylo zvolení pasivních detektorů pro charakterizaci neutronového pole. Ze zhodnocení možných detektorů a použití ve vodném roztoku byly zvoleny ampulky oxidu lantanitého, které v laboratoři byl již použit a se kterým jsou již dobré zkušenosti z [21].

Graf 6.: Radiační průřez izotopu ^{139}La [30].



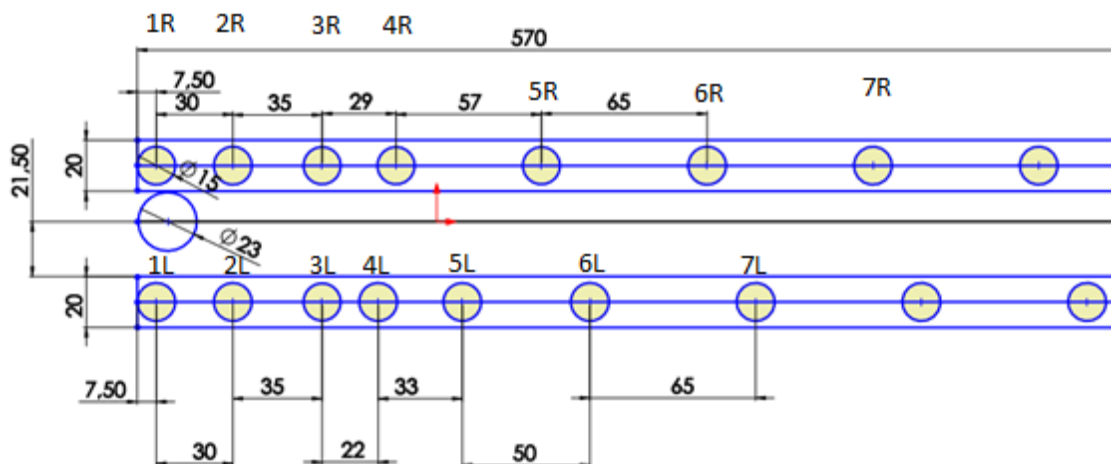
Následně byl promyšlen postup měření a geometrie založení neutronového zdroje a pasivních detektorů. Dle možných rozměrů boxu a potřebného množství materiálu byl vytvořen model přibližného sestavení aktivačních zkumavek, neutronového zdroje. Vytvořený model vypadal následovně viz Obrázek 11.



Obrázek 11.: Model boxu pro měření solného roztoku [27].

Pro umístění aktivačních vzorků do prostoru bedny byla zvolená dutá čtyřhranná trubka z hliníkového materiálu. Pro umístění AmBe zdroje byl zajištěn odměrný válec o průměru 35 mm, což bylo téměř stejného průměru jako ocelová kapsle s AmBe zdrojem. Při konstrukci měřícího experimentu byl promyšlen princip uchycení a uzavření samotných ampulí. Výsledný princip uchycení ampulí byl vyřešen tak, že na místa umístění na trubce, která byla nasimulována tak, aby se vzorky vzájemně „nestínily“. Dále byly vyvrtány díry, do kterých byl následně vyříznut závit. Následně byly zakoupeny neodymové magnety, na kterých byla závitová tyčinka, kterou bylo možné přichytit neodymovaným magnetem k liště. Následně byla na každou ampuli přilepena podložka o průměru ampule, která držela za pomoci magnetu ampuli na liště. Po zhotovení lišty s magnety byly rozměřeny

pozice lišt a válce pro zdroj. Rozměry jsou vyobrazeny na Obrázek 12. Celý model je nafocen v příloze C.



Obrázek 12.: Rozmístění a označení aktivačních vzorků a neutronového zdroje v boxu[27].

Po rozmístění byly lišty a válec přilepeny tavnou pistolí k boxu, aby došlo k fixaci a předejití působení vztlakových sil ve vodním roztoku a tím ke znehodnocení měření. Měřící ampule se zváženým množstvím oxidu lantanitého byly uzavřeny do uzavíratelných ZIP sáčků a po zkušenostech ještě v místě přechodu víčka ampule a samotnou ampuli byl tento prostor zaizolován izolační páskou, aby nedošlo ke znehodnocení měřeného vzorku.

Po přípravě experimentálního měření bylo následně nutné si určit, pro jaké koncentrace bude probíhat měření a jaké množství do daného objemu bude nutno dát. Dle dispozice bedny byl objem vody zvolen 42 litrů. Koncentrace zvolené pro měření dle množství soli připravené k experimentu (40 kg čisté NaCl) byly 15%, 50% a 80% nasycení solného roztoku. Pro 100 % nasycení solného roztoku při pokojové teplotě (20 °C) je potřebné množství soli na 100 ml roztoku 35,86 g. Při našich koncentracích bylo množství potřebné soli vypočteno dle výpočtu (6.5). Množství soli bylo vypočítáno pro různé koncentrace. Vypočtené hodnoty jsou zobrazeny následně v Tabulka 16.

$$m(\text{NaCl}) = \frac{m_{\text{nas}} \cdot V_{\text{H}_2\text{O}} \cdot x\%}{10000} = \frac{35,86 \cdot 42 \cdot 0,000 \cdot 50}{10000} = 7\,530,6 \text{ g} = 7,5306 \text{ kg} \quad (6.5)$$

Následně byly pro každé měření vytvořeny roztoky pro zvolené koncentrace. Při každé koncentraci byl použit nový roztok a nikdy nebyl roztok použit 2x na rozdílnou koncentraci. Objem vody byl měřen vědrem s měrnou rýskou. Při chystání daného roztoku byl zvážen na váze s přesností na 3 desetinná místa (0,001g). Pro

objem 42 l bylo v 7 vědrech, každé bylo naplněno na 6 l, rozpuštěno část potřebné množství sole. To pak bylo následně nalito do experimentálního boxu.

Tabulka 16.: Množství NaCl pro procentuální nasycení roztoku.

| Koncentrace | m(NaCl) |
|-------------|----------|
| (%) | (kg) |
| 100 | 15,0612 |
| 90 | 13,55508 |
| 80 | 12,04896 |
| 70 | 10,54284 |
| 60 | 9,03672 |
| 50 | 7,5306 |
| 40 | 6,02448 |
| 30 | 4,51836 |
| 20 | 3,01224 |
| 15 | 2,25918 |
| 10 | 1,50612 |

Vyhodnocení naměřených hodnot bylo inspirováno výpočtem z diplomové práci [21]. Postup analyzování výsledků byl podobný postupu při vyhodnocování vzorků ze solného prismatu. V softwaru GAMWIN byly nyní sledovány peaky o intenzitách, které jsou v Tabulka 17.

Tabulka 17.: Gama linky izotopů pro příslušnou účinnost detektoru.

| | E | I γ |
|-------------------|---------|------------|
| | (keV) | (%) |
| ¹⁴⁰ La | 328,762 | 20,3 |
| | 487,021 | 45,5 |
| | 815,772 | 23,28 |
| | 1596,21 | 95,4 |

Poté mohl následovat výpočet reakční rychlosti pro každý aktivační materiál. Při výpočtu bylo však nutné vypočítat počet jader na začátku reakce, z důvodu použití sloučeniny, a nikoliv čistého materiálu. Výpočet počátečního počtu jader byl převzat z [21] a vypadá následovně:

$$N_0(^{139}\text{La}) = p. (^{139}\text{La}). N_0. (\text{Přirodní La}) =$$

$$p. 2. n. N_A = \frac{p. (^{139}\text{La}). 2. m. N_A}{2. A_r(\text{Přirodní La}). 3. A_r(\text{Přirodní O})}, \quad (-) \quad (6.6)$$

kde p je zastoupení ^{139}La v přírodní sloučenině, N_A je Avogadrova konstanta a relativní atomové hmotnosti materiálu A_r . Tyto hodnoty lze zjistit pomocí [33]. Za pomocí vzorce (5.17) však vypočítáme reakční rychlost pro každý peak. Pro výpočet celkové reakční rychlosti je nutné použít metodu středování přes všechny energie peaků, kdy při výpočtu jsou zahrnuty i nejistoty jednotlivých reakčních rychlostí Δ . Celkový vzorec vypadají následovně[21]:

$$R_{Rt} = \frac{\sum_{i=1}^n \frac{R_{Ri}}{s^2(R_{Ri})}}{\sum_{i=1}^n \frac{1}{s^2(R_{Ri})}}, \quad (s^{-1}) \quad (6.7)$$

$$\Delta_{Rt} = \frac{\sum_{i=1}^n \frac{R_{Ri}}{s^2(R_{Ri})}}{\sum_{i=1}^n \frac{1}{s^2(R_{Ri})}} \quad (s^{-1}) \quad (6.8)$$

Ve výpočtu, jak již byla zmiňována, je i uvažovaná nejistota měření reakčních rychlostí. Pro výpočet relativní nejistoty nasycení aktivity byl použit zdokonalený vzorec, jenž je více popsán v [21] a vypadá následovně:

$$\delta_A = \sqrt{\left[0,03 \cdot \left(\frac{t_{real}}{t_{live}} - 1\right)\right]^2 + t_v^2 \cdot \left(\frac{\ln 2}{T_{1/2}}\right)^2 \cdot \delta_{T_{1/2}}^2 \cdot \delta_S^2 \cdot \delta_{I\gamma}^2 \cdot \delta_\varepsilon^2}, \quad (6.9)$$

Kde t_{real} , t_{live} a t_v jsou časy získané z GAMWINu a popsané na straně 28. $T_{1/2}$ je poločas rozpadu vzniklého izotopu vytvořený aktivací materiálu. $\delta_{T_{1/2}}$ je relativní nejistota poločasu přeměny, δ_S je relativní nejistota plochy peaku, taktéž zjištěná z GAMWINu, kdy taktéž zjistitelnou informací byla δ_ε , což je relativní nejistota kalibrační křivky účinnosti, která byla určena při vytváření účinností křivky a je rovna 5 %. Polední neznámou relativní chybou je $\delta_{I\gamma}$, která reprezentuje nejistotu určení gama linky.

Další nejistoty použity při výpočtu byly zejména vážení hmotnosti obsahu aktivačního materiálu, výpočet složení aktivačního materiálu a následně relativních atomových hmotností. Obecný vzorec pro výpočet nejistot byl[21]:

$$s = \sqrt{\sum_{i=1}^n \left(s_{xi} \cdot \frac{\partial f}{\partial x_i}\right)^2} \quad (6.10)$$

Po vypracování výpočtových tabulek byly vypočteny reakční rychlosti pro všechny koncentrace uvedené na začátku. Při některých koncentracích nebyly osazeny všechny pozice z časových důvodů. Všechny vypočtené hodnoty jsou zpracovány

následujících tabulkách. Vyhodnocovací soubor je umístěn v přílohách pod označením *NAA_box.xlsx*. Vzorčky jsou označeny podle obrázku 12.

Tabulka 18.: Hodnoty reakčních rychlostí při koncentraci 50 %.

| | R_{Rt} | Δ_{Rt} | δ |
|--------|----------|---------------|----------|
| Pozice | (s-1) | (s-1) | (%) |
| 1L | 1,71E-20 | 4,53E-22 | 2,65E+00 |
| 2L | 1,80E-20 | 4,75E-22 | 2,63E+00 |
| 3L | 1,81E-20 | 4,71E-22 | 2,61E+00 |
| 4L | 1,54E-20 | 4,05E-22 | 2,62E+00 |
| 5L | 1,09E-20 | 2,91E-22 | 2,65E+00 |
| 6L | 4,60E-21 | 1,26E-22 | 2,74E+00 |
| 7L | 1,29E-21 | 3,81E-23 | 2,96E+00 |
| 1R | 1,79E-20 | 4,75E-22 | 2,65E+00 |
| 2R | 1,54E-20 | 4,03E-22 | 2,61E+00 |
| 3R | 1,58E-20 | 4,39E-22 | 2,77E+00 |
| 4R | 1,63E-20 | 4,26E-22 | 2,61E+00 |
| 5R | 7,51E-21 | 2,02E-22 | 2,69E+00 |
| 6R | 1,90E-21 | 5,55E-23 | 2,91E+00 |
| 7R | 1,47E-21 | 2,54E-23 | 1,73E+00 |

Tabulka 19.: Hodnoty reakčních rychlostí při koncentraci 80 %.

| | R_{Rt} | Δ_{Rt} | δ |
|--------|----------|---------------|----------|
| Pozice | (s-1) | (s-1) | (%) |
| 2L | 1,49E-20 | 3,95E-22 | 2,65 |
| 3L | 1,47E-20 | 3,94E-22 | 2,68 |
| 4L | 1,28E-20 | 3,33E-22 | 2,60 |
| 6L | 3,31E-21 | 8,84E-23 | 2,67 |
| 2R | 1,24E-20 | 3,33E-22 | 2,69 |
| 3R | 1,37E-20 | 3,63E-22 | 2,65 |
| 4R | 1,24E-20 | 3,32E-22 | 2,68 |
| 6R | 1,61E-21 | 4,34E-23 | 2,69 |

Pro koncentraci roztoku o hodnotě 15 % bylo nutné provést novou energetickou a účinností kalibraci, z důvodu poruchy. Gamaspektrometr byl vypnut a rozmrznut. Následně, po zprovoznění gamaspektrometru, bylo nutné zvýšit napětí na zesilovači. Kalibrace byla zhotovená následně. Výsledky kalibračních hodnot jsou zobrazeny v tabulkách 19 a 20.

