

VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ

BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY

FAKULTA ELEKTROTECHNIKY A KOMUNIKAČNÍCH TECHNOLOGIÍ
ÚSTAV ELEKTROENERGETIKY

FACULTY OF ELECTRICAL ENGINEERING AND COMMUNICATION
DEPARTMENT OF ELECTRICAL POWER ENGINEERING

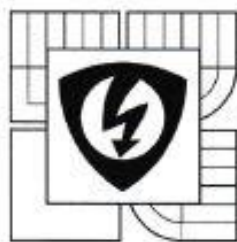
VÝPOČETNÍ SIMULACE URYCHLOVAČEM ŘÍZENÉHO JADERNÉHO
REAKTORU PRO TRANSMUTACI VYHOŘELÉHO JADERNÉHO PALIVA

DIPLOMOVÁ PRÁCE
MASTER'S THESIS

AUTOR PRÁCE
AUTHOR

Bc. PETR JARCHOVSKÝ

BRNO 2015



VYSOKÉ UČENÍ
TECHNICKÉ V BRNĚ

Fakulta elektrotechniky
a komunikačních technologií

Ústav elektroenergetiky

Diplomová práce

magisterský navazující studijní obor

Elektroenergetika

Student: Bc. Petr Jarchovský

Ročník: 2

ID: 133548

Akademický rok: 2014/15

NÁZEV TÉMATU:

Výpočetní simulace urychlovačem řízeného jaderného reaktoru pro transmutaci vyhořelého jaderného paliva

POKYNY PRO VYPRACOVÁNÍ:

1. V návaznosti na bakalářskou práci zpracujte aktualizovanou rešerši výzkumu a vývoje v oblasti transmutačních systémů použitého jaderného paliva ve světě.
2. S pomocí výpočetního programu MCNPX vytvořte model urychlovačem řízeného jaderného reaktoru.
3. Analyzujte neutronové pole v aktivní zóně v závislosti na materiálu terče, palivu, chladivu, moderátoru, dopadající částici a její energii. Analyzujte vliv knihoven jaderných dat.
4. Výsledky přehledně zpracujte a na základě provedených analýz zhodnoťte výhody jednotlivých systémů.

DOPORUČENÁ LITERATURA:


1. Bowman, Ch.: Accelerator Driven Transmutation Technology, LA-LP94-59, Los Alamos National Laboratory, 1994.
 2. IAEA-TECDOC-1450: Thorium Fuel Cycle - Potential Benefits and Challenges, International Atomic Energy Agency, 2005.
 3. Garcia, et al.: Performance of a transmutation advanced device for sustainable energy application, Progress in Nuclear Energy, vol.53, Is.8, Nov. 2011.
- Další podle pokynů vedoucího práce.

Termín zadání: 9. 2. 2015

Termín odevzdání: 22.5.2015

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

Konzultanti diplomové práce:


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

UPOZORNĚNÍ:

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

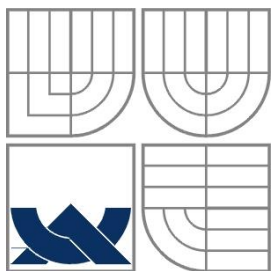
Bibliografická citace práce:

JARCHOVSKÝ, P. *Výpočetní simulace urychlovačem řízeného jaderného reaktoru pro transmutaci vyhořelého jaderného paliva*. Brno: Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, 2015. 76 s. Vedoucí diplomové práce Ing. Karel Katovský, Ph.D.

Jako autor uvedené diplomové práce dále prohlašuji, že v souvislosti s vytvořením této diplomové 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.

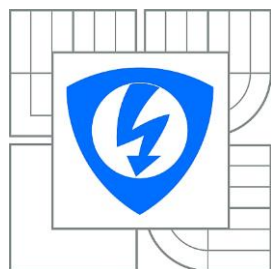
Děkuji vedoucímu mé diplomové práce Ing. Karlu Katovskému, Ph.D. za odbornou pomoc při vytváření této diplomové práce a za umožnění výjezdů do zahraničí, které mnohonásobně zvětšily moje obzory a zkušenosti v dané oblasti vědy. Zároveň mnohokrát děkuji mé rodině, která mě v celém studiu plně podporovala a zajišťovala nenahraditelné zázemí.

.....



VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ

BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY



FAKULTA ELEKTROTECHNIKY A KOMUNIKAČNÍCH
TECHNOLOGIÍ

ÚSTAV ELEKTROENERGETIKY

FACULTY OF ELECTRICAL ENGINEERING AND COMMUNICATION
DEPARTMENT OF ELECTRICAL POWER ENGINEERING

VÝPOČETNÍ SIMULACE URYCHLOVAČEM ŘÍZENÉHO JADERNÉHO REAKTORU PRO TRANSMUTACI VYHOŘELÉHO JADERNÉHO PALIVA

SIMULATION OF ACCELERATOR DRIVEN NUCLEAR REACTOR FOR SPENT NUCLEAR FUEL
TRANSMUTATION

DIPLOMOVÁ PRÁCE

MASTER'S THESIS

AUTOR PRÁCE

AUTHOR

Bc. PETR JARCHOVSKÝ

VEDOUCÍ PRÁCE

SUPERVISOR

Ing. KAREL KATOVSKÝ, Ph.D.

BRNO 2015

ABSTRAKT

Tato diplomová práce se zabývá využitím vyhořelého (spotřebovaného) jaderného paliva z jaderných elektráren dnešního typu v jaderných elektrárnách nové generace – urychlovačem řízených transmutačních elektrárnách, které by výrazně zmenšovaly obsah nebezpečných dlouho žijících radioizotopů a navíc by dokázaly využít jeho velký energetický potenciál díky rychlému spektru neutronů. V úvodu práce jsou uvedeny základní poznatky a aspekty o vyhořelém jaderném palivu spolu s jeho možností přepracování a dalšího využití s minimalizací dopadu na životní prostředí. Další část se zabývá detailním popisem urychlovačem řízených systémů a jejich jednotlivých prvků. V návaznosti na tuto rešerši následují jednotlivé chronologicky seřazené projekty světového významu s objasněním jejich aktuálního vývoje. Důraz je kladen především na projekt SAD a MYRRHA, jelikož se jedná o projekty, ze kterých se následně vychází při výpočtech. Tato poslední, výpočetní část, se zabývá vytvořením geometrie podkritického transmutačního reaktoru řízeného urychlovačem a následným vyhodnocením, která sestava při změně terče, jaderného paliva a chladiva/moderátoru je nejefektivnější jak pro transmutaci, tak pro energetické účely.

KLÍČOVÁ SLOVA: Jaderná elektrárna; jaderná energie; VJP (vyhořelé jaderné palivo); dlouho žijící radioizotopy; aktinoidy; ADS (urychlovačem řízený systém); transmutace, spalační reakce; ADTT (urychlovačem řízené transmutační systémy); terč; jaderné palivo; chladivo; LBE (eutektická slitina olovo-bismut); MYRRHA; SAD; MCNPX; knihovny jaderných dat.

ABSTRACT

This master's thesis deals with usage of burn-up (spent) nuclear fuel in nuclear power plants of next generation – accelerator driven transmutation plants which is produced in current nuclear power plants. This system could significantly reduce the volume of dangerous long-lived radioisotopes and moreover they would be able to take advantage of its great energy potential due to fast neutron spectrum. In the introduction are listed basic knowledge and aspects of spent nuclear fuel along with its reprocessing and the possibility of further use while minimizing environmental impact. As another point detailed description of accelerator driven systems is described together with its basic components. In addition this search is followed by individual chronological enumeration of projects of global significance concerning their current development. Emphasis is placed on SAD and MYRRHA projects, which are used like base for calculations. This last, computational part, deals with the creation of the geometry of subcritical transmutation reactor driven by accelerator and subsequent evaluation which assembly is the most effective for transmutation and energy purposes along with changing of target, nuclear fuel and coolant/moderator.

KEY WORDS: Nuclear power plant; nuclear energy; VJP (spent nuclear fuel); long-lived radioisotopes; actinides; ADS (accelerator driven system); transmutation; spallation reaction; ADTT (accelerator driven transmutation technologies); target; nuclear fuel; coolant; LBE (lead-bismuth eutectic); MYRRHA; SAD; MCNPX; nuclear data libraries.

OBSAH

SEZNAM OBRÁZKŮ.....	9
SEZNAM TABULEK	11
SEZNAM SYMBOLŮ A ZKRATEK.....	12
ÚVOD	14
1 ÚVOD DO PROBLEMATIKY VYHOŘELÉHO JADERNÉHO PALIVA.....	16
1.1 VYHOŘELÉ JADERNÉ PALIVO	18
1.1.1 TRVALÉ ULOŽENÍ VJP	20
1.1.2 PŘEPRACOVÁNÍ VJP	22
1.2 TRANSMUTACE.....	24
2 ADS – ACCELERATOR DRIVEN SYSTEM.....	28
2.1 HISTORIE URYCHLOVAČEM ŘÍZENÝCH TRANSMUTORŮ	29
2.2 NEUTRONOVÉ ZDROJE PRO ADS	29
2.2.1 TRÍŠŤIVÉ REAKCE	30
2.3 DETAILNÍ POPIS ADS.....	32
2.3.1 URYCHLOVAČ.....	34
2.3.2 TERČ.....	35
2.3.3 REAKTOR.....	36
2.4 VYUŽITÍ ADS.....	37
2.5 VÝHODY A NEVÝHODY ADS	37
3 PROJEKTY S VYUŽITÍM ADS	38
3.1 UKONČENÉ PROJEKTY	38
3.1.1 YALINA	38
3.1.2 SUBCRITICAL ASSEMBLY IN DUBNA (SAD).....	38
3.1.3 PROJECT X.....	39
3.1.4 REACTOR-ACCELERATOR COUPLING EXPERIMENTS (RACE).....	40
3.1.5 KHARKOV	40
3.2 PROBÍHAJÍCÍ PROJEKTY	41
3.2.1 INTENSE RESONANCE NEUTRON SOURCE (IREN).....	41
3.2.2 EUROPEAN SPALLATION SOURCE (ESS)	41
3.2.3 MULTIPURPOSE HYBRID RESEARCH REACTOR FOR HIGH-TECH APPLICATIONS (MYRRHA).....	42
3.2.4 JAPAN PROTON ACCELERATOR RESEARCH COMPLEX (J-PARC).....	45
3.2.5 OPTIONS MAKING EXTRA GAIN FROM ACTINIDES (OMEGA).....	45
3.3 PLÁNOVANÉ PROJEKTY	45
3.3.1 PROTON IMPROVEMENT PLAN-II (PIP-II)	45
3.3.2 NUCLOTRON-BASED ION COLLIDER FACILITY (NICA)	47

3.3.3 CHINESE ACCELERATOR DRIVEN SYSTEM (C-ADS)	47
4 MCNP	49
4.1 METODA MONTE CARLO	49
4.2 HISTORIE MCNP	49
4.3 SIMULAČNÍ PROGRAMY	50
4.4 MCNPX	50
5 VÝPOČET V MCNPX	51
5.1 VYTVOŘENÍ MODELU PODKRITICKÉHO REAKTORU	51
5.2 RŮZNÉ SESTAVY PODKRITICKÉHO REAKTORU	54
5.3 VÝPOČET KOEFICIENTU NÁSOBENÍ	55
5.3.1 VSTUPNÍ HODNOTY	57
5.3.2 ZHODNOCENÍ VÝSLEDKŮ	57
5.3.3 POROVNÁNÍ VLIVU KNIHOVEN JADERNÝCH DAT	58
5.4 VÝPOČET NEUTRONOVÉHO TOKU	59
5.4.1 VSTUPNÍ HODNOTY	60
5.4.2 CELKOVÝ NEUTRONOVÝ TOK.....	60
5.4.3 REAKČNÍ RYCHLOST	65
5.5 SHRUTÍ	69
ZÁVĚR	70
POUŽITÁ LITERATURA	71

SEZNAM OBRÁZKŮ

<i>Obr. 1–1 - Postoj vybraných států světa k jaderné energetice mezi roky 1964 – 2014</i>	<i>16</i>
<i>Obr. 1–2 - Radioaktivita vyhořelého palivového souboru VVER-440</i>	<i>19</i>
<i>Obr. 1–3 - Schéma hlubinného úložiště radioaktivního odpadu ve Finsku.....</i>	<i>21</i>
<i>Obr. 1–4 - Mapa zvažovaných budoucích lokalit hlubinného úložiště v ČR.....</i>	<i>21</i>
<i>Obr. 1–5 - Schéma transmutace ⁹⁹Tc</i>	<i>25</i>
<i>Obr. 1–6 - Transmutační nákres významných izotopů.....</i>	<i>26</i>
<i>Obr. 1–7 - Porovnání účinných průřezů ²³⁷Np.....</i>	<i>27</i>
<i>Obr. 2–1 - Možnosti využití ADTT pro likvidaci radioaktivních odpadů.....</i>	<i>28</i>
<i>Obr. 2–2 - Schématické znázornění vnitrojaderné kaskády.....</i>	<i>30</i>
<i>Obr. 2–3 - Průběh tříštivé reakce.....</i>	<i>31</i>
<i>Obr. 2–4 - Základní schéma elektrárny řízené urychlovačem s tekutými solemi.....</i>	<i>33</i>
<i>Obr. 2–5 - Koncept ADS (lineární urychlovač s jaderným reaktorem)</i>	<i>33</i>
<i>Obr. 2–6 - Hadronový urychlovač v CERN</i>	<i>34</i>
<i>Obr. 2–7 - Urychlovačem řízený transmutor – celkové schéma</i>	<i>35</i>
<i>Obr. 2–8 - Olověný terč s okénkem urychlovače.....</i>	<i>36</i>
<i>Obr. 2–9 - Celkové schéma využití transmutace pro přepracování VPJ</i>	<i>36</i>
<i>Obr. 3–2 - Fázotron.....</i>	<i>39</i>
<i>Obr. 3–1 - Laboratoř JASNAPP.....</i>	<i>39</i>
<i>Obr. 3–3 - Parametry urychlovače ESS.....</i>	<i>42</i>
<i>Obr. 3–4 - Schéma projektu MYRRHA.....</i>	<i>42</i>
<i>Obr. 3–5 - Logo MYRRHA</i>	<i>44</i>
<i>Obr. 3–6 - Futuristický pohled na areál projektu MYRRHA</i>	<i>44</i>
<i>Obr. 3–7 - Futuristický pohled na areál projektu PIP-II.....</i>	<i>46</i>
<i>Obr. 3–8 - Návrh komplexu NICA.....</i>	<i>47</i>
<i>Obr. 4–1 - Historický vývoj programu MCNP</i>	<i>50</i>
<i>Obr. 5–1 - Část vstupního souboru urychlovačem řízeného jaderného reaktoru v notepadu</i>	<i>52</i>
<i>Obr. 5–2 - Geometrie blanketu v programu visedX (horní pohled do středu).....</i>	<i>52</i>
<i>Obr. 5–3 - Geometrie blanketu v programu visedX (přední pohled do středu).....</i>	<i>53</i>
<i>Obr. 5–4 - Přiblížení vnitřní části blanketu v programu visedX.....</i>	<i>53</i>
<i>Obr. 5–5 - Přiblížení palivových tyčí v programu visedX používaných při výpočtu.....</i>	<i>54</i>

Seznam obrázků

<i>Obr. 5–6 - Ukázka výpočtu k_{ef} v MCNPX 2.7.0.....</i>	<i>59</i>
<i>Obr. 5–7 - Graf celkového neutronového toku palivovými tyčemi s Pb terčem.....</i>	<i>61</i>
<i>Obr. 5–8 - Graf celkového neutronového toku palivovými tyčemi s Hg terčem</i>	<i>61</i>
<i>Obr. 5–9 - Graf celkového neutronového toku palivovými tyčemi s LBE terčem</i>	<i>62</i>
<i>Obr. 5–10 - Graf celkového neutronového toku palivovými tyčemi s W terčem.....</i>	<i>62</i>
<i>Obr. 5–11 - Graf celkového neutronového toku palivovými tyčemi s Pb a LBE terčem při ostřelování deuterony</i>	<i>63</i>
<i>Obr. 5–12 - Graf celkového neutronového toku palivovými tyčemi s Pb a LBE terčem při energii 1 GeV.....</i>	<i>64</i>
<i>Obr. 5–13 - Graf neutronového spektra pro sestavy s Pb terčem.....</i>	<i>64</i>
<i>Obr. 5–14 - Graf reakčních rychlostí jednotlivých sestav a palivových tyčí</i>	<i>67</i>
<i>Obr. 5–15 - Graf reakčních rychlostí pro sestavu Pb – MOX – LBE</i>	<i>68</i>
<i>Obr. 5–16 - Graf reakčních rychlostí pro sestavu LBE – MOX – LBE.....</i>	<i>68</i>
<i>Obr. 5–17 - Graf reakčních rychlostí pro sestavu LBE – VJP – H₂O.....</i>	<i>69</i>

SEZNAM TABULEK

<i>Tab. 1–1 - Náklady na 1 MWh_e pro různé typy elektráren (zjišťováno ve Francii).....</i>	<i>17</i>
<i>Tab. 1–2 - Roční produkce nejvýznamnějších transuranů a štěpných fragmentů v lehkovodním reaktoru o výkonu 1000 MW_e.....</i>	<i>20</i>
<i>Tab. 1–3 - Možné transmutační scénáře a jejich účinnost.....</i>	<i>23</i>
<i>Tab. 1–4 - Transmutační pravděpodobnosti jednotlivých izotopů.....</i>	<i>23</i>
<i>Tab. 5–1 - Možné kombinace terče, paliva a chladiwa/moderátoru pro návrh reaktoru.....</i>	<i>54</i>
<i>Tab. 5–2 - Složení jednotlivých typů jaderného paliva.....</i>	<i>55</i>
<i>Tab. 5–3 - Koeficient násobení pro různé sestavy s olověným terčem.....</i>	<i>56</i>
<i>Tab. 5–4 - Koeficient násobení pro různé sestavy se rtuťovým terčem.....</i>	<i>56</i>
<i>Tab. 5–5 - Koeficient násobení pro různé sestavy s LBE terčem.....</i>	<i>56</i>
<i>Tab. 5–6 - Koeficient násobení pro různé sestavy s wolframovým terčem.....</i>	<i>56</i>
<i>Tab. 5–7 - Porovnání knihoven jaderných dat.....</i>	<i>58</i>
<i>Tab. 5–8 - Výsledné reakční rychlosti palivových tyčí v různých sestavách.....</i>	<i>66</i>
<i>Tab. 5–9 - Výsledné reakční rychlosti palivových tyčí ve vybraných sestavách pro deuterony.....</i>	<i>66</i>
<i>Tab. 5–10 - Výsledné reakční rychlosti palivových tyčí ve vybraných sestavách pro energii 1 GeV.....</i>	<i>67</i>

SEZNAM SYMBOLŮ A ZKRATEK

Zkratka	English name / Český název
ACR	Advanced Candu Reactor / Vylepšený kanadský těžkovodní reaktor
ACS	Accelerator-Storage Ring Complex / Urychlovačem akumulovaný kruhový komplex
ADS	Accelerator driven systems / Urychlovačem řízené systémy
AZ	Active Zone / Aktivní zóna
ADTT	Accelerator Driven Transmutation Technologies / Urychlovačem řízené transmutační technologie
ATW	Accelerator Transmutation of Waste / Urychlovačem řízená transmutace odpadů
BR	Belgium Reactor / Belgický reaktor
CANDU	CANada Deuterium-Uranium / Kanadský těžkovodní reaktor
CERN	European Organization for Nuclear Research / Evropská organizace pro jaderný výzkum
C-ADS	Chinese Accelerator Driven System / Čínský urychlovačem řízený systém
D ₂ O	Heavy water / Těžká voda
ESS	European Spallation Source / Evropský tříštivý zdroj
FBR	Fast Breeder Reactor / Rychlý množivý reaktor
FNR	Fast Neutron Reactor / Reaktory na rychlé neutrony
FP	Fission products / Štěpné produkty
H ₂ O	Light water / Lehká voda
IREN	Intense Resonance Neutron Source / Intenzivní zdroj rezonančních neutronů
JE	Nuclear power plant / Jaderná elektrárna
JINR	Joint Institute for Nuclear Research / Spojený ústav jaderných výzkumů
J-PARC	Japan Proton Accelerator Research Complex / Japonský výzkumný komplex s protonovými urychlovači
LAHET	Los Alamos High Energy Transport Code / Transportní kód pro vysoké energie z Los Alamos
LBE	Lead-Bismuth Eutectic / Eutektická slitina Pb-Bi
LINAC	Linear accelerator / Lineární urychlovač
LLFP	Long-Lived Fission Products / Dlouho žijící štěpné produkty

Seznam symbolů a zkratek

MCNPX	Monte Carlo n Particle Transport Code eXtended
MOX	Mixed OXide fuel / Oxidické jaderné palivo z izotopů U a Pu
MSR	Malten Salt Reactor / Rychlý reaktor s tekutými solemi
MYRRHA	Multipurpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications
NICA	Nuclotron-Based Ion Collider Facility / Iontový kolider založený na Nuklotronu
NJOY	Nuclear data processing system / Program pro zpracování jaderných dat
OECD – NEA	Organization for Economic Co-operation and Development – Nuclear Energy Agency / Organizace pro ekonomickou spolupráci a rozvoj – Agentura pro jadernou energii
OMEGA	Options Making Extra Gain from Actinides / Rozhodování pro maximální výtěžek z aktinoidů
PIP-II	Proton Improvement Plan-II / Vylepšený protonový plán-II
P&T	Partitioning and Transmutation / Separace a transmutace
PWR/VVER	Pressurized light-Water moderate and cooled Reactor / Tlakovodní reaktor
RACE	Reactor-Accelerator Coupling Experiments / Experiment spojení reaktoru s urychlovačem
SAD	Subcritical Assembly in Dubna / Podkritický reaktor v Dubně
SCK•CEN	Belgian nuclear research Centre / Belgické jaderné centrum pro výzkum
SCL	Super Conducting Linac / Supra-vodivý Lineární urychlovač
SLFP	Short-Lived Fission Products / Krátce žijící štěpné produkty
SÚRAO	Management of radioactive waste repositories / Správa úložišť radioaktivních odpadů
TRIGA	Training Research and Isotope Production, General Atomics / Školící výzkumný izotopy produkující reaktor
visedX	MCNPX Visual Editor / MCNPX grafický nástroj
VJP	Spent nuclear fuel / Vyhořelé jaderné palivo
WNA	World Nuclear Association / Světová atomová asociace

Zkratka	Název veličiny	Jednotky veličiny
RR	Reakční Rychlost	$[n \cdot \text{atom}^{-1} \cdot \text{částice}^{-1}]$
σ	Účinný průřez	$[\text{barn} = 10^{-28} \text{ m}^2]$
Φ	Neutronový tok	$[\text{počet reakcí} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{částice}^{-1}]$
k_{ef}	Koeficient násobení	$[-]$

ÚVOD

Pokročilejší doba si vyžaduje čím dál více elektrické energie, která nás provází již od první poloviny 19. století. Podle současných průzkumů bude tento rostoucí trend i nadále pokračovat i do příštích desetiletí a to hlavně v rozvojových zemích, kterými jsou Čína nebo Indie. Je to hlavně z důvodu zvyšování populace a neustálému strmému hospodářskému růstu. Ve vyspělých zemích je obyvatelstvo stále více na elektrické energii závislé a již si bez ní ani neumí představit své fungování. Právě proto je zapotřebí hledat stále nové zdroje elektrické energie a vylepšovat do co nejpříjemnější podoby zdroje stávající z hlediska účinnosti i šetrnosti k životnímu prostředí.

