



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

ANALÝZA ROZLOŽENÍ NEUTRONOVÉHO SPEKTRA PRO TRANSMUTACI VYHOŘELÉHO JADERNÉHO PALIVA V REAKTORECH S TEKUTÝMI SOLEMI

TRANSMUTATION OF SPENT NUCLEAR FUEL WITH USING ACCELERATOR DRIVEN SYSTEMS

BAKALÁŘSKÁ PRÁCE

BACHELOR'S THESIS

AUTOR PRÁCE

AUTHOR

Pavel Máca

VEDOUCÍ PRÁCE

SUPERVISOR

Ing. Miroslav Zeman

BRNO 2020



Bakalářská práce

bakalářský studijní program **Silnoproudá elektrotechnika a elektroenergetika**

Ústav elektroenergetiky

Student: Pavel Máca

ID: 195599

Ročník: 3

Akademický rok: 2019/20

NÁZEV TÉMATU:

Analýza rozložení neutronového spektra pro transmutaci vyhořelého jaderného paliva v reaktorech s tekutými solemi

POKYNY PRO VYPRACOVÁNÍ:

1. Popis využití možností vyhořelého jaderného paliva
2. Rešerše, princip a historický koncept reaktorů založených na bázi tekutých solí
3. Provedení analýzy získaných dat ze sestav založených na tekutých solích

DOPORUČENÁ LITERATURA:

1. Status and Trends in Spent Fuel and Radioactive Waste Management, IAEA Nuclear Energy Series NW--1.14.
2. MOLTEN-SALT REACTORS—HISTORY, STATUS, AND POTENTIAL, Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 1969.
3. Nuclear Data Services of IAEA.

Termín zadání: 3.2.2020

Termín odevzdání: 10.6.2020

Vedoucí práce: Ing. Miroslav Zeman

doc. Ing. Petr Toman, Ph.D.
předseda rady studijního programu

UPOZORNĚNÍ:

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

Bibliografická citace práce:

MÁCA, Pavel. *Analýza rozložení neutronového spektra pro transmutaci vyhořelého jaderného paliva v reaktorech s tekutými solemi* [online]. Brno, 2020 [cit. 2020-06-09]. Dostupné z: <https://www.vutbr.cz/studenti/zav-prace/detail/127260>. Bakalářská práce. Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, Ústav elektroenergetiky. Vedoucí práce Miroslav Zeman.

Prohlašuji, že svou bakalářskou práci na téma Analýza rozložení neutronového spektra pro transmutaci vyhořelého jaderného paliva v reaktorech s tekutými solemi jsem vypracoval samostatně pod vedením vedoucího bakalářské 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 bakalářské práce dále prohlašuji, že v souvislosti s vytvořením této bakalářské 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: **10. června 2020**

.....
Pavel Máca, podpis

Tímto bych rád poděkoval svému vedoucímu bakalářské práce, panu Ing. Miroslavu Zemanovi, za odborné vedení, konzultace, cenné rady a trpělivost při zpracování mé bakalářské práce. Dále bych chtěl poděkovat své rodině a blízkým za podporu během studia.

Abstrakt

Tato bakalářská práce se zabývá analýzou neutronových spekter v reaktorech s tekutými solemi. Teoretická část obsahuje stručný popis cyklů jaderného paliva. Dále jsou v teoretické části popsány reaktory IV. generace. Podrobněji jsou zde popsány reaktory na bázi tekutých solí. Praktická část bakalářské práce je zaměřena na analýzu neutronových spekter v stendech ze solí. Konkrétněji byly analyzovány soli NaCl a KCl, prostřednictvím výpočetních kódů TALYS a MCNP.

Klíčová slova: MSR, reaktory s tekutými solemi, účinný průřez, neutronové spektrum, reaktory IV. generace

Abstract

This bachelor thesis deals with the analysis of neutron spectra in the reactors with liquid salts. The theoretical part contains a brief description of the nuclear fuel cycles. In the theoretical are further described the reactors of IV. generations. Here are the reactors on the basis of liquid salts described in detail. The practical part of the bachelor thesis is focused on the analysis of neutron spectra in set-ups performer from solid salt. Concretly, the salts NaCl and KCl were analysed by means of the computational codes TALYS and MCNP.

Keywords: MSR, reactors with liquid salts, cross section, neutron spectrum, IV. generation reactors

Obsah

Seznam symbolů a zkratek.....	8
Seznam obrázků.....	10
1. Úvod.....	12
2. Možnosti vyhořelého jaderného paliva	13
2.1 Otevřený palivový cyklus	14
2.1.1 Výroba jaderného paliva	14
2.1.2 Použití paliva	15
2.1.3 Následné nakládání s použitým palivem	15
2.1.3.1 Suchý mezisklad vyhořelého jaderného paliva	16
2.1.3.2 Mokrý mezisklad vyhořelého jaderného paliva	18
2.1.3.3 Uložiště radioaktivních odpadů v České republice	19
2.1.3.4 Hlubinné uložení.....	19
2.2 Uzavřený palivový cyklus.....	20
2.2.1 Přepřacování jaderného paliva.....	21
2.2.2 Transmutace jaderného paliva pomocí ADS systémů	21
2.2.3 Rychlé reaktory	23
3. Reaktory IV. generace a MSR reaktory	25
3.1 Přehled reaktorů IV. Generace	26
3.1.1 Vysokoteplotní reaktory	26
3.1.2 Reaktory využívající vodu v superkritické fázi	27
3.1.3 Rychlé reaktory chlazené plynem.....	28
3.1.4 Sodíkem chlazené rychlé reaktory	29
3.1.5 Olovem chlazené rychlé reaktory	30
3.1.6 Reaktory na bázi tekutých solí.....	31
3.2 Princip MSR reaktorů	32
4. historický koncept MSR.....	35
4.1 Výzkumy v Oak Ridge NL	35
4.2 Výzkum a vývoj MSR v Číně	37
4.3 Velká Británie a systém SSR	38
5. Praktická část	40
5.1 MCNP	40
5.2 TALYS.....	41
5.3 Simulace provedené v chloridových solích.....	42
5.4 Zhodnocení výsledků simulace	59
6. Závěr	61

Seznam symbolů a zkratek

Zkratky:

ABCC	Air Brayton Combined Cycle
ADS	Accelerator Driven Systems
ADTT	Accelerator Driven Transmutation technology
AHTR	Advanced High-Temperature Reactor
ALLEGRO	Gas-Cooled Fast Reactor Demonstrator
ARE	Aircraft Reactor Experiment
DHR	Decay Heat Removal
FBR	Fast Breeder Reactors
FHR	Fluoride Salt-Cooled High-Temperature Reactor
FNR	Fast Neutron Reactors
GFR	Gas Cooled Fast Reactors
GIF	Generation IV International Forum
HTR	High-Temperature Gas Cooled Reactor
HTTR	High-Temperature Test Reactor
LFR	Lead Cooled Fast Reactors
MCNP	Monte Carlo N-Particle
MoNiCr	Molybden-Nikl-Chrom slitina
MOX	Mixed Oxide Fuel
MSBR	Molten Salt Breeder Reactor
MSR	Molten Salt Reactors
MSRE	Molten Salt Reactor Experiment
MSRP	Molten Salt Reactor program
NACC	Nuclear Air-Brayton Combined Cycle
NRG	Nuclear research and Consultancy Group
ORNL	Oak Ridge National laboratory
PFBR	Prototype Fast Breeder Reactor
PUREX	Plutonium Uranium Redox Extraction
RAO	... radioaktivní odpad
SCWR	SuperCritical Water Reactors
SFR	Sodium Fast Reactors
SSR	Stable Salt Reactor
SSTAR	Small Secure Transportable Autonomous Reactor
SÚRAO	správa úložišť radioaktivních odpadů
TMSR	Thorium Molten Salt Reactor
TMSR-LF	Thorium Molten Salt Reactor-Liquid Fuel

TMSR-SF	Thorium Molten Salt Reactor-Solid Fuel
TRISO	Tri-structural ISOtopic particle fuel
ÚRAO	úložiště radioaktivních odpadů
USA	United States of America
VHTR	Very High Temperature Reactors

Seznam obrázků

Obr. 2.1 palivový cyklus.....	13
Obr. 2.2 model kontejneru CASTOR.....	18
Obr. 2.3 model hlubinného úložiště.....	20
Obr. 2.4 schéma ADS systému.....	23
Obr. 3.1 schéma VHTR reaktoru.....	27
Obr. 3.2 schéma SCWR reaktoru.....	28
Obr. 3.3 schéma GFR reaktoru.....	29
Obr. 3.4 schéma SFR reaktoru.....	30
Obr. 3.5 schéma LFR reaktoru.....	31
Obr. 3.6 schéma MSR reaktoru.....	32
Obr. 4.1 palivo triso.....	37
Obr. 4.2 palivový soubor s palivovou trubicí.....	39
Obr. 5.1 řez modelem stendu.....	43
Obr. 5.2 řez experimentárním kanálem.....	43
Obr. 5.3 rozložení simulované sestavy.....	43
Obr.5.4 Au - účinné průřezy reakce (n, α).....	44
Obr.5.5 Au - účinné průřezy reakce (n,2n).....	44
Obr.5.6 Au – účinné průřezy reakce (n,p).....	45
Obr.5.7 Au - účinné průřezy reakce (n, γ).....	45
Obr.5.8 In - účinné průřezy reakce (n, α).....	46
Obr.5.9 In - účinné průřezy reakce (n,2n).....	46
Obr.5.10 In - účinné průřezy reakce (n,p).....	47
Obr.5.11 In - účinné průřezy (n, γ).....	47
Obr.5.12 In - účinné průřezy reakce (n,n').....	48
Obr. 5.13 reakční rychlosti v soli KCl 1. až 4. kanál - reakce (n, α).....	50
Obr. 5.14 reakční rychlosti v soli KCl 1. až 4. kanál – reakce (n,2n).....	50
Obr. 5.15 reakční rychlosti v soli KCl 1. až 4. kanál – reakce (n,p).....	51
Obr. 5.16 reakční rychlosti v soli KCl 1. až 4. kanál – reakce (n, γ).....	51
Obr. 5.17 reakční rychlosti v soli KCl 1. až 4. kanál – reakce (n, α).....	52
Obr. 5.18 reakční rychlosti v soli KCl 1. až 4. kanál – reakce (n,2n).....	52
Obr. 5.19 reakční rychlosti v soli KCl 1. až 4. kanál – reakce (n,p).....	53
Obr. 5.20 reakční rychlosti v soli KCl 1. až 4. kanál – reakce (n, γ).....	53
Obr. 5.21 reakční rychlosti v soli KCl 1. až 4. kanál – reakce (n,n').....	54

Obr. 5.22 reakční rychlosti v soli NaCl 1. až 4. kanál – reakce (n, α).....	54
Obr. 5.23 reakční rychlosti v soli NaCl 1. až 4. kanál – reakce (n,2n).....	55
Obr. 5.24 reakční rychlosti v soli NaCl 1. až 4. kanál – reakce (n,p).....	55
Obr. 5.25 reakční rychlosti v soli NaCl 1. až 4. kanál – reakce (n, γ).....	56
Obr. 5.26 reakční rychlosti v soli NaCl 1. až 4. kanál – reakce (n, α).....	56
Obr. 5.27 reakční rychlosti v soli NaCl 1. až 4. kanál – reakce (n,2n).....	57
Obr. 5.28 reakční rychlosti v soli NaCl 1. až 4. kanál – reakce (n,p).....	57
Obr. 5.29 reakční rychlosti v soli NaCl 1. až 4. kanál – reakce (n, γ).....	58
Obr. 5.30 reakční rychlosti v soli NaCl 1. až 4. kanál – reakce (n,n').....	58

1. ÚVOD

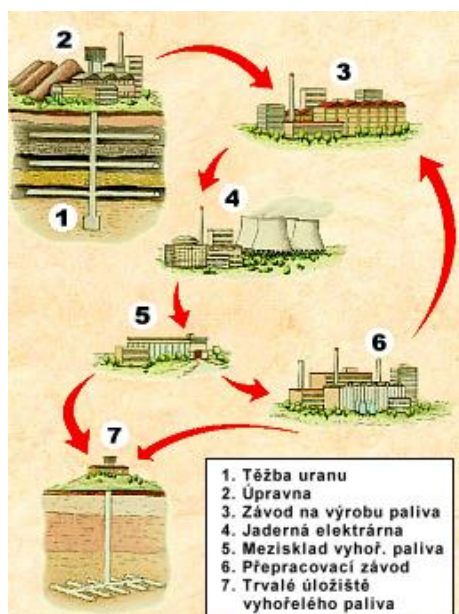
Současné a budoucí generace budou muset vyřešit problém, jak nahradit stávající bloky jaderných elektráren, většinou II. generace, po skončení jejich životnosti. Státy, které se rozhodnou pokračovat v provozu jaderné energetiky, budou nuceni stávající bloky nahradit novými. Tyto bloky by měly být nahrazeny bloky generacemi III a III+, které navazují na předchozí generaci reaktorů. Hlavní technologie reaktorů III generace jsou podobné předchozí generaci, s rozdílem standardizovaných projektů, ekonomičtější provoz, prodloužení doby mezi odstávkami, tedy delší provoz, zvýšení využitelnosti jaderného paliva, zlepšení celkové bezpečnosti elektrárny a další. Hlavní odlišností generace III+ se od generace III je vylepšení prvků pasivní bezpečnosti, které při vzniku nestandardní situace automaticky uvede reaktor do bezpečného stavu, bez použití aktivních prvků.

Nejnovější generací jaderných reaktorů je IV. generace, která je zatím ve fázi výzkumu a vývoje. Tyto reaktory by měly být dalším pokrokem v udržitelnosti, ekonomice, bezpečnosti a spolehlivosti této technologie. Komerční využití těchto reaktorů je odhadováno po roku 2050. Mezinárodní fórum IV. generace GIF (Generation IV International Forum) je mezinárodní zastoupení vlád několika zemí, kde jaderná energetika hraje významnou roli pro jejich současnost a budoucnost. Mezi tyto země patří Rusko, Čína, USA, Kanada, Francie, Argentina, Švýcarsko, Brazílie, Japonsko, Velká Británie, Jihoafrická republika, Jižní Korea, Austrálie a prostřednictvím Euratomu Evropská Unie. Primárním účelem fóra GIF je sdílet informace o výzkumu a vývoji reaktorů IV. generace. Fórum GIF přibližně po dvou letech jednání a posudků okolo stovek konceptů vybralo 6 technologií, které by měly tvořit budoucí podobu jaderné energie. [1], [2]

2. MOŽNOSTI VYHOŘELÉHO JADERNÉHO PALIVA

Za posledních 60 let se uran stal jedním z nejdůležitějších nerostů využívaných v energetice po celém světě. Celosvětové zásoby uranu jsou omezené, současná celosvětová poptávka po uranu je přibližně 67 000 tun za rok. Při této spotřebě je odhadováno, že jeho zásoby vydrží přibližně na 90 let. To je jeden z hlavních důvodů snahy o efektivnější využití jaderného paliva, na který je kladen důraz při vývoji reaktorů IV. generace. Další možností jaderné energetiky je nahradit uran thoriem. [3]

Jaderné palivo je v jaderném reaktoru zpravidla 3 až 5 let. Poté je palivo ochlazováno v bazénech vyhořelého jaderného paliva, ze kterého je následně vyhořelé palivo přemístěno do meziskladu vyhořelého jaderného paliva, kde je uskladněno 40 až 50 let. Způsob dalšího nakládání s vyhořelým jaderným palivem je určen palivovým cyklem, který je použit. Konkrétně se rozlišují dva druhy palivových cyklů, a to otevřený palivový cyklus, nebo uzavřený palivový cyklus. Na obr. 2.1 lze vidět zjednodušené schéma obou palivových cyklů. Jednotlivé cykly jsou podrobněji popsány níže. [4]



Obr. 2.1 palivový cyklus [7]

2.1 Otevřený palivový cyklus

Jak již bylo uvedeno, otevřený palivový cyklus je cyklus, kde jaderné palivo není po jeho takzvaném vyhoření znovu použito a je uloženo do trvalého úložiště. Výhodou otevřeného palivového cyklu jsou nižší náklady na zpracování paliva, než při použití uzavřeného palivového cyklu a celkový proces nakládání s vyhořelým jaderným palivem je jednodušší. Jednodušší je také proto, že hlubinné úložiště musí být vybudováno při použití otevřeného i uzavřeného palivového cyklu. Rozdílné ale bude množství radioaktivního odpadu a vyhořelého jaderného paliva, které bude uloženo v hlubinném úložišti při použití obou cyklů. [5]

Otevřený palivový cyklus může být rozdělen na tři části: výroba, použití a následné uložení paliva, tyto etapy se také označují jako přední, střední a zadní část palivového cyklu. Konkrétní etapy palivového cyklu jsou popsány níže. [5]

2.1.1 Výroba jaderného paliva

Palivový cyklus začíná těžbou uranové rudy, která se těží buď v hlubinných dolech, v povrchových lomech, nebo pomocí chemického loužení. Vytěžená uranová ruda, nebo tzv. výluh (případě chemické těžby), se následně rozemele na žlutý prášek, který obsahuje přibližně 80 % oxidu uranu. Po rozemletí se oxid uranu vylouhuje v kyselině sírové, nebo v silném alkalickém roztoku a to zejména proto, aby došlo k oddělení odpadní horniny od oxidu uranu. Vysrážením vznikne koncentrát U_3O_8 . [6]

Oxid uranu je nejprve rafinován na oxid uraničitý, ten se dále může bez obohacení použít pro výrobu paliva, které je následně použito v reaktorech uzpůsobených na tento provoz (např. typ reaktoru CANDU), většina je ale přeměněna na plynnou podobu fluoridu uranového. Ten je přepraven do obohacovacích závodů, kde je nejčastější metodou obohacování použití několika stupňových odstředivek. Pomocí tisíců odstředivek jsou izotopy uranu ^{235}U a ^{238}U od sebe separovány odstředivou silou. Izotopy jsou od sebe odděleny díky nepatrnému rozdílu jejich hmotností, která se liší zhruba o 1 %. Fluorid uranový je postupně separován na dvě části, z nichž je jedna obohacována a druhá je ochuzována. [6]

Obohacený uran je následně chemickými procesy přeměněn na oxid uraničitý (UO_2), který je použit pro výrobu palivových pelet. Pelety jsou tvořeny lisováním UO_2 a následným pečením při vysoké teplotě, konkrétně nad $1400\text{ }^\circ\text{C}$. Následně jsou pelety poskládány do palivových proutků a uzavřeny. Z palivových proutků jsou tvořeny palivové soubory (kazety). [6]

2.1.2 Použití paliva

Aktivní zóna reaktoru je tvořena stovkami palivových souborů, konkrétní počet palivových souborů se liší podle výkonu reaktoru. Reaktor s výkonem 3000 MWt obsahuje okolo 75 tun nízko obohaceného paliva. V aktivní zóně reaktoru se řízenou štěpnou řetězovou reakcí štěpí izotopy ^{235}U , čímž je vyprodukováno velké množství tepla, které je následně využito pro výrobu elektrické energie. Část ^{238}U se po zachycení neutronu přemění na ^{239}Pu , z kterého je přibližně polovina štěpena, což představuje asi třetinu výkonu reaktoru. [6]

Pro udržení efektivního provozu reaktoru je přibližně jednou za rok vyměněna část palivových souborů za nové (při odstávce 1 bloku Jaderné elektrárny Dukovany je vyměněna přibližně pětina paliva). Při použití vyhořívajících absorbátorů je možné prodloužit dobu provozu až na 18 měsíců bez odstávky. Důležitým ukazatelem vyhoření paliva je stupeň jeho vyhoření, který určuje kolik energie se uvolní z určitého množství štěpného materiálu, v tomto případě z uranu. Vyhoření paliva je uváděno v jednotce gigawatt-den/tuna štěpného materiálu (GWd/t). Limitujícím faktorem vyhořívání paliva je jeho robustnost. Z toho důvodu se úroveň vyhoření dříve pohybovala okolo 40 GWd/t, přičemž tato úroveň vyžadovala obohacení přibližně 4 %. Zvýšením robustnosti palivových souborů se také zvýšila úroveň vyhoření, ta se nyní pohybuje okolo 55 GWd/t s obohacením 5 %. Cyklus jaderného paliva se tím výrazně prodloužil, zároveň se snížil počet palivových souborů nutných nahradit za nové v případě výměny paliva. [6]

2.1.3 Následné nakládání s použitým palivem

Postupem času se koncentrace štěpných fragmentů a těžkých prvků zvýší na takové množství, kdy už používání paliva není efektivní a je vyměněno za nové. V praxi se nevyplatí vyjmuté palivo dále provozovat, ale energetický potenciál, který

zbyde v palivu je velký. Konkrétně použité palivo obsahuje přibližně 1 % ^{235}U , 1 % plutonia, z toho přibližně 0,6 % štěpitelného plutonia, 95 % ^{238}U a 3 % minoritních aktinidů a štěpných produktů. Přírodní použité palivo, které nebylo obohaceno obsahuje přibližně 98,8 % ^{238}U , 0,23 % ^{235}U , 0,38 % Pu a štěpných produktů. [6]

Vyjmuté palivo z reaktoru je vysoce radioaktivní, nejvíce radioaktivity vzniká ze štěpených produktů, jako jsou ^{137}Cs , ^{90}Sr a další. Vzniká také velké množství tepla, které je třeba odvést. Z tohoto důvodu je použité palivo bezprostředně po vyjmutí z reaktoru umístěno do bazénu vyhořelého paliva. Bazén vyhořelého jaderného paliva se nachází v reaktorové hale, přímo vedle reaktoru. Palivo je zde neustále chlazeno vodou z důvodu vývinu tepla vzniklého v palivu, i dlouhou dobu po jeho vyjmutí z aktivní zóny reaktoru. Vznik tepla v palivu je způsoben radioaktivitou, ta mezitím klesne přibližně na polovinu původní hodnoty. Přibližně po 3 až 5 letech je palivo z bazénu vyjmuto a přemístěno do speciálních kontejnerů. Kontejnery jsou následně převezeny do meziskladu vyhořelého jaderného paliva. Mezisklady vyhořelého paliva jsou většinou umístěny přímo v areálu jaderné elektrárny, kde je geologické podloží dobře známo. Mezisklad vyhořelého jaderného paliva se dělí na dva základní typy, konkrétně na suchý a mokřý mezisklad. [6], [7]