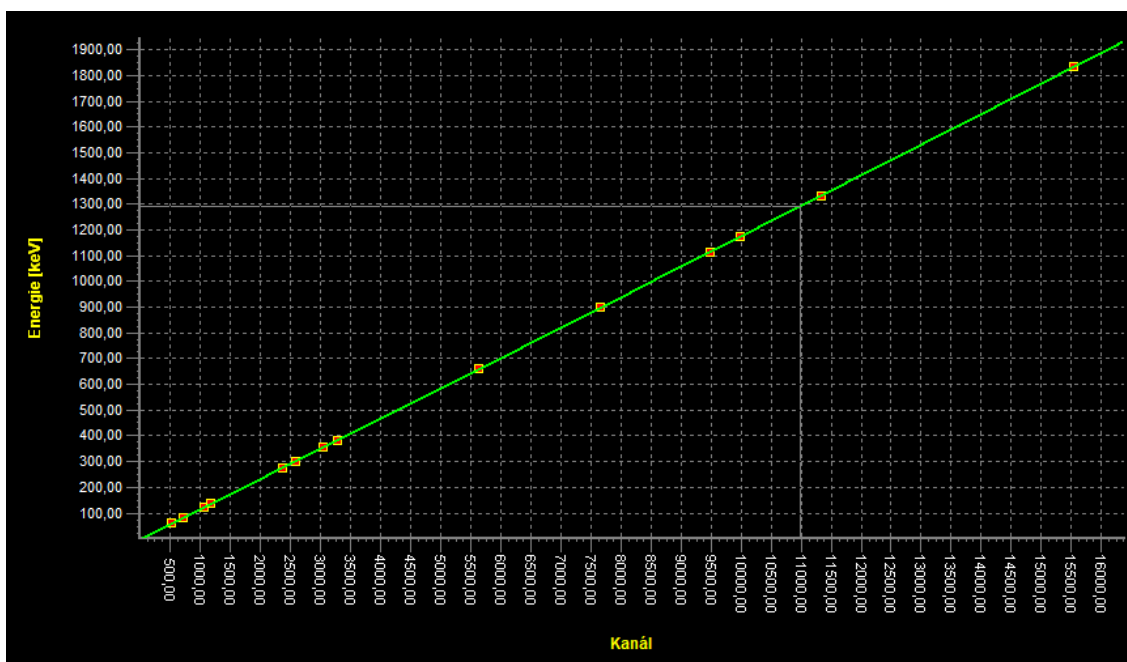
Tabulka 20.: Zvolené kalibrační zářiče pro 2. energetickou kalibraci.

| Izotop | E | Nej. plocha |
|-------------------|----------|--------------------|
| (-) | (keV) | (%) |
| ²⁴¹ Am | 59,13 | 0,27 |
| ¹³³ Ba | 80,50 | 0,81 |
| ¹³³ Ba | 275,67 | 1,69 |
| ¹³³ Ba | 302,06 | 0,84 |
| ¹³³ Ba | 355,22 | 0,41 |
| ¹³³ Ba | 383,04 | 1,24 |
| ¹³⁹ Ce | 165,38 | 0,56 |
| ⁵⁷ Co | 121,61 | 0,25 |
| ⁵⁷ Co | 136,08 | 0,73 |
| ⁶⁰ Co | 1173,55 | 0,75 |
| ⁶⁰ Co | 1333,36 | 0,72 |
| ¹³⁷ Cs | 661,06 | 0,57 |
| ⁵⁴ Mn | 834,57 | 0,50 |
| ⁸⁸ Y | 897,60 | 1,79 |
| ⁸⁸ Y | 1835,59 | 2,48 |
| ⁶⁵ Zn | 1115,93 | 0,30 |

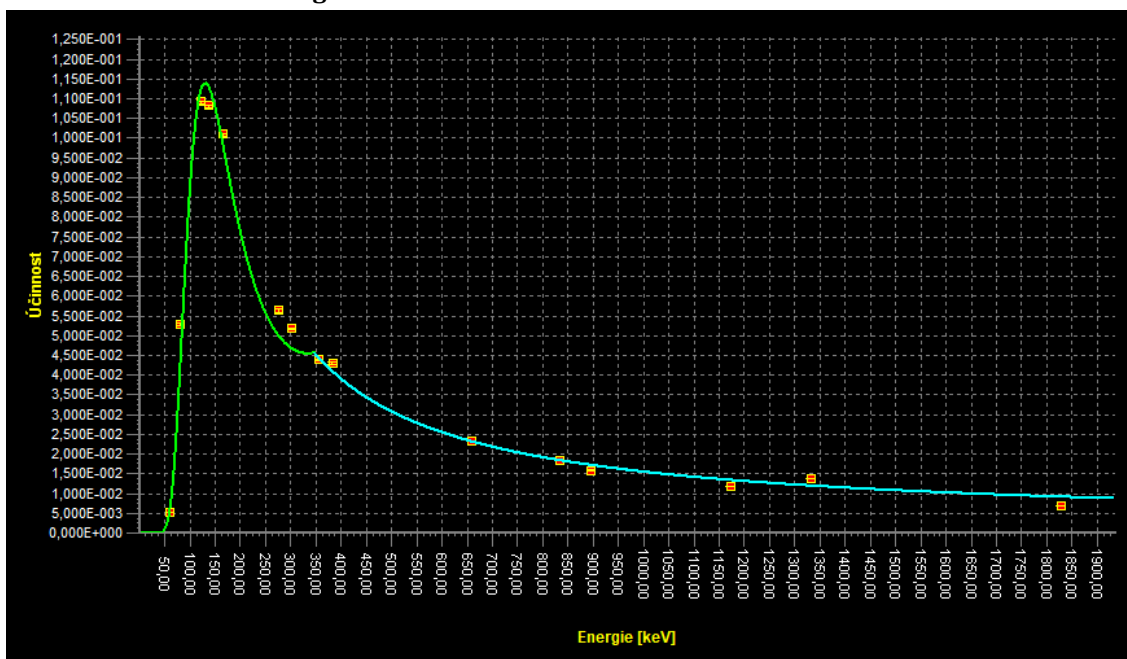
Tabulka 21.: Tabulka zvolených zdrojů pro účinnosti 2. kalibraci.

| Izotop | A' | E | I_γ | T½ | t | nejistota |
|-------------------|-------------|----------|----------------------|-----------|----------|------------------|
| (-) | (kBq) | (keV) | (%) | (d) | (d) | % |
| ²⁴¹ Am | 464,6183467 | 59,13 | 35,9000±0,4000 | 157800 | 1164 | 0,48 |
| ¹³³ Ba | 2,687961729 | 80,50 | 34,0600±0,2700 | 3897 | 1288 | 1 |
| ¹³³ Ba | 2,687961729 | 275,67 | 7,16400±0,0220 | 3897 | 1288 | 1,79 |
| ¹³³ Ba | 2,687961729 | 302,06 | 18,3300±0,0600 | 3897 | 1288 | 1,04 |
| ¹³³ Ba | 2,687961729 | 355,22 | 62,0500±0,1900 | 3897 | 1288 | 0,73 |
| ¹³³ Ba | 2,687961729 | 383,04 | 8,9400±0,0300 | 3897 | 1288 | 1,24 |
| ¹³⁹ Ce | 1,434340344 | 165,38 | 80,0000±0000 | 137,5 | 1164 | 0,78 |
| ⁵⁷ Co | 7,748898422 | 121,61 | 85,6000±0,1700 | 271,26 | 1164 | 0,25 |
| ⁵⁷ Co | 7,748898422 | 136,08 | 10,6800±0,0800 | 271,26 | 1164 | 0,86 |
| ⁶⁰ Co | 11,46682783 | 1173,55 | 99,9736±0,0007 | 1925,4 | 1164 | 0,82 |
| ⁶⁰ Co | 11,46682783 | 1333,36 | 99,9856±0,0004 | 1925,4 | 1164 | 0,45 |
| ¹³⁷ Cs | 16,62666426 | 661,06 | 85,1000±0,2000 | 11019 | 1164 | 0,57 |
| ⁵⁴ Mn | 235,7251763 | 834,57 | 99,9760±0,0010 | 312,22 | 1164 | 0,93 |
| ⁸⁸ Y | 225,1818437 | 897,60 | 93,7000±0,3000 | 106,6 | 1164 | 1,89 |

| | | | | | | |
|------------------|-------------|---------|-----------------|-------|------|------|
| ⁸⁸ Y | 225,1818437 | 1835,59 | 99,2000±0,3000 | 106,6 | 1164 | 0,75 |
| ⁶⁵ Zn | 792,1877397 | 1115,93 | 50,60000±0,2400 | 243,9 | 1164 | 0,74 |



Obrázek 13.: Křivka energetické kalibrace.



Obrázek 14.: Křivka účinností kalibrace.

Z energetické křivky lze vidět následek zesílení napětí na HPGe detektoru. Nyní mezní energie byla posunuta na hodnotu 342 keV. Celková energetická kalibrace je uložena v příloze pod označením *Celk.kal.2.GEFCAL*. Účinností kalibrace je uložena v příloze pod označením *Celk.kal.2.GENCAL*. Poté následovalo měření poslední

koncentrace soli v roztoku. Ozařované vzorky byly během celé doby, kdy byl HPGe „oživován“, aktivovány v experimentálním boxu a po následném zprovoznění všechny aktivační detektory byly změřeny. Vypočtené hodnoty reakčních rychlostí byly následně zpracovány a vyhodnoceny do tabulky 21.

Tabulka 22.: Hodnoty reakčních rychlostí při koncentraci 15 %.

| | R_{Rt} | Δ_{Rt} | δ |
|--------|--------------------|--------------------|----------|
| Pozice | (s ⁻¹) | (s ⁻¹) | (%) |
| 1L | 0 | 0 | 0 |
| 2L | 2,87E-20 | 7,47E-22 | 2,60 |
| 3L | 2,71E-20 | 7,39E-22 | 2,73 |
| 4L | 2,65E-20 | 7,28E-22 | 2,74 |
| 5L | 1,80E-20 | 4,94E-22 | 2,74 |
| 6L | 6,78E-21 | 1,96E-22 | 2,74 |
| 1R | 0 | 0 | 0 |
| 2R | 2,68E-20 | 7,29E-22 | 2,72 |
| 3R | 2,67E-20 | 7,32E-22 | 2,74 |
| 4R | 2,68E-20 | 7,29E-22 | 2,72 |
| 5R | 1,48E-20 | 4,02E-22 | 2,71 |
| 6R | 4,89E-21 | 1,30E-22 | 2,65 |

6.1.3 Výpočet modelů v MCNP

Jak již bylo řečeno v kapitole 5.4.1, k simulaci určitého systému bylo nutné vytvořit datový blok symbolizující geometrii s materiálovými vlastnostmi oblasti a definovanými parametry neutronového zdroje. Simulovány byly všechny experimentálně měřené úlohy při stejné či podobné geometrii.

6.1.3.1 Simulace solného prismatu

Jako první simulovaným experimentem byla solná prisma. Pro zjednodušení výpočtu byla vytvořena geometrie pouze solných bloků s umístěnými aktivačními detektory a neutronovým zdrojem. Geometrie byla sestavena a odzkoušena, než byl spuštěn samotný výpočet v programu [29]. Solný blok měl parametry stejné, jak v reálném experimentu, avšak rohové otvory byly zjednodušeny na kruhové o co nejrealističtější poloměru. Následně dva otvory, které byly přichystány pro aktivní detektory byly také vymodelovány o velikosti 5 cm, což odpovídá i reálné situaci. Jediné, co se liší od skutečného experimentu je hloubka otvoru, kdy v reální situaci byla hloubka okolo 36 cm a v modelu je otvor pouze po 24 cm, avšak jak zdroj, tak i pasivní detektory byly umístěny ve stejné hloubce. Celá geometrie je vyobrazena v příloze D. Díky téměř

neznámému složení solných bloků, kdy však výrobce udával podíl sodíku v jediné 10 kg kostce 37%, byl vytvořena materiálová karta pro solný blok. Dále byly získány hustoty a materiálové karty pro AmBe zdroj[21], zlato a indium[29]. Materiály a účinné průřezy materiálů byly nejčastěji převzaty z knihovny .c70, jejíž parametry odpovídají teplotě 293,6 K pro knihovnu ENDF/B VII, což odpovídá pokojové teplotě, která při experimentálním měření byla.

Hodnoty spektra energií neutronového zdroje byly vzaty z normy ISO 8529-1, kdy tyto hodnoty byly získány z [21] a zadávány do *si3 H* pro každé spektrum a do *sp3 D* diskrétně pro konkrétní bin. Střed zdroje byl umístěn do souřadnic 0,0,0 což takto bylo definováno v datové kartě pomocí funkce *pos*, orientace vektoru osy válce funkcí *axs*, velikost zdroje definovanou funkcí *ext*, poloměrem zdroje definovaný funkcí *rad* a emitování energie definována funkcí *erg*. Pro nezávislé emitování neutronů do okolí byla definována pravděpodobnost funkcí pro radiální pole funkcí *sp1* a axiální pole *sp2*[34][35].