Výrobních procesů pro elektrickou energii je celá řada, ovšem velmi se liší jejich účinnost a ekonomická návratnost. V poslední době nejvíce nabývají na významu obnovitelné zdroje, ovšem jejich výtěžnost je relativně malá v porovnání s elektrárnami jadernými. Jejich ekologická hodnota vůči přírodě je zcela nezpochybnitelná, ovšem mohou tvořit jenom část z celkového energetického mixu a to z důvodu špatné stability elektrické sítě, ke které právě nejvíce přispívají velké zdroje jako jaderné elektrárny, či elektrárny na fosilní paliva.

Od druhé poloviny 20. století nám tedy slouží i energie vyrobená z „jádra“, tedy ze štěpení těžších atomových jader na jádra lehčí. K této výrobě se využívají po celém světě jaderné elektrárny, převážně využívajících ke štěpení jader tepelných neutronů (s energií kolem 0,25 MeV). Ovšem těmito neutrony uvolníme pouze cca 3 % energie, která je v jaderném palivu obsažena. Aby se uvolnilo téměř celé spektrum energie, je potřeba neutronů rychlých (jednotky MeV).

Právě z klasických jaderných elektráren dnešního typu nám vzniká většina radioaktivního odpadu. Vyhořelé jaderné palivo (VJP)¹ tvoří 90 % radiace všech radioaktivních odpadů, tedy většinu. Jeho nejvíce nebezpečnou součástí jsou dlouho žijící radioizotopy (především minoritní a majoritní aktinoidy), které jsou pro člověka i životní prostředí velmi nebezpečné a jejich poločas rozpadu dosahuje až hodnot 10^7 let. V současné době se veškeré VJP ukládá ve speciálních kontejnerech buď do meziskladů vyhořelého jaderného paliva, nebo do hlubinných úložišť. Jen malá část se dále přepracovává. Proto je do budoucna velká otázka jak s tímto VJP dále naložit, aby se minimalizovaly jeho následky.

Přesně pro tuto otázku je jako odpověď, a zároveň motivace této práce, transmutace vyhořelého jaderného paliva. Pomocí transmutace, která probíhá i v dnešních jaderných reaktorech ovšem jen s velmi nízkou efektivitou, ale hlavně transmutačních systémů s využitím urychlovačem řízených systémů (ADS) se mohou dlouho žijící radioizotopy přeměnit na krátce žijící, jejich poločas rozpadu se sníží na stovky let, vznikne jen nepatrné množství jaderného odpadu oproti klasickému VJP a navíc se dá využít i jako energetický zdroj. Urychlovačem řízený jaderný reaktor pro transmutaci VJP tvoří podkritický soubor a to má za následek, že při zastavení distribuce svazku nabitých částic (nejčastěji protony) do spalačního terče se celá reakce samovolně zastaví, což je nenahraditelný pasivní prvek bezpečnosti.

¹ Nejedná se o zcela přesný termín. Správný název by měl být „spotřebované jaderné palivo“, jelikož v sobě stále skrývá velký energetický potenciál.

Úvod

Díky těmto systémům můžeme jednak postupně „likvidovat“ radioaktivní odpad a také vyrábět obrovské množství energie v porovnání s jadernými elektrárnami dnešního typu. Právě proto je cíl této diplomové práce určení nejvhodnějšího urychlovačem řízeného transmutačního systému, který by se mohl reálně využít již třeba za pár desítek let ve veřejné praxi. Půjde jednak o určení vhodného koeficientu násobení celé sestavy reaktoru a následně o určení největšího neutronového toku a reakční rychlosti. Samotný výpočet bude proveden pomocí komplexního výpočetního programu MCNPX.

1 ÚVOD DO PROBLEMATIKY VYHOŘELÉHO JADERNÉHO PALIVA

První jaderný reaktor byl uveden do provozu 2. prosince 1942 (Chicago Pile-1) na univerzitě v Chicagu (USA), tedy před více jak 70 lety. Od tohoto velkého pokroku prošel jaderný průmysl ohromně velkou evolucí až do dnešní doby, kdy je celosvětově v provozu 437 energetických jaderných reaktorů s celkovým výkonem 380,77 GWe. Dalšíh 65 nových jaderných energetických reaktorů je ve výstavbě a měly by dodávat výkon 67,9 GWe. Celková produkce elektrické energie z jaderných energetických reaktorů za rok 2014 je 2 411 miliard kWh, což tvoří zhruba 11 % celkové produkce. Státy s největším zastoupením jaderných energetických reaktorů, které jsou již připojeny k síti, jsou USA (99 reaktorů), Francie (58 reaktorů), Japonsko (43 reaktorů) a Rusko (34 reaktorů). Zajímavé jsou budoucí plány na nové jaderné energetické reaktory. V tomto směru jsou neaktivnější státy Čína (v současnosti má v provozu 26 reaktorů, plánovaných je 45 a navrhovaných 127), Indie (v současnosti má v provozu 21 reaktorů, plánovaných je 22 a navrhovaných 35) a Rusko (plánovaných reaktorů je 31 a navrhovaných 18) - (data k 21. 4. 2015) [54]. Pro lepší představu jedna uranová peleta vydá takové energie jako 48 m³ zemního plynu, 807 kg uhlí nebo 564 litrů ropy [53].

Čím dál se zvětšující celosvětová spotřeba elektrické energie, snaha o co největší snížení emisí oxidů uhlíku a vyčerpitelné zásoby ropy a zemního plynu posunují jadernou energetiku stále kupředu a měla by v budoucnu tvořit jeden z nejvýznamnějších zdrojů energie vůbec.



Obr. 1–1 - Postoj vybraných států světa k jaderné energetice mezi roky 1964 – 2014 [53]

Úvod do problematiky vyhořelého jaderného paliva

I díky dvěma stěžejním haváriím v oblasti jaderné energetiky a to v Černobylu v roce 1986 a ve Fukušimě, způsobenou přílivovou vlnou z důvodu zemětřesení, v roce 2011 je relativně často rozšířen názor proti využívání energie z jaderných zdrojů. Některé země, právě po Fukušimské havárii, přehodnotily svůj postoj k jaderné energetice a snaží se jí ze svého energetického mixu úplně vyřadit a nahradit jinými zdroji. Nejvíce zamítavě se proti jaderné energii postavilo Německo, které okamžitě uzavřelo 8 jaderných elektráren a do roku 2022 počítá s jejich totálním uzavřením. Španělsko má, hlavně díky ekonomickým aspektům, negativní postoj k jaderné energii, ovšem španělská vláda se do budoucna vyjádřila nejasně, jelikož náklady na obnovitelné zdroje se stávají neakceptovatelnými. Na obrázku „Obr. 1–1“ je naznačeno, jaký je postoj ostatních vybraných států k jaderné energetice. Japonsko již opět plánuje výstavbu nových jaderných reaktorů a to hlavně kvůli energetické soběstačnosti. Švýcarsko chce vyřadit jadernou energii ze svého energetického mixu do roku 2034. Belgie je také na odklonu od jaderné energetiky nebo alespoň navrhuje snížení jejího zastoupení v energetickém rozložení zdrojů. Rakousko s Řeckem jsou stále a dlouhodobě proti. Aktuální vývoj je vidět i na stránkách WNA („World Nuclear Association“) [54], kde země, které mají negativní stanovisko k jaderné energetice, neplánují ani nenavrhují nové reaktory do budoucna. I přesto se veřejné mínění stále více přiklání k jejímu využívání, jelikož si populace postupně uvědomuje, jak je to významný zdroj do budoucna, který bude jednou nenahraditelný [53].

Tab. 1–1 - Náklady na 1 MWh_e pro různé typy elektráren (zjištěno ve Francii) [7]

Typ elektrárny	Náklady na 1 MWh _e v € ve Francii
Jaderná (2. generace)	49,5
Uhelná/Plynová	65-70
Na topný olej	75-80
Fotovoltaická	114 - 547
Solární (termodynamická)	94 - 194
Větrná (na souši)	62 – 102
Na biomasu	56 – 223
Geotermální	50 - 127
Hydroelektrárna	43 - 188

Dalším z aspektů proč se přiklonit právě k jaderné energetice je i cena jedné vyrobené MWh_e. V porovnání s ostatními elektrárnami má jedny z nejmenších nákladů, jak je vidět v tabulce „Tab. 1–1“. Tabulka sice vychází pro prostředí ve Francii, ale podmínky napříč celou Evropou budou dost podobné. Ceny obsahují i samotné investiční prostředky a provozní náklady.

1.1 Vyhořelé jaderné palivo

I přes dlouhou dobu vývoje jaderných reaktorů nebyly doposud uspokojivě vyřešeny některé jejich problémy. Mezi ty nejtěživější problémy patří otázka VJP („vyhořelé jaderné palivo“), i když označení není zcela přesné, jelikož obsahuje velké množství uranu a transuranů², které v sobě skýtají ještě velký energetický potenciál (95 % a víc) a tedy přesnější výraz by byl PJP („použité jaderné palivo“). VJP obsahuje celou řadu dlouho žijících radioaktivních izotopů, které mají poločas rozpadu (doba potřebná k tomu, aby se přeměnila právě polovina atomárních jader ve vzorku) až 10^7 let, které je třeba bezpečně oddělit od životního prostředí nebo přepracovat tak, aby nemohly uškodit člověku ani přírodě.

Průměrná jaderná elektrárna (výkon 1000 MW_e) vyprodukuje každoročně okolo 20 tun VJP. Jak je psáno v úvodu kapitoly, v provozu je 437 jaderných energetických reaktorů spolu s desítkami dalších jaderných zařízení, které produkují nebezpečný jaderný (radioaktivní) odpad (těžba a úprava uranových rud, institucionální odpady, jaderná energetika, jaderný zbrojní průmysl). VJP tvoří 90 % radiace všech radioaktivních odpadů a obsahuje [17]:

- **aktinoidy** (uran a transurany) – nejvíce škodlivé
 - *majoritní aktinoidy*³
 - **U** – 95,54 % (1 % tvoří štěpitelné ²³⁵U)
 - **Pu** – 0,85 % (0,5 % tvoří štěpitelné ²³⁹Pu)
 - *minoritní aktinoidy*
 - ²³⁷Np – 0,05 %
 - **Am** – 0,06 %
 - **Cm** – 0,002 %
- **štěpné a aktivační produkty.**
 - *dlouho žijící štěpné produkty (Long-lived FP, LLFP)*
 - ¹²⁹I – 0,02 % (jedná se o biogenní prvek se schopností hromadit se v lidské štítné žláze)
 - ⁹⁹Tc – 0,08 %
 - ⁹³Zr – 0,07 %
 - ¹³⁵Cs – 0,03 %
 - ⁷⁹Se, ¹⁰⁷Pd, ¹²⁶Sn
 - *krátce žijící štěpné produkty (Short-lived FP, SLFP)*
 - ¹³⁷Cs – 0,1 %
 - ⁹⁰Sr – 0,07 %
 - ⁸⁹Sr, ¹³⁴Cs, ¹⁴⁴Ce, ¹⁴⁸Pm
 - *stabilní izotopy*
 - **lanthanoidy** – 1,01 %
 - **ostatní stabilní izotopy** – 2,18 %
- **aktivační produkty konstrukčních materiálů palivových kazet.**

² Jedná se o prvky, které následují v Mendělejevově periodické tabulce prvků za uranem. V přírodě se běžně nevyskytují, všechny se připravují uměle.

³ Jméno skupiny prvků s protonovým číslem od 89 (Aktinium) po 103 (Lawrencium).

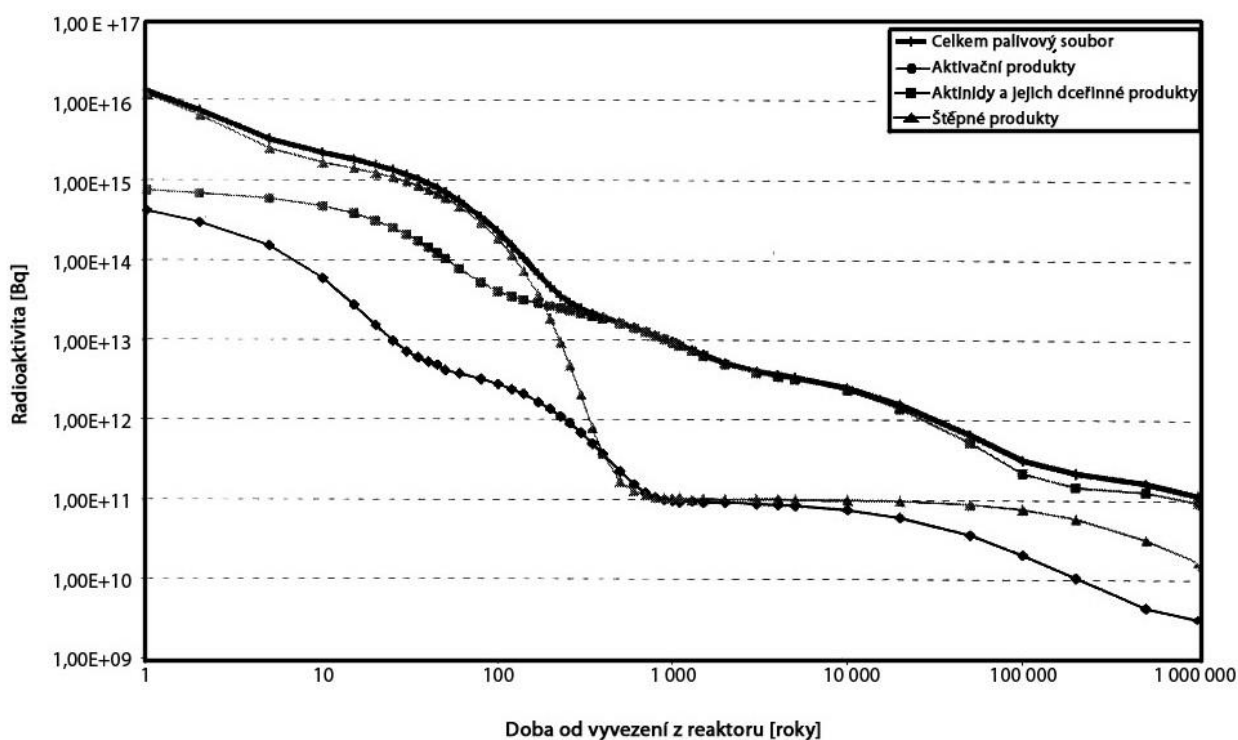
Úvod do problematiky vyhořelého jaderného paliva

Rizikovitost těchto izotopů spočívá především v jejich dlouhých poločasech rozpadu a vysokých aktivitách⁴, které zvyšují nároky na jejich dlouhodobé zabezpečení. Jako příklad lze uvést, že smrtelná dávka plutonia, kterého VJP obsahuje 1 %, je pro dospělého člověka jeden mikrogram. Elektrárna v Dukovanech přitom vyprodukuje ročně asi 40 kg plutonia [12], [17], [20].

Na první pohled je zřetelné, že množství tohoto odpadu je enormní (v současné době je ve světě uloženo zhruba 400 000 tun VJP [20]) a dá se předpokládat, že v budoucnu bude toto číslo stále růst. A proto se VJP musí spolehlivě a bezpečně zajistit. Doposud se používají prakticky tři metody likvidace VJP, které jsou považovány za přijatelné jak z ekologického hlediska, tak i z pohledu ekonomického:

- **Trvalé uložení** (uložení pod zem).
- **Přepřacování** (znovuvyužití paliva).
- **Vyčkávací strategie** (mezisklady).

V České republice jsou zatím ukládány speciální kontejnery CASTOR s VJP v meziskladech s vyhořelým jaderným palivem a uvažuje se o výstavbě trvalého úložiště.



Obr. 1–2 - Radioaktivita vyhořelého palivového souboru VVER-440 [47]

⁴ Vyjadřuje počet radioaktivních přeměn za jednu sekundu.

1.1.1 Trvalé uložení VJP

Jedná se o ekonomicky ne příliš perspektivní metodu, jelikož v reaktorech dnešního typu se využije pouze 3-4 % celkové energie obsažené v palivu a zbylých cca 97 % představuje štěpitelné nuklidy⁵, které mohou být po přepracování znovu využity. Vyhořelé palivo obsahuje zhruba 3 % (v závislosti na typu reaktoru) vysoce aktivních štěpných produktů, které nelze již dále k výrobě energie využít. VJP dále obsahuje celou řadu transuranů, z nichž některé mohou být opět využity například v MOX⁶ palivech nebo v jiných typech reaktorů. Přehled nejdůležitějších štěpných produktů a transuranů (jednotlivých izotopů), které jsou obsaženy ve vyhořelém palivu, je uveden v tabulce „Tab. 1–2“.