2.1.3.1 Suchý mezisklad vyhořelého jaderného paliva

Suchý typ meziskladu je většinou preferován při skladování paliva v delších intervalech skladování, palivo zde má být skladováno přibližně 40 až 50 let. Suchý mezisklad se vyznačuje tím, že je zde vyhořelé palivo ochlazováno přirozeně proudícím vzduchem, který do haly proudí průduchy ve stěnách a poté co proudící vzduch odebere teplo z kontejnerů, začne stoupat vzhůru a proniká otvory ve střeše. Hlavními výhodami suchého skladování jsou: žádné nebo zanedbatelné korozní produkty, nižší provozní náklady, snadná manipulace s palivem a případné rozšíření meziskladu.[7], [8]

Suchý mezisklad bývá z pravidla řešen dvěma způsoby. Při prvním je palivo umístěno do kovových trubek, které jsou naplněny inertním plynem a následně uzavřeny. Kovové trubky jsou následně vertikálně umístěny do modulových boxů, tvořených z betonu. Tento způsob je použit například ve Velké Británii, v jaderné elektrárně Wylfa. [8]

Při použití druhého způsobu skladování je vyhořelé palivo přesunuto z bazénu vyhořelého jaderného paliva do speciálních kontejnerů, který je při překládání paliva pod vodou. Hlavním účelem vody je v tomto případě odstínění radioaktivního záření, při přemísťování palivových souborů do kontejneru. Kontejner je po naplnění uzavřen systémem dvou vík, vyzvednut z bazénu, vysušen a následně vyplněn heliem. Hermeticky uzavřený kontejner je přemístěn na speciální železniční vlak, který kontejner převezde do meziskladu vyhořelého paliva. Koleje, po nichž je palivo přepravováno, jsou výhradně v areálu jaderné elektrárny. V meziskladu je kontejner pomocí jeřábu umístěn na připravené místo ve skladovací hale. Posledním krokem uskladnění je připojení monitorovacích systémů, které provádí radiační kontrolu a další potřebné měření. [8]

Kontejnery typu CASTOR-440/84 jsou mimo jiné používány v Jaderné elektrárně Dukovany. Tyto kontejnery pojmu 84 palivových souborů (přibližně 10 tun vyhořelého jaderného paliva), používaných ve zmiňované elektrárně Dukovany, výška kontejneru i s tlumiči nárazu je 5,04 metrů, vnější průměr kontejneru je 2,66 metrů a celková hmotnost naplněného kontejneru včetně tlumičů nárazu je 131,4 tun. Tyto kontejnery jsou odlity z jednoho kusu litiny s kuličkovým grafitem, vnější strana kontejneru je opatřena radiálním žebrováním, které lépe odvádí teplo z kontejneru. Ve vnitřním prostoru kontejneru je umístěn šestihranný zásobník, tvořený z trubek, do kterého jsou umístěny vyhořelé palivové soubory. Systém dvou vík pro uzavírání kontejneru je tvořen primárním a sekundárním víkem, opatřených těsněním. Primární víka jsou vyrobeny z nerezové oceli a jsou ke kontejneru připevněné šrouby, konkrétně 48 šrouby. Jak již bylo zmíněno, kontejner je po uzavření primárním víkem naplněn heliem. Helium zajišťuje dobrý odvod tepla a zároveň je netečné, což v praxi znamená, že zabraňuje oxidaci povrchu paliva a stěn kontejneru, která by hrozila při naplnění kontejneru vzduchem. Vnitřní prostor mezi víky je také vyplněn heliem, přičemž musí být zajištěno, aby tlak uvnitř kontejneru byl nižší než tlak mezi víky. Při vytvoření jakékoliv netěsnosti, by helium pronikalo dovnitř kontejneru. [8], [9]

Kontejnery typu CASTOR podléhají přísným bezpečnostním testům, mezi které patří pád kontejneru z výšky 1 metr na ocelový trn, test těsnosti pod vodou až do hloubky 200 metrů, žíhání plamenem při teplotě 800 °C a další. Řez modelem kontejneru CASTOR 1000/19 je zobrazen na Obr. 2.3. [8]



Obr. 2.2 model kontejneru CASTOR [10]

2.1.3.2 Mokrý mezisklad vyhořelého jaderného paliva

V mokrém typu meziskladu vyhořelého jaderného paliva se ve většině případů používá jako chladicí médium demineralizovaná voda. Voda zde současně plní funkci stínění proti radioaktivnímu záření, která tak chrání obsluhu meziskladu. Mokrý mezisklady čerpají z bohatých zkušeností získaných při provozu bazénů na čerstvě vyjmuté palivo z reaktoru, které jsou umístěny vedle reaktorů. V mokrém typu meziskladu je vyhořelé jaderné palivo uloženo ve speciálních pouzdrech z borové oceli a je umístěno ve skladovacím bazénu pod vodou. Voda v bazénu na vyhořelé jaderné palivo vyžaduje kontrolu jejich parametrů. Mezi hlavní parametry patří množství vody v bazénu, teplota vody, chemické složení a fyzikální parametry vody, které jsou důležité pro omezení oxidace povrchu palivových souborů a pro kontrolu jejich těsnosti. Pro efektivnější chlazení palivových souborů voda v bazénu cirkuluje a je ochlazována v tepelných výměnících. [8]

Mokrý typ meziskladu vyhořelého jaderného paliva je například provozován v Jaderné elektrárně Jaslovské Bohunice na Slovensku. Maximální kapacita

meziskladu je 14 112 palivových souborů, tato kapacita má být naplněna v 2022, z tohoto důvodu je zvažováno několik variant rozšíření meziskladu. [8], [11]

2.1.3.3 Uložiště radioaktivních odpadů v České republice

Radioaktivní materiály, které již splnily svůj účel a nejsou dále využity se stávají radioaktivním odpadem (RAO). Radioaktivní odpad, jako každý jiný odpad, musí být jeho zhotovitelem zpracován a uložen na odpovídajícím úložišti radioaktivního odpadu, zkráceně (ÚRAO). Pro zajištění ukládání radioaktivního odpadu a s tím souvisejících činností, zřídilo Ministerstvo průmyslu a obchodu státní organizaci Správa úložišť radioaktivních odpadů (SÚRAO). Ukládání radioaktivních odpadů a vyhořelého jaderného paliva je financováno z jaderného účtu, na který jsou podle atomového zákona, odváděny příslušné finanční prostředky. Finanční prostředky jsou odváděny zhotoviteli odpadů. [12]

V Jaderných elektrárnách Dukovany a Temelín vznikají také kapalné radioaktivní odpady, které vyžadují speciální postup jejich uložení. Často používaným způsobem je fixace kapalných odpadů do bitumenu. Kapalný odpad (přesněji jeho koncentrát) je zpracován ve filmové odparce, kde je bitumen smíchán s kapalným odpadem za současného odpaření vody. Vzniklá směs je plněna do 200 litrových sudů, které jsou následně uloženy do ÚRAO. [12]

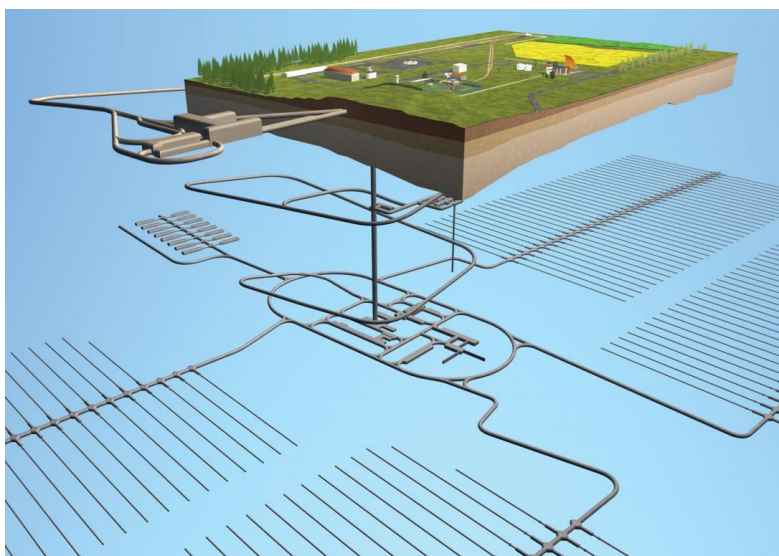
Česká republika v současné době provozuje tři úložiště radioaktivních odpadů, konkrétně ÚRAO Richard, ÚRAO Dukovany a ÚRAO Bratrství. Dalším úložištěm na území České republiky je ÚRAO Hostim, které již bylo uzavřeno. [13]

2.1.3.4 Hlubinné úložiště

Hlubinné úložiště je určeno ke konečnému uložení vyhořelého jaderného paliva a také všech radioaktivních odpadů, které nelze ukládat do povrchových a přípovrchových úložišť. Je založeno na principu geologických a technických bariér, tyto bariéry se vzájemně doplňují. Hlavní, v tomto případě geologická bariéra, je tvořena 500 metry stabilní horniny, technické bariéry vytváří ukládací kontejnery a speciální výplně z bentonitu. Bariéry musí odpovídat přísným bezpečnostním a technickým požadavkům, ty jsou prokazovány bezpečnostními rozbory. Kombinace geologické a inženýrské bariéry být schopna udržet celistvost hlubinného úložiště po dobu v řádu statisíců až milionů let. [14]

V České republice je v současné době vybráno několik vhodných lokalit, kde by mohlo být vybudováno budoucí hlubinné úložiště. Před finálním výběrem vhodné lokality pro hlubinné úložiště musí být provedeny rozsáhlé výzkumy a sběry dat okolních podmínek. Konkrétně jde o měření seismických aktivit, monitorování výskytu radonu, dálkový průzkum země pomocí snímků z družic a další. Mezi další důležité parametry, které musí být sledovány a podle kterých je rozhodováno o nejvhodnější lokalitě pro vybudování hlubinného úložiště patří proveditelnost úložiště, bezpečnost během provozu a po uzavření hlubinného úložiště a dopad na životní prostředí. [15]

V roce 2018 vybrala SÚRAO 4 nejvhodnější lokality, na nichž budou dále prováděny výzkumné práce. Rok 2025 by měl být pro vládu ČR rozhodujícím pro výběr finální a záložní lokality pro výstavbu úložiště. Zahájení vlastní stavby úložiště je předpokládáno na rok 2050 a jeho předpokládaný provoz se odhaduje přibližně na rok 2065. Model hlubinného úložiště je zobrazen na Obr. 2.4. [16]



Obr. 2.3 model hlubinného úložiště [4]

2.2 Uzavřený palivový cyklus

Uzavřený palivový cyklus se liší od otevřeného palivového cyklu tím, že použité jaderné palivo není považováno za vyhořelé a je znovu použito. Jak již bylo zmíněno, použité nízko obohacené jaderné palivo na konci svého cyklu obsahuje přibližně 1 % ^{235}U , 1 % plutonia, 95 % ^{238}U a 3 % minoritních aktinidů a štěpných produktů. Výhodou uzavřeného palivového cyklu je vyšší využitelnost paliva, snížení množství

výsledného odpadu a zkrácení doby po kterou je vyhořelé jaderné palivo radioaktivní (tzv. doby vymírání). Mezi hlavní nevýhody uzavřeného palivového cyklu patří vyšší cena přepracovaného paliva oproti čerstvému. [5], [6]

2.2.1 Přepracování jaderného paliva

Jedna z možností uzavřeného palivového cyklu je přepracování použitého paliva na palivo MOX (Mixed Oxide Fuel), které lze znovu použít v energetickém reaktoru. Použité palivové soubory jsou nejdříve rozebrány a rozděleny na palivové proutky a konstrukční materiály. Konstrukční materiály dále nemají žádné využití a jsou zpracovány jako odpad. Palivové proutky jsou dále použity pro přepracování paliva. Nejznámější metoda na přepracování paliva se nazývá PUREX (Plutonium Uranium Redox Extraction). Palivové proutky jsou nasekány na malé kousky a rozpuštěny v kyselině dusičné. Do vzniklého roztoku je dále přidána směs tributylfostátu, který v několika krocích z dané směsi separuje plutonium a uran. Získané izotopy jsou následně využity pro výrobu směsného paliva MOX. [5]

Palivové soubory obsahující palivo MOX jsou konstrukčně stejné jako palivové soubory obsahující palivo UO_2 . Shodná konstrukce je nutná z důvodu, že počet palivových souborů paliva MOX může být jen určitý počet z celkového počtu palivových souborů v aktivní zóně. V současných reaktorech může být použito přibližně 30 % palivových souborů MOX. Palivo MOX je možné použít v tlakovodních i varných reaktorech. Fyzikální vlastnosti paliva MOX, jsou odlišné oproti vlastnostem paliva UO_2 , z tohoto důvodu musí být reaktor na provoz s palivem MOX přizpůsoben. [5]

Mezi nejznámější přepracovací závody na výrobu paliva MOX patří La Hague ve Francii, Čeljabinsk v Rusku a Sellafield ve Velké Británii. Palivo MOX využívají jen některé země, například Francie, Rusko, USA a další. [5]

2.2.2 Transmutace jaderného paliva pomocí ADS systémů

Transmutaci radioaktivních odpadů s dlouhým poločasem přeměny lze provést v systému označený jako ADS. V případě využití ADS systémů, by transmutované palivo bylo v konečném úložišti uloženo v řádu stovek let. Výsledné množství radioaktivního odpadu by zároveň bylo mnohem menší. ADS systémy je také možné

využit pro výrobu elektrické energie z hojného prvku v zemské kůře, konkrétně thoria. [17]

ADS (Accelerator Driven Systems) jsou urychlovačem řízené systémy, které jsou také označovány jako ADTT (Accelerator Driven Transmutation Technologies). Oproti klasickým reaktorům (tlakovodní, varné), které jsou provozovány v kritickém stavu, pracují ADS systémy v podkritickém stavu. To znamená, že ADS systém není schopen udržet štěpnou řetězovou reakci, proto zde nehrozí riziko vzniku neřízené štěpné reakce. Jelikož ADS systém není schopen udržet štěpnou reakci, musí zde být použit vnější zdroj neutronů, z pravidla je realizován urychlovačem částic a spalačním terčem. [17], [18]

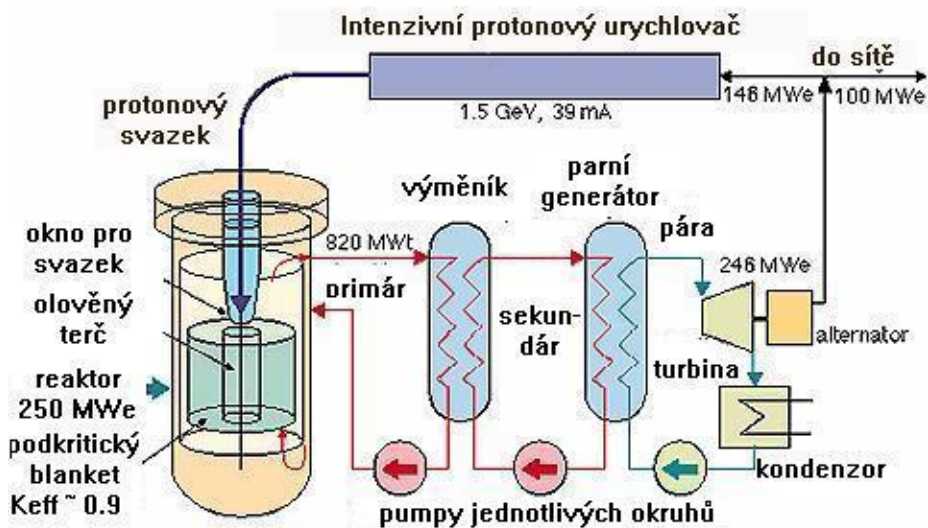
ADS systém se konstrukčně skládá z tří hlavních částí, konkrétně z urychlovače částic, spalačního terče a transmutačního reaktoru. Nejčastějšími urychlovači pro ADS systémy jsou urychlovače protonů, konstrukčně mohou být použity lineární i kruhové urychlovače částic. Nevýhodou kruhových urychlovačů jsou shluky urychlených částic, mezi kterými jsou mezery. Pro ADS systémy je vhodné, aby intenzita protonových svazků byla co nejrovnoměrnější, z tohoto důvodu je výhodnější použít lineární urychlovač částic. [17], [18]

Další konstrukční částí je spalační terč, který zde slouží jako zdroj neutronů. Pro spalační terč musí být použit vhodný materiál, obsahující velké množství nukleonů uvnitř jádra. Na základě toho se z něj může při spalační reakci uvolnit dostatečné množství neutronů. Vhodnými materiály pro spalační terče jsou například olovo, bismut, wolfram, uran a další. Spalační terče se mohou rozdělit podle skupenství na pevné a tekuté. Pevné terče se dále dělí na terče s okénkem a bez okénka. V případě použití terče s okénkem je terč vystaven tepelnému namáhání, rozdílným tlakům a dalším podmínkám. Při použití terče bez okénka je přechod mezi urychlovačem a terčem tvořen povrchem terče. Povrch tohoto terče musí být kontrolován na případné vznikající těkavé látky, které musí být odstraňovány, z důvodu udržení vakua v urychlovači. Pevné terče mají nevýhodu nízkého odvodu tepla. Z tohoto důvodu se pro velké intenzivní zdroje zvažuje použití tekutého terče. Účinnější odvod tepla zde umožňuje cirkulující tekutý kov, který plní funkci zdroje neutronů a zároveň média, odvádějícího teplo z terče. Teplo je cirkulací odvedeno do tepelného výměníku, který

se tepla efektivně zbaví. Jako tekutý kov je zde například použito olovo, bismut, rtuť, eutektikum olovo-bismut a další. [17], [18]

Poslední konstrukční částí je transmutační reaktor, který jak již bylo uvedeno bývá provozován v podkritickém stavu, u některých návrhů může být částečně provozován i v kritickém stavu. Konkrétní uspořádání aktivní zóny je určeno zaměřením, které má daný ADS systém plnit. V aktivní zóně je možné použít spektrum rychlých i tepelných neutronů, podle účelu konkrétního systému. [17], [18]

Jak již bylo zmíněno, transmutace vyhořelého jaderného paliva probíhá v ADS systémech pomocí tříštivé (spalační) reakce. Ta vzniká ve spalačném terči, který je umístěný uvnitř transmutačního reaktoru a je ostřelován protony. Protony musí být nejprve urychleny v urychlovači na rychlosti, které se blíží rychlosti světla a jejich kinetická energie se pohybuje v řádu stovek MeV až po několik GeV. Tříštivá reakce probíhá v několika krocích, ve kterých jsou postupně z jádra spalačního terče uvolňovány rychlé neutrony. Uvolněné neutrony jsou schopny štěpit jaderné palivo, nebo transmutovat vyhořelé jaderné palivo. Zjednodušené schéma ADS je zobrazeno na Obr. 2.5. [17], [18]



Obr. 2.4 schéma ADS systému [18]

2.2.3 Rychlé reaktory

Další možností efektivního využití použitého jaderného paliva jsou rychlé reaktory, také označované jako FNR (Fast Neutron Reactors). Název je odvozen od použitého spektra rychlých neutronů. Použitím rychlých neutronů klesá

pravděpodobnost štěpné reakce, proto musí být množství paliva v aktivní zóně vyšší a zároveň obohacení paliva musí být až 30 %. Rychlé neutrony je výhodné použít pro jejich schopnost štěpit i minoritní aktinidy a tím redukovat množství radioaktivních odpadů. Jako chladivo se zde používá tekutý kov (obvykle sodík), který velmi účinně odvádí vzniklé teplo a nemoderuje neutrony (jako například voda). Již v 50. letech minulého století bylo v provozu přibližně 20 rychlých reaktorů, některé z nich dokonce byly využity k výrobě elektrické energie. [5], [19]

Rychlé reaktory používají jako palivo uran ^{238}U a štěpný izotop uranu ^{235}U , který je používán ve většině dnešních reaktorů. Při provozu reaktoru vzniká z uranu ^{238}U určité množství štěpitelného plutonia ^{239}Pu , které při vhodném návrhu aktivní zóny a vhodném provozu reaktoru může být vyšší, než reaktor sám spotřebuje. V takovém případě se reaktor nazývá rychlý množivý reaktor, zkráceně FBR (Fast Breeder Reactors), většina návrhů reaktorů je zvažována pouze s rychlými reaktory, tedy bez množení paliva. [19]

Několik zemí podporuje výzkumné a vývojové programy pro zdokonalení technologie rychlých reaktorů. Program IAEA INPRO zahrnující 22 zemí, klade hlavní důraz použít rychlé reaktory při nakládání s jaderným palivem v uzavřeném palivovém cyklu. Například jedním ze scénářů ve Francii je, že polovina současných jaderných elektráren bude do roku 2050 nahrazena rychlými reaktory. [19]

3. REAKTORY IV. GENERACE A MSR REAKTORY

Většina konceptů jaderných reaktorů IV. generace navazuje na konstrukce a provozní zkušenosti předchozích generací, což poskytuje dobrý základ pro jejich další výzkum a vývoj. Provozní teploty těchto reaktorů by měly být mnohem vyšší, oproti teplotám v současně provozovaných reaktorech. Pohybovat by se měly mezi 550 °C až 1000 °C. Tím je u většiny konceptů umožněna termochemická produkce vodíku, který se dále může využít v průmyslu. Jedním z konceptů využití vodíku je jeho možnost využití jako paliva v dopravních prostředcích. [2]

Důraz je také kladen na vyšší využitelnost paliva a snížení celkového radioaktivního odpadu. Z tohoto důvodu většina konceptů předpokládá uzavřený palivový cyklus. Ke zdokonalení uzavřeného palivového cyklu by měly dopomoci nové technologie přepracování paliva, nazývané jako pyrometalurgické přepracování vyhořelého jaderného paliva (pyroprocessing). Pyrometalurgická technologie umožňuje přepracování vyhořelého paliva bez oddělení plutonia. Dále by se měla zvýšit celková účinnost elektrárny, k čemuž by měla přispět již zmiňovaná produkce vodíku. Výkony jednotlivých výrobních bloků se budou pohybovat v širokém rozsahu, konkrétně od 150 MWe až po 1500 MWe. Také se zvažuje výroba malých olovem chlazených reaktorů s výkony přibližně 50 až 150 MWe, určené k výrobě elektrické energie, nebo odsolování slané vody. Tyto reaktory by měly být schopny provozu přibližně 15 až 20 let bez výměny paliva, po této době by se vyměnil celý reaktorový modul. [2]