Pro potřebný výpočet hustoty neutronového toku byl z funkčních Tally karet zvolena funkce F4 pro získání hustoty neutronového toku ϕ (cm⁻²), jenž využívá následující vztah[34]:

$$F4 = \Phi = \frac{1}{V} \int_V dV \int_E dE \int_{4\pi} d\Omega E \Phi(r, E, \Omega) \quad (6.11)$$

Z následujícího výpočtu provedeným v MCNP lze získat hustotu neutronového pole, která je pro reálné výsledky nutná vynásobit skutečnou hodnotou emitovaných neutronů neutronovým zdrojem. Výpočet emitovaných neutronů je ve vzorci (6.2). Výpočtový čas dané simulace byl necelých 14 hodin. Použitý hardware byl následující:

- Procesor: CPU Intel Core i7-6900 K (3,2GHz, 20M, LGA2011-v.3)
- RAM: 2x 8 GB DDR4 2133 MHz CL14 HyperX Fury
- Základová deska: MSI X99A Raider

Operační systém, na kterém probíhal výpočet byl Xubuntu 16.04 LTS. Z vypočítaných dat v MCNP byly vytvořeny tabulky pro neutronový tok v daném spektru, jak tok z MCNP, tak přepočtený na reálnou situaci. Vypočtené hodnoty jsou vyhodnoceny v následujících tabulkách. Výstupní soubor je umístěn v přílohách pod označením *outprisma.txt*.

Tabulka 23.: Hustota neutronového toku v In-1 získaná simulací MCNP.

| E (eV) | $\varphi_{\text{MCNP}} (\text{cm}^{-2})$ | $\delta_{\varphi} (-)$ | $\varphi_{\text{real}} (\text{cm}^{-2})$ |
|----------|--|------------------------|--|
| 1,00E-08 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 5,00E-08 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 1,00E-07 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 5,00E-07 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 1,00E-06 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 5,00E-06 | 6,95E-10 | 3,10E-01 | 3,88E+01 |
| 1,00E-05 | 2,46E-09 | 1,87E-01 | 1,37E+02 |
| 5,00E-05 | 3,92E-08 | 5,75E-02 | 2,19E+03 |
| 1,00E-04 | 5,30E-08 | 5,97E-02 | 2,96E+03 |
| 5,00E-04 | 4,82E-07 | 2,07E-02 | 2,69E+04 |
| 1,00E-03 | 1,08E-06 | 1,42E-02 | 6,03E+04 |
| 5,00E-03 | 3,22E-06 | 8,70E-03 | 1,80E+05 |
| 1,00E-02 | 3,01E-06 | 8,60E-03 | 1,68E+05 |
| 5,00E-02 | 2,73E-05 | 2,90E-03 | 1,52E+06 |
| 1,00E-01 | 3,17E-05 | 2,60E-03 | 1,77E+06 |
| 5,00E-01 | 2,46E-04 | 9,00E-04 | 1,38E+07 |
| 1,00E+00 | 1,61E-04 | 1,10E-03 | 9,01E+06 |
| 5,00E+00 | 4,42E-04 | 7,00E-04 | 2,47E+07 |
| 1,00E+01 | 1,05E-04 | 1,30E-03 | 5,88E+06 |
| 5,00E+01 | 3,00E-06 | 7,80E-03 | 1,67E+05 |
| 1,00E+02 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |

Tabulka 24.: Hustota neutronového toku v In-2 získaná simulací MCNP.

| E (eV) | $\varphi_{\text{MCNP}} (\text{cm}^{-2})$ | $\delta_{\varphi} (-)$ | $\varphi_{\text{real}} (\text{cm}^{-2})$ |
|----------|--|------------------------|--|
| 1,00E-08 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 5,00E-08 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 1,00E-07 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 5,00E-07 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 1,00E-06 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 5,00E-06 | 4,86E-10 | 3,86E-01 | 2,71E+01 |
| 1,00E-05 | 3,98E-09 | 1,66E-01 | 2,22E+02 |
| 5,00E-05 | 3,66E-08 | 6,11E-02 | 2,04E+03 |
| 1,00E-04 | 4,98E-08 | 5,73E-02 | 2,78E+03 |
| 5,00E-04 | 4,67E-07 | 2,09E-02 | 2,61E+04 |
| 1,00E-03 | 1,10E-06 | 1,41E-02 | 6,14E+04 |
| 5,00E-03 | 3,23E-06 | 8,70E-03 | 1,80E+05 |
| 1,00E-02 | 3,02E-06 | 8,60E-03 | 1,68E+05 |
| 5,00E-02 | 2,71E-05 | 2,90E-03 | 1,51E+06 |

| | | | |
|----------|----------|----------|----------|
| 1,00E-01 | 3,14E-05 | 2,60E-03 | 1,75E+06 |
| 5,00E-01 | 2,45E-04 | 9,00E-04 | 1,37E+07 |
| 1,00E+00 | 1,61E-04 | 1,10E-03 | 9,00E+06 |
| 5,00E+00 | 4,42E-04 | 7,00E-04 | 2,46E+07 |
| 1,00E+01 | 1,05E-04 | 1,30E-03 | 5,88E+06 |
| 5,00E+01 | 3,03E-06 | 7,70E-03 | 1,69E+05 |
| 1,00E+02 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |

Tabulka 25.: Hustota neutronového toku v In-3 získaná simulací MCNP.

| E (eV) | $\varphi_{\text{MCNP}} (\text{cm}^{-2})$ | $\delta_{\varphi} (-)$ | $\varphi_{\text{real}} (\text{cm}^{-2})$ |
|----------|--|------------------------|--|
| 1,00E-08 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 5,00E-08 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 1,00E-07 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 5,00E-07 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 1,00E-06 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 5,00E-06 | 2,77E-10 | 5,79E-01 | 1,55E+01 |
| 1,00E-05 | 1,82E-09 | 2,09E-01 | 1,01E+02 |
| 5,00E-05 | 2,36E-08 | 7,21E-02 | 1,32E+03 |
| 1,00E-04 | 3,19E-08 | 7,02E-02 | 1,78E+03 |
| 5,00E-04 | 3,12E-07 | 2,49E-02 | 1,74E+04 |
| 1,00E-03 | 7,50E-07 | 1,68E-02 | 4,19E+04 |
| 5,00E-03 | 1,90E-06 | 1,10E-02 | 1,06E+05 |
| 1,00E-02 | 1,85E-06 | 1,08E-02 | 1,03E+05 |
| 5,00E-02 | 1,66E-05 | 3,60E-03 | 9,29E+05 |
| 1,00E-01 | 1,96E-05 | 3,20E-03 | 1,10E+06 |
| 5,00E-01 | 1,48E-04 | 1,20E-03 | 8,25E+06 |
| 1,00E+00 | 9,04E-05 | 1,50E-03 | 5,04E+06 |
| 5,00E+00 | 2,17E-04 | 9,00E-04 | 1,21E+07 |
| 1,00E+01 | 4,20E-05 | 2,10E-03 | 2,34E+06 |
| 5,00E+01 | 1,15E-06 | 1,25E-02 | 6,44E+04 |
| 1,00E+02 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |

Tabulka 26.: Hustota neutronového toku v Au-1 získaná simulací MCNP.

| E (eV) | $\varphi_{\text{MCNP}} (\text{cm}^{-2})$ | $\delta_{\varphi} (-)$ | $\varphi_{\text{real}} (\text{cm}^{-2})$ |
|----------|--|------------------------|--|
| 1,00E-08 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 5,00E-08 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 1,00E-07 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 5,00E-07 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 1,00E-06 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 5,00E-06 | 8,99E-10 | 2,98E-01 | 5,02E+01 |
| 1,00E-05 | 3,25E-09 | 1,81E-01 | 1,81E+02 |
| 5,00E-05 | 3,97E-08 | 5,74E-02 | 2,22E+03 |

| | | | |
|----------|----------|----------|----------|
| 1,00E-04 | 4,56E-08 | 5,94E-02 | 2,54E+03 |
| 5,00E-04 | 4,72E-07 | 2,08E-02 | 2,63E+04 |
| 1,00E-03 | 1,10E-06 | 1,41E-02 | 6,11E+04 |
| 5,00E-03 | 3,28E-06 | 8,60E-03 | 1,83E+05 |
| 1,00E-02 | 3,02E-06 | 8,60E-03 | 1,69E+05 |
| 5,00E-02 | 2,73E-05 | 2,90E-03 | 1,53E+06 |
| 1,00E-01 | 3,15E-05 | 2,60E-03 | 1,76E+06 |
| 5,00E-01 | 2,46E-04 | 9,00E-04 | 1,37E+07 |
| 1,00E+00 | 1,61E-04 | 1,10E-03 | 9,00E+06 |
| 5,00E+00 | 4,42E-04 | 7,00E-04 | 2,47E+07 |
| 1,00E+01 | 1,05E-04 | 1,30E-03 | 5,89E+06 |
| 5,00E+01 | 3,03E-06 | 7,70E-03 | 1,69E+05 |
| 1,00E+02 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |

Tabulka 27.: Hustota neutronového toku v Au-2 získaná simulací MCNP.

| E (eV) | $\varphi_{\text{MCNP}} (\text{cm}^{-2})$ | $\delta_{\varphi} (-)$ | $\varphi_{\text{real}} (\text{cm}^{-2})$ |
|----------|--|------------------------|--|
| 1,00E-08 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 5,00E-08 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 1,00E-07 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 5,00E-07 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 1,00E-06 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 5,00E-06 | 3,94E-10 | 4,31E-01 | 2,20E+01 |
| 1,00E-05 | 2,40E-09 | 1,97E-01 | 1,34E+02 |
| 5,00E-05 | 2,26E-08 | 7,43E-02 | 1,26E+03 |
| 1,00E-04 | 2,98E-08 | 7,19E-02 | 1,66E+03 |
| 5,00E-04 | 3,38E-07 | 2,48E-02 | 1,89E+04 |
| 1,00E-03 | 7,60E-07 | 1,69E-02 | 4,24E+04 |
| 5,00E-03 | 1,97E-06 | 1,11E-02 | 1,10E+05 |
| 1,00E-02 | 1,87E-06 | 1,09E-02 | 1,05E+05 |
| 5,00E-02 | 1,72E-05 | 3,60E-03 | 9,61E+05 |
| 1,00E-01 | 2,00E-05 | 3,30E-03 | 1,12E+06 |
| 5,00E-01 | 1,51E-04 | 1,20E-03 | 8,41E+06 |
| 1,00E+00 | 9,12E-05 | 1,50E-03 | 5,09E+06 |
| 5,00E+00 | 2,16E-04 | 9,00E-04 | 1,21E+07 |
| 1,00E+01 | 4,01E-05 | 2,10E-03 | 2,24E+06 |
| 5,00E+01 | 1,10E-06 | 1,28E-02 | 6,11E+04 |
| 1,00E+02 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |

Tabulka 28.: Hustota neutronového toku v Au-2 získaná simulací MCNP.

| E (eV) | ϕ_{MCNP} (cm ⁻²) | δ_ϕ (-) | ϕ_{real} (cm ⁻²) |
|----------|-----------------------------------|-------------------|-----------------------------------|
| 1,00E-08 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 5,00E-08 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 1,00E-07 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 5,00E-07 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 1,00E-06 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| 5,00E-06 | 4,43E-10 | 4,22E-01 | 2,47E+01 |
| 1,00E-05 | 6,87E-10 | 3,28E-01 | 3,83E+01 |
| 5,00E-05 | 1,11E-08 | 9,84E-02 | 6,21E+02 |
| 1,00E-04 | 1,80E-08 | 9,35E-02 | 1,01E+03 |
| 5,00E-04 | 1,80E-07 | 3,30E-02 | 1,00E+04 |
| 1,00E-03 | 4,34E-07 | 2,20E-02 | 2,42E+04 |
| 5,00E-03 | 9,56E-07 | 1,55E-02 | 5,33E+04 |
| 1,00E-02 | 9,65E-07 | 1,50E-02 | 5,39E+04 |
| 5,00E-02 | 8,94E-06 | 4,90E-03 | 4,99E+05 |
| 1,00E-01 | 1,06E-05 | 4,40E-03 | 5,92E+05 |
| 5,00E-01 | 7,75E-05 | 1,60E-03 | 4,33E+06 |
| 1,00E+00 | 4,43E-05 | 2,10E-03 | 2,47E+06 |
| 5,00E+00 | 9,76E-05 | 1,40E-03 | 5,45E+06 |
| 1,00E+01 | 1,68E-05 | 3,20E-03 | 9,39E+05 |
| 5,00E+01 | 4,50E-07 | 1,97E-02 | 2,51E+04 |
| 1,00E+02 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |

6.1.3.2 Simulace solného roztoku

Tak, jako při předešlé simulaci solného prismatu, tak i u simulace solného roztoku byly parametry zdroje stejné. Geometrie solného roztoku byla zaměřena pouze na roztok, zdroj a aktivační materiál. Geometrie simulovaného roztoku je zobrazena v příloze E. Při simulaci solného roztoku bylo nutné vypočítat materiálovou hustotu a poměr atomů v materiálu. Pro vodu platí, že podíl atomové hmotnosti kyslíku ve vodě je 0,888106 (1/18) a vodík 0,111894 (16/18). Naopak u soli je to tak, že podíl atomové hmotnosti sodíku je 0,393372 (11/28) a podíl atomů chlóru je 0,606628 (17/28). Následně určíme podíl sloučenin v dané směsi. Například pro koncentraci roztoku soli 15 % je nutné do vody nasypat 2,25918 kg soli. Celková váha roztoku, při objemu vody 42 l, činí 44,25918 kg. Hustota soli je 2,16 g.cm⁻³. Následně si vypočteme objem roztoku, který se vypočítá:

$$V_{15\%} = V_{H_2O} + V_{NaCl} = 42 + 2,25918 * 2,16 = 46,87983 \text{ l} \quad (6.12)$$