Tab. 1–2 - Roční produkce nejvýznamnějších transuranů a štěpných fragmentů v lehkovodním reaktoru o výkonu 1000 MW_e [40]

Transuran	Produkce [kg/rok]	Poločas rozpadu [roky]	Počet atomů [$\cdot 10^{25}$]	Štěpný fragment	Produkce [kg/rok]	Poločas rozpadu [roky]	Počet atomů [$\cdot 10^{25}$]
²³⁸ Pu	4,52	88	1,13	⁷⁹ Se	0,17	$6,5 \cdot 10^4$	0,13
²³⁹ Pu	166	$2,4 \cdot 10^4$	41,6	⁸⁵ Kr	0,39	10,7	0,28
²⁴⁰ Pu	76,7	$6,6 \cdot 10^3$	19,2	⁹⁰ Sr	13,4	28,8	9
²⁴¹ Pu	25,4	14,4	6,4	⁹³ Zr	23	$1,5 \cdot 10^6$	15
²⁴² Pu	15,5	$3,8 \cdot 10^5$	3,9	⁹⁹ Tc	25	$2,1 \cdot 10^5$	15
²³⁷ Np	14,5	$2,1 \cdot 10^6$	3,66	¹⁰⁷ Pd	7,3	$10,5 \cdot 10^6$	4,1
²⁴¹ Am	16,6	423	4,13	¹²⁶ Sn	0,96	$1,0 \cdot 10^5$	0,46
²⁴² Am	0,022	141		¹²⁹ I	5,8	$1,6 \cdot 10^7$	2,7
²⁴³ Am	2,99	$7,4 \cdot 10^3$	0,73	¹³⁵ Cs	9,4	$3 \cdot 10^6$	4,2
²⁴³ Cm	0,011	28,5		¹³⁷ Cs	32	30	11
²⁴⁴ Cm	0,58	18,1	0,13	¹⁵¹ Sm	0,4	90	0,46

Stavba těchto úložišť je navíc ekonomicky i konstrukčně velmi náročná a v poslední době naráží na odpor ekologických hnutí a místního obyvatelstva. Je potřeba zajistit geologicky vhodnou lokalitu, která nesmí být seismicky aktivní, nesmí prosakovat spodní voda a další. Z toho důvodu se uvažuje o vytvoření konečných úložišť v žule, soli nebo jílech. Proto se v poslední době objevují tendence, aby se odložila stavba úložišť na dobu, kdy bude více jasné a zřetelné, jak se s VJP bude nakládat v budoucnu, a budou dány lepší aspekty pro posouzení nejlepší efektivity daného systému [18], [25], [47].

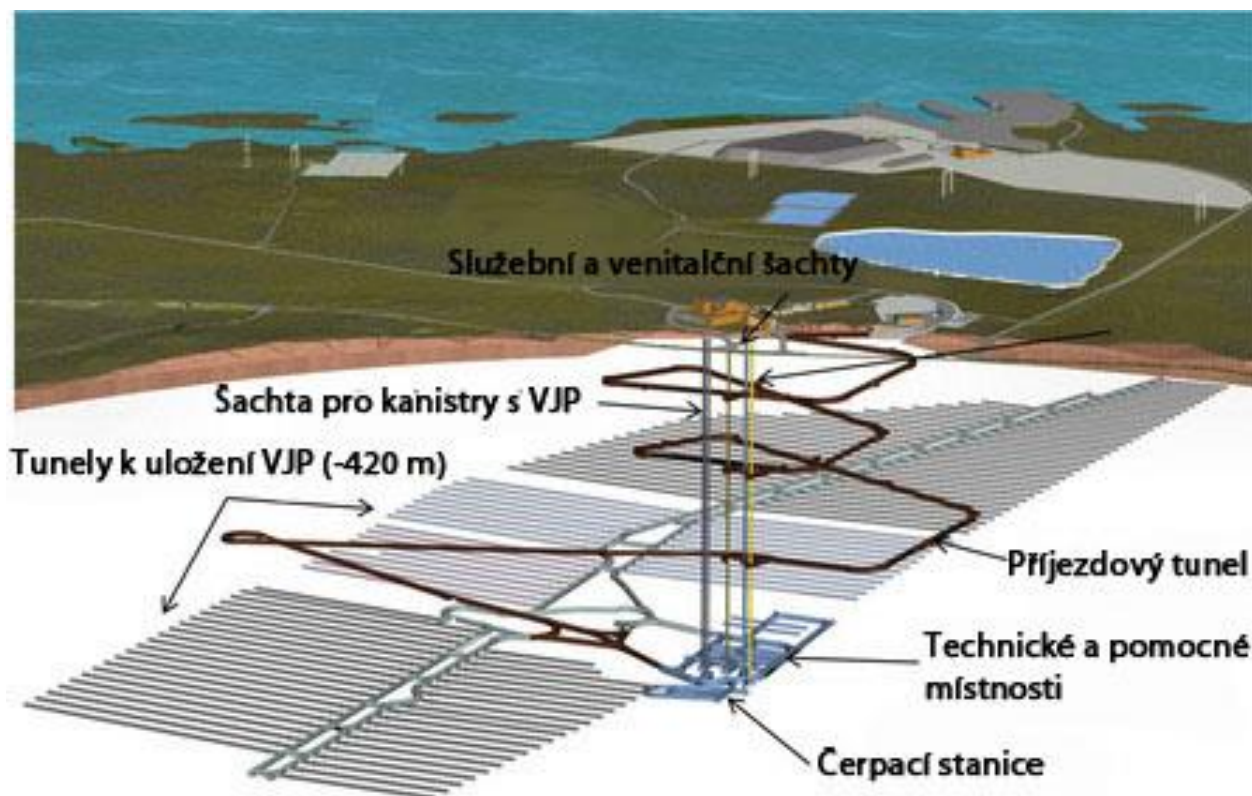
Ale ani tak se v budoucnu, s největší pravděpodobností, výstavbě těchto hlubinných úložišť nevyhne, jelikož i po přepracování vyhořelého paliva a případné transmutaci radioaktivního odpadu zbyde nezanedbatelné množství vysoce radioaktivních látek, které budou muset být bezpečně uloženy, aby neohrožovaly okolí. Jejich množství však bude podstatně menší než při

⁵ Látka, jejíž všechny atomy mají stejný počet protonů i stejný počet nukleonů.

⁶ Mixed oxide - skládá se ze směsi UO₂ a PuO₂.

Úvod do problematiky vyhořelého jaderného paliva

ukládání celých palivových souborů (jak je tomu dnes) a spolu s tím i časové nároky na výdrž úložiště budou výrazně menší [25], [47].



Obr. 1–3 - Schéma hlubinného úložiště radioaktivního odpadu ve Finsku [46]

V České republice nám v současné době fungují 4 přípovrchová úložiště. Jsou to úložiště Richard v Litoměřicích, Bratrství v Jáchymově, Hostim v Berouně a Dukovany přímo v objektu JE Dukovany. Momentálně nemáme žádné hlubinné úložiště, ale o jeho vybudování se vedou diskuze a již jsou i vybrány lokality, které by vyhovovaly nárokům. Tento záměr se ovšem musí sejít i s podporou občanů a místních samospráv [47].



Obr. 1–4 - Mapa zvažovaných budoucích lokalit hlubinného úložiště v ČR [47]

1.1.2 Přepřacování VJP

Princip přepřacování paliva je znám již od 40. let minulého století. Jedná se o uzavřený palivový cyklus, protože se z použitého paliva vyrábí nové. V dnešní době je to již celkem dobře zvládnutý technologický proces. Ovšem pro jeho technologickou a ekonomickou náročnost se mu věnuje pouze pár zemí světa (zejména Francie, Rusko a Japonsko), jelikož ceny uranové rudy jsou stále nižší, než si palivo nechat přepřacovat. Jde tedy hlavně o ekologický a společensky odpovědný aspekt [25].

Princip přepřacování probíhá tak, že z palivových kazet se odstraní ochranný zirkoniový obal a palivové články se rozdělí na kratší kusy - vše pomocí dálkově řízených manipulátorů a robotů. Použité palivo se rozpustí v kyselině dusičné a z roztoku se chemicky oddělují jednotlivé složky. Plutonium se opět použije jako palivo. Uran se uskladní nebo použije pro výrobu nového paliva. Zbytky kovového pokrytí palivových článků se zpracují jako středně-aktivní odpad. Štěpné produkty se oddělují a vitrifikují⁷. Z jedné tuny použitého paliva tak vznikne pouze 115 litrů vysokoaktivního jaderného odpadu převedeného do formy skla. Palivo vyjmuté z reaktoru stále ještě obsahuje přibližně 95 % ²³⁸U, 1 % štěpitelného ²³⁵U a 1 % štěpitelného ²³⁹Pu. Tyto tři suroviny lze znovu použít. Hlavně kvůli ²³⁹Pu odmítá hodně zemí přepřacování VJP, jelikož se bojí jeho zneužití k výrobě atomových bomb [18], [25], [55].

Významný pokrok v několika důležitých oblastech, zejména pak ve vývoji nových urychlovačů a možnostech jejich širokého využití, v materiálové oblasti jaderných zařízení a v separačních metodách, podstatně přispěl k vážným úvahám o reálnosti principiálně nové možnosti zneškodňování jaderných odpadů na bázi jejich jaderné transmutace. Podle odborných odhadů by vhodnými transmutacemi mohlo dojít ke zkrácení doby kontrolovaného uložení odpadů pouze na stovky let. Přitom by celkové množství odpadů proti stávajícímu stavu bylo sníženo alespoň 10x. I když se ani tyto technologie bez úložiště odpadů neobejdou, mohou především časově, ale i objemem, redukovat stávající problém na mnohem přijatelnější úroveň. To vše dokonce při zisku další energie [4], [44].

I když je možnost využití jaderných transmutací pro popisované účely známá již delší dobu (a zdaleka nejen při využití neutronů, ale např. i protonů či jiných nabitých částic, byť použití neutronů se jeví jako prokazatelně nejschůdnější cesta), teprve v posledních letech byly získány bližší informace o různých typech přeměn i relativně nejschůdnějších cestách k dosažení stabilních, resp. krátce žijících nuklidů [4], [44].

Účinnost jednotlivých transmutačních scénářů je vidět v tabulce „Tab. 1–3“, kterou zveřejnila organizace OECD - NEA („*The Organisation for Economic Co-operation and Development - Nuclear Energy Agency*“) pro Francii, ovšem scénáře jsou ekvivalentní i pro ostatní státy. V tabulce „Tab. 1–4“ jsou nastíněny transmutační pravděpodobnosti v tepelném a rychlém spektru neutronů. Na první pohled je patrné, že při využití rychlého spektra dosáhneme několikanásobně větší účinnosti.

⁷ Odstranění vody a přidání sklotvorných přísad, aby vzniklo křemičitanové nebo boro-křemičitanové sklo.

Tab. 1–3 - Možné transmutační scénáře a jejich účinnost [10]

Transmutační scénáře	RF*	Popis
Přeměna plutonia v PWR (tlakovodní reaktor, „ <i>Pressurized light-Water moderate and cooled Reactor</i> “)	Nízká (~5)	Pu je vícekrát recyklováno v PWR samostatně. Rozdílné palivové koncepty: MOX-UE, APA, CORAIL, MIX. Zvýšená potřeba obohacení ²³⁵ U.
Přeměna transuranů v PWR	Střední (~50)	Palivový cyklus je uzavřen pro všechny transurany. Recyklovány mohou být pouze Pu a Am.
Heterogenní mono recyklace	Střední (~60)	Am (a Cm) jsou jednou recyklovány jako terče v FR (“ <i>Fast Reactors</i> “). Np je vícekrát homogenně recyklováno v MOX palivu.
Dvouvrstvý palivový cyklus**	Vysoká (>100)	Palivový cyklus je v druhé vrstvě zcela uzavřen. V druhé vrstvě jsou potřeba inovativní technologie, ale podpora u LWR/ADS je vysoká.
FR transmutační strategie	Vysoká (>100)	Palivový cyklus je uzavřen pro všechny transurany. U není recyklován. Minoritní aktinoidy jsou v celém palivovém cyklu v menší koncentraci (zředěné).

*RF – Redukční Faktor radiotoxicity vzhledem k otevřenému palivovému cyklu.

**Skládá se z komerčního reaktorového palivového cyklu a transmutačního jaderného palivového cyklu (založen hlavně na ADS).

Tab. 1–4 - Transmutační pravděpodobnosti jednotlivých izotopů [44]

Izotop	Tepelné spektrum [%]	Rychlé spektrum [%]
¹³⁷ Np	3	27
²³⁸ Pu	7	70
²³⁹ Pu	63	85
²⁴⁰ Pu	1	55
²⁴¹ Pu	75	87
²⁴² Pu	1	53
²⁴¹ Am	1	21
²⁴² Am	75	94
²⁴³ Am	1	23
²⁴² Cm	1	10
²⁴³ Cm	78	94
²⁴⁴ Cm	4	33

1.2 Transmutace

Jaderná transmutace je obecně jakákoliv jaderná přeměna, při níž dochází ke změně složení atomového jádra. Transmutace mohou být samovolné nebo nuceně vyvolané různými jadernými částicemi (např. neutrony, protony, elektrony, pozitrony, deuterony apod.). Jaderných transmutací probíhá při běžném provozu jaderných reaktorů celá řada, a to nejen v palivu, ale i regulačních orgánech, konstrukčních materiálech, chladiivu apod. Účelem transmutačního procesu je likvidace radionuklidů s dlouhým poločasem rozpadu a vysokou relativní radiotoxicitou a jejich přeměna na krátkodobé nebo dokonce stabilní izotopy. Transmutovat lze efektivně v podstatě dvěma způsoby:

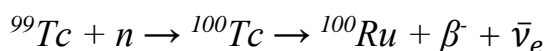
- Záchyt neutronu.
- Štěpení neutronem.

Ostatní reakce s neutrony nebo jinými částicemi (protony, elektrony, pozitrony, deuterony, apod.) mají mnohonásobně nižší účinné průřezy a způsobily by nepoměrně vyšší náklady na transmutační zařízení a jejich využití ve větším měřítku je tedy nereálné⁸.

V případě štěpných produktů je transmutace uskutečňována pouze záchytem neutronu (i několikanásobným) případně doprovázeným též β rozpadem⁹. Záchyt neutronu probíhá opakovaně až do té doby, než se vytvoří nuklid stabilní nebo krátkodobý. Poté je ovšem potřeba proces uměle zastavit, protože dalším záchytem by mohly vznikat další dlouho žijící radioizotopy. Účinné průřezy pro záchyt neutrony na většině FP jsou nízké, pro transmutaci je nutné mít, buď dobře termalizované spektrum, nebo velmi vysoké toky, nejlépe však obojí, ovšem i tak je zde nejistota, protože doba potřebná pro jejich transmutaci je velká. Jeden krok transmutace potom může být znázorněn takto [4], [17]:

- Jádro $(Z, A)^{10}$ zachytí neutron a přemění se na jádro $(Z, A+1)$.
- Jádro $(Z, A+1)$ je ve velké většině β radioaktivní a rozpadá se na jádro $(Z+1, A+1)$.

Jako příklad lze uvést transmutaci ^{99}Tc na stabilní izotop ^{100}Ru (viz obrázek „Obr. 1–5“):



Transmutace aktinoidů je mnohem složitější otázkou. Pouze některé aktinoidy jsou štěpitelné tepelnými neutrony¹¹, jiné mají v tepelné oblasti obrovské účinné průřezy pro záchyt a dávají tak vzniknout vyšším aktinoidům. Ty jsou již štěpitelné tepelnými neutrony, proto je tato myšlenka reálná, ovšem reaktor by vyžadoval velmi vysoké toky neutronů (v běžných jaderných reaktorech je řádově $10^{14} \text{ n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ – pro efektivní transmutaci je potřeba řádově $10^{16} \text{ n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$), aby poločasy transmutace pomocí štěpení byly kratší než poločasy β rozpadu těchto izotopů [4], [12], [17].

⁸ Např. přímé spalování na svazku protonů, či deuteronů pomocí spalačních reakcí nebo využití nepružných reakcí, např. (n, xn) .

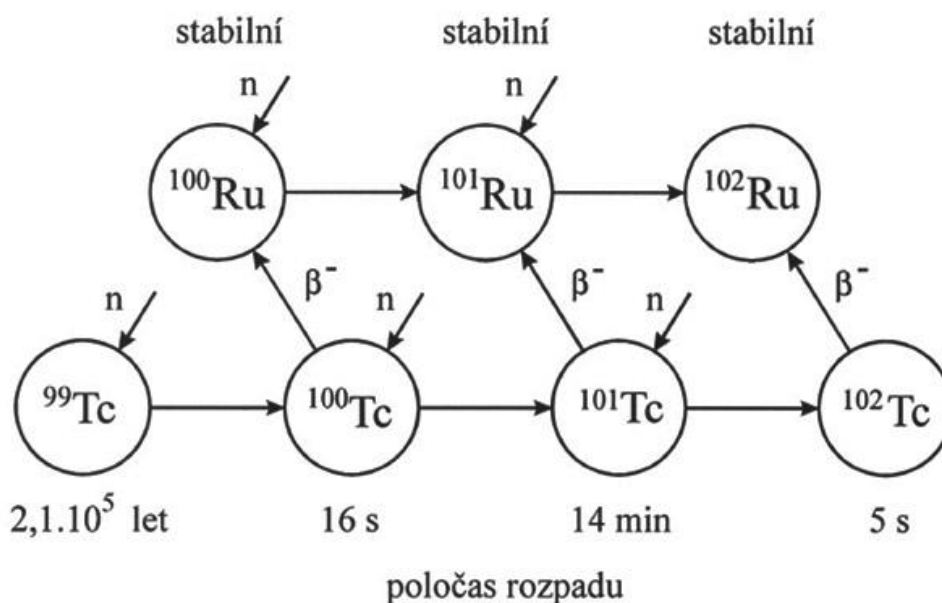
⁹ U rozpadu beta minus se přemění původní prvek na prvek s protonovým číslem +1, záření beta a neutrino.

¹⁰ Z – protonové číslo prvku, A – nukleonové číslo prvku.

¹¹ Tepelné neutrony (0,002 eV – 0,5 eV), rychlé neutrony (0,3 eV – 20 MeV), neutrony vysokých energií (20 MeV - 100 MeV).

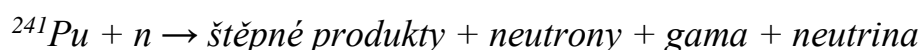
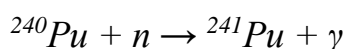
Úvod do problematiky vyhořelého jaderného paliva

Právě plány pro využití lehkovodních tlakových jaderných reaktorů (PWR) a hlavně nového typu těžkovodního reaktoru CANDU ACR-1000¹² [2] v návaznosti na transmutace přináší možnost zlepšeného palivového cyklu a rezistenci vůči množení jaderného materiálu z civilních jaderných zařízení pro využití na výrobu jaderných zbraní spolu s vylepšenými aspekty provozní bezpečnosti. Studie v návaznosti na využití nového typu reaktoru ACR-1000 jako transmutoru zvažuje zvýšení úrovně vyhoření jaderného paliva ke zmenšení zásob VJP a použití nuklidů transuranů (²³⁷Np a ²⁴¹Am) ve vysoce vyhořelém palivu, což může výrazně zvýšit poměr ²³⁸Pu/Pu a posilovat rezistenci k množení jaderného materiálu. Díky těmto přístupům se může dosáhnout následujících cílů: zmenšování uložení minoritních aktinoidů, zvyšování rezistence k množení jaderného materiálu a může sloužit jako vyhořivací absorbér k zlepšení palivového cyklu. Jako palivo se nemusí využívat pouze uran, ale také thorium, které je v přírodě zastoupené ve 3x větším množství. Výzkumem palivového cyklu s thoriem se zabývají především země, které mají jeho velkou zásobu, jako jsou Indie, USA, Čína a další. Izotop ²³²Th je vhodný k transmutaci. Po pohlcení neutronu jádrem se postupně přemění až na izotop ²³³U, který je vhodným izotopem pro vyvolání jaderné řetězové reakce. Thorium se dá také využít i u FBR, viz dále [8], [26], [48].