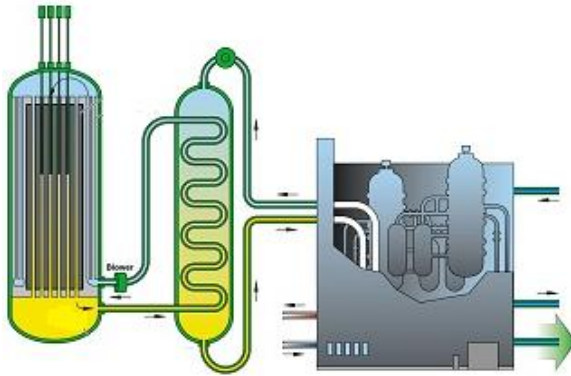
V posledních letech se také zvýšil zájem o využití thoria jako jaderného paliva, konkrétně má být použit izotop thoria ^{232}Th , který samotný není štěpitelný, ale po zachycení neutronu, se dvěma beta přeměnami přemění na štěpitelný uran ^{233}U . Thorium je totiž v zemské kůře třikrát až pětkrát hojnější než uran. V případě použití thoria jako paliva musí být použito i jiné palivo, například uran nebo plutonium. Použitím samotného thoria by nebylo ze štěpné reakce produkováno dostatečné množství nových neutronů, které by štěpnou reakci udržely. Předpokládá se použití spektra rychlých neutronů, pro maximální výtěžek energie při štěpení. [17]

3.1 Přehled reaktorů IV. Generace

Po přibližně dvouletém jednání a přezkoumávání okolo stovky konceptů, oznámilo v roce 2002 fórum GIF (Generation IV International Forum) výběr šesti konceptů, o nichž se domnívá, že představují budoucí podobu jaderné energetiky. Tyto koncepty byly vybrány na základě několika požadavků, mezi ty nejdůležitější patří bezpečnost, náklady na výstavbu nových bloků a odolnost proti zneužití jaderného materiálu k teroristickým útokům. Mezinárodní náklady na výzkum a vývoj reaktorů IV. generace by se měly pohybovat okolo 6 miliard amerických dolarů. Přibližně 80 % těchto nákladů by mělo uhradit Japonsko, USA a Francie. Konkrétní vybrané koncepty budoucích reaktorů IV. generace jsou popsány níže. [2]

3.1.1 Vysokoteplotní reaktory

Vysokoteplotní reaktory zkráceně VHTR (Very High Temperature Reactors) jsou plynem chlazené reaktory, konkrétně helium. Použité neutrony jsou tepelné, jako moderátor neutronů je zde použit grafit. Palivo zde může být obohacený uran (do 20 %), plutonium, palivo MOX, případně thorium v kombinaci s uranem. Palivo je formě TRISO (Tristructural Isotopic), což znamená že jednotlivé palivové částice o velikosti přibližně 0,5 mm, jsou obaleny třemi vrstvami materiálů. Vrstvy jsou tvořeny vnitřní a vnější vrstvou pyrolytického uhlíku, mezi nimi je vrstva karbidu křemíku. Vrstvy zajišťují, že štěpné produkty jsou uzavřeny uvnitř i za vysokých teplot okolo 1600 °C. Částice paliva mohou být zabudovány do palivové matrice z grafitu, nebo mohou mít tvar koulí. Koncept využívající palivo TRISO ve tvaru koulí využívá například reaktor HTR-10 v Číně. Palivo TRISO v palivových maticích z grafitu je použito v reaktoru HTTR (High-Temperature Test Reactor) v Japonsku. Palivo ve formě TRISO, heliem chlazená aktivní zóna, rozvržení aktivní zóny a další technické prvky zvyšující odvod tepla z reaktoru umožňují dosažení vyšších teplot. Teplota chladícího média v reaktoru dosahuje přibližně 900 °C, do budoucna se předpokládá teplota přibližně 1000 °C. Při těchto teplotách je také produkováno značné množství vodíku, který je možný dále využít. Schéma vysokoteplotního reaktoru je zobrazeno na Obr. 3.1. [2], [20]

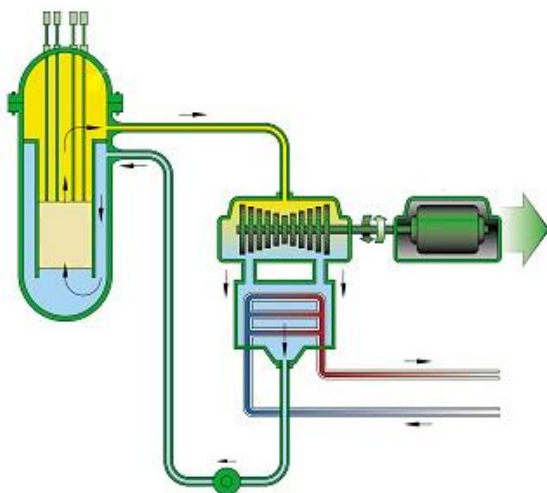


Obr. 3.1 schéma VHTR reaktoru [21]

3.1.2 Reaktory využívající vodu v superkritické fázi

Reaktory využívající vodu v superkritické fázi, zkráceně SCWR (SuperCritical Water Reactors) jsou reaktory, které užívají jako chladivo lehkou vodu s vysokým tlakem přibližně 25 MPa. Teplota chladiva na výstupu z reaktoru přesahuje 500 °C. Tyto parametry překročí hodnotu termodynamického superkritického bodu vody, které jsou 374,15 °C a 22,1 MPa. V tomto stavu má tekutina částečně vlastnosti kapaliny a částečně plynu. Spektrum použitých neutronů může být tepelné nebo rychlé. Na rozdíl od současně provozovaných vodou chlazených reaktorů, bude mít chladicí kapalina výrazně vyšší entalpii v aktivní zóně. Což sníží tok hmoty aktivní zónou při dané tepelné energii a zvýší entalpii na výstupu z jádra. Podobně jako v konceptech současných varných reaktorů, bude přehřátá pára přímo přiváděna na turbínu. [2], [22], [21]

Výhodou SCWR konceptů je, že mohou čerpat z bohatých provozních a technických zkušeností varných reaktorů. Zároveň také z provozních a technických zkušeností spalovacích elektráren na fosilní paliva, provozovaných s vodou v superkritické fázi. Koncept SCWR navíc může být postupně vyvíjen v současných vodou chlazených reaktorech. Další výhodou tohoto konceptu je počet čerpadel. Čerpadla chladicího média v reaktoru nejsou nutná. Jedinými nutnými čerpadly jsou čerpadla napájecí vody a čerpadla pro odvod chladiva z kondenzátoru. Zároveň vyšší entalpie páry umožní zmenšit parní turbínu a tím snížit investiční náklady. Účinnost SCWR konceptu má být až 44 %, s vyrobeným elektrickým výkonem 1000 MWe až 1700 MWe. Tento koncept je ve fázi výzkumu, schéma SCWR reaktoru je na Obr. 3.2. [2], [21], [22]



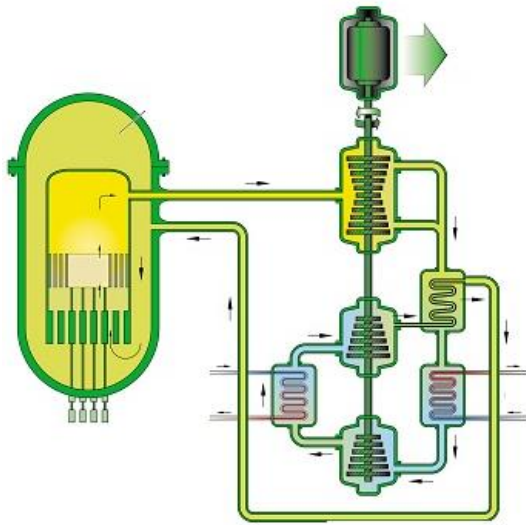
Obr. 3.2 schéma SCWR reaktoru [22]

3.1.3 Rychlé reaktory chlazené plynem

Rychlý reaktor chlazený plynem, zkráceně GFR (Gas Cooled Fast Reactors) bude chlazený heliem a bude pracovat při vysoké teplotě přibližně 850 °C, podobně jako u reaktoru VHTR bude při těchto teplotách produkováno značné množství vodíku. Použitý plyn pro chlazení by měl být přímo odváděn na plynovou turbínu, použitý tepelný cyklus by tedy nebyl Rankin-Clausiusův, který využívá energii vodní páry, ale Braytonův. Schéma GFR reaktoru je na Obr. 3.3. Tepelný výkon reaktoru by měl být až 2400 MWt, výkon generátoru by měl dosahovat až 1200 MWe. Účinnost celého cyklu by tedy měla dosahovat až 50 %. Jako palivo by zde mohl být použit ochuzený uran, zároveň by se spektrum rychlých neutronů dalo využít pro štěpení aktinidů z vyhořelého jaderného paliva. V případě konceptu rychlého množivého reaktoru by část paliva obsahovala ochuzený uran, část paliva by tvořilo plutonium obohacené přibližně na 15 až 20 %. Vyhořelé jaderné palivo by se mělo přepracovávat přímo v areálu elektrárny, aktinidy by byly opakovaně recyklovány. Tím by se minimalizovala produkce radioaktivních prvků s dlouhým poločasem přeměny. [2], [20]

Koncept rychlých reaktorů chlazených plynem dosud nemá žádný funkční prototyp. Z tohoto důvodu vznikl projekt ALLEGRO, který má za cíl do roku 2025 dokončit bezpečnostní analýzy a návrh tohoto konceptu. Výsledkem těchto výzkumů má být rozhodnutí o případné výstavbě GFR reaktoru v jedné ze zemí střední Evropy.

Cílem zařízení ALLEGRO by byl experimentální program, který prověří základní bezpečnostní charakteristiky GFR reaktoru. [2], [23]



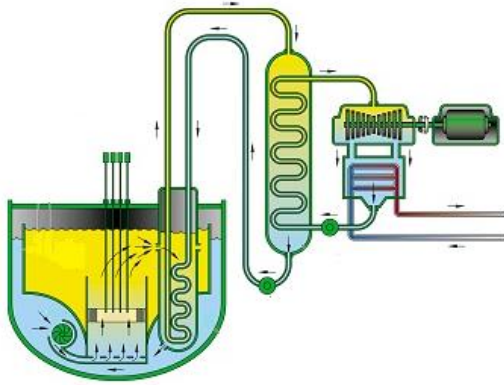
Obr. 3.3 schéma GFR reaktoru [24]

3.1.4 Sodíkem chlazené rychlé reaktory

Sodíkem chlazený rychlý reaktor, zkráceně SFR (Sodium Cooled Fast Reactors) používá jako primární chladivo tekutý sodík, jeho provozní teplota se pohybuje okolo 500 až 550 °C. SFR reaktory mají výhodu, že mohou čerpat z provozních zkušeností reaktorů, které jsou, nebo také byly provozovány. Podobně jako již provozované SFR reaktory budou SFR reaktory IV. generace tvořeny primárním okruhem s tekutým sodíkem, který bude provozován při atmosférickém tlaku. Schéma SFR reaktoru je na Obr. 3.4. [2]

Budoucí reaktory IV. generace typu jsou SFR navrženy ve třech variantách. První je modulární reaktor s výkonem 50 až 150 MWe, s palivem v kovové podobě z uranu, plutonia a minoritních aktinidů. Toto palivo vyžaduje elektrolytické zpracování přímo v místě jaderné elektrárny. Další návrh SFR reaktorů je s primárním okruhem bazénového typu s výkonem od 300 MWe až po 1500 MWe a posledním návrhem jsou SFR reaktory se smyčkovým typem primárního okruhu s výkonem od 600 MWe až po 1500 MWe. Oba tyto návrhy využívají palivo MOX, případně mohou štěpit minoritní aktinidy z vyhořelého jaderného paliva. Toto palivo má být přepracováno centrálně na jednom místě pro více elektráren. [2], [20]

Mezi významné SFR reaktory se řadí reaktor BN-800 v Běloyarsku v Rusku, který byl spuštěn v roce 2014 a PFBR Kalpakkam (Prototype Fast Breeder Reactor) v Indii, který je ve fázi výstavby. Reaktor BN-800 má za cíl experimentálně vyzkoumat vhodnější palivo pro budoucí SFR reaktory. [2], [20]



Obr. 3.4 schéma SFR reaktoru [24]

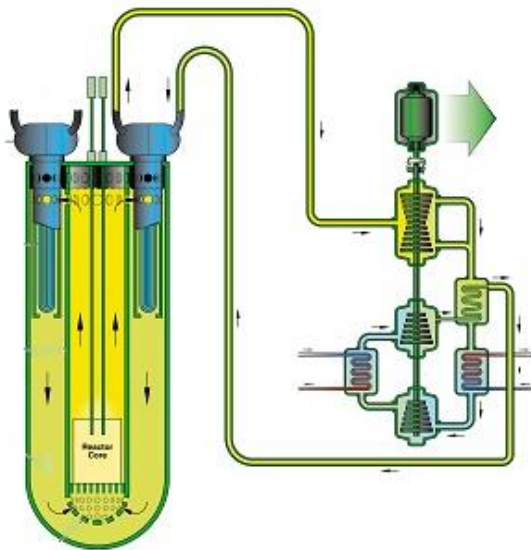
3.1.5 Olovem chlazené rychlé reaktory

Olovem chlazené rychlé reaktory, zkráceně LFR (Lead Cooled Fast Reactors) využívají stejně jako ostatní rychlé reaktory spektrum rychlých neutronů. Chladičem proto musí být tekutý kov, v tomto případě je využito tekuté olovo, nebo také eutektikum Pb-Bi, které může v primárním okruhu cirkulovat přirozenou konvekcí, v případě výpadku čerpadel. Další velkou předností použití olova, jako chladiča je jeho vysoký bod varu, který je mnohem vyšší, než jsou předpokládané provozní teploty. Tekuté olovo tak zajistí vysoký odvod tepla z aktivní zóny reaktoru, riziko roztavení aktivní zóny je zde velmi malé. Palivo je zde ochuzený uran nebo thorium, které může být doplněno množstvím vyhořelých aktinidů z lehkovodních reaktorů, palivo má být v kovové nebo keramické formě. Palivo obsahující minoritní aktinidy může být přepracováno v přepracovacích závodech. Přepracovací závody se uvažují lokální, nebo hromadné, tzv. centrální. Provozní teplota primárního chladiča je přibližně 550 °C. Schéma LFR reaktoru je na Obr. 3.5. [2], [20]

Fórum GIF se zaměřilo na dva experimentální návrhy, konkrétně na návrh z USA SSTAR (Small Secure Transportable Autonomous Reactor) a na japonský návrh LSPR (Long-Life Safe Simple Small Portable Proliferation-Resistant Reactor). Koncept SSTAR by měl být provozován při 566 °C, jako chladičivo bude aplikováno tekuté olovo. Pro použité palivo budou využity transurany ve formě nitridu. Tepelný

výkon reaktoru má být 45 MWt, elektrický přibližně 20 MWe, celková účinnost cyklu měla dosahovat až 44 %. Plánovaný provoz SSTAR reaktoru by měl být po dobu 20 let bez výměny paliva, po 20 letech by měla být celá reaktorová jednotka poslána k recyklaci paliva. [2], [25]

Další významný projekt v oblasti vývoje a výzkumu LFR reaktorů je projekt ALFRED, provozovaný s palivem MOX bez aktinidů. Provozní teplota reaktoru je přibližně 480 °C, primární okruh je bazénového typu s kompaktním uspořádáním primárních systémů, tepelný výkon reaktoru je 300 MWt. Cílem konceptu ALFRED je prokázat schopnost provozu technologie LFR pro budoucí generaci jaderných reaktorů IV. generace. Provozem systému ALFRED budou získány potřebné provozní zkušenosti, umožňující optimalizaci tohoto návrhu. Dále by měl být systém ALFRED důkazem v proveditelnosti inovativních konceptů a překonat tak obavy o bezpečnost a udržitelnost jaderné energie. [2], [26]

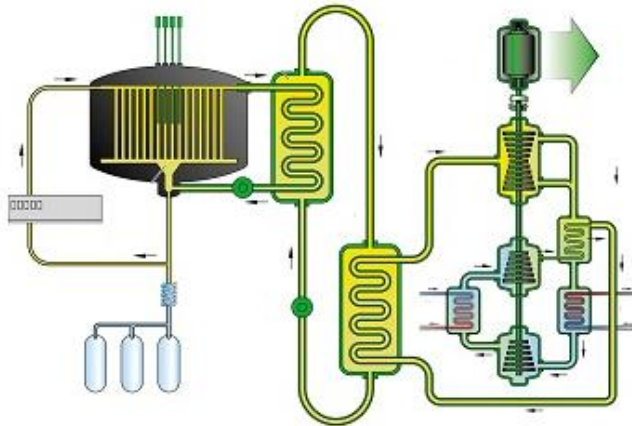


Obr. 3.5 schéma LFR reaktoru [24]

3.1.6 Reaktory na bázi tekutých solí

Reaktory na bázi tekutých solí, zkráceně MSR (Molten Salt Reactors), využívají tekuté soli jako chladivo primárního okruhu. MSR reaktory mohou být rozděleny podle použitého paliva na dva typy. Prvním typem je rozpuštěné jaderné palivo v chladicí soli, druhým typem je palivo v pevném skupenství. V tomto případě tekuté soli případně neobsahují roztavené palivo a jsou použity pouze pro chlazení aktivní zóny. Výhodou paliva v tekuté podobě je vznik homogenní aktivní zóny, což má za

následek rovnoměrné vyhořívání paliva. Koncepty MSR reaktorů počítají s využitím tepelných a rychlých neutronů, v některých případech mohou být využity i epitermální neutrony. Schéma MSR je na Obr. 3.6. Podrobněji jsou reaktory na bázi tekutých solí popsány je níže. [27]



Obr. 3.6 schéma MSR reaktoru [24]

3.2 Princip MSR reaktorů

Jak již bylo zmíněno, reaktory na bázi tekutých solí používají jako primární chladivo roztavenou sůl ve formě fluoridu. Fluoridy soli zůstávají v tekuté podobě při atmosférickém tlaku a teplotách přibližně od 500 °C do 1400 °C. Výhodou nízkého tlaku je, že zde téměř nehrozí riziko exploze a tím uvolnění těžkých radioaktivních látek do okolí. Konstrukčními materiály pro tak vysoké teploty jsou nejčastěji různé slitiny na bázi niklu, například slitina MoNiCr. [27]

Nejčastěji používané soli jsou ze směsi FLiBe, složené z fluoridu lithného (LiF) a z fluoridu beryllia (BeF₂). Teplota tání eutektika FLiBe je 459 °C, teplota varu je 1430 °C. Výhodou fluoridových solí je již zmiňovaný provoz při atmosférickém tlaku. Dalším přínosem fluoridových solí je vyšší přenos tepla oproti stejnému objemu vody. Mimo jiné při sloučení tekutých solí s vodou nebo kyslíkem nevznikají exotermické nebo jiné agresivní reakce. Tekuté soli jsou také inertní vůči určitým strukturám kovů. Při použití rozpuštěného paliva v chladicích solích se fluoridové soli stávají radioaktivní, což komplikuje údržbu a chemickou úpravu chladicí soli. Chladicí soli musí být pečlivě kontrolovány, kvůli minimalizaci případného vzniku koroze. Rovněž beryllium obsažené ve směsi FLiBe je toxické, z tohoto důvodu byly navrženy některé chladicí soli bez beryllia, tedy pouze ve formě fluoridu lithného. [27], [28]

Fluorid lithný vyžaduje vyšší teploty, aby se udržel v tekuté podobě, ale pojme vyšší koncentraci jaderného paliva, které nevyžaduje tak vysoké obohacení. Použité lithium musí být v čisté formě izotopu ${}^7\text{Li}$. Při použití izotopu ${}^6\text{Li}$ by bylo produkováno určité množství tritia, které se snadno štěpí. Izotop ${}^7\text{Li}$ zahrnuje 92,5 % veškerého přírodního lithia, zbytek (7,5 %) tvoří již zmiňovaný izotop ${}^6\text{Li}$. Z tohoto důvodu musí být ${}^7\text{Li}$ obohaceno nad svojí přirozenou úroveň, aby se co nejvíce minimalizovala produkce tritia. Fluorid lithný je tekutý při teplotách v rozmezí 500 °C až 1200 °C. Dalším použitelným chladivem MSR technologie je eutektikum FLiNaK, které taje při 454 °C a teplota varu je 1570 °C. V sekundárním chladícím okruhu jsou rovněž použity jako chladivo tekuté soli, většinou bez příměsi lithia. Tato varianta je finančně méně náročná. Místo lithia jsou použity různé eutektické sloučeniny, jako například různé fluoridy zirkonia, sodíku, beryllia a další. [27], [28]

Mimo chladící médium v podobě fluoridových solí, je také možné použít chloridové soli. Specifické vlastnosti chloridových solí převyšují v určitých parametrech fluoridové soli. Konkrétně chloridové soli mají větší rozpustnost pro aktinidy a nižší bod tání. Vzhledem k vyšší rozpustnosti solí může směs obsahovat vyšší množství transuranů. Zkoumána například byla směs PuCl_3 a NaCl (chlorid plutonitý a chlorid sodný). Chlorid sodný má dobré fyzikální a chemické vlastnosti, má ale vysoký bod tání. Z tohoto důvodu není vhodné použít čistý chlorid sodný, je však vhodné aplikovat některou z jeho forem eutektika. Mezi eutektika, které je možné použít patří například eutektikum chloridu hořečnatého (MgNa_2) nebo chloridu vápenatého (CaCl_2). Nejhojnějším přírodním izotopem chlóru je izotop ${}^{35}\text{Cl}$, při jeho aktivaci vznikne radioizotop ${}^{36}\text{Cl}$, který je beta energetickým zářičem s dlouhým poločasem rozpadu. Z tohoto důvodu je v MSR reaktorech preferované použití izotopu ${}^{37}\text{Cl}$. Jako palivo v MSR reaktorech chlazených chloridovými solemi může být použit ${}^{238}\text{U}$, s využitím spektra rychlých neutronů. Reaktory využívající spektrum rychlých neutronů jsou označovány jako MSFR (Molten Salt Fast Reactors). Reaktory mohou být také optimalizovány pro štěpení minoritních aktinidů a pro tvorbu štěpitelného plutonia, také nazývané jako množení. Chladící soli s tekutým palivem obsahující příliš velké množství štěpných produktů mohou být poslány k případnému přepracování, nebo se nechají ztuhnout a jako vyhořelé jaderné

palivo jsou uloženy v hlubinném úložišti. Chloridové soli nejsou zatím dostatečně vyzkoumané, hlavně z důvodu náročnosti materiálů při provozu. [27], [28]

Běžně používané palivo v MSR reaktoru s tepelnými neutrony je ^{235}U nebo ^{233}U v podobě fluoridu uraničitého (UF_4). Ten je rozpuštěný chladících solích, většinou ve směsi FLiBe. Další možností je použití paliva v keramické formě umístěného v grafitové matici. Grafitová matrice zároveň slouží jako moderátor, tato technologie je využita v konceptu pokročilého vysokoteplotního reaktoru AHTR (Advanced High Temperature Reactors), také známý jako vysokoteplotní reaktor chlazen fluoridovou solí FHR (Fluoride Salt-Cooled High-Temperature Reactor). Aktivní zóna je uspořádaná tak, aby mezi moderátorem v podobě grafitu, mohly tekuté soli protékat. Teplota chladící soli je přibližně $700\text{ }^\circ\text{C}$. [27]

Teplo odvedené z aktivní zóny je v tepelném výměníku předáno sekundárnímu okruhu, kde jsou také použity tekuté soli jako chladivo. Jak již bylo zmíněno, většina sekundárních solí neobsahují lithium. Z bezpečnostních důvodů je tekutá sůl primárního a sekundárního chladícím okruhu ve výměníku odděleně, sekundární okruh tedy není radioaktivní. Teplo je dále ze sekundárního okruhu předáváno do terciálního okruhu, kde je teplo v parogenerátoru předáno vodě. V parogenerátoru je z vody díky předanému teplu generována pára pro pohánění turbíny. [27]

Mnohem efektivněji by se produkované teplo ze sekundárního okruhu dalo využít použitím Braytonova vzduchového kombinovaného cyklu, zkráceně ABCC (Air Brayton Combined-Cycle). V tomto cyklu je vzduch nejdříve stlačen pomocí kompresoru a v tepelném výměníku ohříván. Ohřátý vzduch proudí do spalovací komory, kde je do vzduchu vstřikován zemní plyn. V budoucích konceptech je zvažováno použít vodík místo zemního plynu. Vzniklé spaliny dále pohání plynové turbogenerátory vyrábějící elektrickou energii. Vzduch na výstupu z plynové turbíny má dvě základní možnosti jeho dalšího využití. V první možnosti může proudit do parogenerátoru, kde je ohřátým vzduchem generována pára pro parní turbogenerátor. Další možností je vzduch znovu ohřát v tepelném výměníku a použít ho ve vícestupňové spalovací turbíně. Zároveň může být ABCC provozován ve dvou režimech. Prvním je v základním pásmu zatížení, druhý je ve špičkovém režimu. Turbína je velmi dobře regulovatelná, díky tomu je možné dobře regulovat vyrobený elektrický výkon. [27], [29]

4. HISTORICKÝ KONCEPT MSR

Přestože jsou reaktory na bázi tekutých solí jedním ze zvažovaných konceptů reaktorů IV. generace, jejich výzkum a vývoj začal již v 60. letech minulého století. Jak již bylo zmíněno, komerční nasazení reaktorů IV. generace je plánováno po roce 2050, což v případě použití MSR reaktorů znamenalo velký pokrok v jaderné energetice.