Následně lze vyčíslit potřebnou roztokovou hustotu:

$$\rho_{15\%} = \frac{V}{m} = \frac{46,87983}{44,25918} = 1,059211 \text{ cm}^3 \text{ g}^{-1} \quad (6.13)$$

Poté je nutné ještě vyčíslit poměr atomů vůči danému roztoku který se vypočítá následovně:

$$w_{NaCl15\%} = \frac{m_{NaCl}}{m_{\Sigma}} = \frac{2,25918}{44,25918} = 0,051044 \quad (6.14)$$

$$w_{H_2O15\%} = \frac{m_{H_2O}}{m_{\Sigma}} = \frac{42}{44,25918} = 0,948956 \quad (6.15)$$

Posledním krokem je výpočet jednotlivých atomových poměrů v daném roztoku. Výpočet vypadá takto:

$$x_{H15\%} = w_{H_2O15\%} \cdot \frac{1}{18} = 0,051044 \cdot \frac{1}{18} = 0,106182446 \quad (6.16)$$

$$x_{O15\%} = w_{H_2O15\%} \cdot \frac{16}{18} = 0,051044 \cdot \frac{16}{18} = 0,842773228 \quad (6.17)$$

$$x_{Cl15\%} = w_{H_2O15\%} \cdot \frac{1}{18} = 0,948956 \cdot \frac{17}{28} = 0,030964917 \quad (6.18)$$

$$x_{Na15\%} = w_{H_2O15\%} \cdot \frac{1}{18} = 0,948956 \cdot \frac{11}{28} = 0,020079408 \quad (6.19)$$

Poté lze takto definovat roztoky materiálů pro všechny potřebné roztoky. Při vyhodnocení byly dále získány skupinové účinné průřezy z[21], jelikož z knihoven [30] lze získat pouze bodové účinné průřezy, díky kterým lze přepočítat za pomoci nasimulovaného neutronového toku a užití vzorce (5.13) získat reakční rychlost. Jelikož již máme vypočtenou hustotu toku neutronu definující hodnotu pro část energetického spektra, je možné provést součet celého energetického spektra hustot neutronů, kdy výsledný vzorec vypadá:

$$R_R = \int_0^{\infty} \varphi(E) \cdot \sigma(E) \cdot dE = \sum_{i=1}^{10} \varphi_i(E) \cdot \sigma_i(E) = \sum_{i=1}^{10} R_i(E) \quad (s^{-1}) \quad (6.20)$$

Následně bylo možná vytvořit v MS Excel funkční tabulky pro výpočet reakčních rychlostí ze všech simulovaných vzorků solného roztoku. Simulace samotná byla spuštěna na stejném hardwaru, jako solná prisma a výpočtový čas pro všechny roztoky se rovnal přibližně 25 hodin. Výstupní soubory jsou umístěny v přílohách pod označením *outp_fs15.txt*, *outp_fs50.txt* a *outp_fs80.txt*.

Tabulka 29.: Hodnoty reakčních rychlostí při nasycení 15 % získanými MCNP.

| | R_R (s ⁻¹) | Δ_{RR} (s ⁻¹) | δ_{RR} (%) |
|-----------|--------------------------|----------------------------------|-------------------|
| 1L | 8,58E-21 | 2,67E-22 | 3,11 |
| 2L | 1,85E-20 | 5,86E-22 | 3,17 |
| 3L | 1,97E-20 | 6,33E-22 | 3,21 |
| 4L | 1,70E-20 | 5,48E-22 | 3,22 |
| 5L | 1,24E-20 | 4,02E-22 | 3,24 |
| 6L | 5,24E-21 | 1,70E-22 | 3,25 |
| 7L | 3,15E-21 | 1,48E-22 | 4,72 |
| 1R | 1,71E-20 | 7,58E-22 | 4,44 |
| 2R | 1,90E-20 | 6,03E-22 | 3,17 |
| 3R | 2,11E-20 | 6,78E-22 | 3,20 |
| 4R | 1,70E-20 | 5,48E-22 | 3,23 |
| 5R | 7,29E-21 | 2,37E-22 | 3,25 |
| 6R | 2,44E-21 | 7,93E-23 | 3,26 |
| 7R | 1,45E-21 | 6,84E-23 | 4,72 |

Tabulka 30.: Hodnoty reakčních rychlostí při nasycení 15 % získanými MCNP.

| | R_R (s ⁻¹) | Δ_{RR} (s ⁻¹) | δ_{RR} (%) |
|-----------|--------------------------|----------------------------------|-------------------|
| 1L | 5,32E-21 | 1,59E-22 | 2,99 |
| 2L | 1,08E-20 | 3,31E-22 | 3,06 |
| 3L | 1,07E-20 | 3,32E-22 | 3,09 |
| 4L | 8,86E-21 | 2,75E-22 | 3,10 |
| 5L | 6,10E-21 | 1,90E-22 | 3,12 |
| 6L | 2,35E-21 | 7,37E-23 | 3,13 |
| 7L | 7,25E-22 | 2,28E-23 | 3,14 |
| 1R | 5,77E-21 | 1,72E-22 | 2,98 |
| 2R | 1,08E-20 | 3,44E-22 | 3,05 |
| 3R | 1,16E-20 | 3,58E-22 | 3,09 |
| 4R | 8,72E-21 | 2,71E-22 | 3,11 |
| 5R | 3,35E-21 | 1,05E-22 | 3,13 |
| 6R | 1,05E-21 | 3,29E-23 | 3,14 |
| 7R | 7,86E-22 | 2,56E-23 | 3,26 |

Tabulka 31.: Hodnoty reakčních rychlostí při nasycení 15 % získanými MCNP.

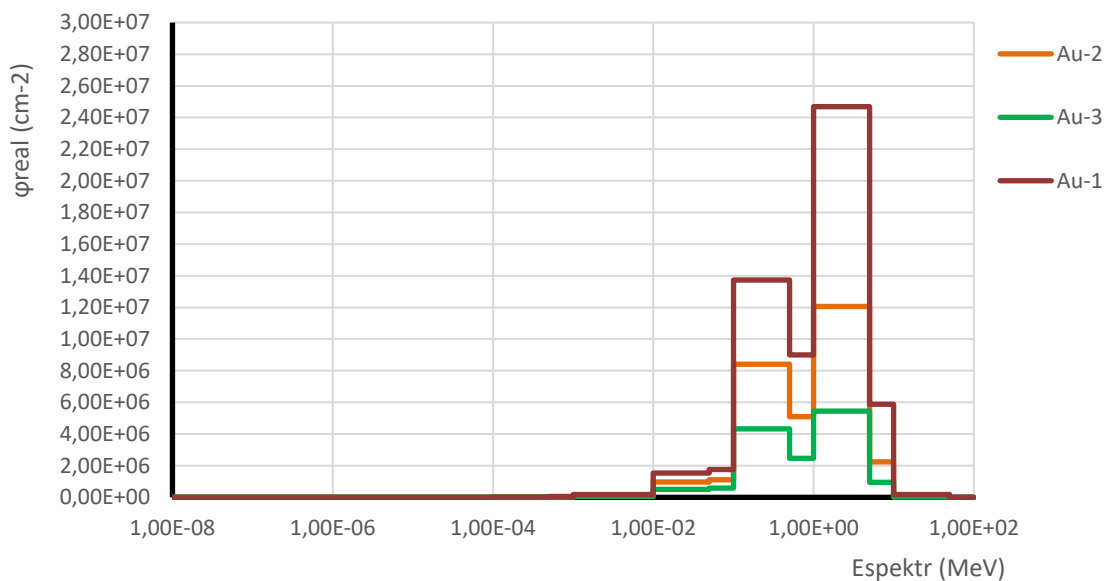
| | R_R (s^{-1}) | Δ_{RR} (s^{-1}) | δ_{RR} (%) |
|-----------|--------------------|----------------------------|-------------------|
| 1L | 4,05E-21 | 1,17E-22 | 2,90 |
| 2L | 8,02E-21 | 2,38E-22 | 2,97 |
| 3L | 7,74E-21 | 2,32E-22 | 3,00 |
| 4L | 6,30E-21 | 1,90E-22 | 3,01 |
| 5L | 4,26E-21 | 1,29E-22 | 3,03 |
| 6L | 1,61E-21 | 4,88E-23 | 3,04 |
| 7L | 4,93E-22 | 1,51E-23 | 3,05 |
| 1R | 4,41E-21 | 1,27E-22 | 2,89 |
| 2R | 8,42E-21 | 2,49E-22 | 2,96 |
| 3R | 8,39E-21 | 2,52E-22 | 3,00 |
| 4R | 6,17E-21 | 1,86E-22 | 3,02 |
| 5R | 2,30E-21 | 6,98E-23 | 3,04 |
| 6R | 7,09E-22 | 2,16E-23 | 3,05 |
| 7R | 2,22E-22 | 6,78E-24 | 3,05 |

7 ZHODNOCENÍ VÝSLEDKŮ CHOVÁNÍ SOLI

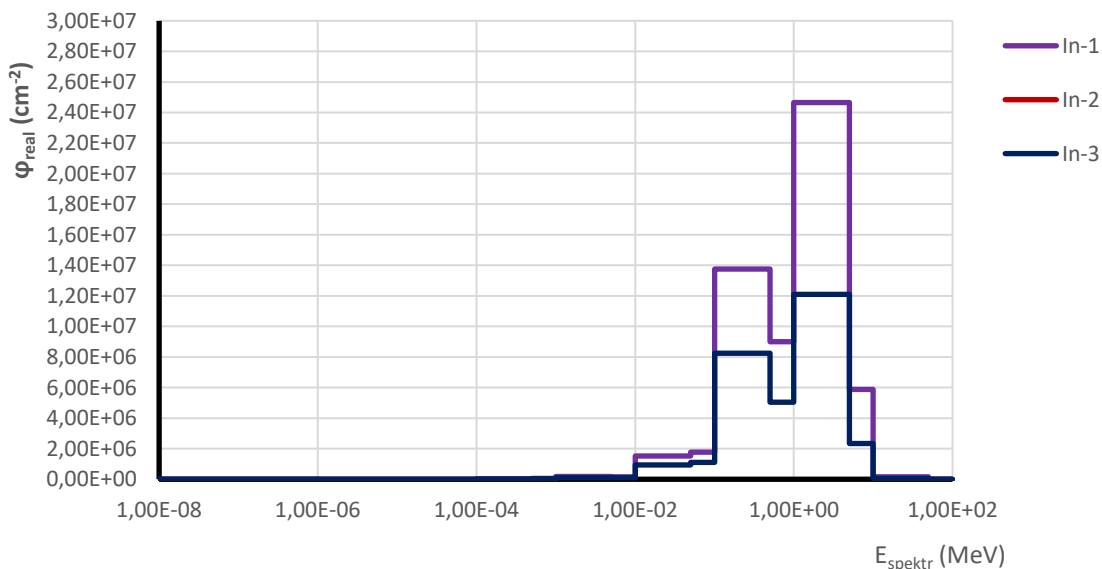
Experimentální část diplomové práce sledovala chování chloridu sodného, jak v pevném, tak ve formě tekutého roztoku při předem vypočítané koncentraci. Během měření se analyzovalo chování a reakce chloridu sodného nejen v neutronovém poli, ale i mechanické či chemické vlastnosti chloridu sodného.

Prvním experimentem byla solná prisma, kterou bylo nutné zpracovat pro experimentální měření. Ačkoliv je chlorid sodný dle Mohsonovi stupnice o hodnotě tvrdosti 2, bylo pracné vyvrtat otvory pro měřicí kanály. Následně byla ověřena agresivita soli, především chloridové složky, kdy použité nářadí bylo po dni s povlakem korozi. Po sestavení experimentální úlohy bylo aktivními detektory změřeno axiální profil neutronů v solném prismatu. Zde bylo ověřeno, že sůl se chová v pevném stavu jako stínění, jelikož rozdíl hodnot neutronů mezi kanálem 12 a 11, kdy jejich poměrná vzdálenost je 1,14 od zdroje, byl až 67 %. Následně i spektrum neutronů emitující v prismatu bylo více složeno z neutronů o vyšších energiích, což bylo vyzkoušeno vložení „moderátoru“ před ionizační komoru. Následně na toto měření navazovalo měření pasivními detektory, kdy byly použity folie india a zlata. Bohužel však aktivování india bylo méně efektivní oproti zlatu, a proto je relativní chyba měření tak vysoká. Reakční rychlost aktivačních fólií se pohybovala $2 \cdot 10^{-24} \text{ s}^{-1}$, kdy byly folie rozmístěny do všech možných vzdáleností od neutronového zdroje. Následně byla provedena simulace závislosti vzdálenosti neutronového zdroje od aktivačních detektorů. Již výsledky simulace, které byly přepočteny na reálnou hustotu neutronového toku, naznačovaly na skutečnost, že prostředí složené z chloridu sodného pohlcuje neutrony, zejména energetické spektrum neutronů o hodnotě 1 MeV. Hodnota neutronového toku klesala při vzdálenosti 1 centimetr v prismatu o $2,2 \cdot 10^6 \text{ cm}^{-2}$, jak lze vidět v grafu 7.