Obr. 1–5 - Schéma transmutace ⁹⁹Tc [40]

U těžkých jader aktinoidů, jejichž ani jeden izotop není stabilní, se transmutací rozumí radiální záchyt neutronu s následným štěpením (dvoustupňová transmutace aktinoidů). Záchyt neutronu probíhá až do té doby, než se vytvoří nuklid s poměrně vysokým účinným průřezem pro štěpení. Toto lze ilustrovat na obrázku „Obr. 1–6“, kde je transmutační náčrt významných izotopů nebo na ²⁴⁰Pu [12], [25], [30]:

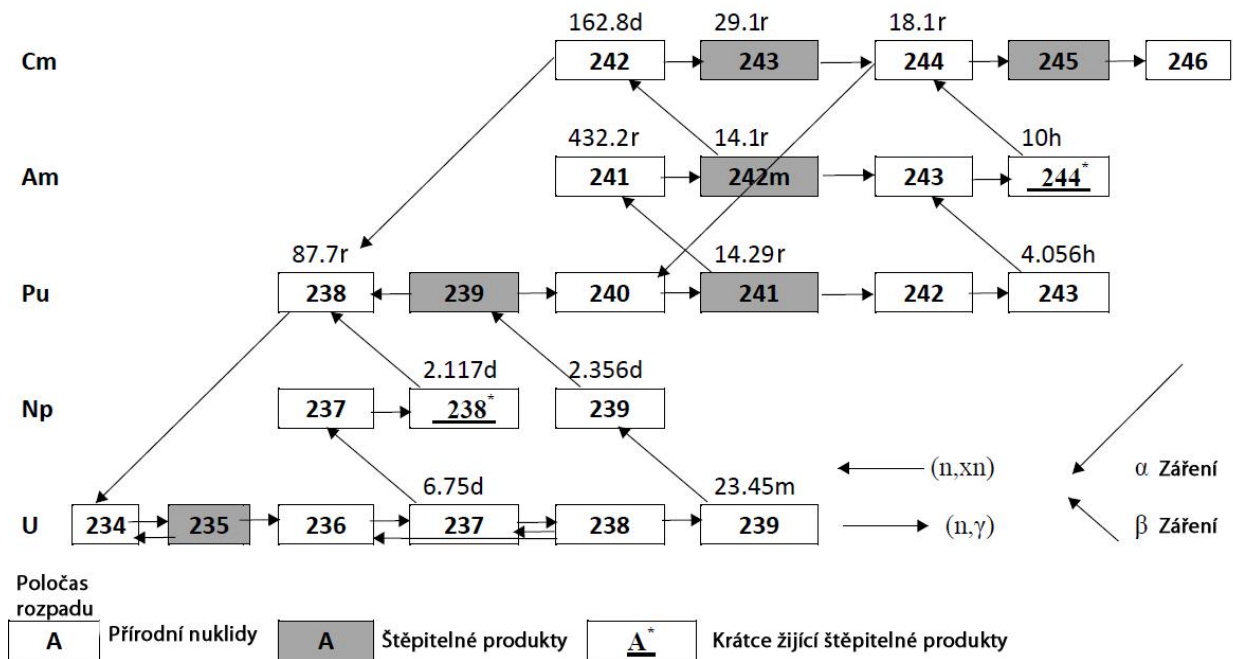


¹² Celý název – „Advanced Candu Reactor 1000“, chladivo – lehká voda, moderátor – těžká voda, spektrum neutronů – tepelné neutrony.

Úvod do problematiky vyhořelého jaderného paliva

Obvykle má však nový těžší nuklid větší účinný průřez pro záchyt neutronů než nuklid původní a může tak v soustavě působit jako neutronový absorbátor, přičemž může dojít k jeho aktivaci. Tento problém by měla řešit kontinuální separace¹³ [25].

Ovšem i tak je u všech aktinoidů poměr účinného průřezu pro záchyt k účinnému průřezu pro štěpení tepelnými nebo nadteplnými neutrony relativně velký. Tento poměr klesá se zvyšující se energií neutronů. Proto je mnohem výhodnějším transmutorem rychlý reaktor (FBR – rychlý množivý reaktor, „*Fast Breeder Reactor*“), který využívá rychlého spektra neutronů. Účinné průřezy jsou sice řádově nižší, ale jsou přibližně stejné pro všechny aktinoidy a lze štěpit opravdu všechny, při čemž záchyt neutronu je méně pravděpodobný. Díky tomu nejsou následně vytvářeny další vyšší aktinoidy. Rychlý reaktor ovšem musí nižší účinné průřezy pro štěpení kompenzovat vysokým tokem a delší dobou transmutace. Hustota toku neutronů je svázána s výkonem reaktoru a je tedy omezena odvodem tepla z aktivní zóny. Na jeden neutron vyprodukovaný ze štěpení se v rychlém reaktoru uvolňuje velké množství tepelné energie. Tuto energii musí systém chlazení odvést z aktivní zóny reaktoru [4], [16], [17],[30], [49].



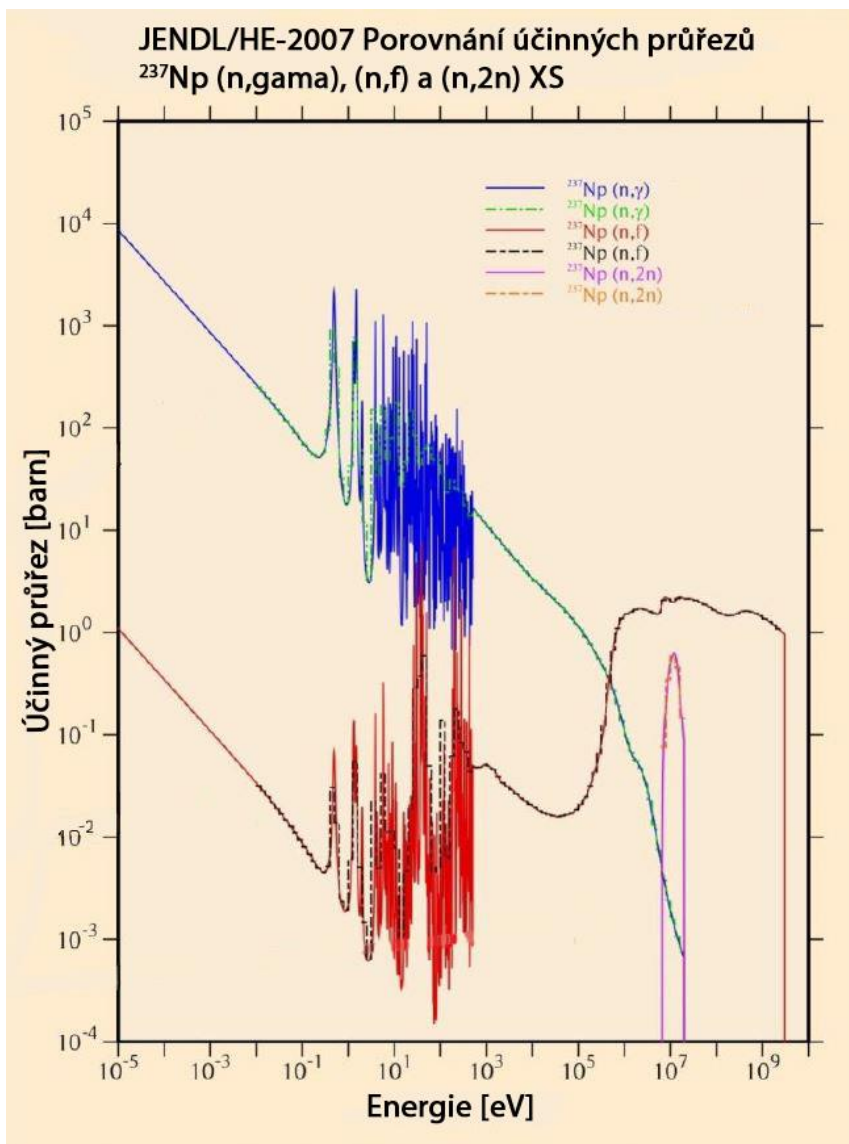
Obr. 1-6 - Transmutační náčrt významných izotopů [38]

A právě toto omezení dalo vzniknout myšlence podkritických reaktorů se silným neutronovým zdrojem, tedy systému, kde by se na jeden neutron uvolňovalo menší množství energie a systém chlazení by tak dovolil mít v AZ („aktivní zóna“) vyšší toky neutronů. Takto vysoké neutronové toky lze získat pouze pomocí tzv. urychlovačem řízených neutronových zdrojů, tedy zdrojů, kde nabitá částice urychlená v urychlovači částic způsobuje jaderné reakce

¹³ Separační proces, při kterém jsou v kontaktu dvě vzájemně nemísitelné fáze. Ty jsou při protiproudém pohybu v neustálém styku.

Úvod do problematiky vyhořelého jaderného paliva

vedoucí k produkci neutronů (řízená transmutace). Neutrony hlavně z důvodu, že jakožto částice bez náboje, nemusí překonávat coulombovské síly v jádře a snadněji tedy vyvolá jadernou reakci než nabitě částice. Jejich účinné průřezy pro vyvolání jaderné reakce jsou tak obecně vyšší než účinné průřezy nabitých částic. Jedná se tedy o tzv. hybridní reaktorové systémy, které kombinují klasickou štěpnou reaktorovou technologii s technologií urychlovače a spalačního terče [1], [4], [17], [30], [49].



Obr. 1–7 - Porovnání účinných průřezů ^{237}Np [31]

Výše uvedené reakce slouží jako ilustrativní příklady přeměn radiotoxických jader, které samozřejmě probíhají i v klasickém lehkovodním jaderném reaktoru. Avšak tam nejsou takovéto transmutace dostatečně efektivní, jelikož tomu brání již zmíněný relativní nedostatek neutronů.

Pro nucené transmutace štěpných produktů a aktinidů je z fyzikálního hlediska dostatečně velký prostor a provozem klasických jaderných reaktorů se vytváří postačující zásoba “paliva” pro budoucí systémy ADTT („Accelerator Driven Transmutation Technologies“), i když v současné době nežádoucí.

2 ADS – ACCELERATOR DRIVEN SYSTEM

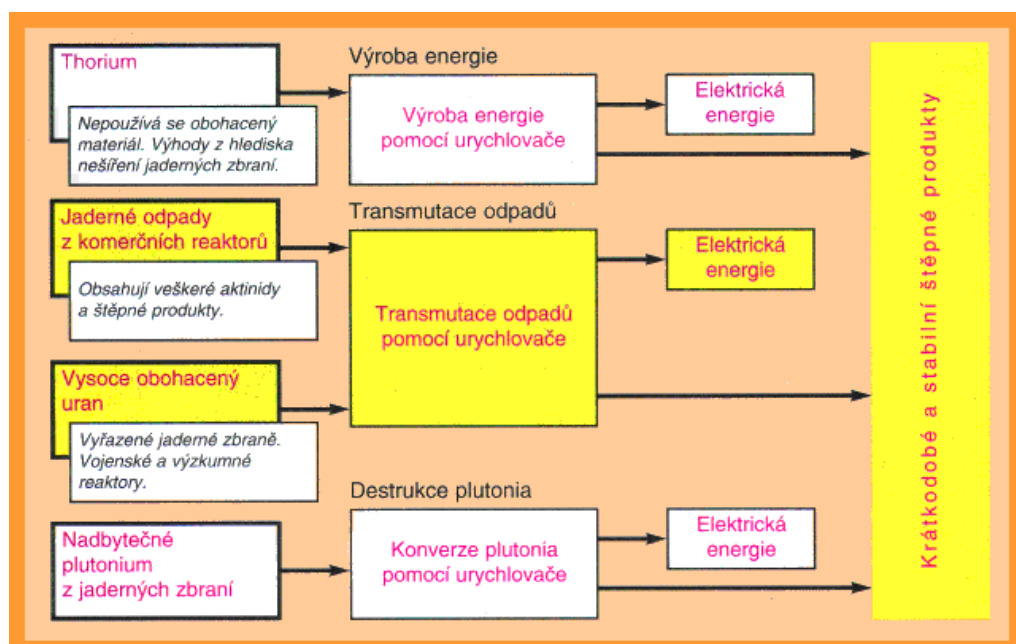
Jak je již nastíněno v úvodním textu, pro řešení problému VJP je zásadní myšlenka P&T (separace a transmutace, „*Partitioning and Transmutation*“) aktinoidů a prvků s dlouhým poločasem přeměny. To vyžaduje velmi efektivní reaktory a palivový cyklus. Dvě základní varianty této koncepce jsou:

- **FNR – reaktory na rychlé neutrony** („*Fast Neutron Reactors*“)
- **ADS - urychlovačem řízené systémy** („*Accelerator Driven Systems*“)

První varianta, tedy FNR, nemá žádný moderátor, štěpná reakce je řízena rychlými neutrony a jako chladivo je zde použit plyn (nejčastěji He), olovo (kapalné Pb nebo směs Pb-Bi), sodík (v kapalné formě), superkritická voda (voda o tlaku 25 MPa a teplotě 510-550 °C) nebo tekuté soli (fluoridy lithia nebo beryllia) v MSR (rychlý reaktor s tekutými solemi, „*Molten Salt Reactor*“) [15], [36].

Druhá varianta, tedy ADS, začala s vývojem až ke konci minulého století a její význam, jak se nyní zdá, bude do budoucna velmi důležitý. Může se též vyskytovat označení ADTT („*Accelerator Driven Transmutation Technologies*“) nebo ATW („*Accelerator Transmutation of Waste*“).

Rozdíl mezi FNR a ADS je v tom, že FNR funguje jako rychlý kritický reaktor, zatímco ADS jako rychlý podkritický reaktor se zdrojem neutronů. Z tohoto rozdělení je na první pohled patrné, že ADS je bezpečnější, protože se jedná o podkritický soubor, tedy v případě zvýšení reaktivity zařízení se urychlovač vypne, čímž dojde k zastavení dodávky elektricky nabitých částic (protonů, deutronů apod.) do terče, a tím se zastaví samotná řetězová reakce v reaktoru, jelikož se následným štěpením v reaktoru generuje menší množství nových neutronů než v předchozí generaci. Nemůže se tedy rozvinout nekontrolovaná štěpná reakce [16], [19], [24], [36].



Obr. 2–1 - Možnosti využití ADTT pro likvidaci radioaktivních odpadů [40]

2.1 Historie urychlovačem řízených transmutorů

Poprvé se úvahy o využití urychlovačem řízených transmutorů objevily ve 40. letech 20. století. Právě za pomoci tohoto systému chtěl na začátku 50. let E. O. Lawrence produkovat ^{239}Pu z ^{238}U a zároveň ^{233}U z ^{232}Th . Tímto krokem chtěli v USA vyřešit nedostatek štěpného materiálu pro výrobu jaderných zbraní. Bylo to dáno tím, že v té době bylo známo jen velmi málo domácích nalezišť uranu. Ovšem po pár letech byl výzkum zastaven, protože se v USA již našla vydatná ložiska. V následujících desetiletích se zjistila řada důležitých vlastností: tříštivých reakcí, produkce a transportu neutronů různými materiály nebo pravděpodobností různých transmutačních reakcí. Zdokonalily se protonové urychlovače i chlazení používaných terčů, i proto ve světě začalo pracovat několik tříštivých (spalačních) zdrojů neutronů. Znovuobjevení zájmu přišlo až v 90. letech v Japonsku a později i v USA a Evropě [16].

V této době se objevil projekt, který vypracoval C. Bowman z laboratoří v Los Alamos v USA, který byl dominantně zaměřen na transmutaci dlouhodobých radioizotopů z jaderného odpadu pomocí tepelných neutronů, které se získaly moderací neutronů produkovaných v tříštivém terči. Druhý projekt navrhl C. Rubbia z evropské laboratoře CERN ve Švýcarsku. Primárně byl zaměřen na transmutaci štěpitelného ^{232}Th na štěpný ^{233}U a získávání energie jeho štěpením. Oba projekty byly koncipovány hlavně na rozbor možností a získání přehledu o potřebných experimentálních studiích. Zároveň proběhla řada praktických testů, která ukázala, že před výběrem prvotypového transmutoru bude potřeba udělat řadu experimentálních výzkumů [16].

Následně se v Evropě i v celém světě rozběhlo několik projektů, které studují různé dílčí problémy spojené s urychlovačem, terčem a vhodnou sestavou reaktoru. Jelikož doba a smýšlení jednotlivých národů na Zemi postoupily vpřed, všechny tyto poznatky se téměř každý rok prezentují na celosvětových mezinárodních konferencích, aby ulehčily výzkum ostatním participujícím [16].

2.2 Neutronové zdroje pro ADS

Nejčastěji uvažovaným neutronovým zdrojem je spalační neutronový zdroj v podobě urychlovače a terče z těžkého kovu. Tento systém je schopen produkovat vyšší hustoty toku neutronů než klasický reaktor, při stejných nárocích na systém chlazení. Energie vzniklých neutronů jsou různé (od energie dopadajících částic až k energiím tepelným) a jejich nejpravděpodobnější energie je cca 1 MeV. Ve spektru jsou však zastoupeny i neutrony velmi vysokých energií, které se v běžných reaktorových systémech nevyskytují. Další významný rozdíl je, že urychlovačem řízené neutronové zdroje oproti klasickým, jsou zdroje pulzní. Závisí na typu urychlovače, jak častý a jak dlouhý je puls dopadajících jader (většinou se jedná o řády milisekund) a přitom rozptyl mezi různými urychlovači je až několik řádů. Spalační reakce není samoudržitelná a při přerušení svazku dochází k přerušení produkce neutronů [17].

Vedle zmiňovaných ADS systémů, které využívají k produkci neutronů spalační tříštivé reakce existují neutronové zdroje na bázi urychlovačů částic, které jsou postaveny na odlišném fyzikálním základě. Právě ty jsou využívány jako neutronové zdroje pro různé aplikace a mohou být teoreticky využity i pro transmutační, nebo energii produkující, systémy. Ovšem spalační

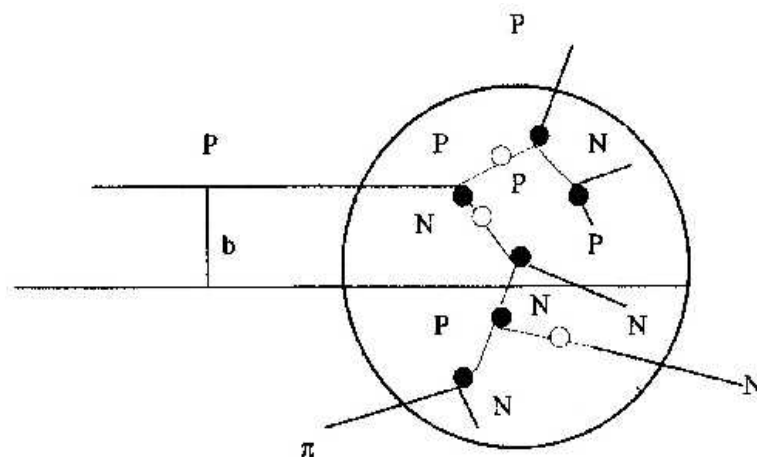
reakce jsou výhodné právě z toho důvodu, že je to velmi intenzivní zdroj neutronů. Mezi ostatní zdroje lze zařadit [17]:

- **Fúzní neutronové generátory** (reakce d-d, d-T, apod.).
- **Neutronové generátory nefúzní** (často LINAC nebo cyklotron a terč z beryllia nebo těžké vody), urychlené protony reagují s terčem za emise neutronů.
- **Elektron-jaderné neutronové zdroje** (kombinace elektronového urychlovače, terče z těžkého kovu a beryliového nebo těžkovodního reflektoru), kde svazek elektronů je brzděn v terči a vznikající brzdné záření způsobuje emisi neutronů pomocí reakcí (γ, n) , (γ, f) na těžkém terči nebo (γ, n) na Be nebo D_2O .
- **Neutronové zdroje ze synchrotronového záření** (reakce (γ, n) , (γ, f) na těžkém kovu a beryliovém reflektoru).
- **Neutronové generátory navržené C. D. Bowmanem** (kombinace fúzních a nefúzních neutronových generátorů).