4.1 Výzkumy v Oak Ridge NL

Jeden z prvních reaktorů na bázi tekutých solí vznikl v USA v laboratořích Oak Ridge National Laboratory (zkráceně ORNL) s názvem MSRE (Molten Salt Reactor Experiment). Tento koncept byl inspirován kampaní na stavbu jaderných letadel v 50. letech. Reaktor na palubě letadla využíval roztavenou fluoridovou jako nosič paliva a zároveň chladivo. Zajímavým projektem byly experimenty prováděné s letadlovým reaktorem ARE (Aircraft Reactor Experiment). Palivo bylo ve formě fluoridu uranového (UF_4), rozpuštěného v chladicím médiu, konkrétně ve fluoridu sodném. Použitým palivem byl ^{235}U , obohacený na 93,4 %. Neutrony zde byly moderovány oxidem beryllia (BeO), reaktor byl provozován při výkonech 1 až 3 MWt. Počáteční návrh ARE byl s necirkulujícím chladivem, což způsobovalo vysoké teplotní spády. Původní návrh tak musel být přepracován, aby chladivo s palivem cirkulovalo aktivní zónou a tepelnými výměníky. [30], [31]

Konceptu MSRE napomohlo zrušení vývoje jaderných letounů v 60. letech. Úsilí vědců a techniků se tak zaměřilo na projekt reaktoru chlazený roztavenou solí pro komerční využití. Zkušební provoz MSRE začal v roce 1965, s použitým palivem ^{235}U . Uran ^{235}U byl ve formě UF_4 , obohacený na 33 %. Provozní teplota reaktoru se pohybovala mezi 600 až 700 °C, při atmosférickém tlaku. V roce 1966, kdy začínal být provoz reaktoru stabilnější, dosáhl svého maximálního výkonu (8 MWt). V roce 1968 začala druhá palivová kampaň, kde místo paliva v podobě ^{235}U byl použit ^{233}U . Ten však nevznikl přeměnou z ^{232}Th v MSRE reaktoru, ale byl dodán již podobě izotopu ^{233}U . MSRE se tak stal prvním reaktorem štěpící izotop uranu ^{233}U . Druhá palivová kampaň skončila v prosinci v roce 1969. Tento program tak prokázal proveditelnost konceptu MSR s tepelnými neutrony a potenciálním palivem v podobě thoria. Program zároveň poukázal na určité problémy s korozi a bezpečností provozu.

Dále by bylo třeba dořešit odstranění štěpných produktů, pokud by měl být konstruován MSR větších rozměrů. [27], [30]

Diskutovaná také byla možnost výroby jaderného paliva pomocí tzv. množení štěpného materiálu. Důvodem byly obavy z nedostatku paliva pro jaderné reaktory. Případný vývoj množivého reaktoru na bázi tekutých solí by vyráběl více paliva, než by dokázal spotřebovat a tím by se částečně vyřešily obavy spojené s nedostatkem paliva. Tento koncept však postaven nebyl. Množivý reaktor se spíše uvažoval jako koncept rychlého množivého reaktoru, chlazeného tekutým kovem. [30]

Sůl v tekuté podobě sloužící jako chladivo i nosič roztaveného paliva byla směsí fluoridů lithia, beryllia a zirkonia, bod tání této směsi je 448,9 °C. Směs soli s palivem proudila přes aktivní zónu, tvořenou z grafitových tyčí, které moderovaly neutrony. Koncept MSRE reaktoru měl pasivní bezpečnostní prvek, založený na rozpínavosti tekutin. Při příliš vysoké teplotě chladicí soli s palivem zvětšují svůj objem a část paliva tak vytekla mimo aktivní zónu. Štěpná reakce se tím utlumí a tím i výkon reaktoru. [30]

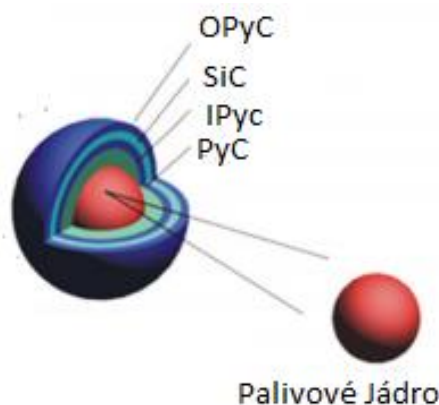
Mezi 50. a 70. lety minulého století byly v laboratořích ORNL vyvíjeny různé kompatibilní slitiny na bázi niklu. Hlavním důvodem byl vznik koroze kvůli působení halogenidových solí. Výsledkem bylo vynalezení slitiny nazývané INOR-8. Reaktor a komponenty přicházející do styku s roztavenou horkou solí byly vyrobeny z této nové slitiny. Slitina se nyní jmenuje HASTELLOYS N alloy. Má dobrou oxidační odolnost vůči fluoridovým solím až do 982 °C při nepřetržitém provozu. Při přerušovaném používání je schopna odolávat teplotám přibližně 1038 °C. Slitina také může být snadno kována a je dobře svařitelná. [32]

Výzkum MSR technologie v rámci programu MSRP (Molten Salt reactor Program) Oak Ridge National Laboratory vyvrcholil návrhem konstrukce množivého reaktoru na bázi tekutých solí MSBR (Molten Salt Breeder Reactor). Návrh předpokládal dvě oddělená chladicí média v reaktoru. Koncept MSBR byl navržen a podrobně popsán v koncepční zprávě v roce 1971, zkonstruován však nebyl. Pro MSBR reaktor byly provedeny simulace, které prokázaly proveditelnost a stabilní provoz MSBR reaktoru. Konstrukce MSBR reaktoru by mohla být v budoucnu vytvořena v rámci reaktorů IV. generace. [33], [34]

4.2 Výzkum a vývoj MSR v Číně

Budoucnost jaderné energetiky v Číně je velmi podporována. Podíl elektrické energie vyrobené jadernými elektrárnami by se do budoucna měl zvýšit. Vypovídá o to i skutečnost, že Čína je zemí, kde se nejvíce daří stavět nové jaderné bloky. Pro udržení a rozvoj jaderné energetiky je mimo jiné nutný výzkum a vývoj nových jaderných technologií. Mezi ně patří i reaktory IV. generace. V oblasti MSR reaktorů je významným projektem TMSR (Thorium Molten Salt Reactors). Projekt TMSR byl zahájen v lednu 2011, cílem projektu má být realizace efektivního využití thoria a produkci vodíku. Cíle projektu by měly být splněny do dvaceti až třiceti let. První část TMSR projektu je zaměřena na výrobu paliva v podobě U-Th, konstrukci TMSR systému a likvidaci jaderného odpadu. Projekt je rozdělen na dvě odvětví, konkrétně na TMSR-SF (Solid Fuel) využívající palivo v pevném podobě a TMSR-LF (Liquid Fuel) využívající palivo v tekuté podobě. [35]

Koncept s pevným palivem bude používat palivo TRISO v kulaté podobě. Palivo TRISO je zobrazeno na Obr. 4.1. Vnější vrstva pyrolytického uhlíku je na obrázku označena jako OPyC (outer pyrolytic carbon), vnitřní vrstva pyrolytického uhlíku jako IPyC (inner pyrolytic carbon) a karbid křemíku jako SiC (silicon carbide). Palivo TRISO se zde předpokládá použít pouze jednou, bez přepracování. [35]



Obr. 4.1 palivo TRISO [35]

Návrh s palivem v tekuté formě bude používat palivo v podobě UF_4 a ThF_4 s obohaceným uranem ^{235}U na 19,75 %. Palivo bude rozpuštěné ve směsi FLiBe. Neutronové spektrum se zvažuje rychlé i tepelné. Výhodou tohoto návrhu je možnost přepracování paliva při provozu, kdy jsou z paliva odstraňovány plynné štěpné produkty (Xe, Kr, a další). Při použití rychlého spektra neutronů je možné štěpit minoritní aktinidy. Nevýhodou

konceptu s tekutým palivem je vyšší radiační záření, vyšší hustota neutronového toku a vyšší množství tepla na stěnách reaktoru. Přepřacování paliva za provozu nemá dostatek provozních zkušeností. [35]

Do roku 2025 by měly být postaveny dva demonstrační reaktory. Jeden s palivem v pevné podobě (TMSR-SF), druhý s palivem v tekuté podobě (TMSR-LF). Do roku 2050 by měly být vyřešeny všechny vědecké a technické problémy a plánuje se zprovoznit komerční TMSR. [35]

4.3 Velká Británie a systém SSR

Z evropských států je Velká Británie jedním ze států, kde je plánováno rozšířit výrobu elektrické energie z jaderných elektráren. Zajímavým projekt se zdá být koncept stabilního solného reaktoru SSR (Stable Salt Reactor). Koncept byl vynalezen mezinárodní soukromou společností Moltex Energy. Společnost má sídlo ve Velké Británii a Kanadě, spolupracuje však s techniky a společnostmi z celého světa. [36]

Nezávislé poradenství Energy Process Developments zkoumalo 6 konceptů MSR technologií pro případnou výstavbu prototypu. V roce 2015 byly zveřejněny výsledky přezkoumání a koncept SSR byl vybrán jako nejslibnější technologie MSR ve Velké Británii. SSR je zajímavý svým designem palivových matic. Tekuté soli s rozpuštěným palivem jsou uvnitř jednotlivých trubek, které jsou odvětrávány. Při odvětrávání paliva nehrozí únik štěpných produktů, neboť štěpné produkty zde vytváří stabilní sloučeniny. Jednotlivé trubky jsou spojeny a sestaveny do palivových souborů podobné použitým v lehkodvodních reaktorech. Palivový soubor je zobrazen na Obr. 4.2 s palivovou trubicí a detailem odvětrávacího systému. Palivové soubory jsou umístěny ve struktuře tvořící reaktoru. Reaktor je naplněný chladivem v podobě roztavené soli, podobný chladicí systém odebírá teplo z primárního okruhu. Odvedené teplo je skladováno v systému nazývaném GridReserve. Jedná se o systém určený ke skladování energie, patentovaný společností Moltex Energy. Systém GridReserve se skládá ze skladovacích nádrží na roztavenou sůl, kde je uložena energie v tepelné podobě. Tepelná energie je zde skladována, pokud není nutná pro výrobu elektrické energie. Při zvýšené poptávce po elektrické energii je skladovaná energie využita společně s energií z reaktoru pro výrobu elektrické energie.

Z reaktoru o výkonu 1 GWt se tak krátkodobě může stát zdroj o výkonu až 3 GWt. Systémy SSR se mohou po jednotlivých modulech skládat dohromady, umožňují tak tvořit reaktory o výkonech od 150 až 1200 MW. [36]



Obr. 4.2 palivový soubor s palivovou trubicí [36]

5. PRAKTICKÁ ČÁST

Praktická část bakalářské práce je zaměřena na simulaci aktivace vzorků zlata a india pomocí neutronového AmBe zdroje. Následně jsou z analyzovaných výsledků simulace vypočítány reakční rychlosti. Simulace byla provedena výpočetními kódy TALYS 1.9 a MCNP 6.2. Výpočetním kódem TALYS byly vypočítány účinné průřezy pro vzorky zlata a india. Účinný průřez je závislý na druhu reakce, která se v daném energetickém spektru uplatní. Z toho důvodu bylo vybráno několik reakcí, pro které byly účinné průřezy určeny. Konkrétně pro zlato byly vybrány reakce (n,p) ; $(n,2n)$; (n,α) ; (n,γ) . Indium bylo navíc doplněno reakcí (n,n') . Výpočetním kódem MCNP byla vypočítána hustota neutronového toku ve zvolených pozicích. Simulovaná sestava je konkrétněji popsána níže. V softwarech určených pro simulaci je nutné definovat energetický rozsah takzvanými energetickými biny. Ty byly sestaveny po dvaceti hodnotách energií na dekádu. Energetický rozsah byl zvolen v rozmezí od 1 eV po 14 MeV. Výpočetní kódy TALYS a MCNP pracují s rozdílnými hodnotami energetických intervalů. Hustota neutronového toku je určena pomocí kódu MCNP od jednoho energetického intervalu k druhému. Výpočetní kód TALYS počítá hodnoty (v tomto případě hodnoty účinných průřezů) pro danou energii jednotlivých intervalů. Z tohoto důvodu musely být vytvořené speciální energetické biny pro kód MCNP a pro kód TALYS.

5.1 MCNP

Monte Carlo N-Particle code, zkráceně MCNP je univerzální kód, který lze použít pro výpočet různých typů částic a jejich transportní analýzu. Základní transportní analýza se zabývá na rozložení částic v prostoru. Kód MCNP vznikl v Los Alamos National Laboratory v USA. MCNP vznikl v roce 1977 sloučením z několika dílčích projektů. Od té doby byl kód MCNP postupně rozšiřován a vylepšován, poslední aktualizovanou verzí je MCNP 6.2. [37], [38]

Vstupní soubor pro výpočet v MCNP kompletně definuje geometrii a podmínky případu který bude simulovat přes příkazové řádky. Před spuštěním výpočtu je nutné zadat všechny potřebná data pomocí jednotlivých karet. Potřebné povrchy modelu je nutné zadat přes kartu nazvanou surface card (karta povrchu). Dále je nutné pomocí

karty cell card (karta buněk) poskládat logickým slučováním buňky, jejichž vlastnosti jsou odlišné. Poté se definují použité druhy materiálů jejich hustotou, knihovnou účinných průřezů a izotopickým složením kartou data card (karta dat). Následná definice vlastí buněk je provedena přes kartu cell card. Mezi definované vlastnosti patří důležitost pro průchod simulovaných částic a materiál buňky. Vybraný výpočtový mód dále určí druh použitých částic pomocí karty data card. Zdroj použitých částic je poté určen kartou s názvem source definition card (karta definice zdroje) a zvolené veličiny, které budou počítány jsou určeny pomocí karty tally card (záznamová karta). Posledním krokem definice karet je přizpůsobení modelu doplňkovými parametry. [38], [39]

Výsledné hodnoty jsou průběžně zapisovány do nového souboru po definovaných intervalech. Celková doba výpočtu je stanovena dvěma způsoby. Nastavena může být určením vyhrazeného času, nebo zadáním počtu požadovaných historií. Při nezadání ani jedné z možností celkové doby výpočtu může výpočet probíhat nekonečně dlouho. [40]

5.2 TALYS

Výpočetní kód TALYS byl vytvořen v roce 1998 nizozemskou společností NRG (Nuclear Research and Consultancy Group) Petten a francouzskou společností CEA Bruyères-le-Châtel. TALYS je primárně tvořen metodou diskretních souřadnic a počítá transportní rovnice pro částice průměrných hodnot. Od roku 1998 byl výpočetní kód TALYS několikrát aktualizován. Poslední aktualizovanou verzí je TALYS-1.95, která vyšla v prosinci v roce 2019. Kód TALYS je určen k simulaci různých jaderných reakcí. Mezi ně například patří jaderné reakce s neutrony, protony, fotony, deuterony a dalšími částicemi. Sledované reakce se pohybují v energetickém rozsahu od 1 keV do 200 MeV. V programu TALYS je možné nastavení velkého množství různých parametrů a pozorovatelných veličin. Pozorovatelné veličiny je možné rozdělit do čtyřech skupin. Konkrétně je možné pozorovat účinné průřezy, spektra, pozorovatelné veličiny štěpení a různé funkce a stavy. [41], [42], [43]

Jednotlivé skupiny dále zahrnují konkrétní možnosti, které může program TALYS simulovat. Mezi pozorovatelné veličiny štěpení patří veličiny, které jsou rozděleny podle izotopů a jejich hmotností, dále zde patří účinné průřezy pro štěpení. Program

TALYS také umožňuje simulaci různých silových funkcí, strukturální složení jádra, simulaci určitých předrovnovážných stavů a další. [41], [43]

5.3 Simulace provedené v chloridových solích

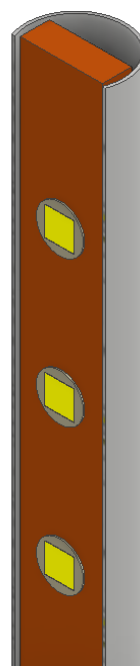
Simulovaná sestava se nazývá stend, tzv. svíčka. Tato sestava se skládá z již zmíněného neutronového AmBe zdroje a čtyřech experimentálních kanálů. Zjednodušený model simulované symetrie byl vymodelován v programu Autodesk Inventor Professional 2019. Model je zobrazen na Obr. 5.1 až Obr. 5.3. Prostor mezi neutronovým zdrojem a experimentálními kanály je vyplněn chloridovými solemi. Jeden experiment byl simulován s použitím chloridu sodného (NaCl), druhý s použitím chloridu draselného (KCl). Poměr obou složek v soli chloridu sodného byl zvolen 60:40 (60 % chloridu, 40 % sodíku), v soli chloridu draselného 52:48 (52 % chloridu, 48 % draslíku).

Celková výška stendu byla zadána 60 cm, průměr nádoby 50 cm. Průměr neutronového zdroje je 2,2 cm, výška 4,86 cm, průměr experimentálních kanálů je 2,8 cm. Neutronový zdroj je umístěn uprostřed stendu v polovině celkové výšky. Vzdálenosti experimentálních kanálů od neutronového zdroje jsou: 5 cm pro první kanál, 10 cm pro druhý kanál, 15 cm pro třetí kanál a 20 cm pro čtvrtý kanál. V každém experimentálním kanálu bylo zvoleno 11 pozic s 5 cm vzdálenostmi mezi dvěma vertikálními pozicemi. Nejvyšší pozice je +25 cm, nejnižší je -25 cm, pozice v bodě 0 odpovídá výšce neutronového zdroje. Vzorky india měly kruhový tvar s průměrem 16 mm a tloušťkou 0,5 mm. Vzorky zlata byly čtvercového tvaru s délkou strany 12,5 mm, tloušťkou 0,125 mm. Přibližný řez kanálem je na Obr. 5.2.

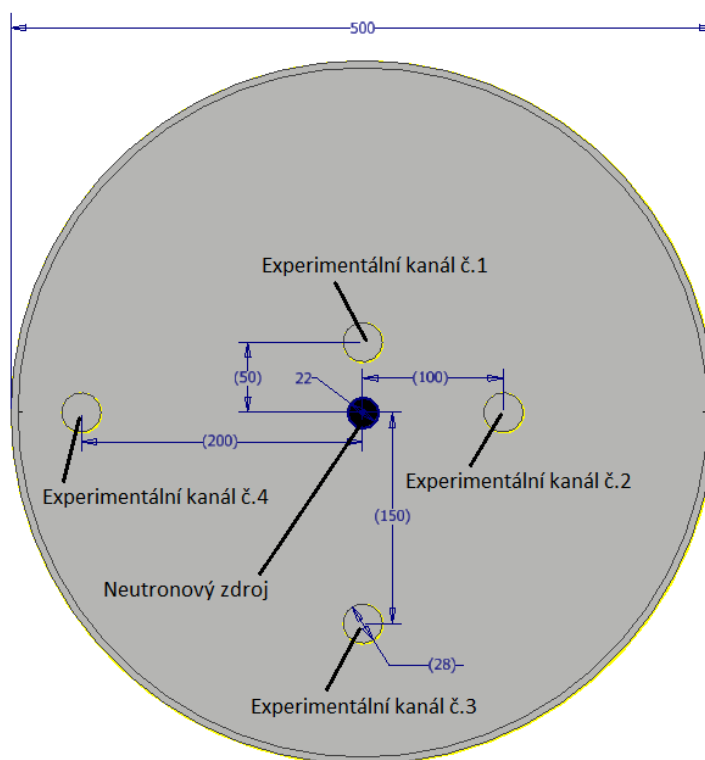
Jak již bylo zmíněno, reakční rychlosti byly vypočítány z hodnot účinných průřezů získaných z programu TALYS a hustot neutronových toků vypočítaných programem MCNP. Účinné průřezy jednotlivých jaderných reakcí byly v knihovných jaderných dat. Hodnoty účinných průřezů z programu TALYS jsou uvedeny v grafech (Obr. 5.4 až Obr. 5.12). Pro výpočet reakčních rychlostí byla použita pouze část energetického rozsahu, konkrétně 1 eV až 11,1 MeV. V neutronových spektrech generovaných AmBe zdrojem se totiž nepředpokládají energie vyšší než 11 MeV.