Graf 7.: Závislost pozic zlatých aktivačních detektorů na neutronovém toku z MCNP



Graf 8.: Závislost pozic indiových aktivačních detektorů na neutronovém toku z MCNP

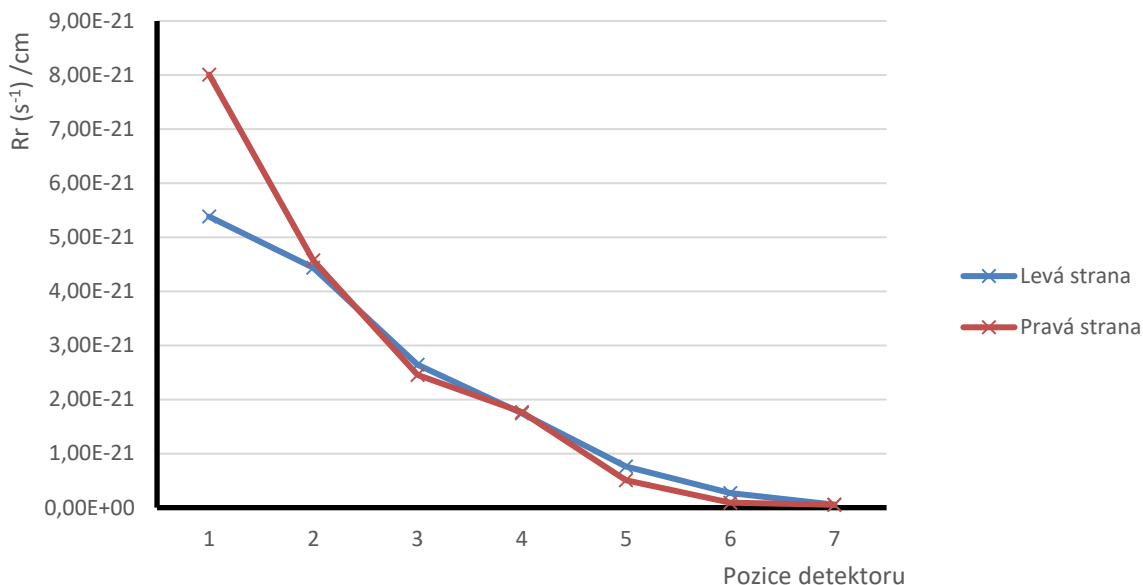


Bohužel vzorky india 1 a 2 jsou ve stejné vzdálenosti a jejich spektra se navzájem kryjí. U těchto vzorků byl úbytek neutronového toku s jednotkou vzdálenosti o hodnotu $1,85 \cdot 10^6$ v energetickém spektru 1 MeV. Neutronové spektrum o hodnotě 10 keV bylo zcela pohlceno.

Dalším experimentálním stanovištěm byla sledována závislost reakční doby na vzdálenost a koncentraci solného roztoku. Předem promyšlené koncentrace roztoku byly zhotoveny a díky použité konstrukci experimentálního boxu i zrealizovány. Následně byly data z měření zpracována a vyhodnocena. Jak je patrné z grafů 9, 10 a 11, Reakční rychlost se vzdálenosti od zdroje téměř lineárně klesá.

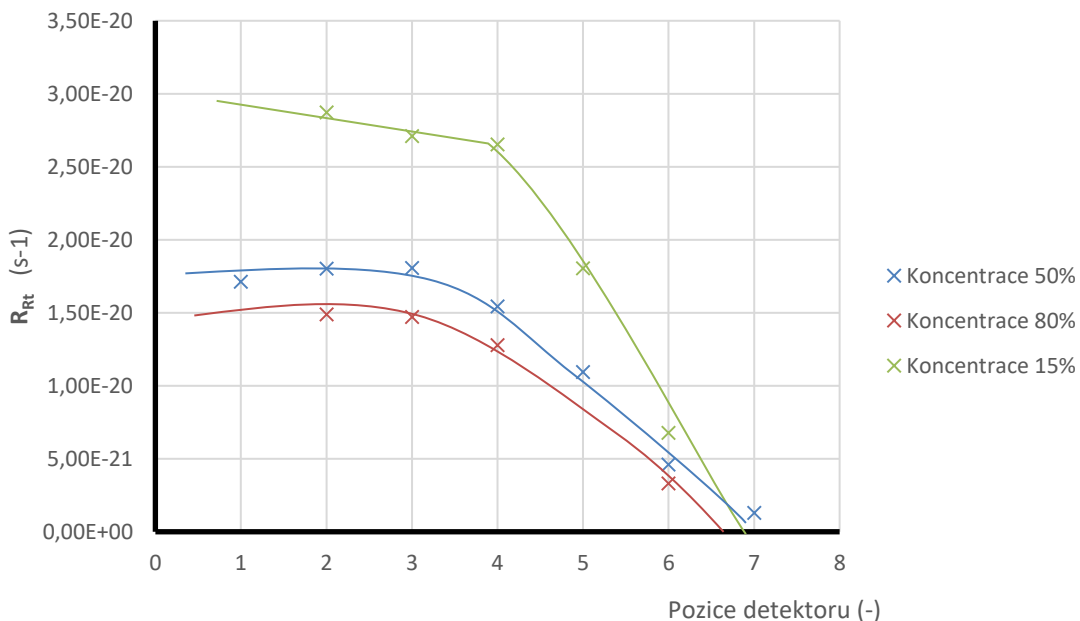
Příkladem je graf 9, ve kterém je zobrazen pokles reakční rychlosti na jednotku délky pro měřené detektory.

Graf 9.: Úbytek reakční rychlosti se vzdáleností od zdroje při 50 % koncentraci.

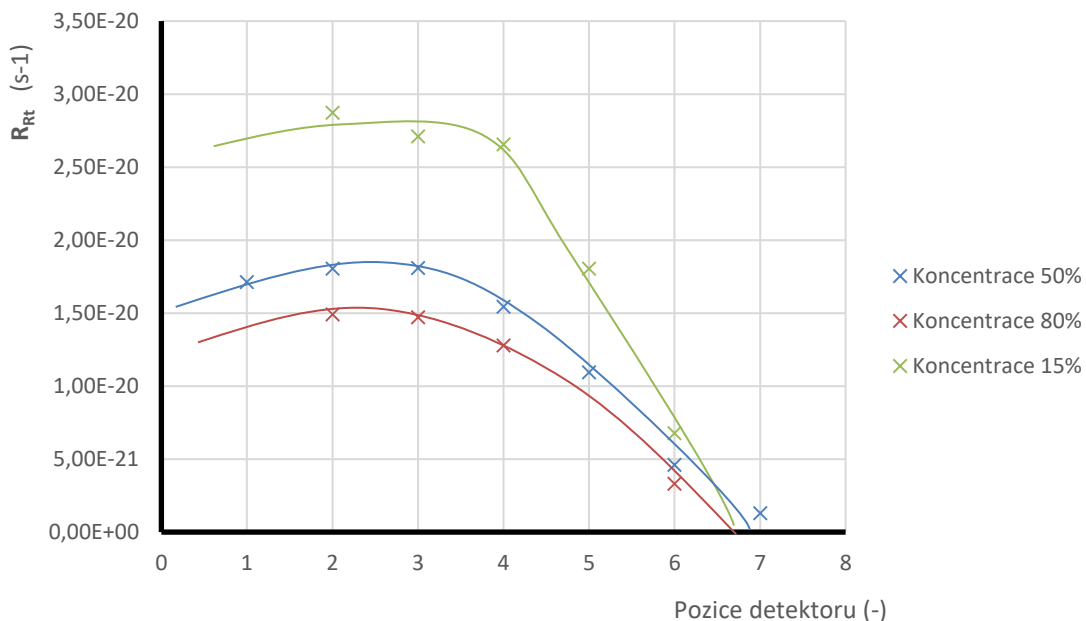


Hodnota reakční rychlosti v závislosti na vyšší koncentraci roztoku klesala. Jak bylo zmíněno ve vyhodnocení výsledků z prismatu, tak samotná sůl má stínící vlastnosti. Proto při vyšší koncentraci soli v roztoku klesala reakční rychlost, to mělo za následek zvyšování účinného průřezu pro absorpci roztoku a následným snižováním neutronového toku. Dle procentuálních výpočtů bylo určeno, že při stejné vzdálenosti vzorků od zdroje se změnila reakční rychlost o $2 \cdot 10^{-22} \text{ s}^{-1}$.

Graf 10.: Závislost reakční rychlosti na koncentraci pravých aktivačních vzorků.

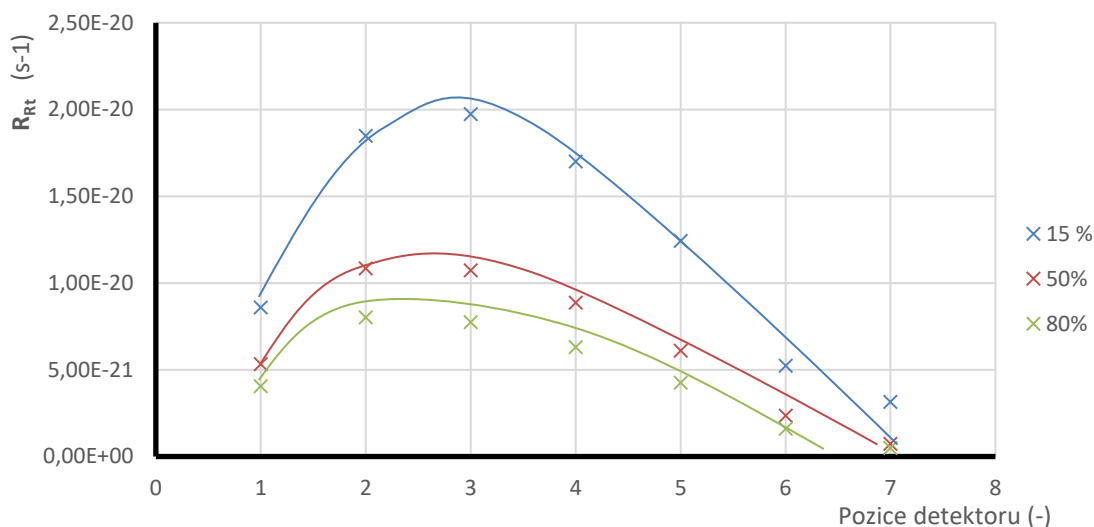


Graf 11.: Závislost reakční rychlosti na koncentraci levých aktivačních vzorků.

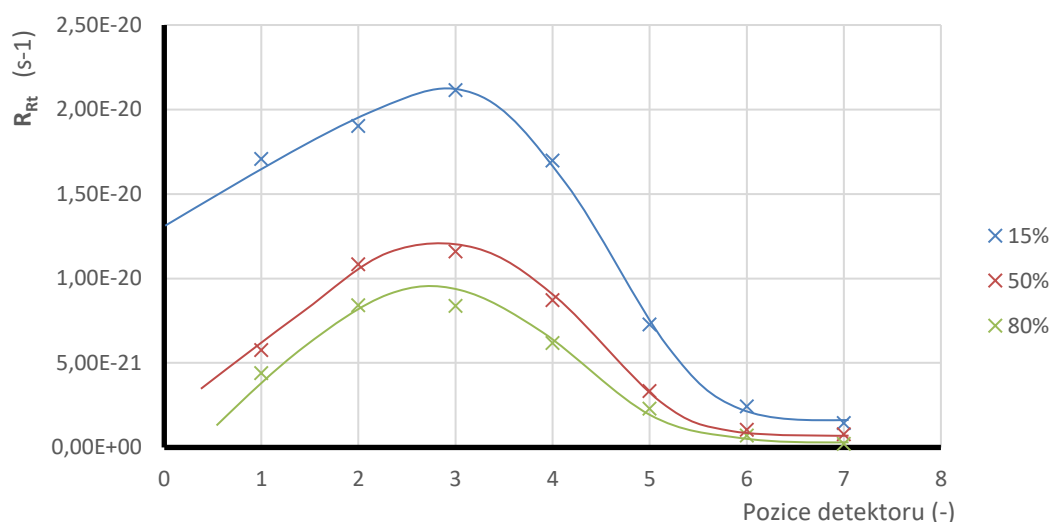


Z grafů lze vidět závislost vzdálenosti pasivního detektoru od neutronového zdroje. V grafu 10 je reakční rychlost při koncentraci 50 % pro 1 pravý vzorek o $8 \cdot 10^{-22} \text{ s}^{-1}$ větší než reakční rychlost levého vzorku, když byl pravý pasivní detektor o 1 cm blíž k neutronovému zdroji. Tento experiment byl vymodelován v MCNP a výsledky zaznamenány do tabulek. Z hodnot lze vidět, že hodnoty vypočtených reakčních rychlostí jsou menší než naměřené hodnoty pasivními detektory.

Graf 12.: Vypočítané reakční rychlosti různých koncentrací roztoku z MCNP.