2.2.1 Tříštvivé reakce

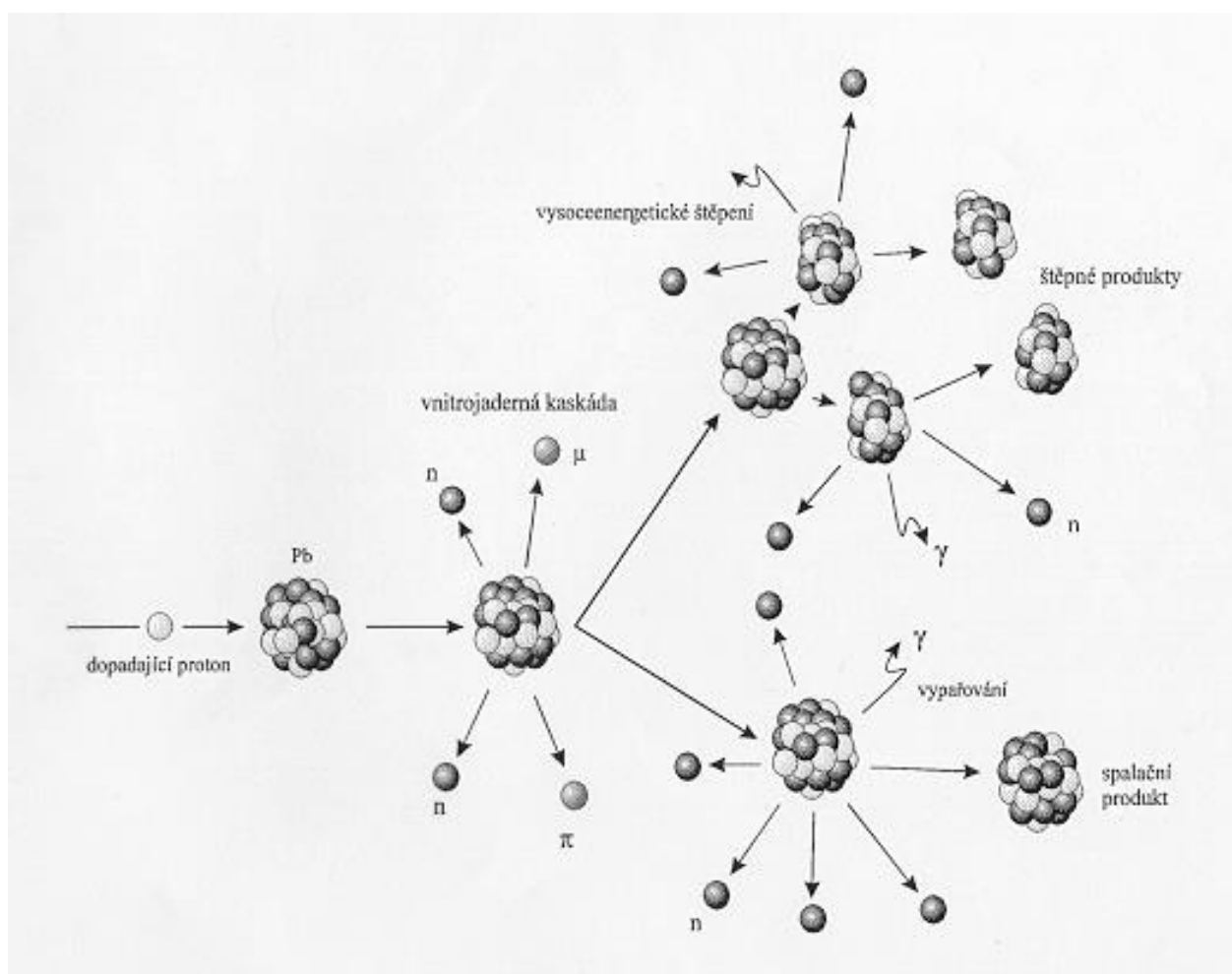
Tříštvivé reakce, neboli spalační reakce, využívají vysokých intenzit neutronů. Je to základní předpoklad pro další využití v systémech ADTT. Tyto vysoce neutronová pole jsou produkována právě v tříštvivých reakcích v materiálu o vysokém nukleonovém čísle. Z tříštvivých reakcí v takovémto materiálu totiž dochází k produkci velkého množství částic a fragmentů, z nichž podstatnou část tvoří právě neutrony [12].

Tříštvivá reakce je proces, kdy primární částice o vysoké energii pronikne do jádra a prostřednictvím pružných srážek předává energii jednotlivým nukleonům v jádře. Nukleony tak mohou získat dostatek energie k vyvolání dalších srážek. Tímto systémem dochází ke vzniku tzv. **vnitrojaderné kaskády**, během níž se energie dopadající částice distribuuje mezi nukleony v jádře. Schématické znázornění modelu vnitrojaderné kaskády je ukázáno na obrázku „Obr. 2–2“, kde b je srážkový parametr [12], [18], [27].



Obr. 2–2 - Schématické znázornění vnitrojaderné kaskády [12]

Rozsah a forma vnitrojaderné kaskády závisí na počtu nukleonů v jádře a na energii dopadající částice. V jádrech s velkým počtem nukleonů dochází v průběhu vnitrojaderné kaskády k velkému množství interakcí. Pokud navíc roste i energie dopadající částice, vzrůstá tím také množství srážek v jádře. Veškeré interakce během vnitrojaderné kaskády se tak odehrávají na úrovni nukleonů a celý proces je možné nazvat nukleonovou kaskádou. Vzrůstá-li energie dopadající částice dále, dochází postupně k překročení prahu pro produkci částic v nukleon-nukleonových interakcích. Nejdříve začnou vznikat piony (při energiích řádově stovek MeV) a při ještě vyšších energiích dopadající částice dochází k produkci i těžších hadronů. V tomto případě se vnitrojaderné kaskády neúčastní pouze nukleony, ale i hadrony, které mohou také interagovat mezi sebou. Pokud k tomuto dojde, nazývá se interakce hadronovou kaskádou (vzniká při energiích dopadajících částic kolem 2 GeV až 10 GeV) [9], [12], [18], [27], [52].



Obr. 2–3 - Průběh tříštvivé reakce [52]

Během vnitrojaderné kaskády mohou být emitovány nejen nukleony, ale také π -mezony a případně i některé těžší hadrony. Všechny částice, které jsou v této části emitovány, mají v této fázi relativně vysoké energie a pohybují se přibližně ve směru letu dopadající částice. Tyto částice mohou způsobovat další tříštvivé reakce v materiálu terče. Nejčastěji to jsou neutrony, protože ty neztrácejí energii ionizačními ztrátami a proniknou tak ze všech emitovaných částic nejhluběji do materiálu. Po skončení vnitrojaderné kaskády se jádro nachází ve vysoce excitovaném stavu, kdy stále dochází k interakcím mezi nukleony a jejich energie se tak

vyrovnává. Na závěr se vysoce vybuzené jádro rozpadá rovnovážným rozpadem. Během tohoto rovnovážného rozpadu dochází k vypařování částic, především neutronů a lehkých fragmentů (deuteronu, alfa částic a dalších). Vybuzené jádro se rozpadá až do okamžiku, kdy již nemá dostatek energie k emisi dalších částic a poté se deexcituje gama a beta přechody. Množství částic emitovaných v rovnovážném rozpadu roste s počáteční excitační energií jádra [9], [12], [27].

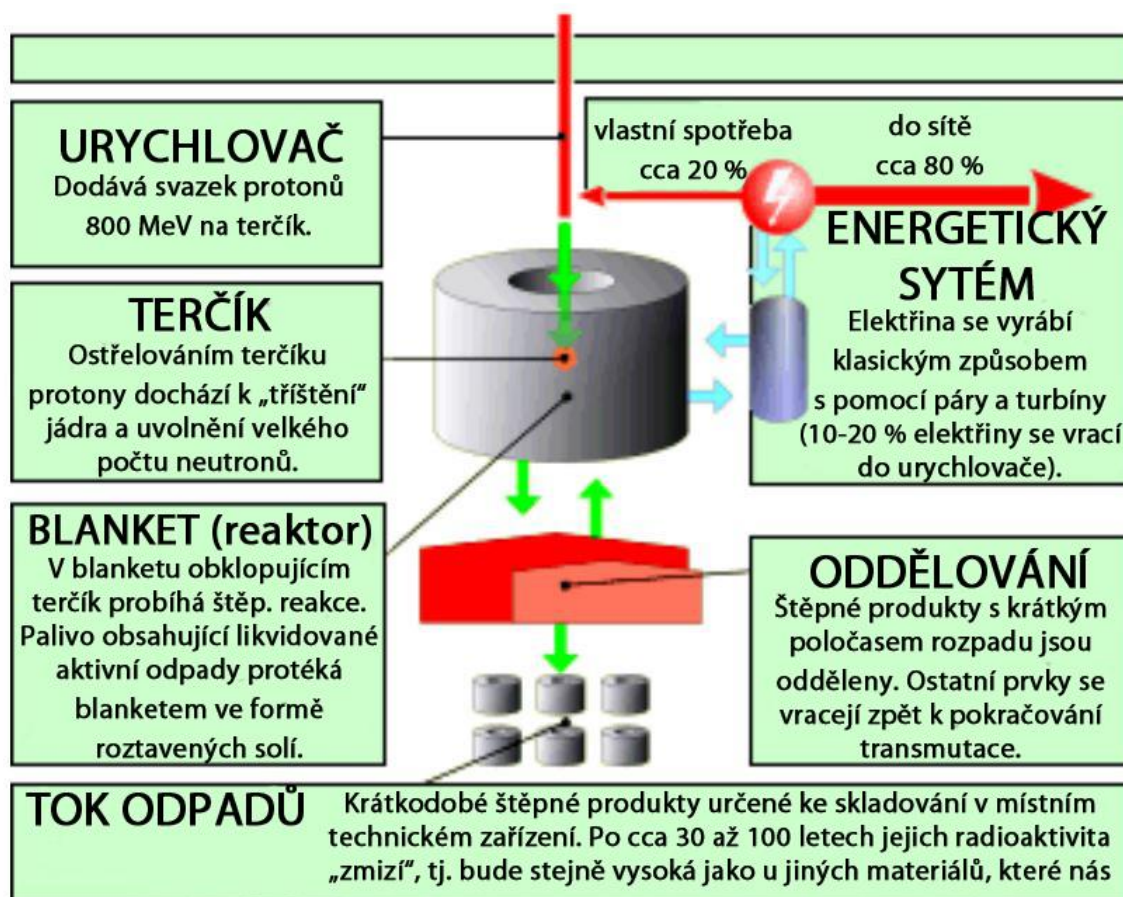
Jednoduše řečeno, jde o proces, kde energie protonů je velmi vysoká, dochází k vnitrojaderné kaskádě, kde se díky této vysoké energii sráží s nukleony v jádře, kterým protony předají buď větší, nebo menší část své energie. Ty nukleony, které dostanou větší část energie, mohou způsobit při srážce s dalším jádrem opět tříštivou reakci. Ty nukleony, které absorbovaly menší část energie, ji předávají dál. Nakonec je zbývající energie, která neunikla ven s rychlými neutrony, rovnoměrně rozložena v jádře. Takto „ohřáté“ jádro si můžeme představit jako kapku přehřáté vody, která se zbavuje energie vypařováním vodní páry a naše „jaderná kapka“ se zbavuje energie vypařováním neutronů, což je námi žádaný účinek [52].

Při reakci svazku protonů s energií 1 GeV v tlustém olověném terči vzniká až 30 neutronů na jeden dopadající proton a tomu uvolněná energie na jeden vyprodukovaný neutron činí přibližně 25 MeV. Při srovnání této energie s energií uvolněnou při štěpení je limit pro odvod tepla nižší než v klasickém štěpném reaktoru [17], [32].

2.3 Detailní popis ADS

Urychlovačem řízené systémy se skládají ze tří základních částí. První z nich je **urychlovač** (nejlépe protonový), který produkuje relativistické protony (řádově s energií stovky a více MeV). Z hlediska optimálního poměru počtu produkovaných neutronů na jednotku vložené energie je ideální energie protonů zhruba 1 GeV (kinetická energie protonu je zhruba rovna jeho energii klidové). Druhou částí je **terč** z těžkého materiálu (s co největším počtem nukleonů), na který dopadají urychlované protony. U něho je velmi důležité řešení chlazení a odvodu tepla. Tomu se do značné míry podřizují navrhovaná řešení. Třetí částí je samotný **reaktor**, který obklopuje terč. Konkrétní konfigurace paliva, jaderného odpadu, případně moderátoru i dalších komponent v něm, bude záviset na tom, jestli bude transmutor zaměřen na produkci energie, produkci štěpného materiálu (paliva pro klasické reaktory) nebo transmutaci dlouho žijících radioizotopů z jaderného odpadu. Součástí takového zařízení musí být i průběžná jaderně-chemická separace, při které by se oddělovaly vzniklé stabilní a krátce žijící izotopy, aby nedocházelo k jejich dalším transmutacím. Na konferenci AYSS v ruské Dubně v únoru 2015 byl naznačen aspekt, že pokud by se použil systém ADS pro transmutaci dlouho žijících radioizotopů a co každých 10 let by se uvedlo do provozu 6 zařízení, kde každé má energii 660 MeV, v roce 2100 by byl podíl minoritních aktinoidů ve světě na nulové hodnotě [32], [49], [50], [51].

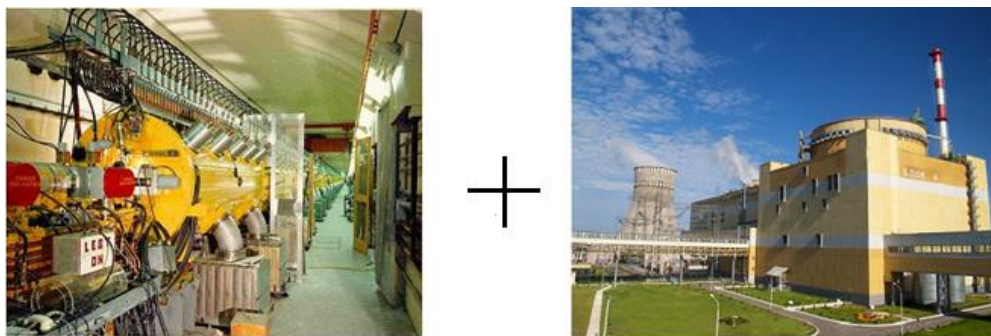
V současné době je hlavním omezujícím faktorem právě technologie urychlovačů. Vědci se stále se snaží vyvíjet urychlovače s větší energií, ovšem tento výzkum je velmi komplikovaný a jde pomalu i díky vysokým finančním nákladům.



Obr. 2-4 - Základní schéma elektrárny řízené urychlovačem s tekutými solemi [34]

V podstatě se dá říci, že se jedná o jaderný reaktor dnešního typu, který je doplněn pouze spalačným terčem, který je uvnitř zařízení a jednou budovou s urychlovačem navíc. Schématický náčrt lze vidět na obrázku „Obr. 2-5“.

Jako palivo se do ADS systémů uvažuje i s ^{232}Th , které je zastoupeno ve velkém množství v zemské kůře a s kterou poprvé přišel Carlo Rubia. V tomto ohledu vede výzkum Indie, kde jsou jedny z největších zásob. Využívalo by se „množení“¹⁴ - záchyt neutronu na ^{232}Th a následně přeměny až na štěpitelný ^{233}U [32].



Obr. 2-5 - Koncept ADS (lineární urychlovač s jaderným reaktorem) [16]

¹⁴ Proces přeměny neštěpitelných izotopů v reaktorech dnešního typu jako ^{232}Th na štěpitelné.

2.3.1 Urychlovač

Primárně se mohou urychlovače dělit na dva základní typy:

- **Lineární urychlovač** („*linear accelerator*“, *LINAC*)
- **Kruhový urychlovač** (cyklotron, synchrotron, fázotron)

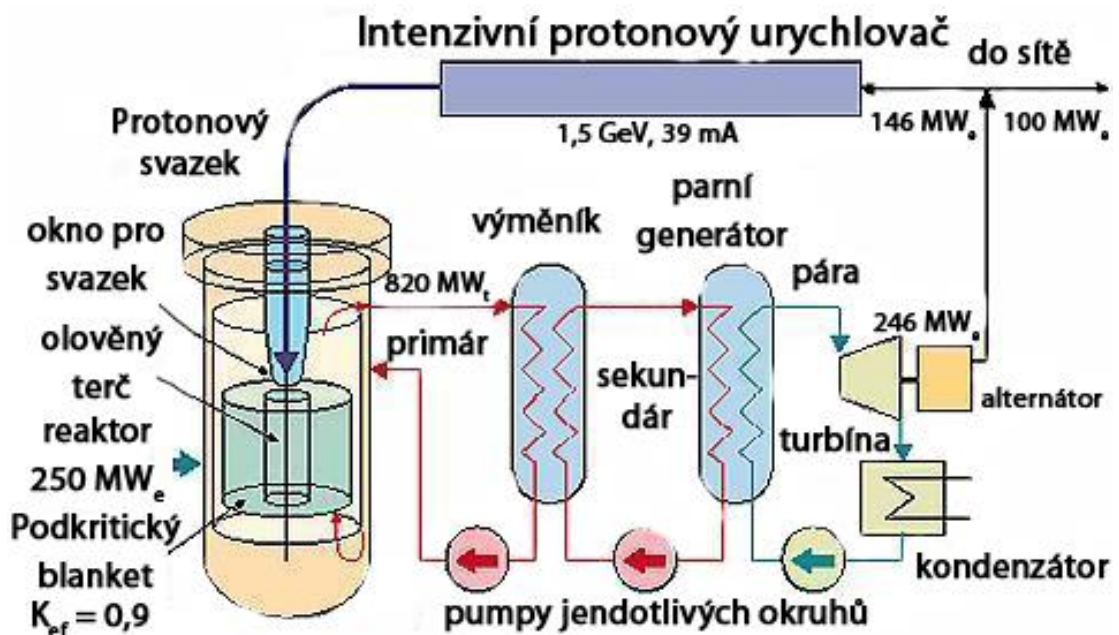
Pro použití v urychlovačem řízených transmutačních systémech se dominantně uvažují urychlovače protonů. Další možností by byly deuterony, ale výhody využití takového projektilu pro produkci neutronů nejsou vyváženy zvětšením náročnosti konstrukce urychlovače. Projektily s větším nábojem nejsou vhodné, hlavně kvůli tomu, že energie ztracená iontem ionizací v materiálu roste s kvadrátem jeho náboje. To znamená, že se s růstem náboje stále více energie přeměňuje v konečném důsledku na teplo bez produkce neutronů. Potřebujeme tedy urychlovač protonů. Pokud budeme sledovat změnu počtu produkovaných neutronů normovanou na jeden proton v závislosti na energii protonů, bude nejdříve růst a zhruba před energií 1 GeV se růst zastaví a pro vyšší energie začne naopak klesat. Proto je vhodný urychlovač, který dodá protonům kinetickou energii okolo zmiňované hodnoty 1 GeV [22], [28], [50], [51].

Pro dosažení požadovaných intenzit neutronů u reálného tříštivého zdroje neutronů musí být intenzita svazku protonů značně vysoká. Udává se pomocí proudu, který proteče v podobě urychlených protonů. Protože každý proton nese elektrický náboj $1,6 \cdot 10^{-19}$ C, lze velice snadno spojit proudy urychlovače s počtem urychlených protonů za časovou jednotku. Předpokládá se, že proudy u urychlovačů pracujících v urychlovačem řízených transmutorech by měly dosahovat desítky až stovky miliampérů, což odpovídá řádově počtu 10^{17} až 10^{18} protonů za sekundu a pro energii protonů 1 GeV výkonu, který dopadá na terč v řádu desítek až stovek MW [22], [28], [50], [51].



Obr. 2–6 - Hadronový urychlovač v CERN [33]

Velkým problémem urychlovačů je, že ve většině případů jsou částice urychlovány ve shlucích, mezi kterými jsou mezery. V systému se tedy střídají okamžiky, kdy je velmi vysoká zátěž s okamžiky, kdy je zátěž nulová. V případě tříštivých zdrojů pro produkci neutronů ke studiu materiálů to není na závadu, někdy právě naopak. V systémech urychlovačem řízených transmutorů by však bylo potřeba rozložit intenzitu protonového svazku co nejrovnoměrněji, abychom dosáhli rovnoměrné produkce neutronů. I z tohoto hlediska se jeví výhodnějšími lineární urychlovače (nevytváří shluky) než urychlovače kruhové (cyklotron – vytváří shluky, ale má konstantní tok; synchrotron – urychlí se jen jediný shluk) i z perspektivy dostatečného proudu. Vývoj těchto urychlovačů probíhá v rámci několika projektů, které jsou primárně zaměřeny na vývoj intenzivních neutronových zdrojů pro využití v materiálovém, chemickém a biologickém výzkumu a aplikacích [16], [22], [51].

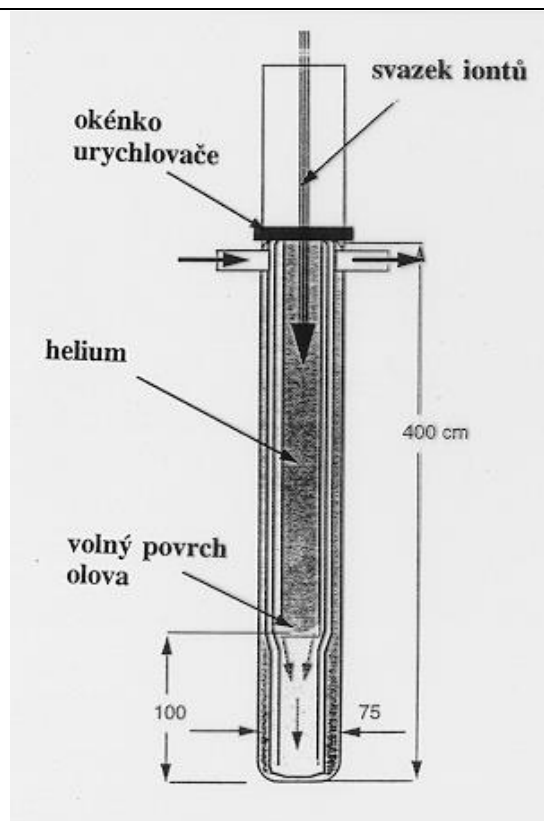


Obr. 2-7 - Urychlovačem řízený transmutor – celkové schéma [16]

2.3.2 Terč

Základní vlastností terče musí být, že je z materiálů, jejichž atomy obsahují v jádře velký počet nukleonů. To zajišťuje vysokou produkci neutronů při jednotlivých tříštivých reakcích. Rozměr válcového olověného terče nemusí být v případě energie protonů 1 GeV větší než 1 m v délce a 0,5 m v poloměru. S dalším zvětšováním terče už počet produkováných neutronů neroste. Důležité jsou i fyzikální a chemické vlastnosti materiálu. Velkým problémem spojeným s terčem je odvod tepla vznikajícího zastavením protonů a přeměnou jejich kinetické energie na tepelnou. Jako nejvhodnější prvky z řady pevného skupenství se jeví olovo nebo wolfram. Tepelný výkon, který bude třeba z terče odvádět, se pohybuje v řádu desítek MW. Proto se většinou předpokládá, že terč bude z materiálu v tekutém stavu [16], [50].