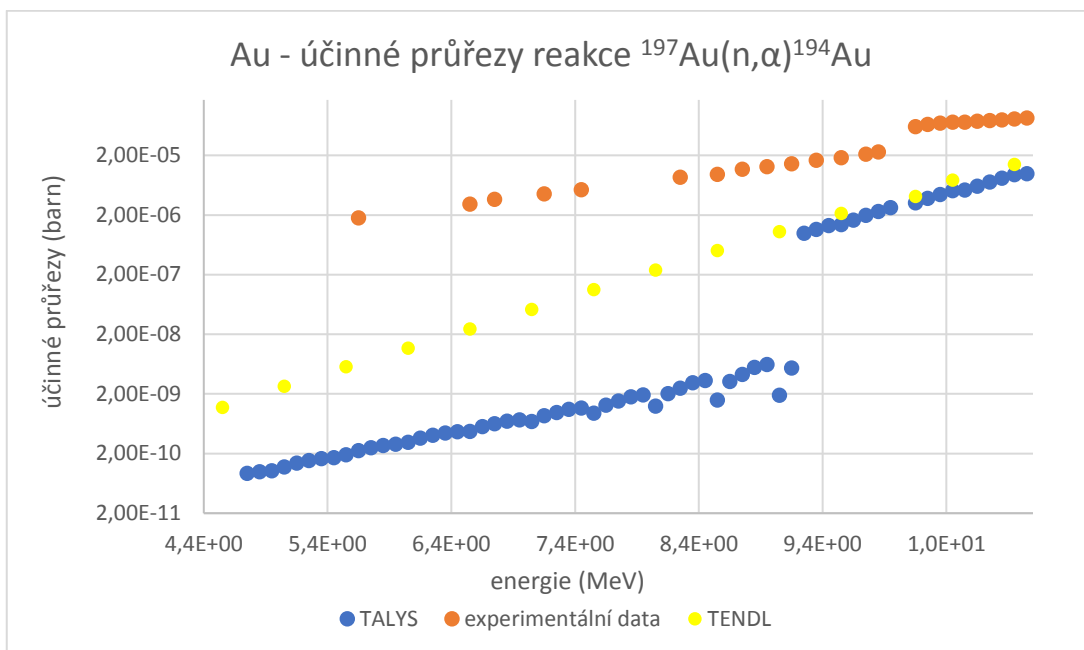
Obr. 5.1 řez modelem standu



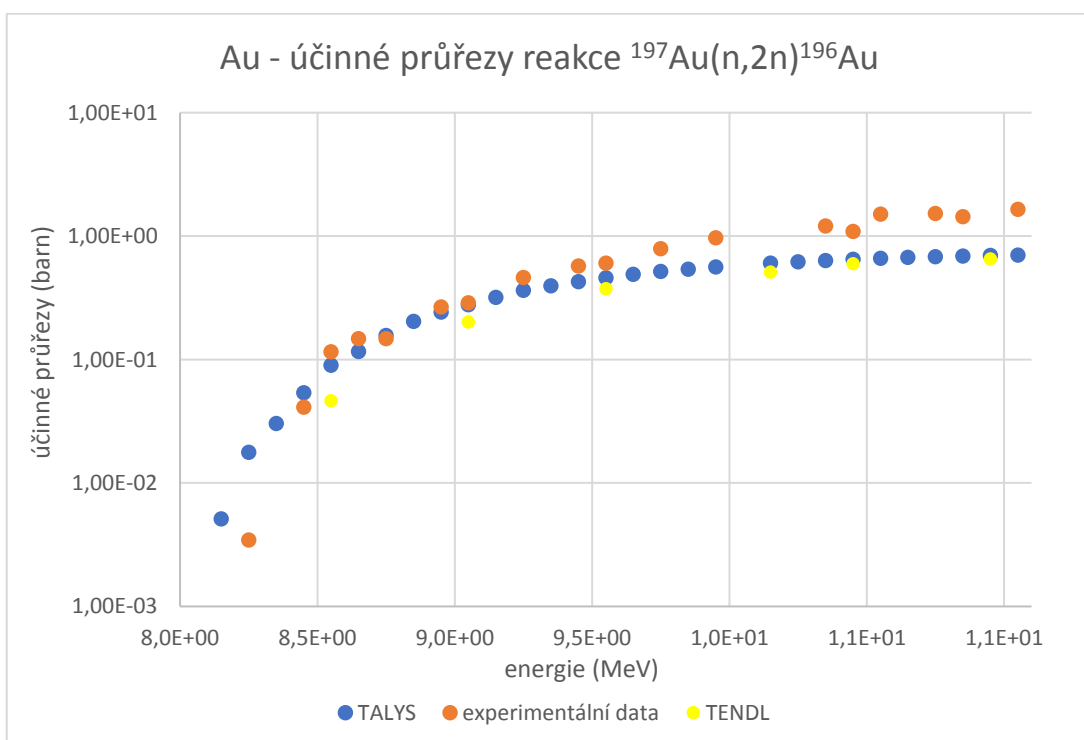
Obr. 5.2 řez experimentárním kanálem



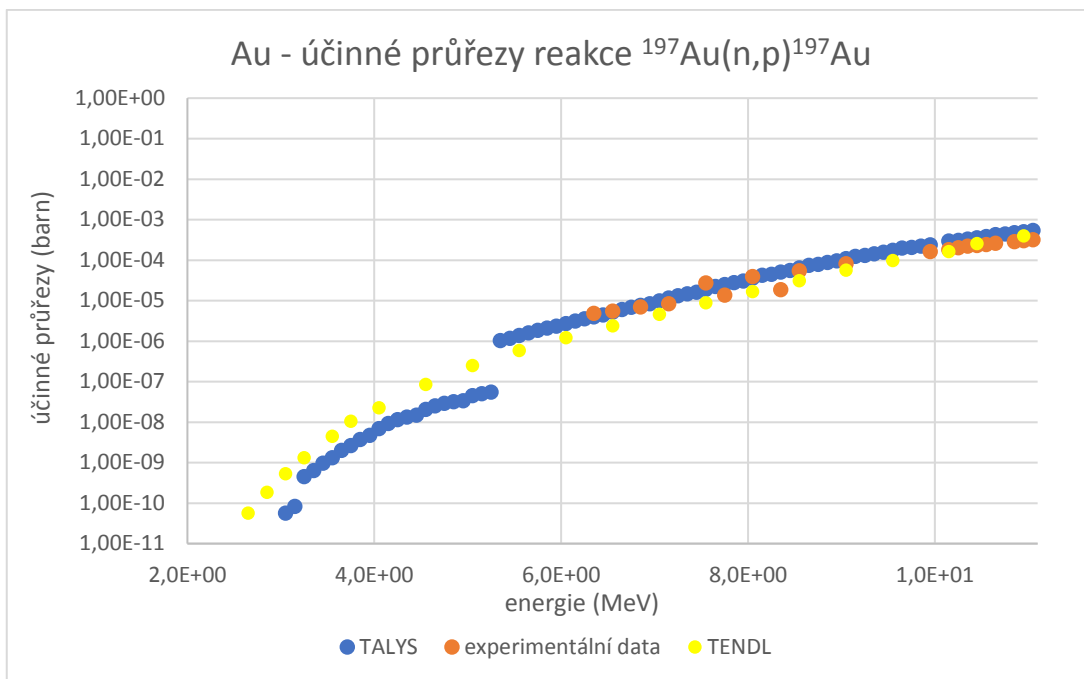
Obr. 5.3 rozložení simulované sestavy



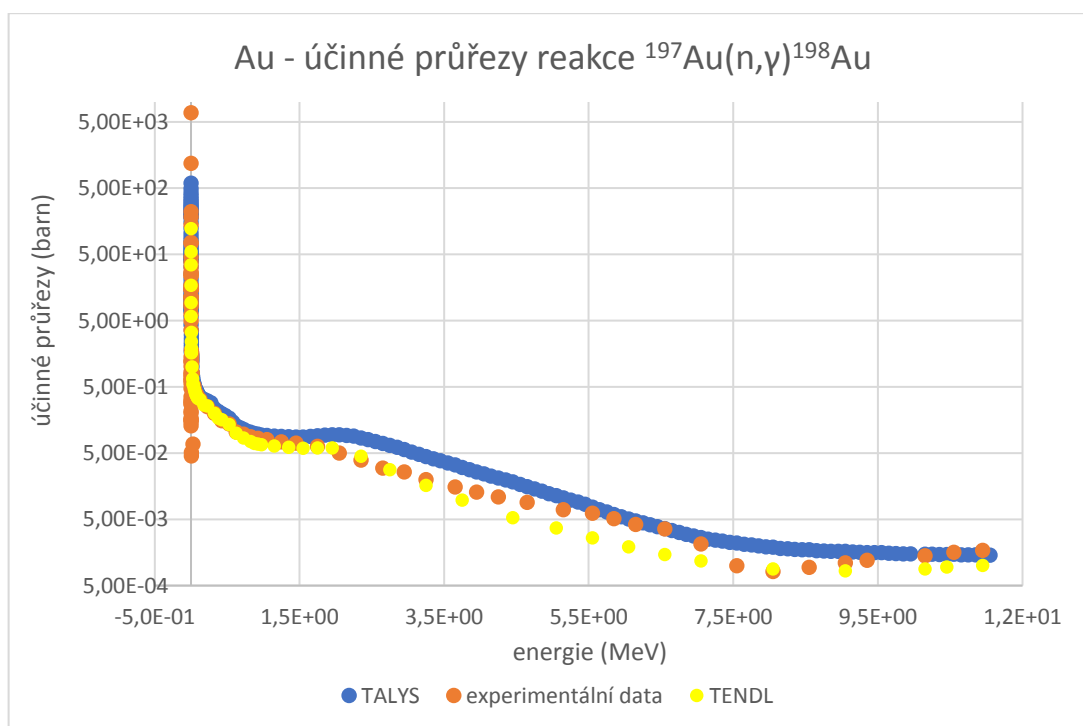
5.4 Au - účinné průřezy reakce (n,α)



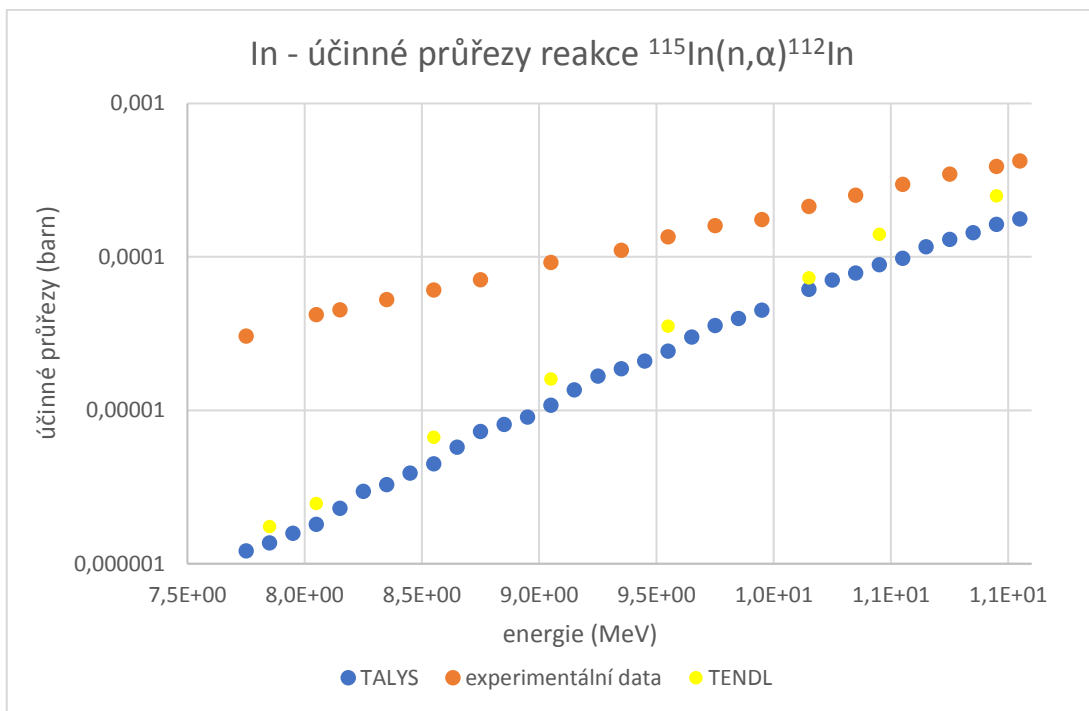
5.5 Au - účinné průřezy reakce (n,2n)



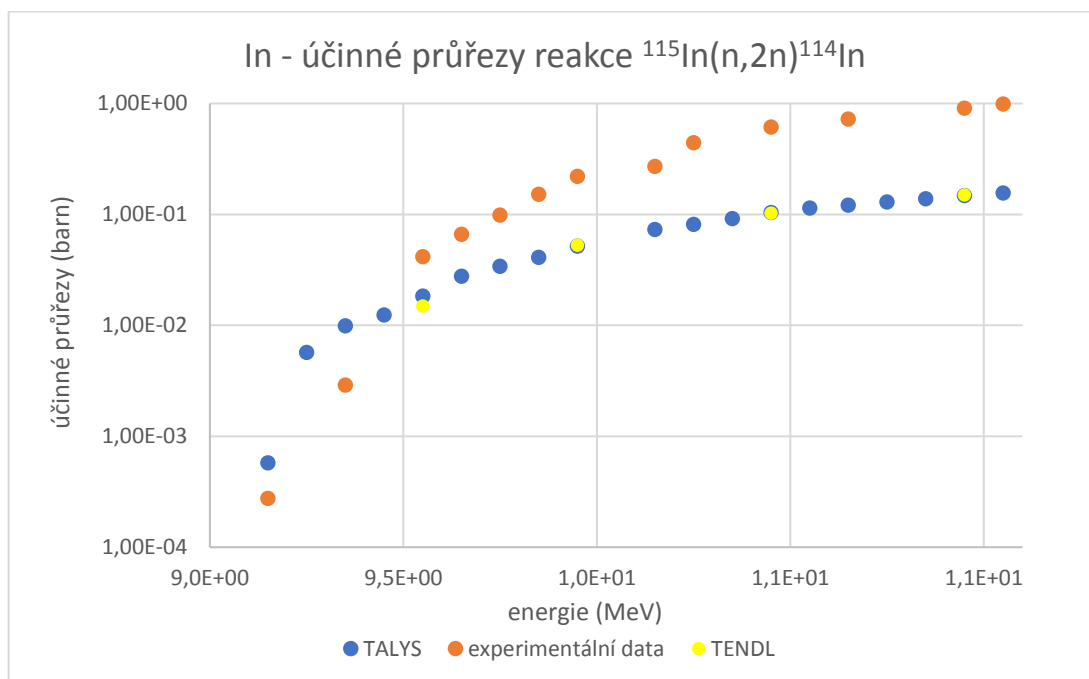
5.6 Au – účinné průřezy reakce (n,p)



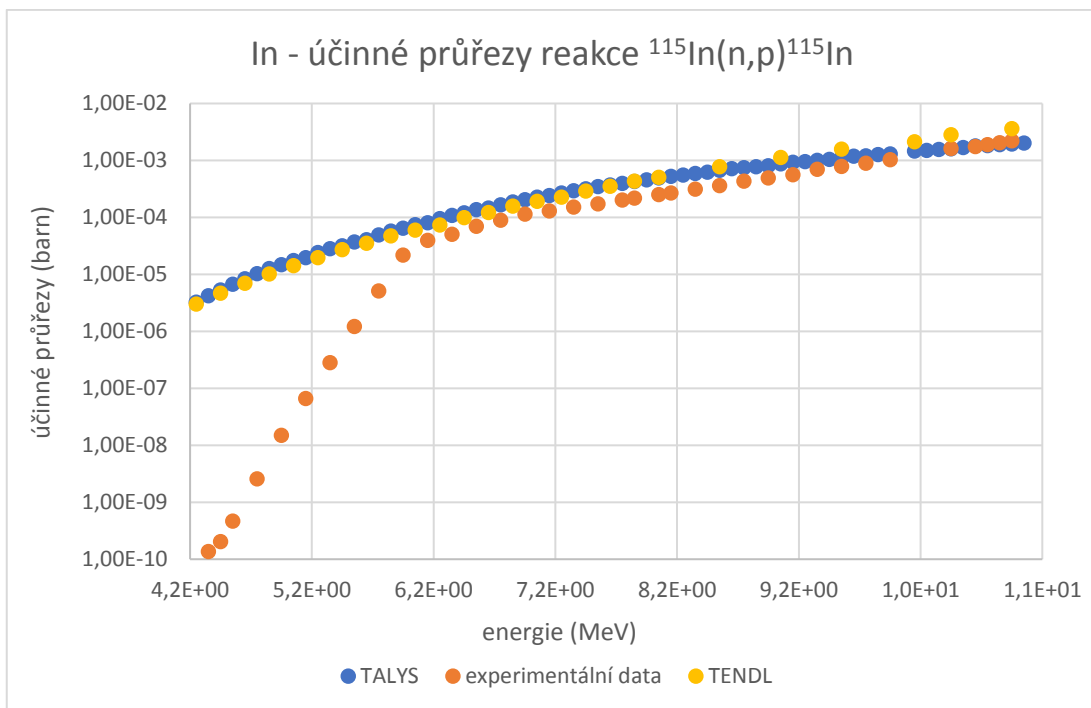
5.7 Au - účinné průřezy reakce (n, γ)



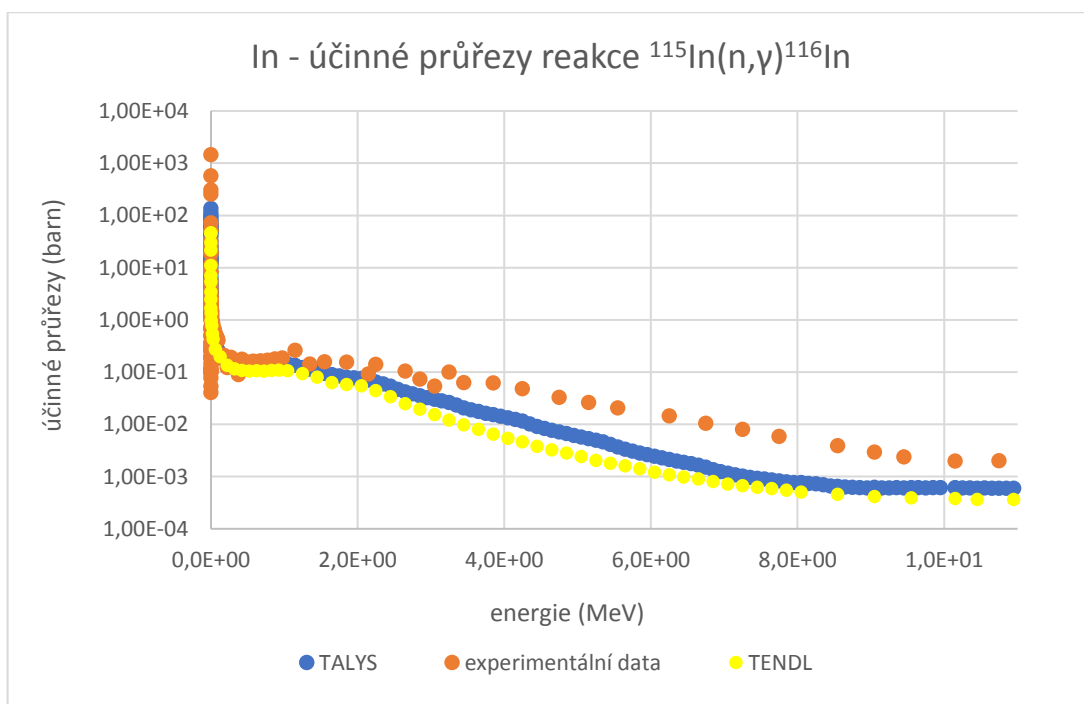
5.8 In - účinné průřezy reakce (n,α)



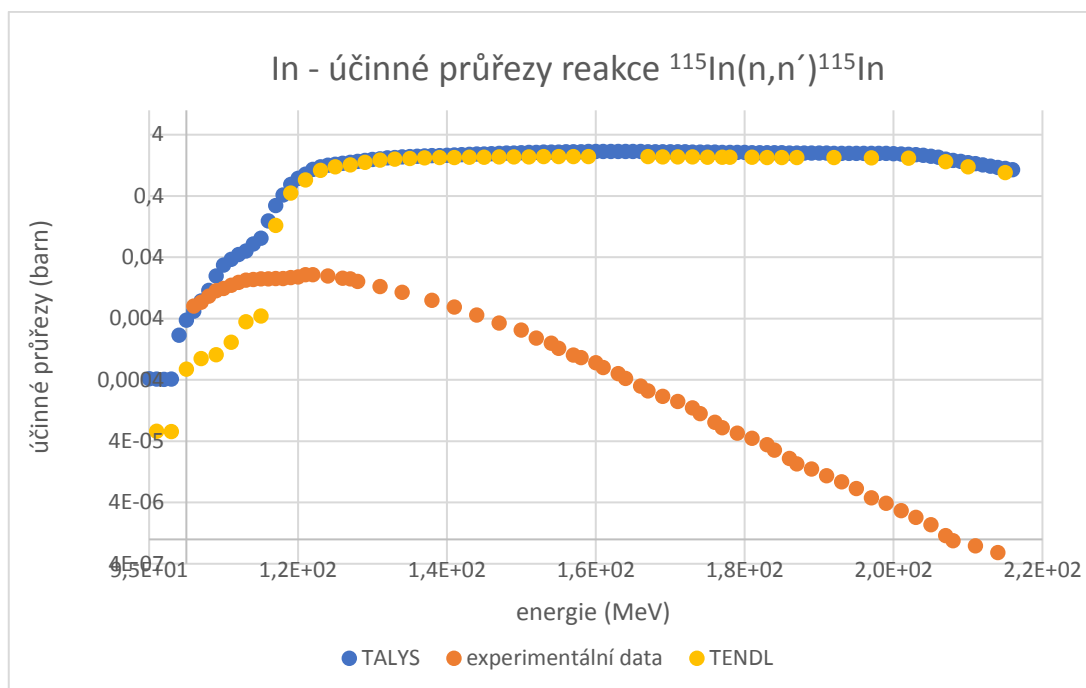
5.9 In - účinné průřezy reakce (n,2n)



5.10 In - účinné průřezy reakce (n,p)



5.11 In - účinné průřezy (n, γ)



5.12 In - účinné průřezy reakce (n,n')

Hodnoty účinných průřezů vypočtených programem TALYS byly vyneseny do grafů společně s experimentálními daty a daty z knihovny TENDL. Pro experimentální data byly použity knihovny jaderných dat ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, JENDL-4.0. Z vytvořených grafů je zřejmé, že hodnotám vypočtených programem TALYS spíše odpovídají data z knihovny TENDL. Knihovna TENDL totiž využívá data vypočtená vývojáři programu TALYS. Velké rozdíly jsou například mezi experimentálními daty a daty vypočtenými programem TALYS v grafu 5.10. Hodnoty zobrazené pro reakci $^{115}\text{In}(n,p)^{115}\text{In}$ se výrazně lišily v prahové oblasti reakce. Hodnoty účinných průřezů v prahové oblasti nelze přesně určit, reakce se zde totiž příliš nepředpokládá. Hodnoty experimentálních dat reakce $^{115}\text{In}(n,n')^{115}\text{In}$ (zobrazené v grafu 5.12) neodpovídají hodnotám účinných průřezů získaných z programu TALYS. Tyto hodnoty byly do grafu vloženy pro nedostatek kvalitních dat.