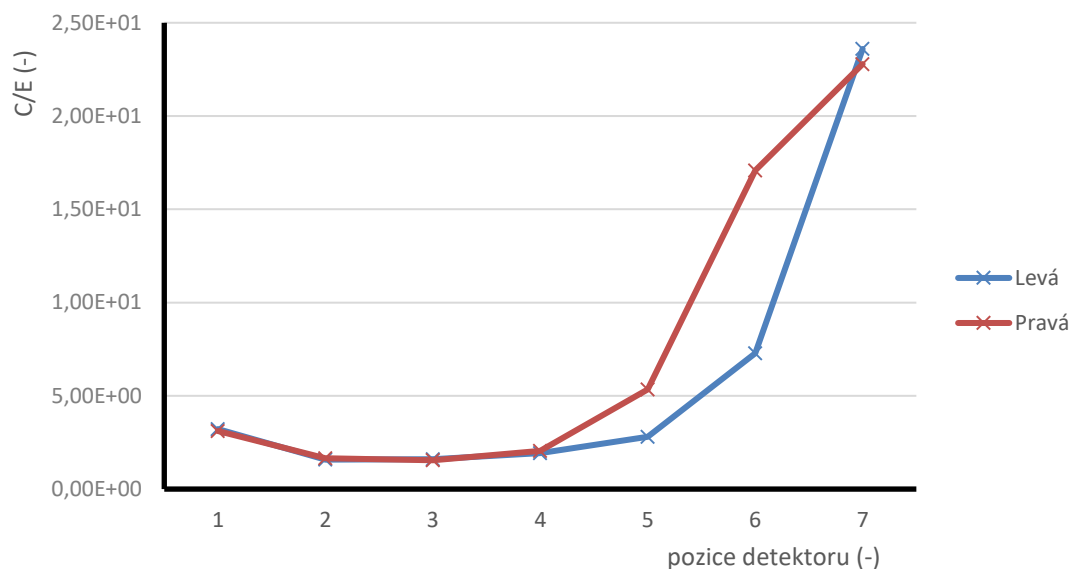


Graf 13.: Vypočítané reakční rychlosti různých koncentrací roztoku pravých vzorků z MCNP.



Při stejném příkladu, jako byl u aktivační analýzy vyhodnocován 1. vzorek, byla i nyní vyhodnocena rozdílná hodnota, kdy vzdálenost se liší o 1 cm. Reakční rychlost byla odlišná o $4,51 \cdot 10^{-22}$. To odpovídá předchozím předpokladům o snižování reakční rychlosti se zvyšující se vzdáleností. Rozdíl z experimentálního měření oproti simulační hodnotě byl dvojnásobný. Proto byl vyhodnocen poměr výpočtu hodnot z neutronové aktivační analýzy a hodnot ze simulačního programu MCNP, kdy byla zvolena koncentrace 50%, a vnesen do grafu 12. Při simulaci se došlo k několika chybám, například uvažování množství aktivačního materiálu bylo pro celou ampuli, možnost nepřesného umístění detekční buňky v simulačním programu, nepřesné materiálové složení či zanedbání polyethylenového obalu okolo aktivačního detektoru.

Graf 14.: Poměrná hodnoty naměřených a vypočtených hodnot reakčních rychlostí.



Také při neutronové aktivační analýzy bylo opomenuto několik faktů. Například při účinnosti kalibraci byl zdroj považován za bodový, pasivní detektor však jako bodový zdroj nelze považovat. Při měření solného roztoku docházelo ke korozi povrchu magnetů a uvolňování částí rzi do roztoku, který po ukončení ozařování měl kalný vzhled. Mohla vzniknout odchylka při plnění vědra vodou, kdy ryska na vědru nebyla nijak normována, avšak váha množství soli byla měřena s přesností 0,001 g.

ZÁVĚR

Diplomová práce se zabývá studiem použití a chování fluoridových, a především chloridových solí. Úvodem byl rozebrán vývoj jaderných reaktorů, následovaný vývojem a výzkumem reaktoru. První teoretická kapitola uvedla vývoj reaktorů využívající ke svému provozu roztavení tekuté soli. Jsou zde dodány parametry a princip provozu. První zkušenosti s aplikací solí do jaderné energetiky získali Američané díky Oak Ridge National Laboratory, zde jsou získané vzorky pro výzkum i v České republice.

Následně je rozebírán výzkum, vývoj technologií a inovaci reaktorů budoucí, IV. Generace z několika mezinárodních předních výzkumů pro zdokonalování již 40 let staré technologie. Data jsou doplňována o příkladné hodnoty uvažovaných parametrů vývojových reaktorů. Primární část tvoří český výzkum probíhající v laboratořích výzkumného ústavu v Řeži a na školním reaktoru ČVUT v Praze. Nemalé zkušenosti s vývojem materiálu získali inženýři v Plzni, v závodě Škoda JS, kdy zkoumali složení kovu odolný vůči agresivitě soli.

Při rozdělení typů solí byly uvedeny možné sloučeniny, které jsou vhodné pro aplikaci do jaderného okruhu jako chladivo. Zde vzniká nová možnost použití tekutého paliva, která však naskýtá problém při filtraci vyhořelých aktinidů. Navíc je zde zmíněno uvažování thoriového paliva pro palivový cyklus. V případě uvažování pevného paliva je možné použití i paliva ve formě kulatých kapslí tvořené z částí obohaceným uranem a podílem uhlíku.

V práci jsou popsány principy vzniku neutronového záření, rozdělení neutronů a schopnost jejich detekce. To bylo následně použito pro experimentální část, kdy byly použity jak pasivní, tak aktivní detektory. Při použití pasivních detektorů je nutné být obeznámen matematickým aparátem pro vyhodnocení neutronového pole, ve kterém byl daný materiál.

Primárním účelem experimentální části byla analýza chování soli v neutronovém poli. Při uvažování čisté koncentrace soli byla vytvořena solná prisma, na které bylo sledováno chování neutronů v náhradní soustavě soli. Z výsledků a simulace měření je patrné, že sůl nemá moderační vlastnosti a tím ji nelze použít jako moderátor, jak kupříkladu nynější reaktory využívající lehkou vodu pro moderaci rychlých neutronů. Dalším zásadním faktem byla absorpce neutronů o spektrálních hodnotách 10 keV. Tato vlastnost je uvažována při použití soli jako chladivo, když vznikne nehoda na reaktoru, je chladicí médium následně ochlazeno na teplotní bod tuhnutí a zastavení štěpné reakce. Tento bezpečnostní fakt je uvažován u obou typů solí. Tento fakt byl ověřen dalším experimentálním

měření, kdy byla měněna koncentrace soli, při které byl měněn účinný průřez pro absorpci a sledována změna reakční rychlosti pasivních detektorů.

Především kvůli časové náročnosti nebyly uskutečněny experimentální úlohy s dalšími uvažovanými chloridovými soli, které jsou chlorid hořečnatý (MgCl^2), chlorid lithný (LiCl), chlorid draselný (KCl) či chlorid vápenatý (CaCl^2). Navíc se naskytuje otázka změn parametrů chloridu sodného při změně skupenství z pevného na kapalné, kdy však bod tání se pohybuje okolo 801°C . Nad tímto problémem byl uvažován experiment, který pak následně selhal z pohledu funkčního měření. I tak se však podařilo naplnit všechny body diplomové práce a vyhodnotit chování náhradní soli jako materiálu umístěném v neutronovém poli.

Literatura

- [1] ING. KOBYLKA, Dušan. Odvod tepla z ADS systémů chlazených roztavenými solemi jako palivo-chladivo: Disertační práce. Praha, 2005. [cit. 2018-01-15].
- [2] ING. NEJEDLÝ, Milan. Příspěvek k problematice fluoridových solí jako nosičů tepla a použití ultrazvukového průtokoměru do jejich prostředí: Disertační práce. Brno, 2004. [cit. 2018-01-15].
- [3] ENDICOTT, Neil. Thorium-Fuelled Molten Salt Reactors [online]. London. 2013 [cit. 2018-01-15]. Dostupné z: <http://www.the-weinberg-foundation.org/wp-content/uploads/2013/06/Thorium-Fuelled-Molten-Salt-Reactors-Weinberg-Foundation.pdf>
- [4] Historic Molten Salt Reactor Experiment Brochure ORNL 1965-1972: Molten Salt Reactor experiment [online]. [cit. 2018-01-15]. Dostupné z: https://dl.dropboxusercontent.com/u/15726934/Historic_Molten_Salt_Reactor_Experiment_Brochure_ORNL_1965-1972.pdf
- [5] Hron, Miloslav. Project SPHINX - Spent hot fuel incinerator by neutron flux (The development of a new reactor concept with liquid fuel based on molten fluorides). Progress in Nuclear Energy, 2005. [cit. 2018-01-15].
- [6] Hron, M., Mikisek, M. Experimental verification of design input of the SPHINX concept of MSR (project EROS - Experimental zero power salt reactor SR-0). Progress in Nuclear Energy 50,2008. [cit. 2018-01-15].
- [7] Svoboda, O., Wagner, V. Research report on neutron activation measurements in LR-0 zone with salt channel. ÚJF AV ČR, 2008. [cit. 2018-01-15].
- [8] Beneš, O.; Konings, R.J.M. Thermodynamic properties and phase diagrams of fluoride salts for nuclear applications. Journal of Fluorine Chemistry 130, 2009. [cit. 2018-01-15].
- [9] Williams, D. F.; Toth, L. M.; Clarno, K. T. Assessment of Candidate Molten Salt Coolants for the Advanced High-Temperature Reactor (AHTR), ORNL. [cit. 2018-01-15].
- [10] STUHLÍK, Jan. V Řeži se rodí zárodky jaderného reaktoru čtvrté generace [online]. [cit. 2018-01-15]. Dostupné z: <http://zpravy.e15.cz/byznys/prumysl-a-energetika/v-rezi-se-rodí-zarodky-jaderného-reaktoru-ctvrte-generace-1323092>
- [11] WAGNER, Vladimír. Jaderné reaktory IV. generace využívající roztavené soli [online]. [cit. 2018-01-15]. Dostupné z: <http://www.osel.cz/5094-jaderné-reaktory-iv-generace-využívající-roztavené-soli.html>
- [12] Peterson, Per F. et al. A Modular Pebble-Bed Advanced High Temperature Reactor. Senior Design Project, University of California, Berkeley, 2008.

- Dostupné z: http://fhr.nuc.berkeley.edu/wp-content/uploads/2014/10/08-001_PB-AHTR_NE170_Design_Project_Rpt.pdf. [cit. 2018-01-15].
- [13] Fratoni, M. Development and applications of methodologies for the neutronic design of the Pebble Bed Advanced High Temperature Reactor (PB-AHTR). Dissertation thesis. University of California, Berkeley, 2008. Dostupné z: http://fhr.nuc.berkeley.edu/wp-content/uploads/2014/10/08-002_MFratoni_PhD-Dissertation.pdf. [cit. 2018-01-15].
- [14] Ingersoll, D. T. et al. Status of Preconceptual Design of the Advanced High-Temperature Reactor (AHTR). ORNL, 2004. Dostupné z: https://www.researchgate.net/publication/228796080_Status_of_Preconceptual_Design_of_the_Advanced_High-Temperature_Reactor_AHTR. [cit. 2018-01-15].
- [15] *Handbook of generation iv nuclear reactors*. Waltham, MA: Elsevier, 2016. ISBN 978-0-08-100149-3. [cit. 2018-01-15].
- [16] CARPENTER, J. M. Neutron Production, Moderation, and Characterization of Sources. Kansas State University, 2004, 23 s. Dostupný z: <http://www.neutron.anl.gov/NeutronProduction.pdf>. [cit. 2018-01-15].
- [17] MASON, T. E. *Neutron Sources for Materials Research*. Oak Ridge National Laboratory, [online]. 2014. 12 s. Dostupný z: fire.pppl.gov/neutron_sources_aug_00.ppt. [cit. 2018-01-15].
- [18] <http://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/molten-salt-reactors.aspx>
- [19] *Basic Health Physics: Neutron Sources* [online]. 2010 [cit. 2018-05-13]. Dostupné z: <https://www.nrc.gov/docs/ML1122/ML11229A704.pdf>
- [20] В.Н.Швецов, Основные принципы регистрации нейтронов, [cit. 2018-02-15].
- [21] JELÍNEK.M. Analýza neutronového pole laboratorního AmBe zdroje s využitím měřícího stendu. Brno: Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, 2017. 93 s. Vedoucí diplomové práce Ing. Karel Katovský, Ph.D.. Dostupný z https://www.vutbr.cz/www_base/zav_prace_soubor_verejne.php?file_id=147642 [cit. 2018-01-15].
- [22] ULLMANN, V. *Jaderné a aplikační metody: Aplikace ionizujícího záření* [online]. [cit. 2018-05-06]. Dostupné z: <http://astronuklfyzika.cz/JadRadMetody.htm#AktivAnalyza>
- [23] ŽÁČEK, J. Detekce a spektrometrie neutronů. [online]. 2014. [cit. 2017-01-17]. Dostupné z: http://www-ucjf.troja.mff.cuni.cz/~zacek/detektory/neutron_det_cesky.pdf
- [24] JOHN, J. *RADIOANALYTICKÉ METODY: IV. Aktivační analýza* [online]. [cit. 2018-05-08]. Dostupné z: http://www.jaderna-chemie.cz/data/documents/vyuka/john/RAM_IV_AA_1.pdf