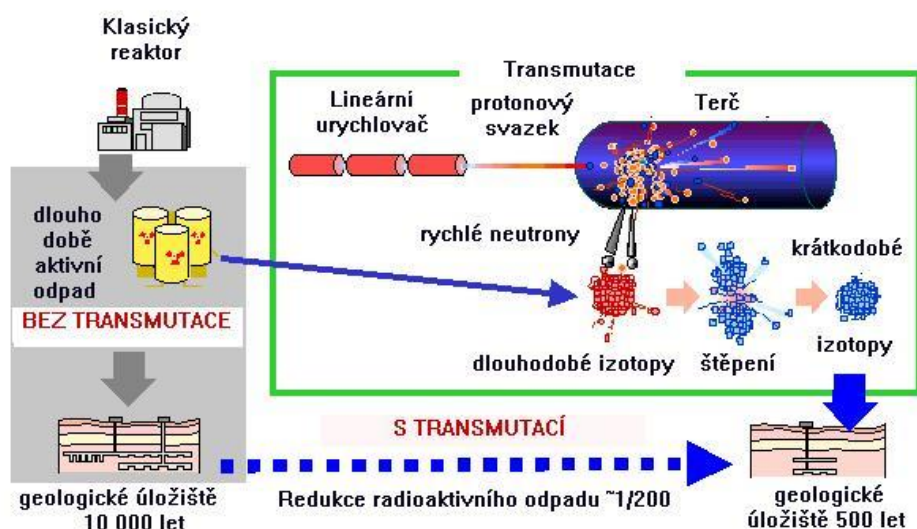
Hodně se uvažuje o kapalném olovu nebo směsi olova a bismutu, eutektická¹⁵ slitina Pb-Bi – **LBE eutectic**. Určitou nevýhodou použití bismutu je produkce radioaktivního polonia (hlavně izotopu ^{210}Po). Teplota tání této slitiny je pouhých $124,5\text{ }^{\circ}\text{C}$ a teplota varu je až $1700\text{ }^{\circ}\text{C}$. To je hlavní výhoda oproti použití olova, které má teplotu tání o více než $200\text{ }^{\circ}\text{C}$ vyšší. Otazníkem stále zůstává dlouhodobá spolehlivost a funkčnost tohoto terče. A také finanční náročnost a tím i ekonomická výhodnost transmutorů. Je potřeba, aby transmutor, podobně jako reaktory, pracoval spolehlivě desítky let. Radioaktivní štěpné produkty, které se objeví v terčiku, nesmí být vypuštěny do okolí. V přírodní trubici protonů z urychlovače je vakuum a chrání prostředí mezi terčem a touto trubicí je nazýváno „okénko“. Toto okénko musí propouštět, jak prolétající protony, tak zamezit přenosu vysoké radiace. Výroba a materiál okénka je v dnešní době jeden z nejpálčivějších problémů [22], [50].



Obr. 2–8 - Olověný terč s okénkem urychlovače [16]

2.3.3 Reaktor

Třetí součástí transmutoru je vlastní reaktor, do něhož bude vnořen terč produkující neutrony. Jeho konkrétní uspořádání bude do značné míry připomínat sestavy reaktorů III. a IV. generace. Konkrétní uspořádání paliva, transmutovaného radioaktivního odpadu a případně moderátoru pro změnu energetického spektra produkovaných neutronů bude záviset na zaměření systému [50].



Obr. 2–9 - Celkové schéma využití transmutace pro zpracování VPJ [49]

¹⁵ Eutektikum je směs dvou látek, jejichž krystaly se vytvářejí při tuhnutí společně. Čisté eutektikum vzniká v takovém míšicím poměru obou složek, při kterém je teplota tuhnutí směsi nejnižší

2.4 Využití ADS

V dalších kapitolách se budu především zabývat dvěma typy projektů:

- **Energetický potenciál** – jde o projekty, které mají do budoucna vizi, aby se díky ADS vyráběla levná bezpečná elektřina a při tom se likvidovalo VJP. Hlavní myšlenka je, aby se z celkového systému získávalo více energie, než která se přivede.
- **Neutronový zdroj pro výzkum** – na rozdíl od energetického potenciálu se v tomto případě nedívá na vyrobené množství energie. Jde o vytvoření co největšího počtu neutronů, které se dají následně používat hlavně při výzkumu a vývoji třeba právě pro energeticky zaměřené ADS.

2.5 Výhody a nevýhody ADS

Níže je nastíněn stručný seznam, z již sepsaných poznatků, kladných a záporných stránek těchto ADS systémů při využití jako transmutorů a zároveň pro výrobu elektrické energie [13], [16], [32]:

- + Mnohem menší produkce dlouho žijících radioizotopů.
- + Energetické spektrum rychlých neutronů – je schopen štěpit všechny druhy materiálů.
- + Podkritický systém – pasivní prvek bezpečnosti.
- + Efektivní spalování minoritních aktinoidů - lze spalovat i přebytky plutonia.
- + Lehčí řízení reaktoru – úměrnost výkonu reaktoru vzhledem k proudu v urychlovači.
- + Nižší tlak systému.
- + Využití VJP pro výrobu energie.

- Složitě komplexní řešení celého systému (především urychlovače).
- Méně spolehlivá výroba elektřiny v důsledku prostojů akceleračního systému.
- Velká produkce nestálých radioaktivních izotopů ve spalačném terči.
- Trubice pro vedení svazku nabitých částic může poškodit uzavírací bariéry reaktoru.
- Okénko pro průchod paprsku je extrémně namáháno.
- Kompromisy mezi koeficientem násobení a potřebným výkonem urychlovače.
- Potřeba odvádět velké množství tepla.

3 PROJEKTY S VYUŽITÍM ADS

V dalším textu jsou jednotlivě představeny nejvýznamnější projekty, které využívají systémy ADS. Jedná se jak o projekty, které mají sloužit jako zdroje neutronů pro výzkum i pro budoucí energetické účely.

3.1 Ukončené projekty

Projekty, které již nejsou v provozu.

3.1.1 YALINA

V roce 1997 započal výzkum v rámci projektu YALINA, který se nachází v Bělorusku přímo ve městě Minsk. Jedná se o podkritický reaktor, který má nulový výkon a je řízen neutronovým zdrojem. Jako zdroj nabitých částic zde byl použit nízko energetický (maximální napětí bylo 250 kV) urychlovač na deuterony. První návrh aktivní zóny byl s obohaceným palivem ^{235}U na 10 %. Záměr bylo vytvářet neutronové spektrum, které bude převážně tepelné. V průběhu testů bylo zjištěno, že vyšší energie neutronového spektra nejsou schopni simulovat. Proto byl v letech 2004 - 2005 uveden do provozu koncept „booster“, který se měl přiblížit právě rychlému spektru neutronů vyvolaného ze spalační reakce a to zvýšením obohacení uranového paliva na hodnotu 36 % nebo 90 %. Projekt byl spuštěn z důvodu vyšetřování statických a dynamických neutronových vlastností urychlovačem řízeného podkritického reaktoru, také jaderných reakcí a částečně transmutace zahrnujících jádra minoritních aktinoidů. V roce 2005 se k výzkumu oficiálně přidala ANL („Argonne National Laboratory“). Důraz se zde kladl hlavně na analytické vyšetření zaměřené na ověření výpočetních kódů, postupů a zároveň lepší pochopení fyziky a provozování, jak samotného zařízení, tak i projektů s ADS obecně. Projekt byl v roce 2008 ukončen [11].

3.1.2 Subcritical Assembly in Dubna (SAD)

Projekt SAD byl zkoumán v SÚJV (Spojený ústav jaderných výzkumů), který se nachází ve městě Dubna, které se nachází na severu Moskevské oblasti. Anglická zkratka je JINR („Joint Institute for Nuclear Research“). Město spolu s ústavem byly založeny po skončení druhé světové války, nejdříve pro vojenské účely, ale později hlavně pro civilní výzkum. V rámci tohoto institutu pracuje i řada českých pracovníků, kteří jsou velmi úspěšní. Jako první zde byl postaven urychlovač Synchrociklotron (předchůdce dnešního Fázotronu) v roce 1949 a ve své době byl největším urychlovačem na světě. Dalším urychlovačem, který se v komplexu nachází je Nuklotron, což je v podstatě synchrotron se supravodivými magnety. V 90. letech nahradil již přesluhující Synchrofázotron. Zároveň je schopen dávat na výstupu svazky polarizovaných deuteronů. Právě na tomto urychlovači probíhá základní výzkum v oblasti jaderné a subjaderné fyziky, medicínské fyziky, relativistické fyziky apod. [16].

Třetím urychlovačem je Fázotron (v podstatě cyklotron), který vznikl rekonstrukcí Synchrociklotronu. Nominální energie protonů po rekonstrukci je 660 MeV. V roce 2005 ho vyřadil z provozu velký požár, ale již je opět znovu v provozu. Obzvláště byl poškozen vývod svazků do komplexu fyzikálních experimentů, což způsobilo i zastavení projektu SAD. Pro tento

projekt již byly připraveny všechny simulace a zázemí, ovšem nikdy se reálně nezrealizoval. Mělo se jednat o podkritický reaktor s využitím urychlovače, Fázotronu, protonů na energii 660 MeV s výkonem svazku 0,5 kW a MOX palivem. Nominální tepelný výkon blanketu měl být 15 – 20 kW a koeficient násobení $k_{ef} = 0,95$. Přesně toto zmíněné MOX palivo budu využívat při výpočtech v poslední části této diplomové práce [16].



Obr. 3–2 - Laboratoř JASNAPP [vlastní]



Obr. 3–1 - Fázotron [vlastní]

3.1.3 Project X

Project X měl být vystavěn pod záštitou Fermilab v USA. Měl být vybudován 45 mil západně od Chicaga. Jedná se o projekt, který měl využívat protonového urychlovače. Samotná výstavba měla být započata v roce 2016 a předpokládaný rok ukončení byl naplánován na 2021 [45].

Hlavní činnost Projektu X měl být **zdroj neutronů pro výzkum**, ale i pro využití v **jaderné energetice**. Přední výzkum měl být zaměřen na podstatu složení a vzniku vesmíru, tedy přesněji interakcí jednotlivých částic. Hlavní cíle byly myšleny dva. První byl ohledně aplikací v jaderné energetice, kde se měl zabývat urychlovači, tříštivou reakcí, terčem a transmutačními technologiemi, které mohou vyvinout a být použity v budoucích urychlovačích řízených systémem na přepracování VJP a thoriový cyklus. Druhá oblast byla aplikace techniky spinové rezonance mionů, která se používá především ke studování materiálů. Protonový svazek měl být urychlen na hodnotu 3 GeV a následnou akcelerací by mohl dosáhnout až na hodnotu 8 GeV. Celkový výkon paprsku byl uvažován 3 MW [45].

Ovšem jelikož se teď celosvětový výzkum odvrací od využití ADS a zaměřuje se především na výzkum neutrin, byl tento projekt zhruba před rokem, ještě před začátkem jeho výstavby, definitivně ukončen (v průběhu roku 2014) a laboratoř Fermilab se začala zabývat projektem PIP-II, který je uveden v plánovaných projektech v kapitole „*Proton Improvement Plan-II (PIP-II)*“.

3.1.4 Reactor-Accelerator Coupling Experiments (RACE)

Projekt RACE, jakožto iniciativa americké vlády v návaznosti na jejich projekty „*Iniciativa pokročilého jaderného palivového cyklu*“ a „*Urychlovačem řízené podkritické systémy*“, byl pod hlavičkou Univerzity v Idaho přímo v jejich centru pro vývoj urychlovačů. Na celém projektu se dále podílely Texaská univerzita v Austinu a Texaská A&M univerzita. V experimentech v rámci tohoto projektu se využívalo elektronového urychlovače, kterého svazek následným brzdícím zařízením při nárazu do kovového terče tvořil reakci foton-neutron. Svazek o výkonu 1 kW, energii 30 MeV a proudu 100 μA produkoval neutronový tok o hodnotě $10^{12} \text{ n}\cdot\text{s}^{-1}$, který inicioval štěpnou reakci v podkritickém systému. Tento celý systém obsahoval [3]:

- Kompaktní, přenosný a podkritický reaktor nulového výkonu na Univerzitě v Idaho s možností změny umístění vzorků terče.
- 1 MW TRIGA reaktor na Texaské univerzitě v Austinu, který umožňoval zpětné měření tepelného toku s použitím jediného zdroje a také porovnání experimentů s čerstvým jádrem.
- 1 MW TRIGA reaktor na Texaské A&M univerzitě, kde mohly být prováděny oba testy (různé polohy terče a zpětné měření tepelného toku).

V reaktoru byl dále použit grafitový reaktor a vodou naplněný hliníkový obal reaktoru. Byly použity spojené dva elektronové urychlovače, každý o energii 20 MeV, které dohromady daly svazek elektronů o energii 30 MeV a výkonu 1 kW. Neutrony byly vytvářeny ve vodou chlazeném terči ze slitiny wolframu (75 % - W a 25 % - Cu). Terč byl umístěn horizontálně v rovině s elektronovým svazkem. Podkritické okolí, které obklopovalo terč, bylo složeno ze 150 plochých plátů s 20 % obohacením ^{235}U . Koeficient násobení byl programem MCNPX spočten na hodnotu $k_{ef} = 0,94$ [3], [14].

Projekt RACE byl milníkem v rámci mezinárodní spolupráce zaměřené na ADS. Nicméně, původní cíl, který využíval reaktoru TRIGA, byl opuštěn a v roce 2006 bylo provedeno pouze pár experimentů na Univerzitě v Idaho [14].

3.1.5 Kharkov

Město Charkov na Ukrajině se zabývalo (následný výzkum stále probíhá) projektem Kharkov ACS („*Accelerator-Storage Ring Complex*“). Jedná se o magnetický systém urychlovače-akumulačního prstencového komplexu, který je využíván jako zdroj synchrotronového záření o energii 2 GeV. Byl navržen Institutem fyziky a technologií v Charkově [6].

Tento komplex umožnil dostávat svazky synchrotronového záření a kvazi-kontinuální svazky elektronů pro fundamentální a aplikovaný výzkum [6].

3.2 Probíhající projekty

Projekty, u kterých probíhá výstavba, nebo již jsou spuštěny.

3.2.1 Intense Resonance Neutron Source (IREN)

Projekt IREN je čistě vědecko-výzkumný komplex v rámci JINR (Spojený ústav pro jaderný výzkum) v ruské Dubně, který bude zahrnovat 200 MeV lineární urychlovač LUE-200 s výkonem svazku cca 10 kW a podkritický reaktor se spalačným terčem. Charakteristika plně funkčního komplexu IREN (neutronový tok $10^{15} \text{ n}\cdot\text{s}^{-1}$ a šířka pulzu 0,6 μs) dostane celý komplex na přední příčky nejlepších neutronových zdrojů ve světě. Celá výstavba je ovšem rozložena do několika fází [37].

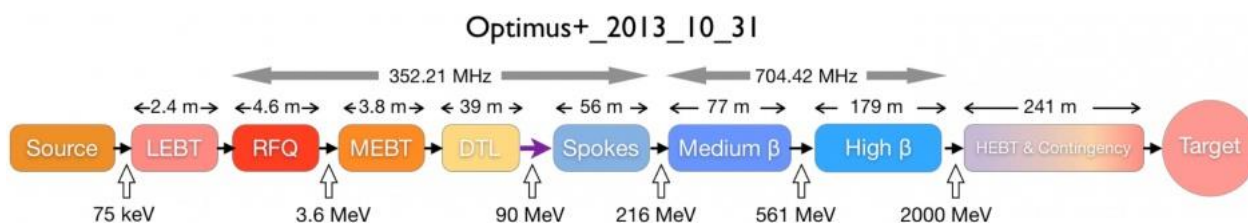
První fáze je již dokončena a provádí se zde základní fyzikální výzkum. Urychlovač má zatím tyto parametry: energie elektronů je 30 MeV, špičkový proud je 3 A, výkon svazku elektronů je 225 – 450 W, jako terč je použit wolfram a průměrný neutronový tok je $10^{11} \text{ n}\cdot\text{s}^{-1}$. V příštích letech se počítá s postupným dostavováním až do finálních parametrů [37].

3.2.2 European Spallation Source (ESS)

Jedná se o projekt, který má za cíl vyvinout **neutronový zdroj pro výzkum**. Tento projekt se již plánuje dlouhé roky a dlouho se odkládala jeho výstavba, především z ekonomických důvodů. Výstavba začala na konci roku 2014 po dohodě ve Švédsku, ve městě Lund. Kontrakt na prvotní výstavbu byl podepsán s firmou SKANSKA a je ze 75 % stavěna švédskou odnoží SKANSKA a z 25 % anglickou odnoží SKANSKA. V této první fázi je stavěn tunel pro urychlovač a také příslušné budovy. První neutrony jsou očekávány v roce 2020 a v roce 2023 bude projekt plně funkční pro začátek jeho výzkumů. ESS má přijít na 1,843 miliard € z čehož polovinu nákladů mají platit hostující země (Švédsko a Dánsko) a druhou polovinu země participující na projektu. Tyto země budou přispívat jak finančními obnosy, tak také svým výzkumem nebo výrobou určitých částí zařízení. Roční provozní náklady jsou odhadovány na 140 mil € [35].

Mělo by se jednat o nejsilnější zdroj neutronů vůbec na světě. Počítá se s vybudováním lineárního urychlovače, který by 2,86 ms dlouhé protonové pulsy urychloval na energii 2 GeV s proudem 50 mA. Průměrný výkon by byl 5 MW, ale špičkový může dosahovat úrovně až 125 MW, což už jsou parametry blízké požadavkům urychlovače pro transmutační systémy. Pro chlazení má být použito helium, které má lepší vlastnosti než vzduch, jelikož je to inertní plyn a tudíž velmi málo reaguje nežádoucím způsobem. U plánovaného urychlovače by měla být účinnost 20 %. Protony dostaneme pomocí ionizace vodíku. Následně kolidují s nukleony v terči, který bude v tomto případě wolfram¹⁶ ve tvaru kruhu, který bude rotovat. Terč absorbuje protony a přetváří neutrony do rychlého spektra. Ovšem moderátor/reflektor (kapalný vodík), který obklopuje terč, zpomaluje tyto neutrony na pomalé, které jsou užitečné pro výzkum. Komplex proto může využívat obou spekter [35].

¹⁶ Také označovaný jako tungsten, který má protonové číslo 74. Slovo tungsten pochází ze švédského slova tungsten, což se dá přeložit jako těžký kámen.



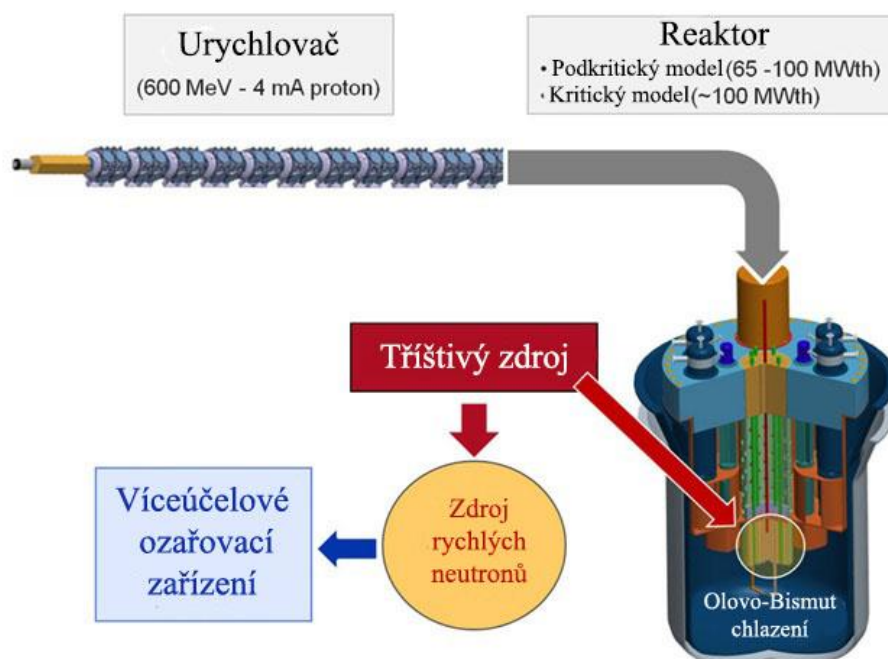
Obr. 3–3 - Parametry urychlovače ESS [35]

Potřeba Evropy pro výkonný zdroj neutronů byla řečena již před 20 lety. ESS bude budován nejméně pod záštitou 17 evropských států se Švédskem a Dánskem jako hostujícími zeměmi. Samotná zařízení ESS budou vybudována ve švédském městě Lund, ale softwarové centrum s vedením bude umístěno v dánské Kodani [35].