Obecný vztah pro určení reakční rychlosti:

$$R_{Rtot} = \int_0^{max} \phi_n \cdot \sigma_n d_n \quad (5.1)$$

Pro určení výsledné reakční rychlosti v daném vzorku je nejdříve nutné určit reakční rychlosti mezi jednotlivými energetickými intervaly. Ty se určí pomocí vztahu:

$$R_r = \frac{\phi \cdot \sigma}{E_{n1} - E_{n2}} \quad (5.2)$$

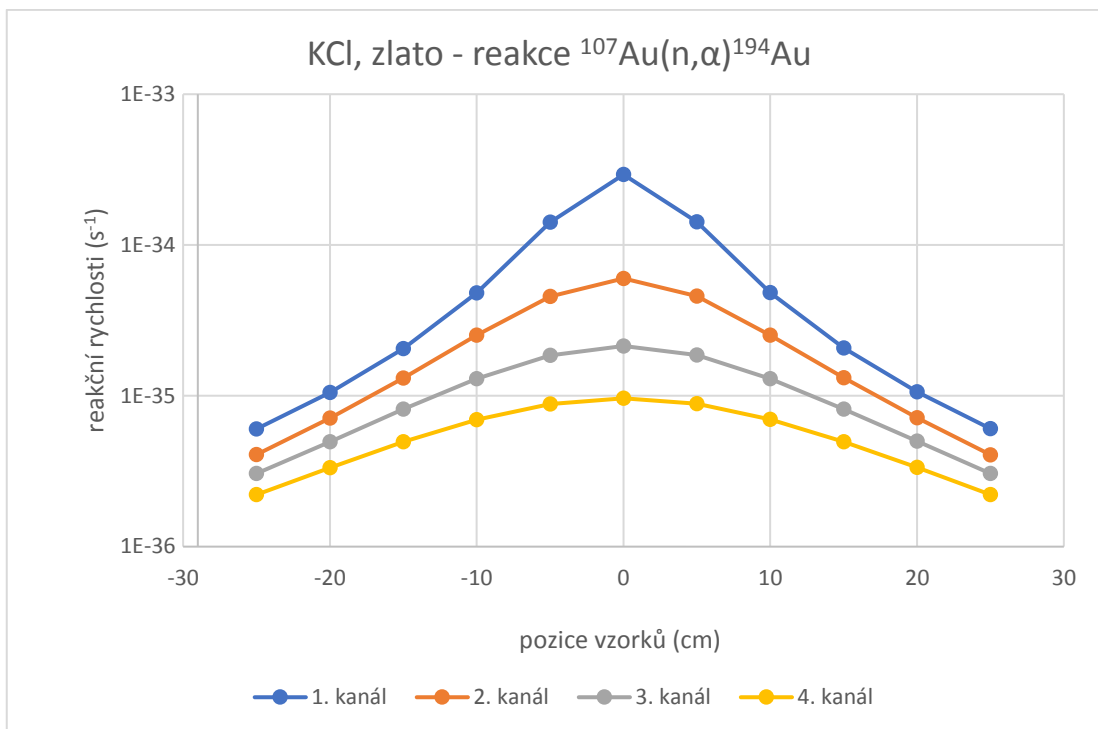
Reakční rychlost pro jednotlivé intervaly je dána součinem hustoty neutronového toku ϕ ($m^{-2}s^{-2}$) a účinným průřezem σ (m^2). Rozdíl energií E_{n1} (energie v bodě 1) a E_{n2} (energie v bodě 2) určí energetický interval pro který je daná reakční rychlost počítaná.

Výsledná reakční rychlost je dána vztahem:

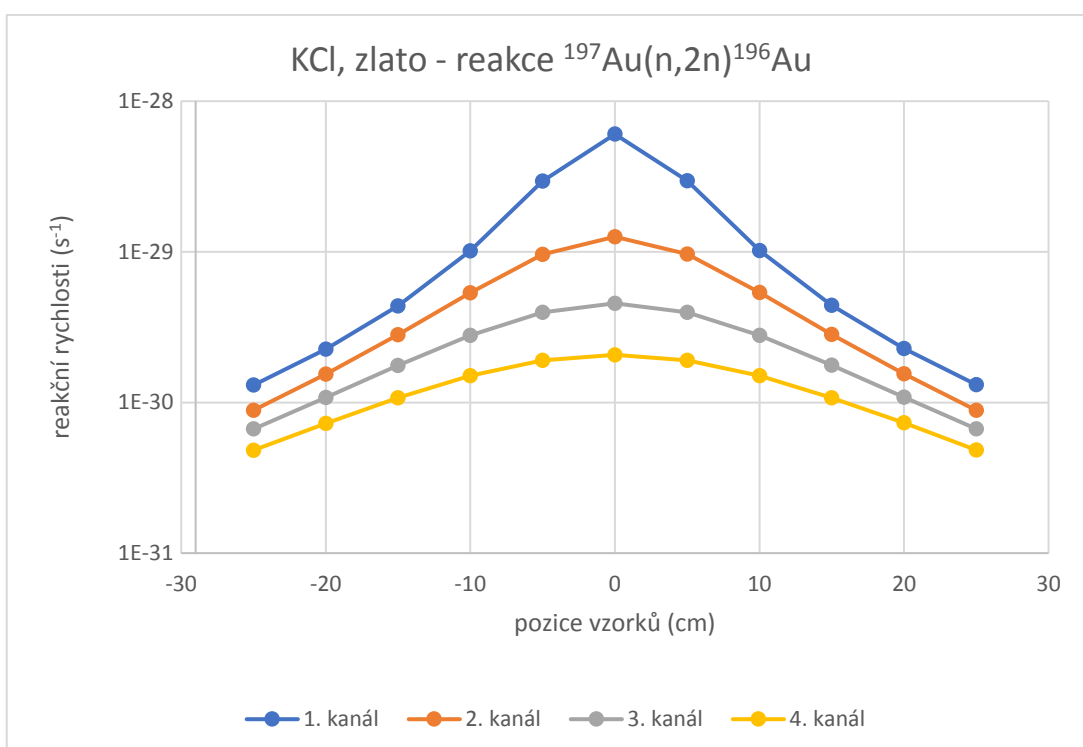
$$R_{Rtot} = \left(R_R + (E_y - E_x) \cdot \frac{R_{0-x} + R_{x-y}}{2} \right) \quad (5.3)$$

Kde R_R je výsledná reakční rychlost mezi jednotlivými intervaly, R_{0-x} a R_{x-y} jsou reakční rychlosti mezi jednotlivými intervaly, ve dvou po sobě jdoucích krocích.

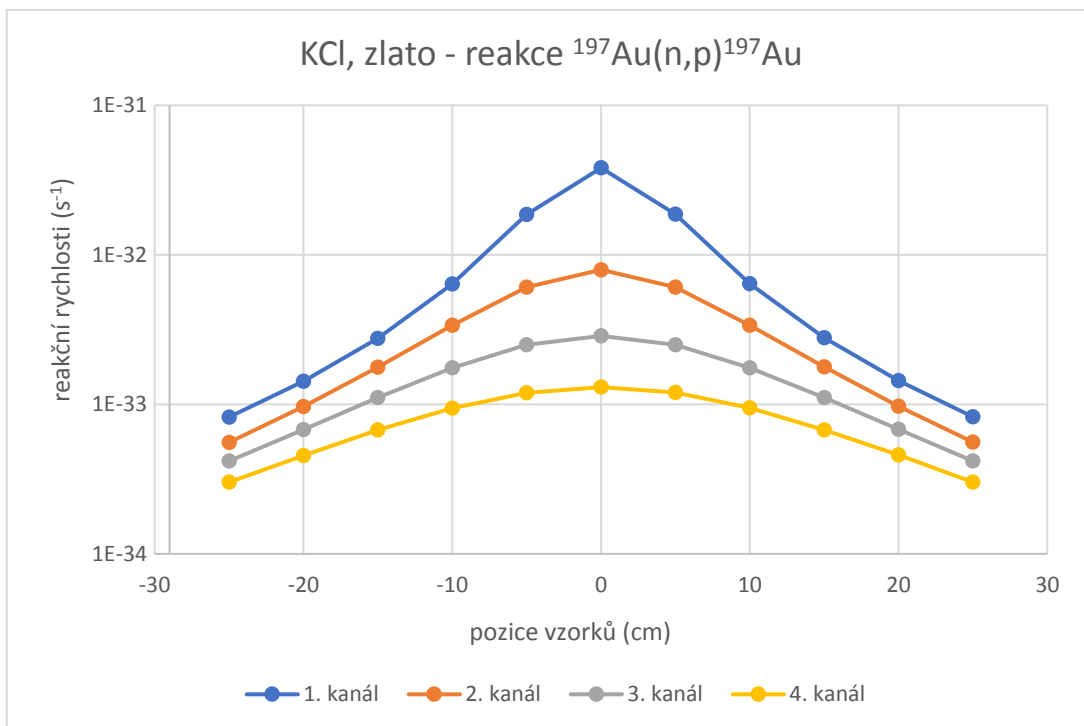
Výsledné reakční rychlosti jsou zobrazeny v následujících grafech (Obr. 5.13 až Obr. 5.30).



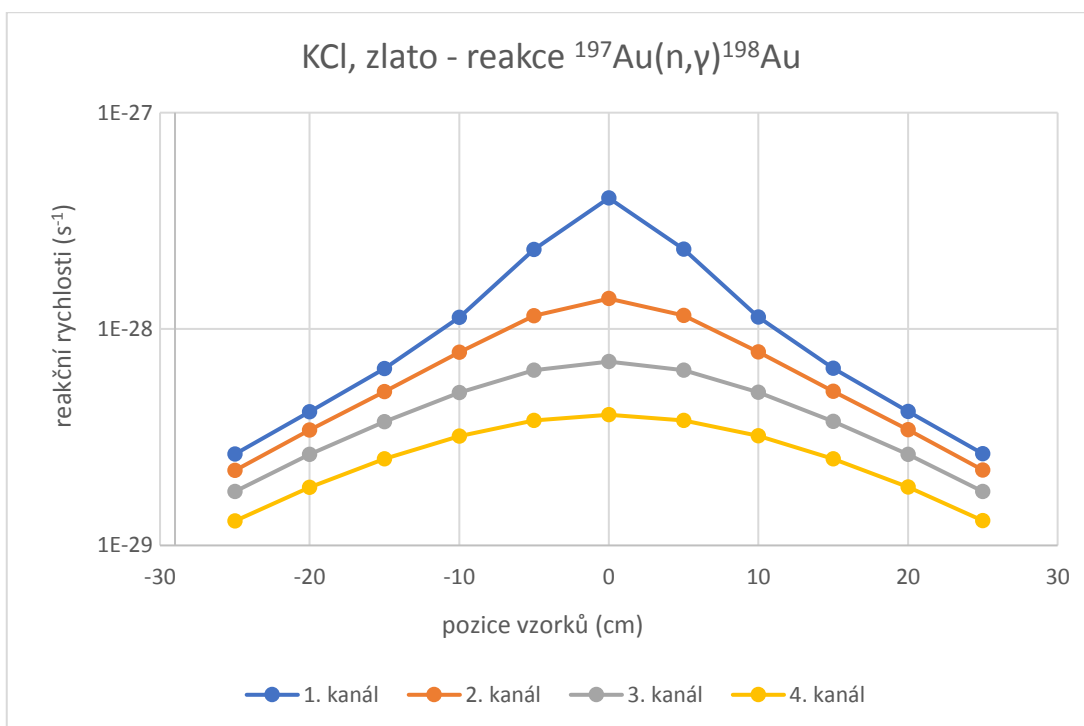
Obr. 5.13 reakční rychlosti v soli KCl 1. až 4. kanál - reakce (n,α)



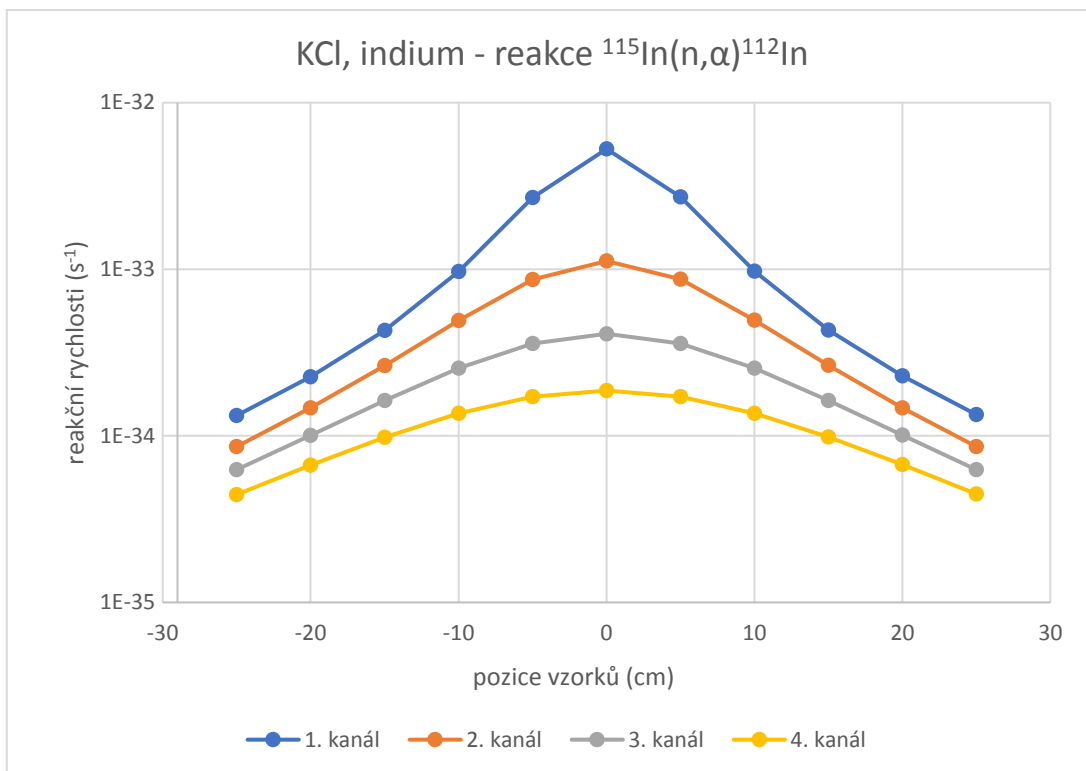
Obr. 5.14 reakční rychlosti v soli KCl 1. až 4. kanál – reakce (n,2n)



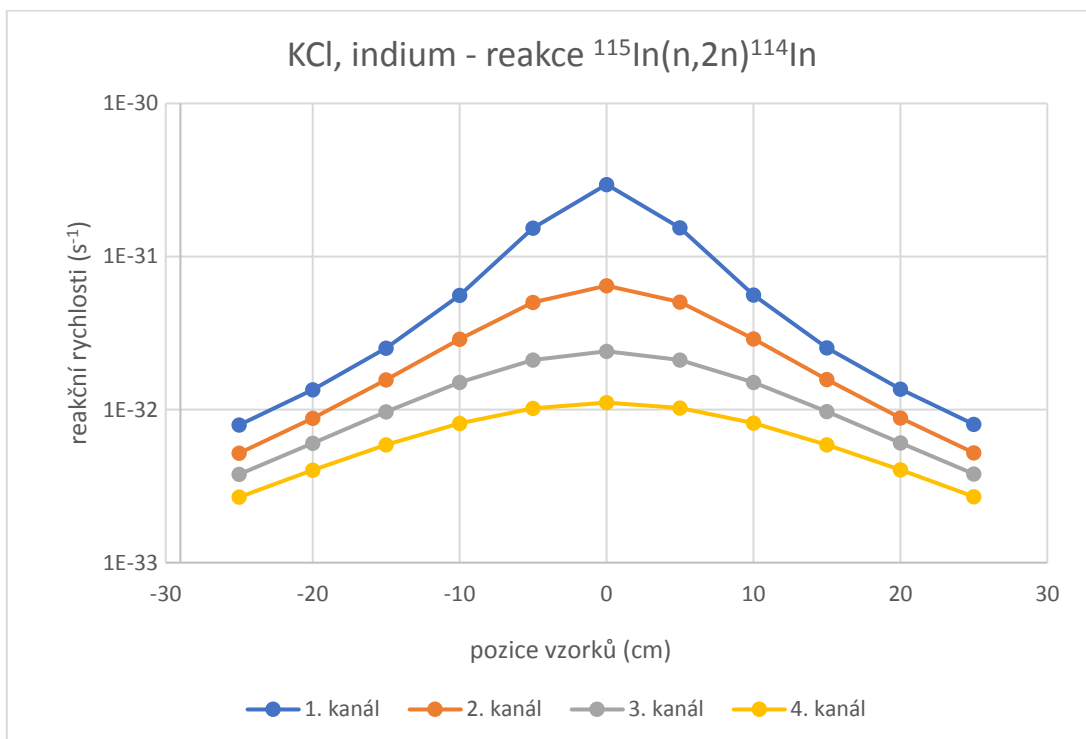
Obr. 5.15 reakční rychlosti v soli KCl 1. až 4. kanál – reakce (n,p)



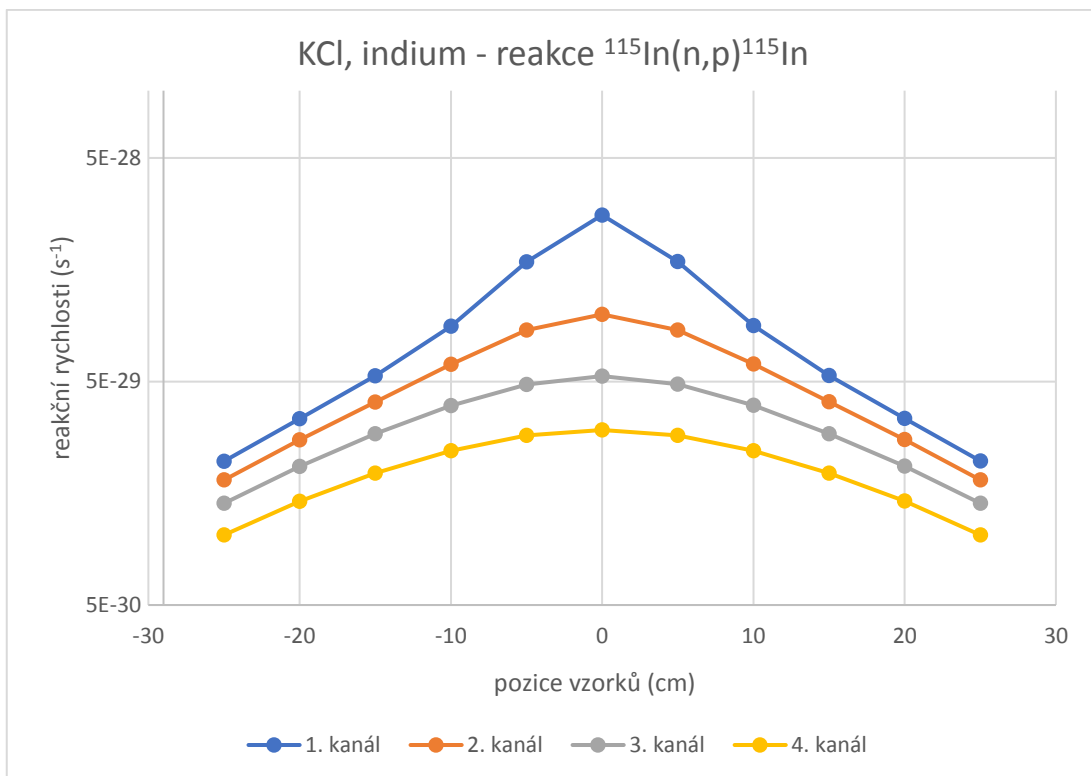
Obr. 5.16 reakční rychlosti v soli KCl 1. až 4. kanál – reakce (n,γ)



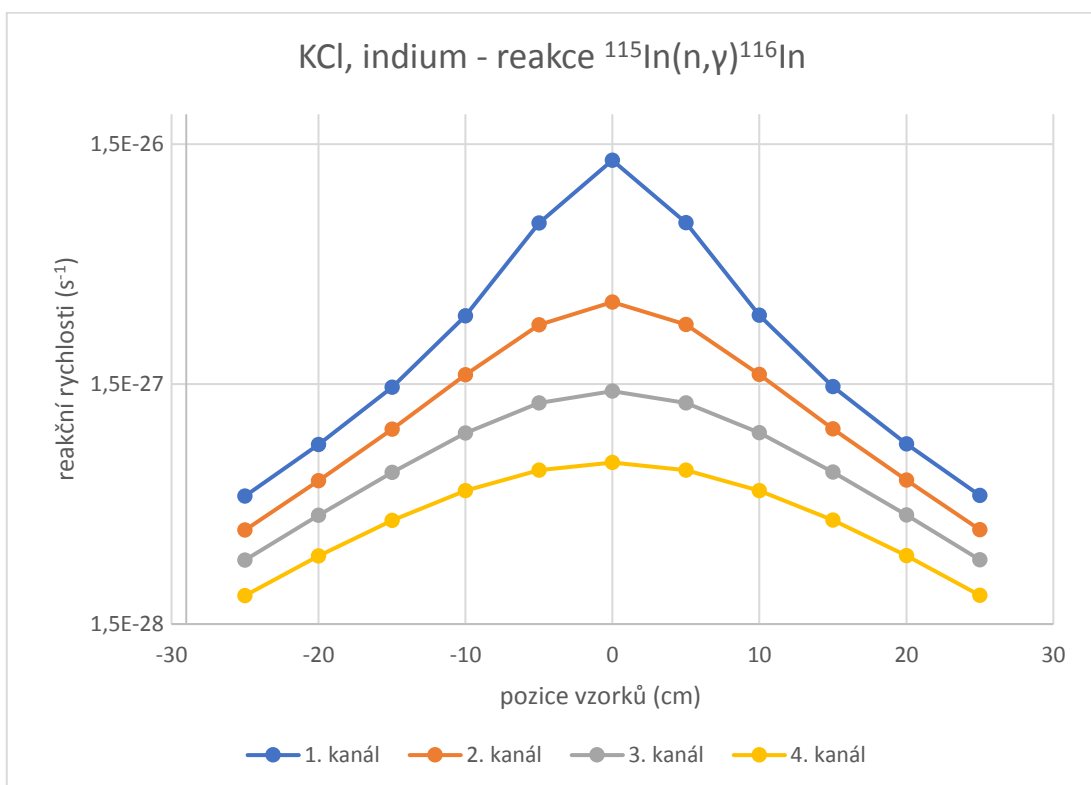
Obr. 5.17 reakční rychlosti v soli KCl 1. až 4. kanál – reakce (n,α)