- [25] JANATKOVÁ, T. *Neutronová aktivační analýza vzorků s nízkou koncentrací aktivačních materiálů na školním reaktoru VR-1* [online]. Praha [cit. 2018-05-08]. Bakalářská práce. Karlova univerzita v Praze. Vedoucí práce Ing. Milan Štefánek, Ph.D.
- [26] ČSN EN 10219-1. *Svařované duté profily z konstrukčních nelegovaných a jemnozrnných ocelí, tvářené za studena: Chemické složení*. 2006. Praha: Český normalizační institut, 2006.
- [27] Solidworks: *SolidWorks 2012 x64 Edition* [software]. 2012 [cit. 2018-05-13]. Dostupné z: <https://www.solidworks.com>
- [28] Nuvia: *GAMWIN* [software]. Třebíč, 2017 [cit. 2018-05-13]. Dostupné z: <https://nuvia.cz/cs/produkty/244-gamaspektrometry-software-nusoft-gamwin>
- [29] VISUAL EDITOR CONSULTANTS. *MCNPX Visual Editor*. [software] 2011. <http://www.mcnpvised.com/>
- [30] NUCLEAR ENERGY AGENCY. *Janis 4: Java-based Nuclear Data Information System* [online] 2017. [cit. 2018-05-13]. Dostupné z: <http://www.oecd-neo.org/janis/>
- [31] ORTEC Advanced Measurement Technology. *Maestro Multichannel Analyzer Emulation*. [software]. [cit. 2018-05-13]. <http://www.ortec-online.com/products/application-software/maestro-mca>
- [32] CHU, S. Y. F., EKSTRÖM, L. P., FIRESTONE, R. B. *WWW table of Radioactive Isotopes*. 1998. [online]. [cit. 2018-05-13]. Dostupné z: <http://nucleardata.nuclear.lu.se/toi/>
- [33] Atomic Weights and Isotopic Composition for All Elements. *National Institute of Standards and Technology*. [online] [cit. 2018-05-13]. Dostupné z: http://physics.nist.gov/cgi-bin/Compositions/stand_alone.pl
- [34] BREWER, R. *Criticality Calculations with MCNP5: A Primer* [online]. [cit. 2018-05-13]. Dostupné z: <http://www.mcnp.ir/admin/imgs/1354172977.Criticality%20Calculations%20with%20MCNP5%20A%20Primer.pdf>
- [35] SHULTIS, J.K. *AN MCNP PRIMER* [online]. [cit. 2018-05-13]. Dostupné z: <https://www.mne.k-state.edu/~jks/MCNPprmr.pdf>

Seznam symbolů, veličin a zkratek

| | | |
|-----------|---|---|
| PWR | - | západní koncepce tlakovodního reaktoru |
| VVER | - | východní koncepce tlakovodního reaktoru |
| CANDU | | těžkovodní reaktor |
| RBMK | - | lehkovodní reaktor moderovaný grafitem |
| BWR | - | varný reaktor chlazený i moderovaný lehkou vodou |
| ABWR | - | zdokonalená verze BWR |
| CANDU6 | | zdokonalená verze CANDU |
| VVER-1200 | - | zdokonalená verze VVER |
| APWR | - | zdokonalená verze PWR |
| ACR-1000 | - | těžkovodní tlakový reaktor |
| ESBWR | | zdokonalená verze varného reaktoru BWR |
| SFR | - | sodíkem chlazený rychlý reaktor |
| VHTR | - | vysokoteplotní reaktor |
| SCWR | - | superkritický, vodou chlazený reaktor |
| GFR | - | rychlý reaktor chlazený plynem |
| LFTR | - | olovem chlazený rychlý reaktor |
| LFTR | | thoriový reaktor chlazený tekutými fluoridovými solemi |
| MSR | - | reaktor s roztavenými solemi |
| SSSR | - | Sovětský svaz socialistických republik |
| ORNL | | Oak Ridge National Laboratory (výzkumná laboratoř MSR v USA) |
| ARE | - | První projekt na MSR pro vojenské letectví |
| MSRE | - | Experimentální reaktor využívající roztavený sole |
| MSRB | - | Množivý reaktor využívající roztavený sole |
| GIF | | Mezivládní výzkumná a vývojová organizace pro vývoj jaderné energetiky IV. generace |
| Euratom | | Evropské společenství pro atomovou energii |
| CNRS | - | Národní centrum pro vědecký výzkum ve Francii |
| LPSC | | Grenoblská laboratoř subatomární fyziky a kosmologie ve Francii |
| EVOL | - | Francouzský projekt systémů rychlých reaktoru |
| MARS | - | Ruský projekt pro vývoj reaktorů s tekutými solemi |
| MOSART | - | Ruský transmutační reaktor |
| ÚJV Řež | | Ústavu jaderného výzkumu Řež |
| LVR-15 | | Český experimentální reaktor v ÚJV Řež |
| SINAP | - | Shangaiský institut aplikované fyziky |

| | | |
|----------|---|---|
| FHR | - | Rychlý vysokoteplotní reaktor využívající roztavené soli |
| TMSR | - | Thoriový reaktor pracující s roztavenými solemi |
| DOE | - | Americké ministerstvo energetiky |
| TRISO | - | Název pro tristrukturní-izotropní palivo |
| SPHINX | - | Český projekt na spalační reakci vyhořelého paliva |
| ŠKODA JS | - | Škoda jaderné strojírny |
| MONICR | - | Slitina kovů, pro použití v MSR |
| LWR | - | Lehkovodní reaktor |
| BLANKA | - | Český výzkum pro testování vzorků soli |
| FANTOM | - | Český výzkum pro vývoj simulačního softwaru |
| EROS | - | Český výzkum na vývoj materiálů pro blanket |
| ČVUT | - | České vysoké učení technické v Praze |
| OMEGA | - | Japonský výzkum reaktorů využívající roztavenou sůl |
| AHTR | - | Vylepšený vysokoteplotní reaktor |
| PB-AHTR | - | Vylepšený vysokoteplotní reaktor využívající roztavený sole a palivo ve formě TRISO |
| HPGe | - | Germanium s vysokou čistotou |
| MCNP | - | Monte Carlo N-Particle Code |
| NAA | - | Neutronová aktivační analýza |
| C/E | - | Poměř reakčních rychlostí vypočítaný a simulovaných hodnot |

PŘÍLOHA A: SESTAVENÍ A UMÍSTNĚNÍ SOLNÉ PRISMY



Obrázek A1: Umístění a sestavení solné prisky.



Obrázek A2 : Založení pasivních detektorů.



Obrázek A3 : Umístění zdroje v solné prismě.



Obrázek A4: Umístění solné prismy ve sledovaném pásmu.

PŘÍLOHA B1: NAMĚŘENÉ HODNOTY AKTIVNÍM DETEKTOREM V KANÁLU 12 V SOLNÉ PRISMĚ

| v | (cm) | 36 | 35 | 34 | 33 | 32 | 31 | 30 | 29 | 28 | 27 |
|----------|-------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|
| x | (cps) | 477 | 506 | 496 | 494 | 525 | 513 | 496 | 486 | 498 | 503 |
| | | 472 | 495 | 502 | 506 | 512 | 505 | 510 | 494 | 495 | 499 |
| | | 499 | 518 | 507 | 524 | 522 | 504 | 501 | 482 | 467 | 494 |
| | | 505 | 503 | 514 | 512 | 492 | 496 | 503 | 487 | 489 | 479 |
| | | 504 | 514 | 539 | 487 | 510 | 488 | 509 | 505 | 485 | 493 |
| | | 490 | 525 | 519 | 492 | 519 | 513 | 508 | 495 | 468 | 491 |
| μ | (cps) | 491,1667 | 510,1667 | 512,8333 | 502,5000 | 513,3333 | 503,1667 | 504,5000 | 491,5000 | 483,6667 | 493,1667 |
| σ | (cps) | 14,0487 | 10,9072 | 15,2239 | 14,0535 | 11,9276 | 9,7860 | 5,4681 | 8,2644 | 13,3217 | 8,2077 |

| v | (cm) | 26 | 25 | 24 | 23 | 22 | 21 | 20 | 19 | 18 | 17 |
|----------|-------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|
| x | (cps) | 483 | 470 | 500 | 474 | 460 | 441 | 460 | 423 | 403 | 400 |
| | | 472 | 500 | 477 | 459 | 448 | 447 | 435 | 433 | 400 | 405 |
| | | 494 | 479 | 478 | 462 | 458 | 455 | 441 | 427 | 399 | 399 |
| | | 488 | 491 | 465 | 457 | 447 | 468 | 428 | 432 | 402 | 389 |
| | | 486 | 462 | 463 | 451 | 451 | 460 | 421 | 426 | 405 | 412 |
| | | 502 | 494 | 470 | 467 | 467 | 444 | 432 | 433 | 418 | 400 |
| μ | (cps) | 487,5000 | 482,6667 | 475,5000 | 461,6667 | 455,1667 | 452,5000 | 436,1667 | 429,0000 | 404,5000 | 400,8333 |
| σ | (cps) | 10,1538 | 14,8279 | 13,4573 | 8,0416 | 7,8337 | 10,3682 | 13,4672 | 4,2426 | 7,7701 | 7,5741 |

| v | (cm) | 16 | 15 | 14 | 13 | 12 | 11 | 10 | 9 | 8 | 7 |
|----------|-------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|
| x | (cps) | 396 | 369 | 339 | 337 | 318 | 311 | 285 | 280 | 270 | 274 |
| | | 389 | 368 | 343 | 335 | 324 | 304 | 282 | 291 | 272 | 263 |
| | | 394 | 378 | 348 | 336 | 321 | 309 | 290 | 280 | 262 | 240 |
| | | 379 | 364 | 349 | 333 | 323 | 303 | 278 | 282 | 271 | 257 |
| | | 376 | 352 | 345 | 329 | 319 | 308 | 285 | 276 | 260 | 253 |
| | | 380 | 353 | 333 | 323 | 320 | 319 | 281 | 283 | 256 | 254 |
| μ | (cps) | 385,6667 | 364,0000 | 342,8333 | 332,1667 | 320,8333 | 309,0000 | 283,5000 | 282,0000 | 265,1667 | 256,8333 |
| σ | (cps) | 8,4538 | 10,0200 | 6,0139 | 5,3072 | 2,3166 | 5,7619 | 4,1352 | 5,0200 | 6,7057 | 11,3034 |

| v | (cm) | 6 | 5 | 4 | 3 | 2 | 1 |
|----------|-------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|
| x | (cps) | 262 | 240 | 253 | 225 | 235 | 201 |
| | | 260 | 243 | 227 | 224 | 220 | 205 |
| | | 259 | 245 | 235 | 225 | 216 | 204 |
| | | 253 | 243 | 233 | 234 | 219 | 209 |
| | | 257 | 244 | 240 | 235 | 211 | 203 |
| | | 234 | 233 | 225 | 229 | 216 | 201 |
| μ | (cps) | 254,1667 | 241,3333 | 235,5000 | 228,6667 | 219,5000 | 203,8333 |
| σ | (cps) | 10,3425 | 4,4121 | 10,1538 | 4,8442 | 8,2158 | 2,9944 |

PŘÍLOHA B2: NAMĚŘENÉ HODNOTY AKTIVNÍM DETEKTOREM V KANÁLU 11 V SOLNÉ PRISMĚ

| v | (cm) | 36 | 35 | 34 | 33 | 32 | 31 | 30 | 29 | 28 | 27 |
|----------|-------|---------|---------|---------|---------|---------|--------|---------|---------|---------|---------|
| x | (cps) | 843 | 830 | 830 | 826 | 850 | 830 | 830 | 797 | 827 | 820 |
| | | 788 | 813 | 804 | 831 | 802 | 822 | 847 | 801 | 805 | 788 |
| | | 789 | 841 | 817 | 824 | 867 | 825 | 823 | 852 | 819 | 778 |
| | | 814 | 820 | 848 | 825 | 837 | 844 | 815 | 827 | 776 | 817 |
| | | 805 | 799 | 800 | 864 | 827 | 836 | 814 | 821 | 821 | 797 |
| μ | (cps) | 807,8 | 820,6 | 819,8 | 834 | 836,6 | 831,4 | 825,8 | 819,6 | 809,6 | 800 |
| σ | (cps) | 22,5322 | 16,0406 | 19,6774 | 16,9853 | 24,4602 | 8,8204 | 13,5167 | 22,1540 | 20,4402 | 18,2071 |

| v | (cm) | 26 | 25 | 24 | 23 | 22 | 21 | 20 | 19 | 18 | 17 |
|----------|-------|---------|---------|--------|---------|--------|---------|---------|---------|--------|---------|
| x | (cps) | 788 | 725 | 748 | 727 | 692 | 723 | 700 | 617 | 620 | 592 |
| | | 756 | 738 | 762 | 776 | 705 | 669 | 663 | 625 | 629 | 600 |
| | | 773 | 788 | 750 | 723 | 699 | 720 | 681 | 633 | 634 | 584 |
| | | 775 | 753 | 754 | 725 | 708 | 702 | 652 | 644 | 621 | 597 |
| | | 762 | 770 | 737 | 754 | 708 | 699 | 663 | 621 | 631 | 575 |
| μ | (cps) | 770,8 | 754,8 | 750,2 | 741 | 702,4 | 702,6 | 671,8 | 628 | 627 | 589,6 |
| σ | (cps) | 12,3976 | 25,0340 | 9,1214 | 23,2916 | 6,8775 | 21,5708 | 18,8865 | 10,7238 | 6,2048 | 10,1637 |

| v | (cm) | 16 | 15 | 14 | 13 | 12 | 11 | 10 | 9 | 8 | 7 |
|----------|-------|---------|--------|---------|--------|--------|--------|--------|--------|---------|---------|
| x | (cps) | 590 | 537 | 533 | 492 | 465 | 441 | 422 | 398 | 378 | 345 |
| | | 564 | 548 | 516 | 502 | 458 | 449 | 408 | 381 | 358 | 322 |
| | | 593 | 534 | 501 | 492 | 460 | 439 | 415 | 379 | 341 | 328 |
| | | 550 | 545 | 514 | 476 | 467 | 447 | 403 | 391 | 363 | 336 |
| | | 559 | 544 | 512 | 492 | 466 | 430 | 405 | 373 | 357 | 317 |
| μ | (cps) | 571,2 | 541,6 | 515,2 | 490,8 | 463,2 | 441,2 | 410,6 | 384,4 | 359,4 | 329,6 |
| σ | (cps) | 19,2276 | 5,8566 | 11,5195 | 9,3381 | 1,9812 | 7,4967 | 7,8294 | 9,9900 | 13,2778 | 11,1490 |

| v | (cm) | 6 | 5 | 4 | 3 | 2 | 1 |
|----------|-------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|
| x | (cps) | 316 | 303 | 262 | 252 | 226 | 210 |
| | | 300 | 299 | 261 | 240 | 224 | 202 |
| | | 298 | 284 | 260 | 246 | 218 | 206 |
| | | 304 | 293 | 263 | 247 | 219 | 200 |
| | | 306 | 291 | 265 | 263 | 228 | 215 |
| μ | (cps) | 304,8 | 294 | 262,2 | 249,6 | 223 | 206,6 |
| σ | (cps) | 7,0143 | 7,3485 | 1,9235 | 8,6197 | 4,3589 | 6,0663 |