Tento neutronový zdroj se bude moci využít nejen ve výzkumu v průmyslu, ale také v medicíně. Bude se moci určit přesná pozice, struktura a funkce proteinů, jak DNA dokáže udržet (uložit) život na molekulární úrovni, nebo vytvářet jejich perfektní 3D modely. Dále se s jeho pomocí bude zkoumat struktura a původ vesmíru, kvantová fyzika nebo gravitace [35].

3.2.3 Multipurpose Hybrid Research Reactor for High-tech Applications (MYRRHA)

Projekt MYRRHA je podkritický reaktor řízený urychlovačem – ADS. V této práci je mu věnován větší prostor, jelikož se jedná o velmi podobný ADS projekt, na který jsou v závěrečné části práce provedeny výpočty, a právě z tohoto projektu jsem se při návrhu snažil vycházet. Bude vybudován v Belgii ve městě Mol pod záštitou SCK•CEN, což je belgické jaderné výzkumné centrum, které bylo založeno roku 1952 a jeho cílem je výzkum spojený s aplikacemi pro jadernou energetiku a podporování ostatních podobných projektů. Od tohoto roku byly v SCK•CEN vybudovány 3 výzkumné reaktory [41].



Obr. 3–4 - Schéma projektu MYRRHA [41]

Jsou to BR1 – grafitem moderovaný, vzduchem chlazený; BR2 – s beryliovou maticí, vodou moderovaný o vysokých neutronových tocích s použitím vysoce obohaceného uranu; BR3 – první PWR vybudovaný mimo USA, již je ovšem uzavřen. Projekt MYRRHA má postupně nahradit výzkumný reaktor BR2, který sloužil k testování materiálů pro rozmanité výzkumné účely požadující širokou škálu ozařovacích podmínek, ve kterém neutrony vzniklé jadernou reakcí byly používány pro různé experimenty. MYRRHA je víceúčelové zařízení pro ozařování, které používá ADS systém, a tudíž výzkumy z něj budou novější a přesnější, než u předcházejícího výzkumného reaktoru BR2 [41].

Hlavní tři cíle tohoto projektu jsou [41]:

- Demonstrovat realizovatelnost ADS na přijatelné úrovni výkonu.
- Studování transmutace vysoce aktivního jaderného odpadu se speciálním zaměřením na dlouho žijící radioizotopy – přímo minoritní aktinoidy.
- Provoz jako flexibilní reaktor rychlého spektra neutronů, které se bude využívat k vývoji nového paliva, materiálů společně s výrobou radioizotopů pro medicínské a průmyslové aplikace.

MYRRHA bude představovat reaktor s flexibilním rychlým spektrem neutronů pro ozařování, které může fungovat jak v podkritickém stavu spolu s urychlovačem, tak i v kritickém. Skládá se z lineárního urychlovače protonů o frekvenci až 700 MHz, o energii 600 MeV a proudu 4 mA, který vchází do reaktoru ze shora. Tento svazek protonů má výkon 2,1 MW. Tepelný výkon reaktoru je 50-100 MW. Palivem je MOX, postavené na základu rychlých reaktorů (jedná se o směs paliva, která vzniká přepracováním použitého paliva a skládá se z oxidu uraničitého - UO_2 a oxidu plutoničitého - PuO_2). Je zde 151 tyčí a 37 multifunkčních „zátek“. Jako terč i chlazení je použita eutektická slitina LBE („*Lead-Bismuth Eutectic*“, heavy liquid metal), což je tekuté palivo olovo-bismut. Tato směs je použita z toho důvodu, že má malou teplotu tání, která je pouhých 123 °C, což umožňuje primárním systémům pracovat na nižších teplotách. Jako příklad lze v souvislosti s MYRRHA uvést, že olověný terč bombardovaný protony o energii 1 GeV může vyvolat 25 neutronů. U zdroje 600 MeV, což je MYRRHA, se předpokládá vyvolání 13 neutronů. Neutronový tok z terče by měl dosahovat hodnot $2 \cdot 10^{17} \text{ n} \cdot \text{s}^{-1}$. Uvnitř reaktoru je terč, který může mít maximálně v průměru 88 mm. Spolu s vlastnostmi protonového svazku, nám to vede k tomu, že proudová hustota paprsku je $65 \mu\text{A}/\text{cm}^2$. Podkritická hodnota reaktoru (koeficient násobení) je $k_{ef} = 0,95$, což je vhodné pro reaktory ADS. Nakládání palivové sestavy se předpokládá zesponu, což není klasické u rychlých sodíkových reaktorů. Projekt MYRRHA má také RH („*Remote Handling*“), což umožňuje jeho ovládání na dálku bez potřeby lidského faktoru přímo u nebezpečné zóny, kde se nachází ionizující záření [23], [41].

Projekt MYRRHA najde uplatnění hned v několika odvětvích [41]:

- Zařízení pro ozařování materiálů pro jaderné elektrárny IV. generace a fúze.
- Ukázkový projekt s ADS systémem o přiměřené energii.

Projekty s využitím ADS

- Dovolí studovat efektivní transmutace „těžkého“ radioaktivního odpadu, tudíž dlouho žijících radioizotopů na krátce žijící radioizotopy.
- Přispěje k vývoji olověných rychlých reaktorů jako jednoho z pilířů evropské technologie v jaderné oblasti.
- Umožní provádět základní výzkumy využitím zlomku protonového svazku urychlovače. Sem spadá i projekt v rámci projektu MYRRHA a to je ISOL@MYRRHA.
- Umožní produkci radioizotopů pro medicínské a průmyslové aplikace a také „doped silicon“ – NTD-silicon („dopovaný křemík“), který se používá u obnovitelných zdrojů energie, jako jsou větrné turbíny, fotovoltaické články nebo hybridní automobily.



Obr. 3–5 - Logo MYRRHA [23]

Projekt byl spuštěn v roce 1997 a předpokládá se, že plně funkční bude kolem roku 2024. Jeden z nejobtížnějších aspektů na vybudování bude samotný urychlovač. A to z důvodu, že celý projekt je pod hlavičkou Belgie a SCK•CEN, kteří mají jen minimální zkušenosti s vývojem urychlovačů, proto bude tento problém přenechán hlavně ostatním participujícím zemím. Mezi lety 2010 – 2014 se zkoumal přední konec inženýrského designu (předběžné plány pro urychlovač, terč a reaktor). V roce 2015 by mělo proběhnout výběrové řízení a zadávání veřejných zakázek. V letech 2016 – 2018 by měla začít samotná výroba jednotlivých komponent a v roce 2019 montáž přímo na místě ve výzkumném ústavu. V letech 2020 – 2022 by mělo proběhnout uvedení do provozu a v průběhu roku 2023 postupné celkové spuštění. Vše by mělo fungovat na plný výkon v roce 2024. Aktuální celkové náklady na projekt se předpokládají na 960 mil € (dle roku 2009). Ze začátku tento projekt financuje hlavně Belgie, po dobu pěti let, až do roku 2015 a to v celkové výši 60 mil €. V dalších devíti letech by měla samotná Belgie investovat 324 mil €. Od roku 2012 začaly projekt financovat i ostatní kolaborující instituce a státy a celková výše investičních nákladů za budoucích jedenáct let bude 576 mil €. Největší náklady se očekávají v roce 2018 [23], [41].



Obr. 3–6 - Futuristický pohled na areál projektu MYRRHA [23]

3.2.4 Japan Proton Accelerator Research Complex (J-PARC)

Japonský výzkumný komplex s protonovými urychlovači se skládá právě z několika těchto urychlovačů a experimentálních zařízení, kteří využívají vysoce intenzivních svazků protonů a je otevřené uživatelům z celého světa. J-PARC je multi-účelové a multi-disciplinární zařízení, které je unikátní v množství sekundárních částic produkovaných svazkem částic. Jsou zde produkovány neutrony, piony, mezony K, stejně tak, jako neutrino právě skrz spalační reakce. Použití těchto svazků se využívá hlavně k fundamentálnímu jadernému výzkumu, částicové fyzice, výzkumu materiálů a jaderných technologií [39].

J-PARC se skládá ze tří protonových urychlovačů. První, lineární urychlovač, má energii protonů 400 MeV (v současnosti pracuje na hladině 180 MeV). Druhý, rychle-kroužící synchrotron, s energií 3 GeV. A třetí, kruhový, s energií 50 GeV v současnosti pracuje na hladině 30 GeV). V tomto roce (2015) by se měly již všechny dostat na maximální výkon, který byl díky následkům po zemětřesení v roce 2011 omezen [39].

3.2.5 Options Making Extra Gain from Actinides (OMEGA)

Tento projekt, který má kořeny v Japonsku, byl spuštěn roku 1998 pro výzkum a pokrok nových technologií v oblasti P&T VJP a je pod hlavičkou Japonského institutu pro výzkum jaderné energie (JAERI, „*Japan Atomic Energy Research Institute*“). Výzkum je zde zaměřen na protonové urychlovačem řízené transmutory společně s rychlými reaktory, které slouží pro transmutaci a pokročilou separační technologii. Projekt počítá s transmutační elektrárnou řízenou urychlovačem pro VJP provozovanou ve spojení se zhruba 10 klasickými reaktory [1], [32].

Jsou plánovány dva transmutační systémy: MSR a pevné (pevné skupenství) systémy. Oba jsou speciálně navrženy pro účel transmutace VJP [1].

Hlavní součástí tohoto projektu je v současnosti vývoj kruhového urychlovače s energií 3,5 GeV. Zatím základní parametry dipólového magnetu jsou: magnetická indukce 0,947 T, vypouštějící pole urychlovače má magnetickou indukci 0,208 T a délka magnetu je 2 m [1].

3.3 Plánované projekty

Projekty, které jsou teprve naplánovány na výstavbu.

3.3.1 Proton Improvement Plan-II (PIP-II)

PIP-II je projekt pod záštitou laboratoře Fermilab, která se nachází nedaleko Chicaga v USA. Má se jednat o vysoko-intenzivní, velmi silný protonový svazek pro laboratorní experimenty. Takto zvýšená energie protonového svazku bude pasovat Fermilab na vedoucí laboratoř ve světě pro urychlovačem-založené experimenty s neutrinami. PIP-II však bude také poskytovat zázemí v rámci celého komplexu pro výzkum fundamentální fyziky a výzkumu fyziky částic založené právě na těchto na intenzivních svazcích energie [43].

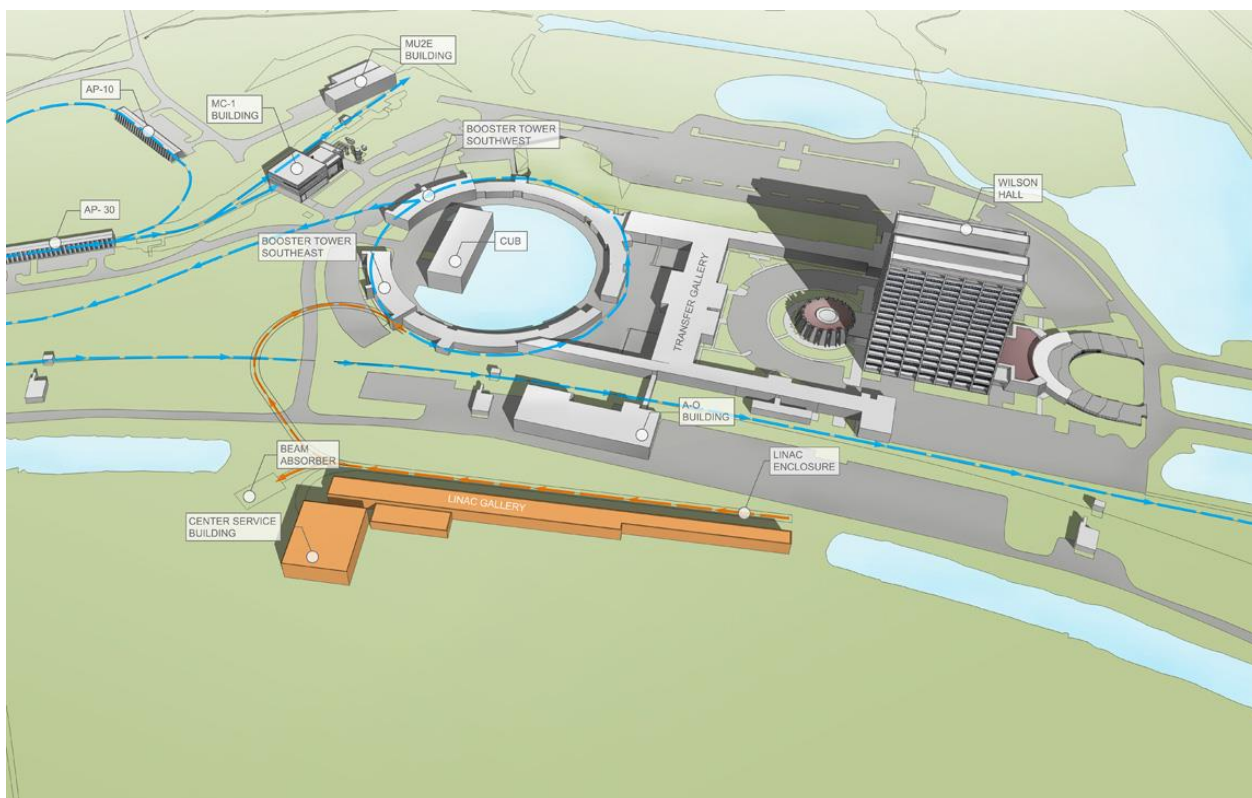
Samotné jádro projektu PIP-II je 800 MeV supravodivý lineární urychlovač, který těží z předešlých výzkumů laboratoře pro supravodivé radiofrekvenční technologie. Spolu

Projekty s využitím ADS

s nejmodernějšími úpravami hlavního injektoru částic, který má Fermilab, bude supravodivý lineární urychlovač (SCL, „*SuperConducting Linac*“) dodávat 1 MW protonový svazek, který bude dále produkovat pro plánovaný projekt neutrin. Ty mají „letět“ pod zemí až k Sanfordu (1 300 km). Obrovská výhoda celého komplexu je, že v laboratořích využívají celé sítě urychlovačů, které jsou postupně budovány a spojovány ke kooperaci [43].

Poté, co je svazek urychlen na hodnotu 800 MeV bude následně nasměrován k již existujícímu posilovacímu urychlovači, kde je svazek urychlen až na hodnotu 8 GeV. Část svazku bude přímo vpuštěna do řady různých terčů. To bude iniciovat vytvoření řady nových částic, které následně vstoupí do detektoru, kde vědci mohou sledovat tyto krátce žijící částice. Další část svazku půjde jinou cestou, bude pokračovat dolů po cestě, kterou tvoří urychlovače. Budou vedeny a dále urychlovány přímo v již existujícím „*Injector-Recycler*“ komplexu, který má v obvodu 3,3 km a urychluje protonový svazek až na hodnotu 120 GeV. Tyto protony poté naráží do terče, případně produkují neutrina. Tyto neutrina budou poté putovat pod zemí až do již zmíněného Sanfordu (Jižní Dakota), kde budou umístěny detektory [43].

Parametry urychlovače by měly být energie 800 MeV, proud urychlovačem 2 mA a délka pulzu svazku 0,5 ms. Se spuštěním komplexu se počítá v roce 2025 [43].



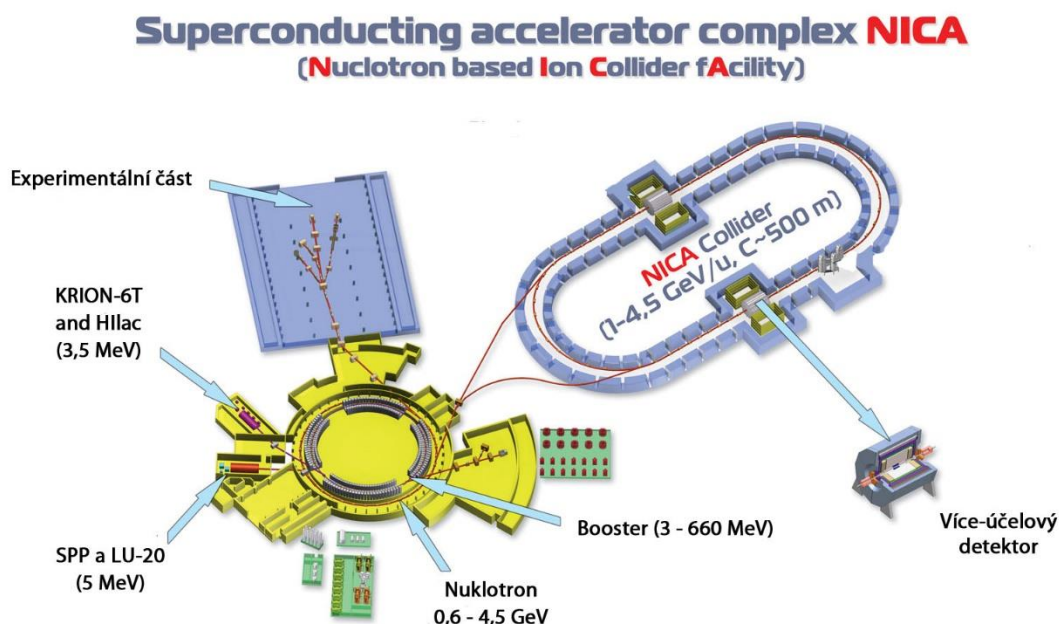
Obr. 3–7 - Futuristický pohled na areál projektu PIP-II [43]

3.3.2 Nuclotron-Based Ion Collider Facility (NICA)

Tento projekt je pod záštitou JINR (Spojený ústav pro jaderný výzkum) v ruské Dubně. Jedná se o kruhový urychlovač, který bude využívat k prvotnímu urychlení částic již fungující Nuklotron. Cílem je zaujmout přední světové místo ve výzkumu částicové fyziky a především relativistické částicové fyziky, spinové fyzice (ve vysoko a středně energetickém rozsahu interagovaných částic) a radiobiologii [42].

Aplikovaný výzkum založený na generovaném svazku na NICA bude využit při zkoumání vlastností různých materiálů, řešení problémů životního prostředí (hlavně transmutace VJP), výroba elektřiny (urychlovačem řízené jaderné reaktory), částicové (nejspíše protonové) terapie a další [42].

Všechny údaje o jednotlivých urychlovačích jsou uvedeny na obrázku „Obr. 3–8“. Projekt NICA je sice zařazen do projektů plánových, ovšem je na pomezí, jelikož základní kámen byl již před pár měsíci položen.



Obr. 3–8 - Návrh komplexu NICA [42]

3.3.3 Chinese Accelerator Driven System (C-ADS)

C-ADS projekt, tedy Čínský urychlovačem řízený systém, si dává za cíl vybudovat 1000 MW urychlovačem řízený systém do roku 2032. Urychlovač by měl mít energii 1,5 GeV s proudem 10 mA. C-ADS lineární urychlovač se bude skládat ze dvou částí a to z injektážní sekce a sekce hlavního lineárního urychlovače. Injektor bude urychlovat protony na energii 10 MeV a hlavní LINAC zvyšovat energii z 10 MeV na konečných 1,5 GeV [29].

Projekt je rozdělen do tří fází. První fáze je pouze výzkum, který by měl skončit v roce 2015 a v roce 2016 by měl být vybudován hlavní LINAC s energií 50 MeV. Druhá část projektu je zvýšení energie LINAC na hodnotu energie 600 MeV s proudem 10 mA do roku 2022. Poslední

třetí fáze je dosáhnout hodnoty energie urychlovače 1,5 GeV s proudem 10 mA do roku 2032. Hlavní část LINAC je nejkritičtější část celého projektu, což je podobné u všech projektů s urychlovači [29].