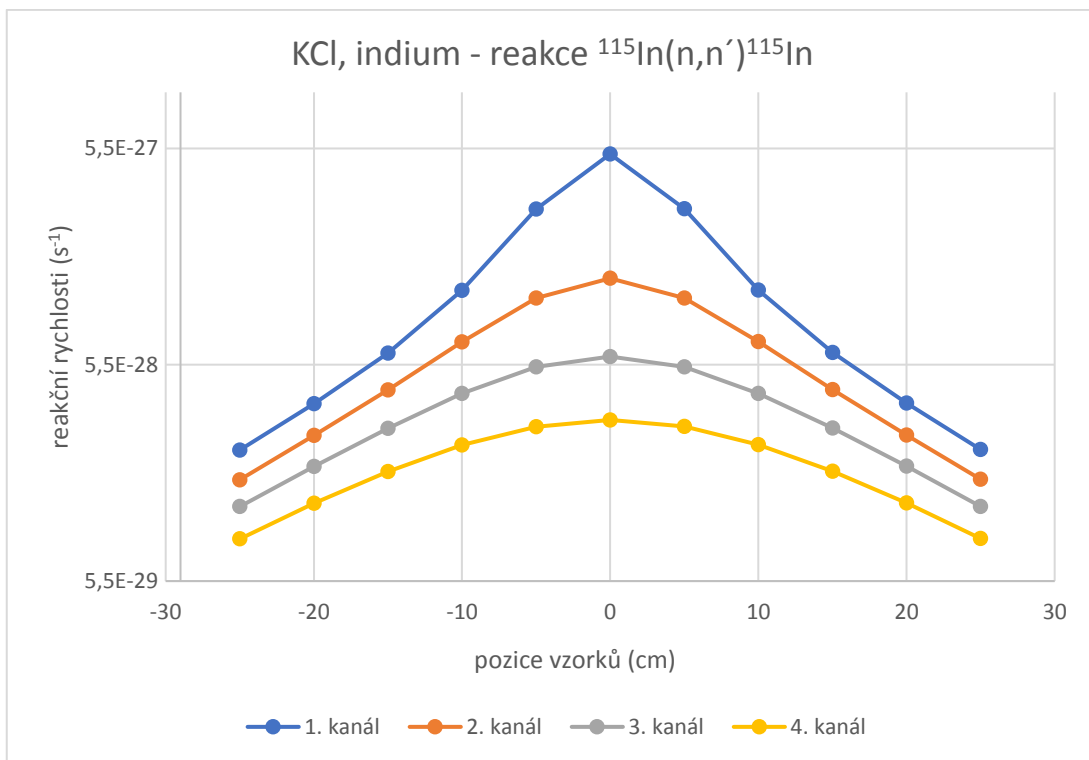
Obr. 5.18 reakční rychlosti v soli KCl 1. až 4. kanál – reakce (n,2n)



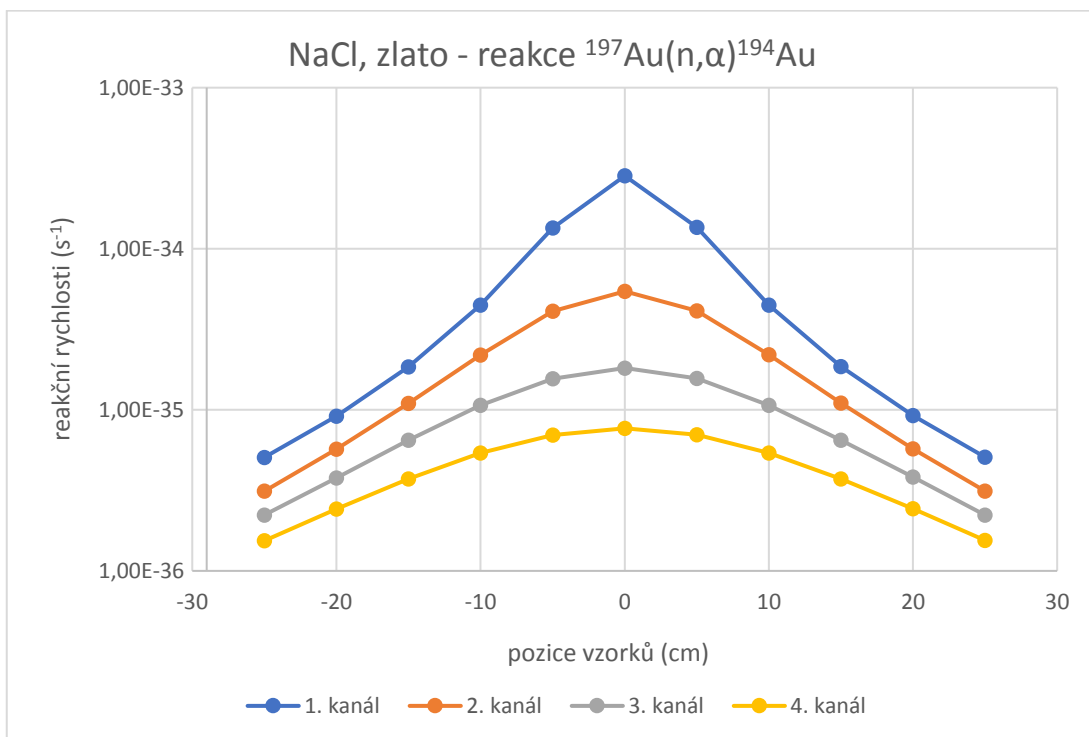
Obr. 5.19 reakční rychlosti v soli KCl 1. až 4. kanál – reakce (n,p)



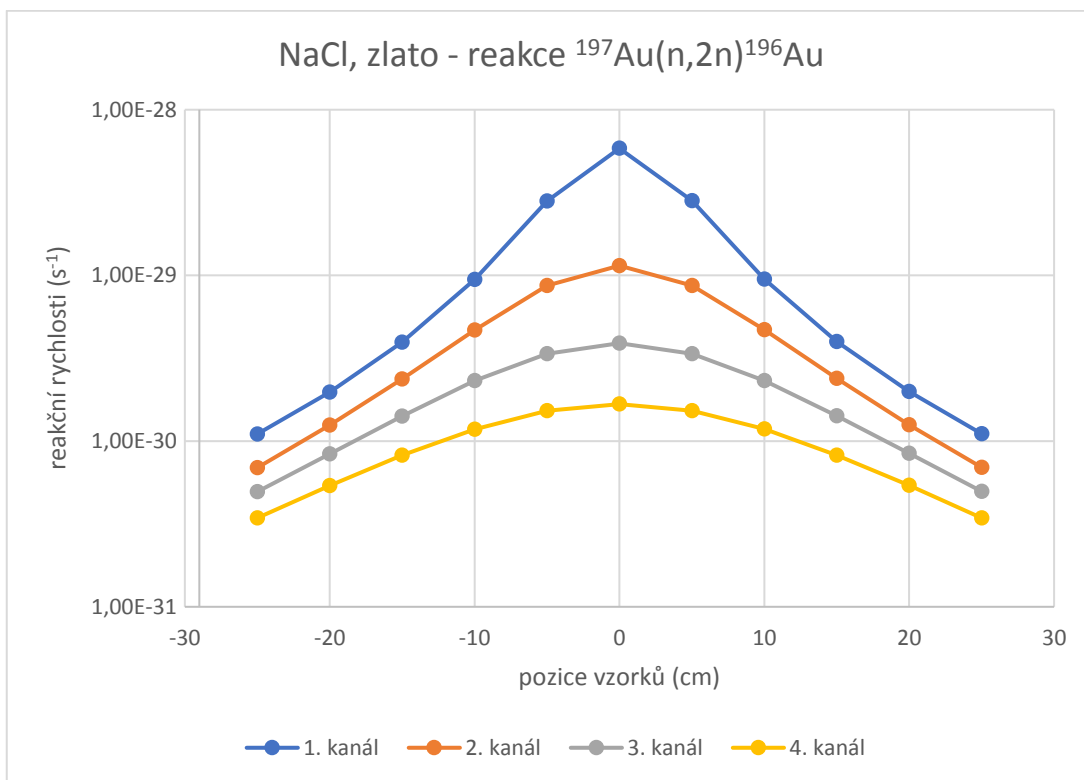
Obr. 5.20 reakční rychlosti v soli KCl 1. až 4. kanál – reakce (n,γ)



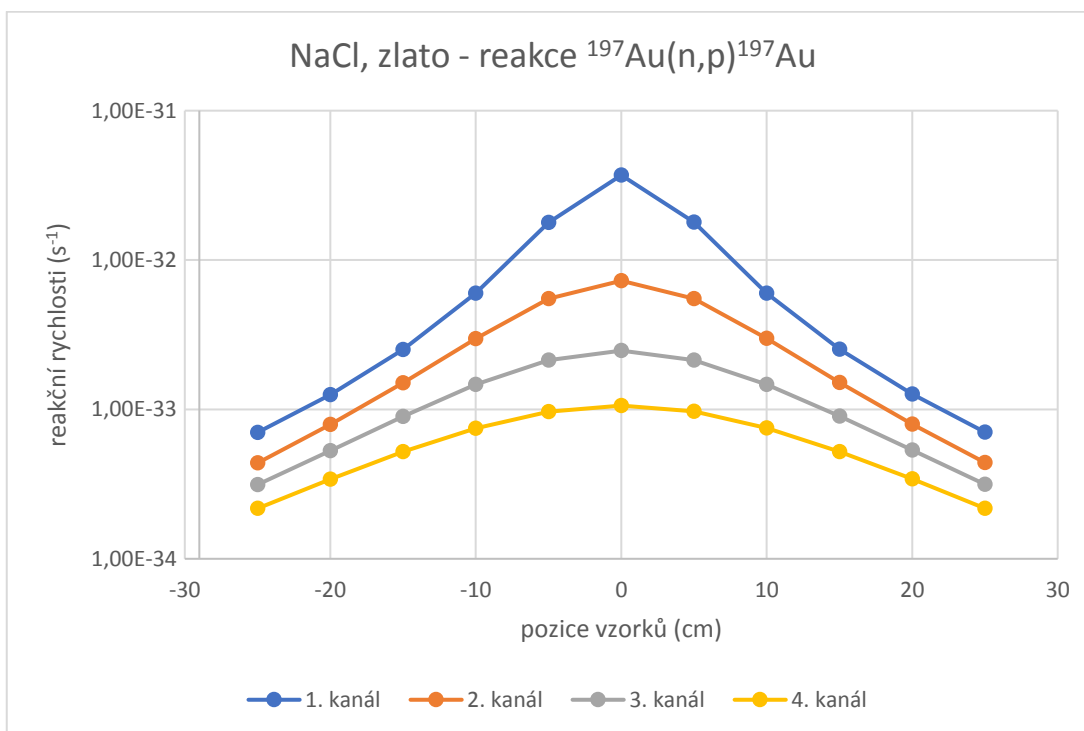
Obr. 5.21 reakční rychlosti v soli KCl 1. až 4. kanál – reakce (n,n')



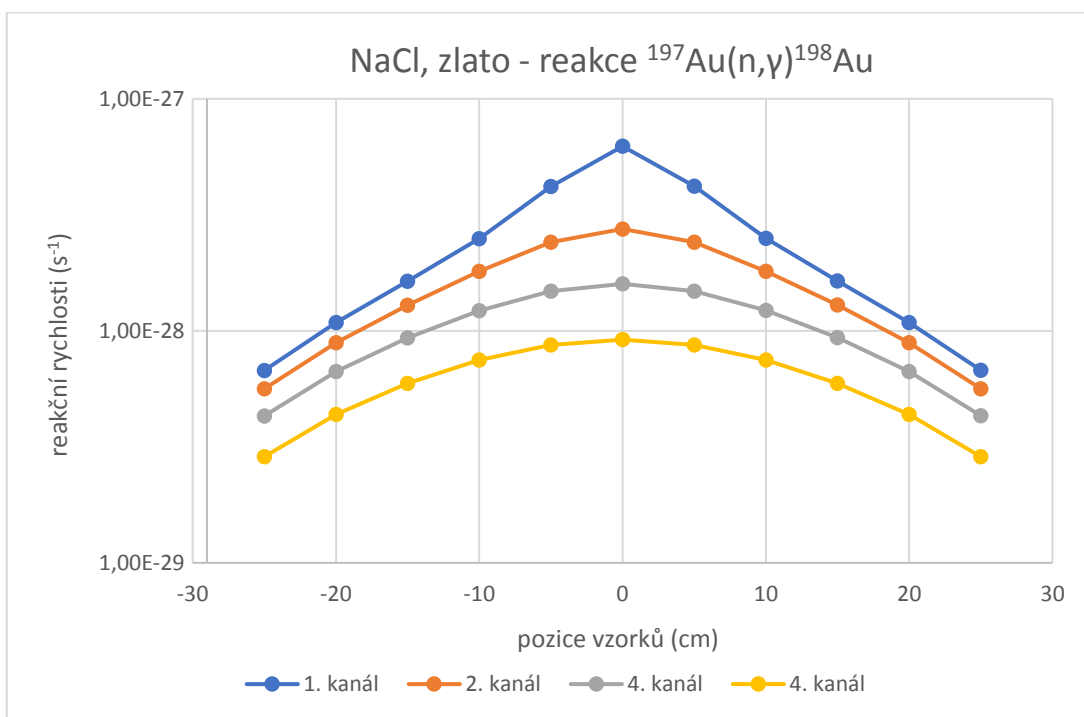
Obr. 5.22 reakční rychlosti v soli NaCl 2. až 4. kanál – reakce (n,α)



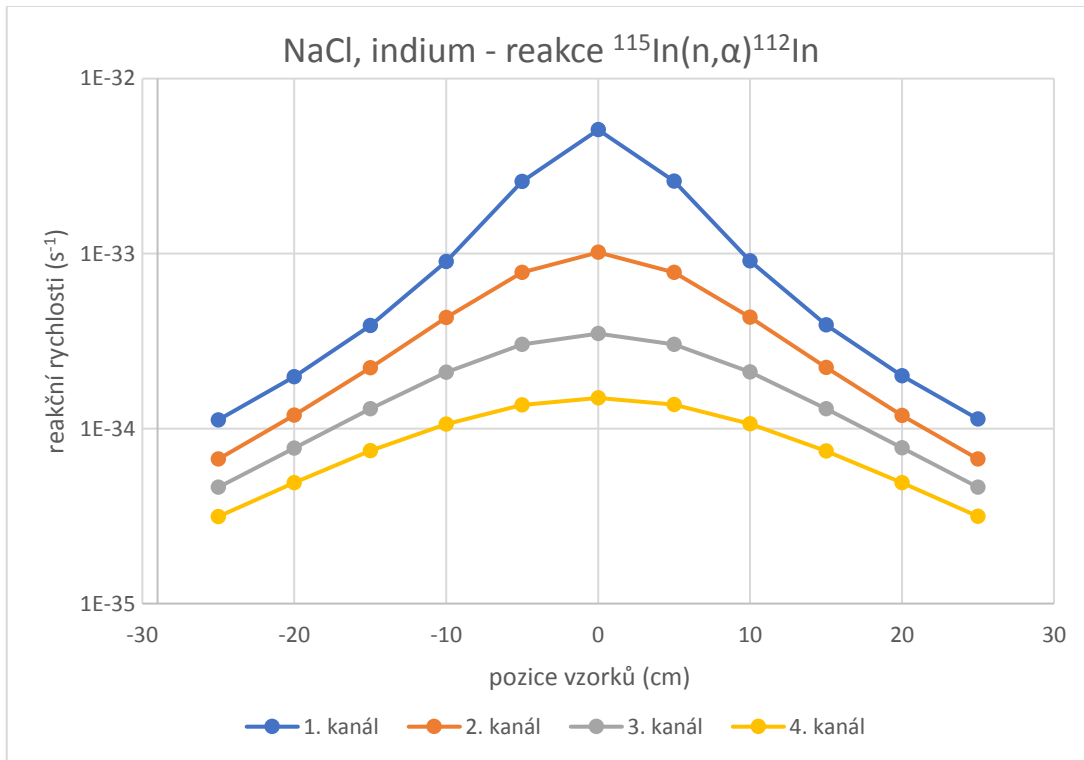
Obr. 5.23 reakční rychlosti v soli NaCl 2. až 4. kanál – reakce (n,2n)



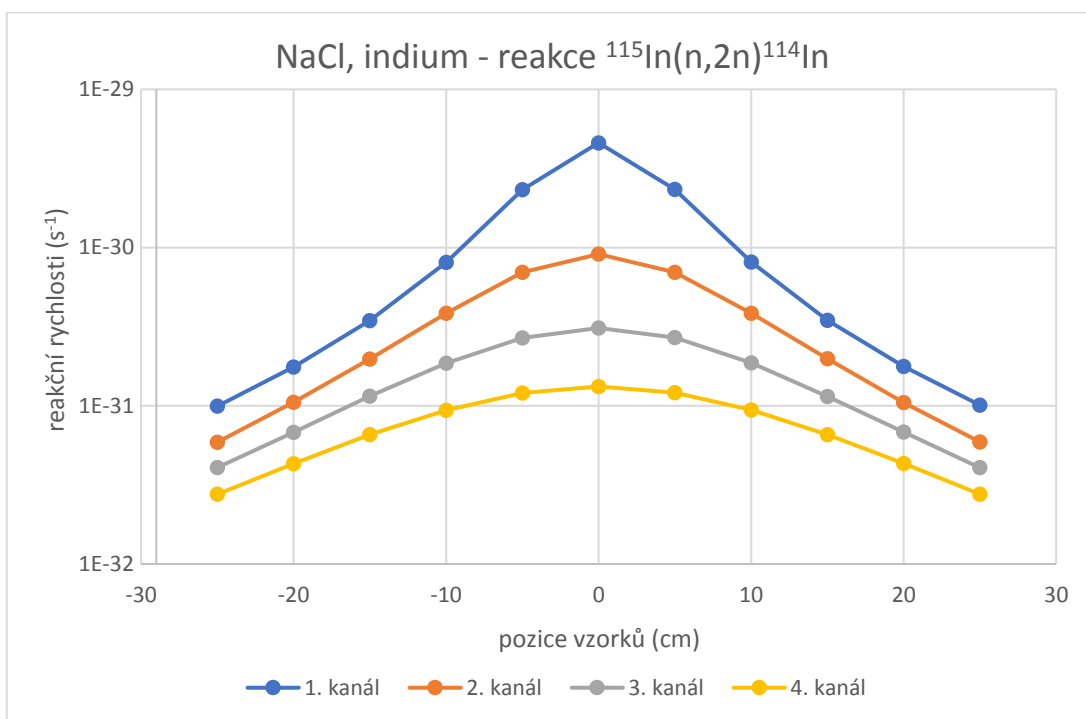
Obr. 5.24 reakční rychlosti v soli NaCl 1. až 4. kanál – reakce (n,p)



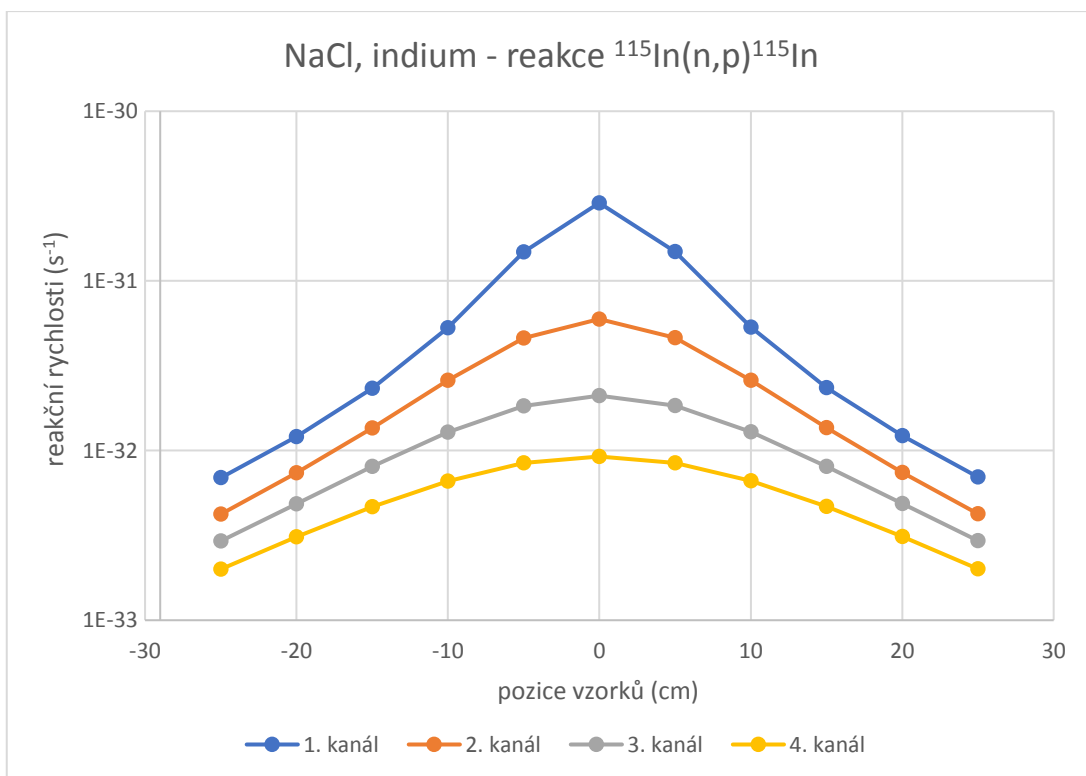
Obr. 5.25 reakční rychlosti v soli NaCl 1. až 4. kanál – reakce (n,γ)