PŘÍLOHA C: USMÍSTĚNÍ EXPERIMENTÁLNÍHO STANOVISTĚ NA MĚŘENÍ KONCENTRACE SOLE

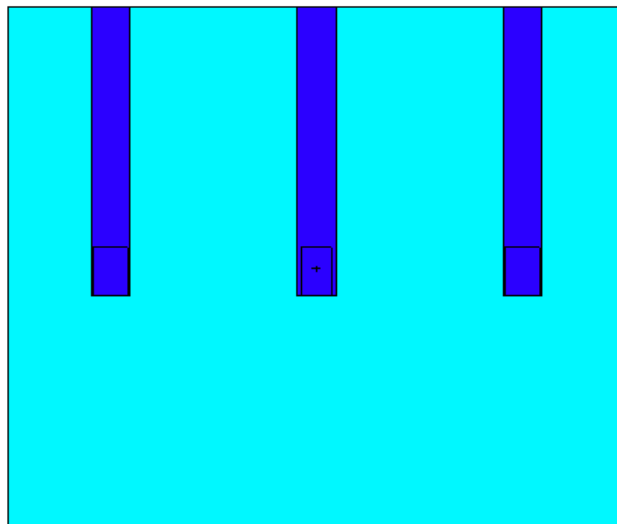


Obrázek C1.: Umístění experimentálního boxu pro měření solného roztoku.

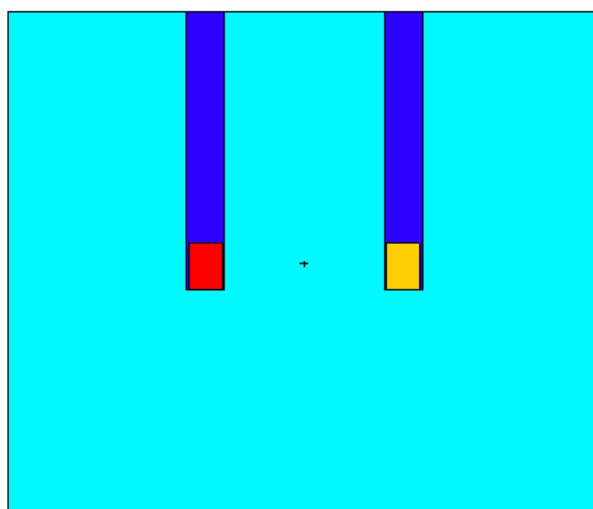


Obrázek C2.: Navážený zkumavky s aktivačním materiálem La_2O_3 .

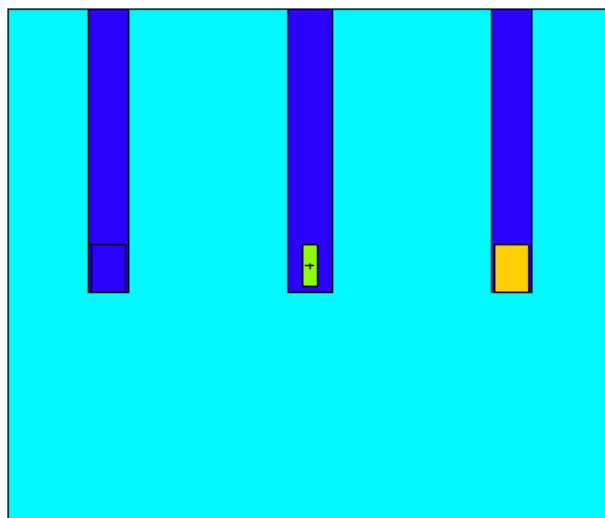
PŘÍLOHA D: MODEL SIMULOVANÉ PRISMY V MCNC



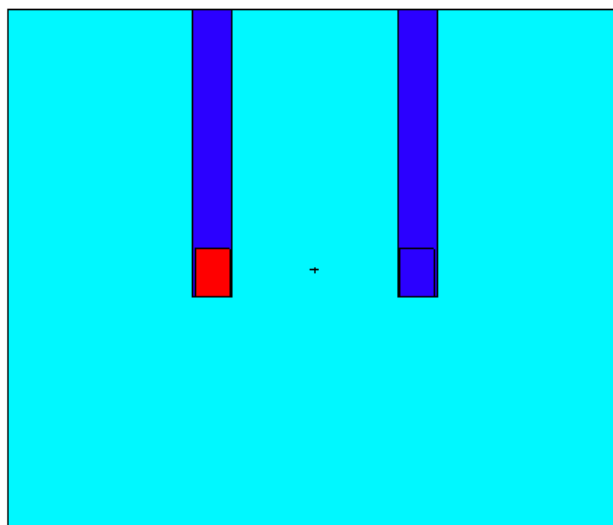
Obrázek D1.: Řez modelem v ose XY a hodnotě -18,5[29].



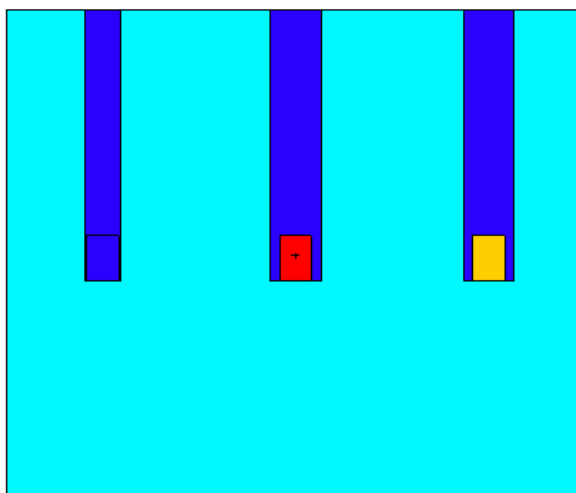
Obrázek D2.: Řez modelem v ose XY a hodnotě -9,25 cm[29].



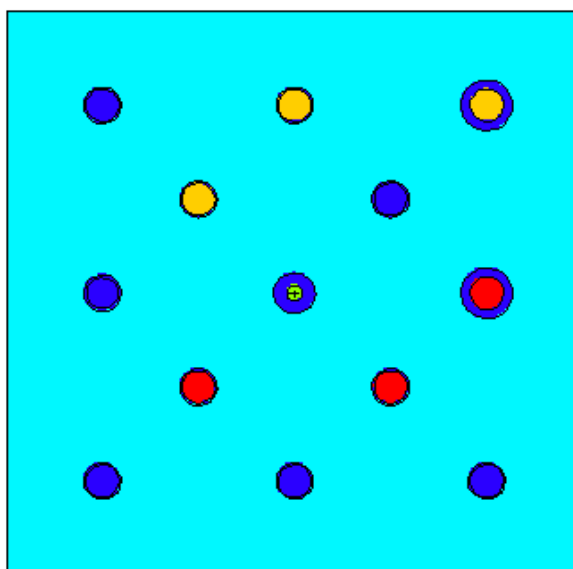
Obrázek D3.: Řez modelem v ose XY a hodnotě 0,0 cm[29].



Obrázek D4.: Řez modelem v ose XY a hodnotě 9,25 cm[29].

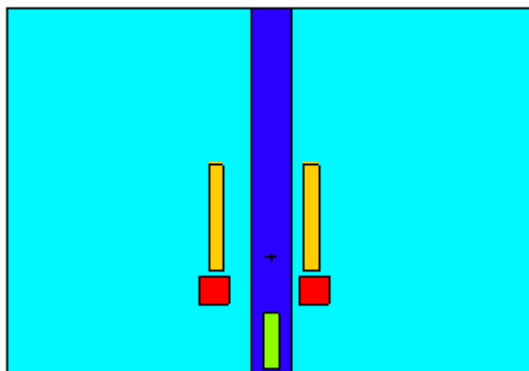


Obrázek D5.: Řez modelem v ose XY a hodnotě 18,5 cm[29].

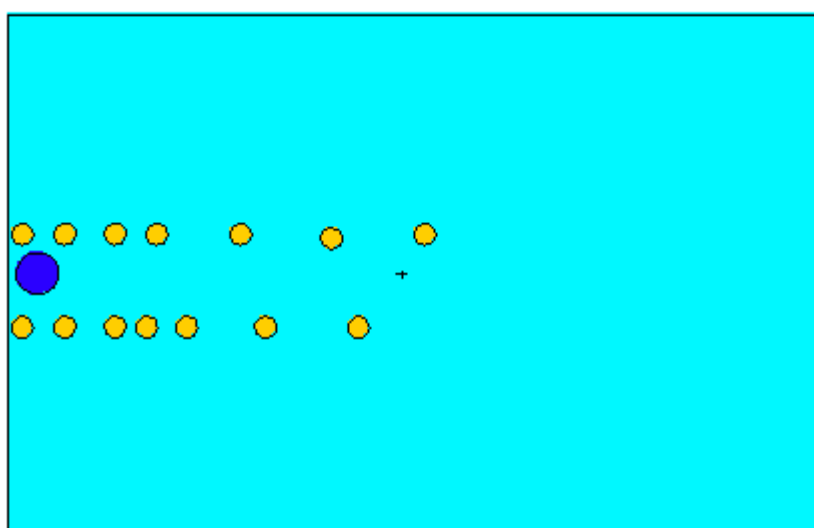


Obrázek D6.: Půdorys solné prisky[29].

PŘÍLOHA E: MODEL SIMULOVANÉHO ROZTOKU V MCNC

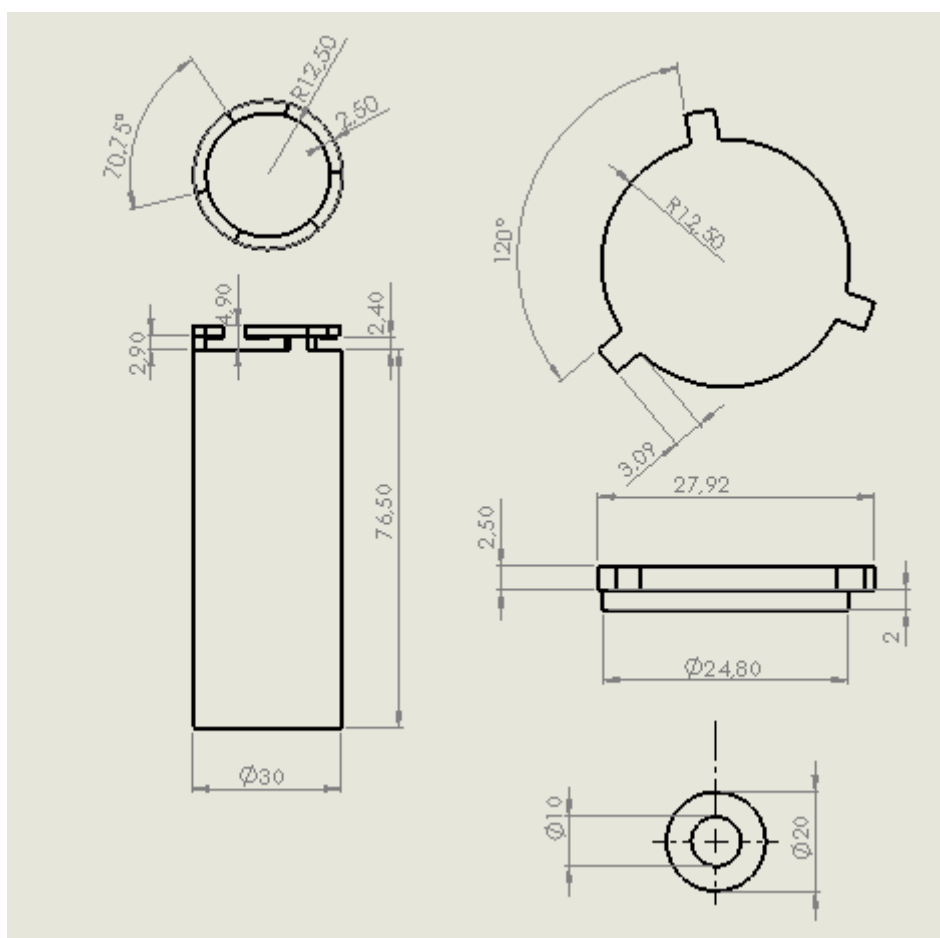


Obrázek E1.: Bokorys modelu solného roztoku[29].



Obrázek E2.: Půdorys modelu pro znázornění umístění aktivačních detektorů[29].

PŘÍLOHA F: VÝKRES OCELOVÉ AMPULE NA AMBE ZDROJ



Obrázek E1.: Výkres ocelové kapsle