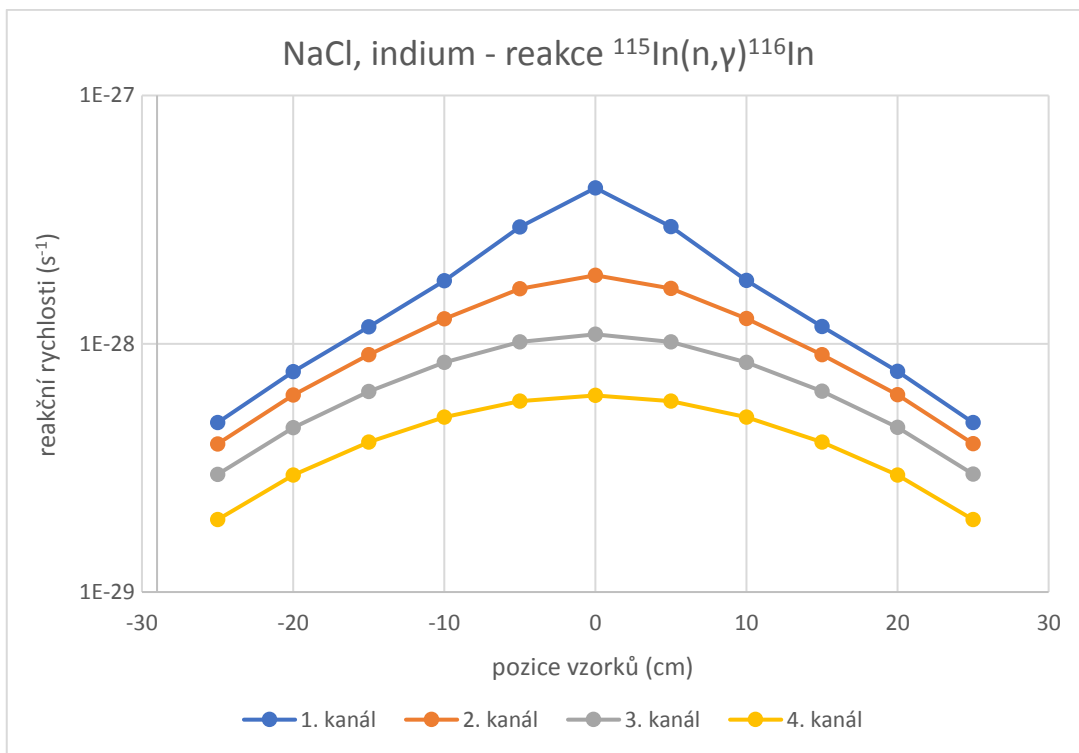
Obr. 5.26 reakční rychlosti v soli NaCl 1. až 4. kanál – reakce (n,α)



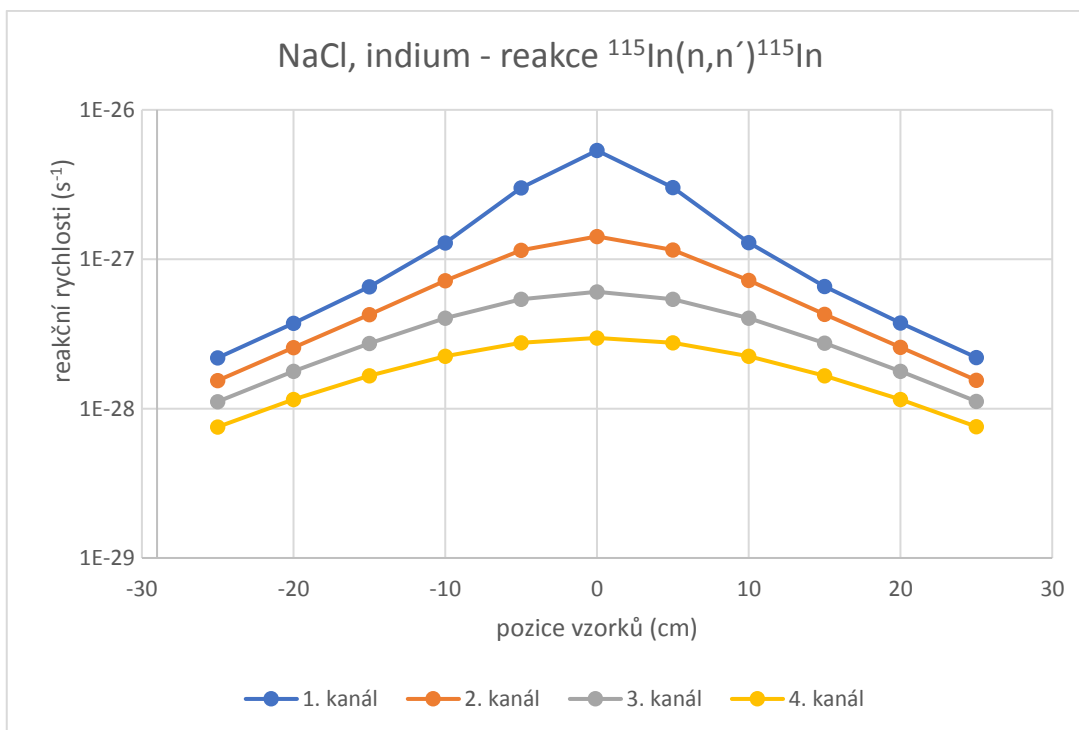
Obr. 5.27 reakční rychlosti v soli NaCl 1. až 4. kanál – reakce (n,2n)



Obr. 5.28 reakční rychlosti v soli NaCl 1. až 4. kanál – reakce (n,p)



Obr. 5.29 reakční rychlosti v soli NaCl 1. až 4. kanál – reakce (n,γ)



Obr. 5.30 reakční rychlosti v soli NaCl 1. až 4. kanál – reakce (n,n')

5.4 Zhodnocení výsledků simulace

Grafy reakčních rychlostí (Obr. 5.13 až Obr. 5.30) byly vytvořeny z vypočítaných reakčních rychlostí, které jsou v tabulkách v příloze pod názvem výsledky reakčních rychlostí. Z vypočtených reakčních rychlostí jsou patrné rozdíly mezi jednotlivými měřicími pozicemi v kanálech. Nejvyšší reakční rychlosti byly dosaženy v pozici 0 cm, tedy v úrovni neutronového zdroje. Se zvyšující se vzdáleností od středu měřících kanálů reakční rychlosti klesají. Reakční rychlosti klesají rovnoměrně v kladných i záporných pozicích.

Dále lze porovnat reakční rychlosti mezi jednotlivými kanály, které jsou od neutronového zdroje v různých vzdálenostech. Z vypočtených výsledků lze konstatovat, že vyšších reakčních rychlostí je dosahováno v nejbližším experimentálním kanálu, tedy v experimentálním kanálu číslo 1 (5 cm od AmBe zdroje). S vyššími vzdálenostmi experimentálních kanálů reakční rychlosti klesají, většinou přibližně o jeden řád (při porovnání reakčních rychlostí ve středu kanálu). Rozdíly reakčních rychlostí v krajních pozicích porovnané mezi jednotlivými kanály jsou výrazně menší oproti rozdílům ve středu kanálu. Nejnižší reakční rychlosti jsou tedy v nejvzdálenějším měřícím kanálu, což je kanál číslo 4 (20 cm od AmBe zdroje). Nejvyšší rozdíly reakčních rychlostí mezi jednotlivými kanály byly na vzorku zlata pro reakci (n,α) , kde reakční rychlost (v pozici 0 cm) v prvním kanálu je $2,93E-34 \text{ s}^{-1}$, v druhém $6,00E-35 \text{ s}^{-1}$, ve třetím $2,14E-35 \text{ s}^{-1}$ a ve čtvrtém $9,63E-36 \text{ s}^{-1}$. Z těchto výsledků je zřejmé, že intenzita neutronového pole klesá se zvyšující se vzdáleností kanálů.

Dále je byly porovnány reakční rychlosti v soli NaCl a v soli KCl. Pro reakce (n,α) a (n,p) je z grafů Obr. 5.13, Obr. 5.15, Obr. 5.17 a Obr. 5.19 patrné, že vyšších reakčních rychlostí je dosahováno v soli KCl. To platí pro vzorky zlata i india. Reakční rychlosti reakce $(n,2n)$ se liší podle materiálu vzorků. Pro vzorky zlata jsou vyšší hodnoty reakčních rychlostí v soli KCl, rozdíly je možné vidět na Obr. 5.14 a Obr. 5.23. Pro vzorky india byly hodnoty reakčních rychlostí vyšší v soli NaCl (Obr. 5.18 a Obr. 5.27). Reakční rychlosti reakce (n,γ) se také liší podle materiálu vzorků. Na vzorcích zlata jsou pozorovány vyšší reakční rychlosti v soli NaCl (Obr. 5.16 a 5.25) na vzorcích india byly pozorovány vyšší reakční rychlosti v soli KCl (Obr. 5.20 a Obr. 5.29). Reakce (n,n') byla sledována pouze na vzorcích india (Obr. 5.21 a Obr.

5.30). Z hodnot reakčních rychlostí pro reakci (n,n') nelze jednoznačně určit v které soli bylo dosahováno vyšších reakčních rychlostí. Obecně se hodnoty této reakce v obou solích liší jen minimálně.

6. ZÁVĚR

Bakalářská práce se v teoretické části nejdříve zabývá stručným popisem otevřeného a uzavřeného cyklu jaderného paliva. Na tyto cykly navazují reaktory IV. generace, které by v budoucnosti měly hrát významnou roli v jaderné energetice. Reaktory IV. generace by měly oproti reaktorům, které jsou současně provozovány, mnohem efektivněji využívat jaderné palivo. Podrobněji jsou v této bakalářské práci popsány reaktory na bázi tekutých solí (MSR). MSR reaktory mohou využívat palivo v pevné, nebo tekuté podobě. Jsou zde uvedeny technické vlastnosti, jejich výhody, problematické oblasti a další. V historickém přehledu MSR jsou zmíněny projekty spojené s výzkumem a vývojem prvních reaktorů na bázi tekutých solí. Mezi nové projekty v oblasti jsou čínské projekty spojené s výzkumem a vývojem TMSR. Cílem těchto projektů je využít thorium jako jaderné palivo pro výrobu elektrické energie. TMSR reaktory počítají s koncepty reaktorů využívající palivo v tekuté i pevné podobě. Palivo v pevné podobě může například být palivo TRISO, které na rozdíl od běžného paliva poskládaného do palivového soboru může být v podobě koulí. Komerční nasazení TMSR reaktorů je plánováno po roce 2050. Další slibný návrh MSR reaktoru je stabilní solný reaktor využívající tekuté palivo umístěné v palivových souborech.

Praktická část je zaměřená na analýzu neutronového spektra v soli. Ta je provedená simulací aktivace vzorků zlata a india neutronovým AmBe zdrojem. Pro simulaci byly použity výpočetní kódy TALYS a MCNP. Výpočetním kódem TALYS byly vypočítány hodnoty účinných průřezů pro jednotlivé reakce. Výpočetním kódem MCNP byly určeny hustoty neutronového toku v jednotlivých pozicích. Z hodnot získaných z MCNP a TALYS byly vypočítány reakční rychlosti v NaCl a KCl soli. Následným porovnáním výsledků byly určeny pozice s nejvyššími hodnotami reakčních rychlostí. Také byly porovnány účinné průřezy vypočtené programem TALYS s experimentálními daty a s daty z knihovny TENDL.

V navazující práci by bylo možné porovnat neutronové spektrum dalších chloridových solí. Dále analyzovat neutronová spektra fluoridových solí a následně porovnat s chloridovými. Také by bylo vhodné výsledky získané simulací porovnat s experimentálními měřeními a ověřit tak správnost výsledků simulace.

Literatura

- [1] *Základní typy jaderných reaktorů* [online]. Praha: Copyright, 2020 [cit. 2020-04-27]. Dostupné z: <https://www.cez.cz/cs/o-cez/vyrobní-zdroje/jaderna-energetika/je-ve-svete/zakladni-typy-jadernych-reaktoru>
- [2] *Generation IV Nuclear Reactors* [online]. United Kingdom, London: WNA, 2019 [cit. 2020-04-27]. Dostupné z: <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/generation-iv-nuclear-reactors.aspx>
- [3] *Uranium Mining Overview* [online]. United Kingdom, London: WNA, 2017 [cit. 2020-04-28]. Dostupné z: <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/mining-of-uranium/uranium-mining-overview.aspx>
- [4] *Použití jaderné palivo* [online]. Praha: Simopt s.r.o., Copyright, 2016 [cit. 2020-04-28]. Dostupné z: <https://www.svetenergie.cz/cz/elektrarny/jaderne-elektrarny/pouzite-jaderne-palivo>
- [5] *Palivový cyklus* [online]. Praha: FJFI, ČVUT v praze, neznámý [cit. 2020-04-28]. Dostupné z: http://fyzu3v.fjfi.cvut.cz/current/web/prednasky/heraltova_palivovy_cyklus.pdf
- [6] *The Nuclear Fuel Cycle* [online]. United Kingdom, London: WNA, 2017 [cit. 2020-04-27]. Dostupné z: <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/introduction/nuclear-fuel-cycle-overview.aspx>
- [7] *Vyhořelé palivo* [online]. Praha: Copyright Simopt, 1999 [cit. 2020-04-28]. Dostupné z: https://www.cez.cz/edee/content/file/static/encyklopedie/encyklopedie-energetiky/03/palivo_4.html
- [8] *Vyhořelé jaderné palivo* [online]. Brno: MUNI, neznámý [cit. 2020-04-28]. Dostupné z: <https://www.physics.muni.cz/~blazkova/dp/Odpad2.htm>
- [9] *Rozhodnutí* [online]. Senovážné náměstí 9, Praha 1: SÚJB, 2002 [cit. 2020-05-12]. Dostupné z: https://webcache.googleusercontent.com/search?q=cache:IpXY6YHhZVoJ:https://www.sujb.cz/aplikace/ireg/publ/docread%3FJmenoSouboru%3D15384_2002.pdf%26Id%3D486761%26Tabulka%3DRZH_DOKUMENTY+%&cd=3&hl=cs&ct=clnk&gl=cz
- [10] *Jaderné elektrárny 3D* [online]. Copyright: ČEZ, 2016 [cit. 2020-06-03]. Dostupné z: <https://www.svetenergie.cz/cz/elektrarny/jaderne-elektrarny/jaderne-elektrarny-3d>
- [11] *Dobudovanie skladovacej kapacity vyhoreteho jadroveho paliva v lokalite Jaslovske Bohunice* [online]. Bratislava: JAVYS, 2004 [cit. 2020-04-28]. <https://www.javys.sk/sk/o-spolocnosti/projekty/dobudovanie-skladovacej-kapacity-vyhoreteho-jadroveho-paliva-v-lokalite-jaslovske-bohunice>

- [12] *Nakládání s radioaktivními odpady (RAO)* [online]. Senovážné náměstí 9, Praha 1: SÚJB, 2019 [cit. 2020-04-28]. Dostupné z: <https://www.sujb.cz/jaderna-bezpecnost/nakladani-s-radioaktivnimi-odpady/>
- [13] *Úložiště radioaktivních odpadů (ÚRAO)* [online]. Senovážné náměstí 9, Praha 1: SÚJB, neznámý [cit. 2020-04-28]. Dostupné z: <https://www.sujb.cz/jaderna-bezpecnost/nakladani-s-radioaktivnimi-odpady/uloziste-radioaktivnich-odpadu/>
- [14] *Co je hlubinné úložiště a proč se bez něj neobejdeme* [online]. Dlážděná 6, Praha 1: SÚRAO, 2020 [cit. 2020-04-28]. Dostupné z: <https://www.surao.cz/pro-verejnost/pripravovane-uloziste/co-je-to-hlubinne-uloziste/>
- [15] *Požadavky, indikátory vhodnosti a kritéria výběru lokalit pro umístění hlubinného úložiště* [online]. Dlážděná 6, Praha 1: SÚRAO, 2015 [cit. 2020-04-28]. https://www.pacejov.cz/oupacejov/user/deska/2015/7-2015_kriteria_vyberu_lokality.pdf
- [16] *Výběr lokality pro hlubinné úložiště* [online]. Dlážděná 6, Praha 1: SÚRAO, 2019 [cit. 2020-04-28]. Dostupné z: https://www.surao.cz/wp-content/uploads/2019/04/presskit_20190423_vyber-lokality.pdf
- [17] *Accelerator-driven Nuclear Energy* [online]. United Kingdom, London: World Nuclear Association, 2018 [cit. 2020-04-28]. Dostupné z: <https://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/accelerator-driven-nuclear-energy.aspx>
- [18] *Co to jsou urychlovačem řízené transmutory a budeme je někdy využívat ?* [online]. Praha: Vladimír Wagner, 2008 [cit. 2020-04-28]. Dostupné z: <http://www.osel.cz/3743-co-to-jsou-urychlovacem-rizene-transmutory-a-budeme-je-nekdy-vyuzivat.html>
- [19] *Fast Neutron Reactors* [online]. United Kingdom, London: WNA, 2020 [cit. 2020-04-28]. Dostupné z: <https://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/fast-neutron-reactors.aspx>
- [20] *Handbook of Generation IV Nuclear reactors* [online]. Woodhead Publishing, Cambridge: Woodhead Publishing, 2016 [cit. 2020-05-11]. ISBN 9780081001622. Dostupné z: [elsevier.com/books/handbook-of-generation-iv-nuclear-reactors/pioro/978-0-08-100149-3](https://www.elsevier.com/books/handbook-of-generation-iv-nuclear-reactors/pioro/978-0-08-100149-3)
- [21] *Very-High_temperature Reactor (VHTR)* [online]. International Forum: Generation IV International Forum, 2019 [cit. 2020-05-13]. Dostupné z: https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9362/vhtr
- [22] *Supercritical-Water-Cooled Reactor* [online]. International Forum: Generation IV International Forum, 2019 [cit. 2020-05-13]. Dostupné z: https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9360/scwr

- [23] *ALLEGRO (S-ALLEGRO)* [online]. Centrum výzkumu Řež s.r.o.: Řež, 2020 [cit. 2020-05-11]. Dostupné z: <http://susen2020.cz/vyzkum/program-teo/va4-s-allegro/>
- [24] *Generation IV systems* [online]. Generation IV: Generation IV International Forum, 2019 [cit. 2020-06-03]. Dostupné z: https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_59461/generation-iv-systems
- [25] *SSTAR LEAD-COOLED, SMALL MODULAR FAST REACTOR WITH NITRIDE FUEL* [online]. USA: U.S. Department of Energy, 2005 [cit. 2020-05-11]. Dostupné z: <https://www.oecd-nea.org/science/meetings/ARWIF2004/2.03.pdf>
- [26] *ALFRED, The Reactor* [online]. EU: ALFRED, 2020 [cit. 2020-05-11]. Dostupné z: <http://www.alfred-reactor.eu/index.php/the-reactor/>
- [27] *Molten Salt Reactors* [online]. United Kingdom, London: WNA, 2018 [cit. 2020-05-12]. Dostupné z: <https://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/molten-salt-reactors.aspx>
- [28] *Challenges related to the use of Liquid Metal and MSC* [online]. Austria: IAEA, 2013 [cit. 2020-05-12]. Dostupné z: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE_1696_web.pdf
- [29] *Nuclear Combined Cycle Gas Turbines* [online]. Japan: ICAPP, 2017 [cit. 2020-05-12]. Dostupné z: https://www.researchgate.net/publication/318648827_Nuclear_Combined_Cycle_Gas_Turbines_for_Variable_Electricity_and_Heat_Using_Firebrick_Heat_Storage_and_Low-Carbon_Fuels
- [30] *MRSE's 50th* [online]. USA: Oak Ridge National Laboratory, 2015 [cit. 2020-05-18]. Dostupné z: <https://www.ornl.gov/news/msres-50th>
- [31] *The Aircraft Reactor Experiment* [online]. Stanford University: Suraya Omar, 2012 [cit. 2020-05-18]. Dostupné z: <http://large.stanford.edu/courses/2012/ph241/omar2/>
- [32] *Principle Features, HASTELLOY N* [online]. HASTELLOY AND HAYNES: HAYNES INTERNATIONAL, 2015 [cit. 2020-05-18]. Dostupné z: <http://www.haynesintl.com/alloys/alloy-portfolio/Corrosion-resistant-Alloys/hastelloy-n-alloy/principle-features>
- [33] *Dynamics and control of molten-salt breeder reactor* [online]. Korean Nuclear Society: Singh, 2017 [cit. 2020-05-18]. Dostupné z: <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S1738573317302875>
- [34] *Molten salt reactors and Thorium energy* [online]. USA: Elsevier Books, 2017 [cit. 2020-05-31]. Dostupné z: <https://www.elsevier.com/books/molten-salt-reactors-and-thorium-energy/dolan/978-0-08-101126-3>

- [35] *Review of conceptual design and fundamental research of molten salt reactors in China* [online]. China: Zhang, 2018 [cit. 2020-05-18]. Dostupné z: https://www.researchgate.net/publication/322435831_Review_of_conceptual_design_and_fundamental_research_of_molten_salt_reactors_in_China
- [36] *Stable Salt Reactors* [online]. England: Moltex Energy, 2020 [cit. 2020-05-18]. Dostupné z: <https://www.moltexenergy.com/>
- [37] *Monte Carlo Methods, Codes and Applications Group* [online]. Los Alamos National Laboratory: Department of energys NNSA, 2013 [cit. 2020-06-04]. Dostupné z: <https://mcnp.lanl.gov/>
- [38] *AN MCNP PRIMER* [online]. Kansas State University: J. K. Shultis and R. E. Faw, 2011 [cit. 2020-06-04]. Dostupné z: <https://www.mne.k-state.edu/~jks/MCNPprmr.pdf>
- [39] *Project DENIDIA Introduction to MCNP5* [online]. Technical University of Lodz: Volodymyr Mosorov, 2009 [cit. 2020-06-04]. Dostupné z: https://www.kis.p.lodz.pl/g/content/file/DENIDIA/presentation_2.pdf
- [40] *MCNP A General Monte Carlo N-Particle Transporte Code* [online]. Los Alamos National Laboratory: Judith F. Breisemeister, 2000 [cit. 2020-06-04]. Dostupné z: <https://permalink.lanl.gov/object/tr?what=info:lanl-repo/lareport/LA-13709-M>
- [41] *Talys-1.2 manual, A nuclear reaction program* [online]. Arpajon, France: A. J. Koning, 2009 [cit. 2020-06-04]. Dostupné z: <https://manualzz.com/doc/6788394/manual---talys>
- [42] *TALYS 1.95* [online]. Arpajon, France: Arjan Koning, 2019 [cit. 2020-06-04]. Dostupné z: https://tendl.web.psi.ch/tendl_2019/talys.html
- [43] *Měření účinných průřezů (n, xn) reakcí s využitím pro ADS*. Praha 8 V Holešovičkách 2, 2009. Výzkumná práce. ČVUT, FJFI.