Hlavní důvod, proč se v Číně tento projekt rozvíjí, je především zaměření čínského státu na jadernou energii (jak je vidět i v kapitole „*Úvod do problematiky vyhořelého jaderného paliva*“) a využití VJP jakožto nebezpečného radioaktivního odpadu. Uvažuje se i nad využitím thoria v palivovém cyklu, jelikož jeho zásoby jsou na území Číny relativně velké [29].

4 MCNP

Při vývoji urychlovačem řízených transmutačních systémů hrají klíčovou roli počítačové programy, které simulují průběh tříštvivé reakce a následný transport a interakce sekundárních částic v různých materiálech. Po matematické stránce jsou založeny na metodě Monte Carlo. Pro všechny možné aplikace ADTT systémů je důležité, aby tyto programy co nejpřesněji modelovaly procesy probíhající ve spalačním terči a blanketu. Dále potřebujeme, aby nám dávaly správné předpovědi fyzikálních veličin, které se týkají produkce neutronů, transmutace různých izotopů, vývinu tepla, radiačního poškození materiálu apod.

4.1 Metoda Monte Carlo

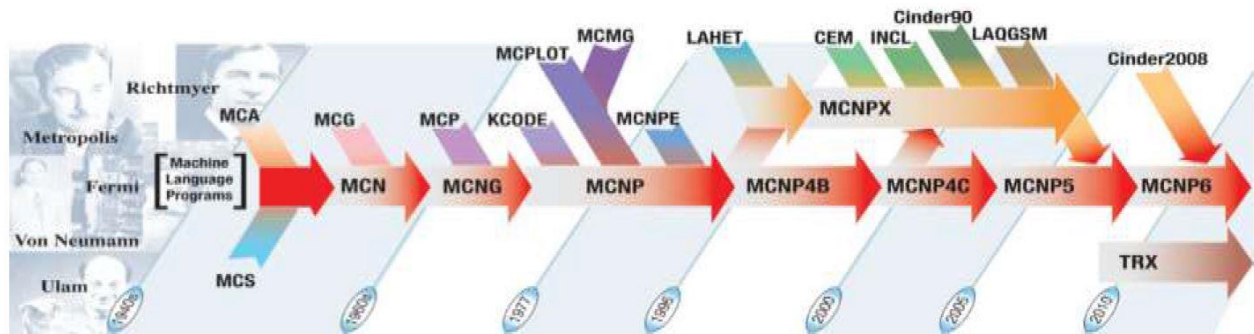
Metoda Monte Carlo se využívá pro modelování a simulaci velmi komplexních problémů. Celý průběh výpočtu je založen na statistickém zpracování mnoha náhodných simulací, což je podobné i metodám, které se používají v kasinu, odkud dostala i svůj název. Monte Carlo metoda je velmi přesná, ovšem velmi náročná na výpočet a to hlavně z toho důvodu, že výsledek jen pomalu konverguje (přibližuje se výsledku). Dokáže simulovat přesnou geometrii a fyziku a to díky tomu, že zaznamenává a „pamatuje si“ historii každého neutronu, který je v systému. Jediným limitujícím faktorem je maximální použitelný výkon dnešních výpočetních zařízení [21].

4.2 Historie MCNP

MCNP („*Monte Carlo N-Particle Code*“) je univerzální transportní kód určený pro simulaci neutronů, fotonů, elektronů a dalších částic. Simulace se provádí pro spojitá spektra energií v libovolném trojrozměrném prostředí. Kód dokáže pracovat ve velmi širokém spektru energií. Mimo to umí určit i hodnotu koeficientu násobení k_{ef} [5], [21].

Výzkum simulačního kódu, který je dnes znám pod názvem MCNP, započal v Los Alamos National Laboratory v padesátých letech 20. století. Navazoval na objev výpočetní metody Monte Carlo, která byla objevena o desetiletí dříve. Nejdříve vznikaly jednotlivé kódy (MCS, MCN, MCP a MCG), které zajišťovaly pouze simulace pro určité částice a musely se používat jednotlivě. Až postupem času se začaly tyto kódy spojovat kvůli potřebě celkových výpočtů. Právě souhrn všech těchto programů dalo vzniknout programu MCNP. V roce 1983 byl poprvé tento kód uvolněn veřejnosti pod názvem MCNP3. V devadesátých letech byla přidána podpora výpočtu s další částicí – elektronem a naprogramována možnost paralelních výpočtů, která vedla ke zvýšení rychlosti výpočtu. Nově vzniklá verze dostala název MCNP4. Paralelně vznikal další kód pod názvem MCNPX, který byl vyčleněn jako prostředek k zrychlení a zefektivnění práce pro sponzory. V roce 2002 vyšla další verze MCNP5, která je kompletně přepsána v novějším jazyku Fortran 90 a přidala další funkce jako například foton-jádro reakce. Nejnovější verze výpočetního kódu vyšla v roce 2014 pod názvem MCNP6.1. Tato verze slučuje výhody a možnosti obou paralelně vyvíjených programů MCNP a MCNPX [5], [21].

MCNP



Obr. 4-1 - Historický vývoj programu MCNP [[5]]

4.3 Simulační programy

Většina dnešních simulačních programů se liší obzvláště v typech vystřelovaných projektilů a také ve specializaci na jednotlivé oblasti energií. Musíme proto dobře zvolit správný program, který nám vydá neoptimálnější výsledek [16].

Pro námi počítané tříštvivé reakce jsou používány simulační programy založené na metodě Monte Carlo a kaskádních modelech. Mezi nejznámější patří zcela jistě LAHET, který je původem z Los Alamos nebo DCM, který je původem z Dubny. Pokud popisujeme reakce v tlustém terči nebo komplikovanější ADTT systémy, je třeba tyto programy spojit s programy pro popis transportu nízkoenergetických neutronů, kam patří třeba MORSE nebo MCNP. Právě příkladem takového spojení je program MCNPX, ve kterém jsou provedeny následující výpočty. Jedná se o spojení programů LAHET a MCNP. LAHET je schopen popsat interakci a transport nukleonů, pionů, mionů a antinukleonů. Právě kombinace LAHET a MCNP je ideální, jelikož LAHET simuluje interakce a transport částic s energiemi nad 20 MeV a pod touto energií se tyto procesy popisovaly pomocí MCNP, který při výpočtech využívá ENDF/B-VI evaluované jaderné knihovny účinných průřezů do 20 MeV. Vedle MCNPX existuje i řada dalších podobných programů. Tyto programy se dají používat pro jakékoliv výpočty problematiky terčů s kvalitními výsledky. V dnešní době má skoro každá laboratoř svůj výpočetní program, ale je snaha tyto programy sjednocovat. Důležitou součástí jsou knihovny účinných průřezů. Jedná se o rozsáhlé databáze jaderných dat, z kterých programy během výpočtů čerpají data. Jak je vidět, přesnost výsledků tedy velmi závisí na přesnosti vložených dat [5], [16], [18].

4.4 MCNPX

Pro výpočet v této práci bude použit právě program MCNPX. Skládá se ze dvou částí. První je kód MCNP („*Monte-Carlo N-Particle Code*“), který se zabývá transportem a chováním nízkoenergetických částic do 20 MeV a z modulu pro vyšší energie, jímž je LAHET („*Los Alamos High Energy Transport Code*“). Počítání pomocí tohoto programu je celkem náročné na systém počítače. MCNPX čerpá z evaluovaných knihoven účinných průřezů do 150 MeV. Ty vycházejí z dostupných experimentálních materiálů a také z předpovědi počítačového programu GNASH. Účelem následného výpočtu je určení nejlepšího způsobu jak pro transmutaci VJP, tak pro výrobu energie a právě MCNPX, jakožto celosvětově známý a ověřený program, je ideální nástroj pro porovnání jednotlivých sestav, geometrií blanketu, energie částic a typů částic [5], [16], [18].

5 VÝPOČET V MCNPX

V rámci experimentální části této diplomové práce se zabývám, jak vytvořením celkové geometrie sestavy urychlovačem řízeného jaderného reaktoru, tak i jeho následným výpočtem a určením, která varianta ze zdá z hlediska budoucího využití nejperspektivnější. Jedná se především o využití daného typu jaderného reaktoru pro transmutaci vyhořelého jaderného paliva. Nejdříve se budu zabývat výpočtem koeficientu násobení reaktoru s různými typy terčů, paliva a chladiva/moderátorů při zachování stále stejné geometrie, aby výsledky byly prokazatelně porovnatelné. V následující fázi využiji sestavy reaktoru, které nejsou nadkritické ($k_{ef} > 1$) ani příliš podkritické ($k_{ef} < 0,8$) a použiji je k druhé části výpočtu. Tato druhá část bude porovnávat neutronový tok jednotlivých palivových tyčí, při externím zdroji protonů, v závislosti na vzdálenosti od terče až k olověnému stínění a také reakční rychlosti jednotlivých palivových tyčí. Zároveň u nejperspektivnějších sestav změním vstřelené nabitě částice z protonů na deuterony a zvýším energii z 600 MeV na 1 GeV.

V následujícím popisu jsou uvedeny jednotlivé typy sestav i spolu s přesnou geometrií, parametry a celkovým vyhodnocením, který z uvedených typů reaktoru se jeví jako nejlepší volba pro další výzkum a vývoj. Celý systém je tvořen do podoby nikdy nespustěného projektu SAD v ruské Dubně a projektu MYRRHA v belgickém Molu.

Program MCNPX mám nainstalovaný v plném rozsahu i s podpůrnou grafickou vizualizací a to v rámci licence, kterou jsem zdarma získal od Oak Ridge National Laboratory (RSICC – “*Radiation Safety Information Computational Center*“) právě za účelem vypracování diplomové práce na téma využití systémů ADS pro transmutaci vyhořelého jaderného paliva.

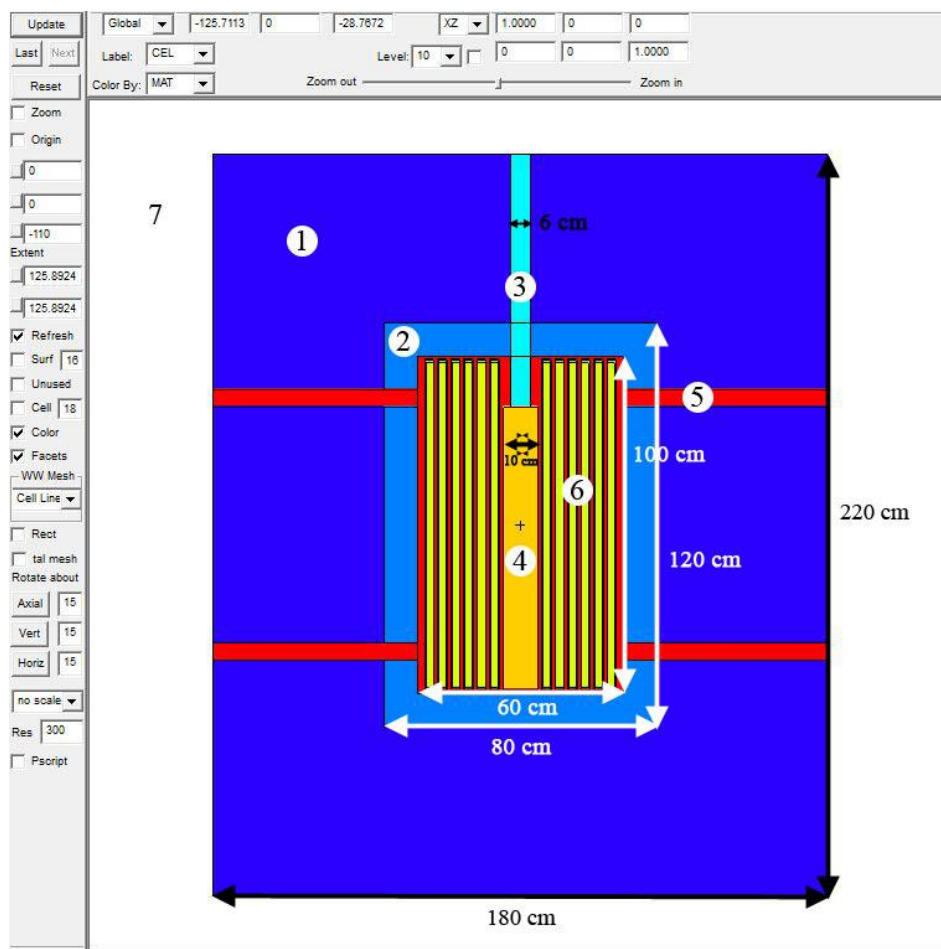
V celé části této kapitoly jsou všechny použité obrázky a výsledky mnou vytvořené.

5.1 Vytvoření modelu podkritického reaktoru

Prvotní potřeba pro určení nejlepší sestavy podkritického jaderného reaktoru je vytvoření si přesné geometrie modelu, který bude sloužit jako vstupní soubor pro následné výpočty v programu MCNPX. Při vytváření modelu jsem vycházel z obecných předpokladů pro experimentální transmutační reaktor a snažil jsem se zvolit rozměry samotného reaktoru i palivových tyčí co nejrealističtěji. Ukázka části vstupního souboru je vidět na obrázku „Obr. 5–1“.

Materiální složení jednotlivých izotopů prvků je částečně převzato z projektu SAD (SÚJV) a projektu GUINEVERE – VENUS výzkumný reaktor, který již je pod tímto projektem (SCK•CEN), jelikož složení materiálů jako je beton, olovo na stínění nebo nerezová ocel je víceméně stejné a v těchto projektech je kvalitně zpracováno. Pro ostatní materiály jsem vycházel především z webu www.webelements.com. Samotná koncepce reaktoru se skládá z obalu, který je tvořen betonem (materiálně převzat z projektu SAD), olovem na stínění kolem reaktoru (materiálně převzato z projektu GUINEVERE), vzduchu o tlaku 0,1 MPa v trubici pro svazek nabitých částic a nerezová ocel jako obal pro palivové tyče (materiálně převzato z projektu GUINEVERE). Dále pak různé druhy terče – olovo, rtuť, LBE a wolfram (všechny v pevné formě); různé druhy paliva – MOX (materiálně převzato z projektu SAD), nové referenční palivo, směs olovo-uran (materiálně převzato z projektu GUINEVERE) a vyhořelé jaderné palivo;

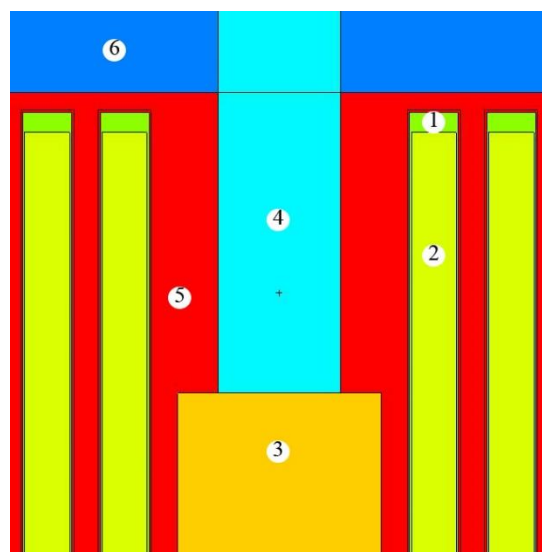
Výpočet v MCNPX



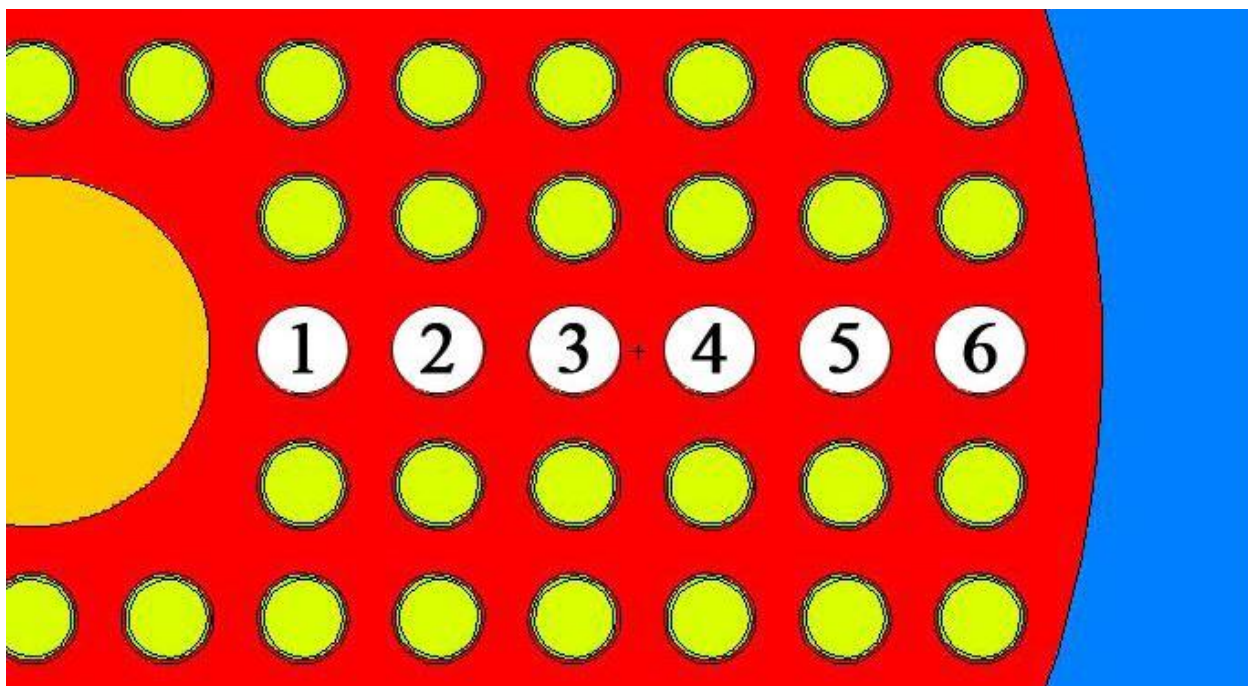
Obr. 5–3 - Geometrie blanketu v programu visedX (přední pohled do středu)

V obrázku „Obr. 5–3“ jsou zvýrazněny přesné rozměry blanketu, kde jsou vidět maximální rozměry blanketu 1,8 m x 2,2 m, spolu s číselným označením materiálů (1 – beton, 2 – olověné stínění, 3 – trubice se vzduchem při tlaku 0,1 MPa pro svazek nabitých částic, 4 – terč v pevném skupenství, 5 – chladivo/moderátor i s trubicemi pro přívod a odvod, 6 – palivové tyče, 7 – okolní vesmír, kde již výpočty neprobíhají).

Po přiblížení části vstupu svazku nabitých částic a vrchní části vnitřní části blanketu se nám objeví na obrázku „Obr. 5–4“ podrobnější materiálové rozložení i s palivovými tyčemi (na vrchní a spodní straně je vrstva nerezové oceli 1 cm, která je určena pro úchyty a po stranách již zmíněných 0,1 cm). Jednotlivá čísla označují typ materiálu (1 – nerezová ocel obalu palivových tyčí, 2 – palivo palivových tyčí, 3 – terč, 4 – trubice se vzduchem při tlaku 0,1 MPa pro svazek nabitých částic, 5 - chladivo/moderátor, 6 – olověné stínění). Palivové tyče jsou umístěny 1 cm od vrchní i spodní strany stínění a mezera mezi nimi je 1,4 cm. Výška terče je 84 cm.



Obr. 5–4 - Přiblížení vnitřní části blanketu v programu visedX



Obr. 5–5 - Přiblížení palivových tyčí v programu visedX používaných při výpočtu

V následujících výpočtech neutronových toků přes jednotlivé buňky (palivové tyče) budu počítat, i spolu se stejným číselným označením, jak je zobrazeno na obrázku „Obr. 5–5“. Je vidět, že palivová tyč číslo 1 je nejbližší terči a palivová tyč číslo 6 je nejdále od terče, tedy nejbližší k olověnému stínění. Na těchto tyčích se bude vyhodnocovat neutronový tok v závislosti na vzdálenosti od terče a také na různé sestavě reaktoru.

V následujícím značení různých sestav bude vždy platit: „Terč“ – „Palivo“ – „Chladivo“.

5.2 Různé sestavy podkritického reaktoru

Jak je již napsáno v úvodu této kapitoly, v reaktoru budu pro určení nejideálnějšího modelu měnit jak terč, palivo, tak i chladivo/moderátor. Pokud se bude sestavovat z LBE terče i chladiva, tak se rozumí, že LBE terč je v pevném skupenství, zatímco LBE chladivo je ve skupenství kapalném, aby fungovalo jako teplotnosné médium. Stejně se to má se sodíkem, s kterým počítám jako chladivo v kapalně fázi. V tabulce „Tab. 5–1“ je výčet možných kombinací, které jsou dnes nejvíce využívány a které by měly mít vhodné výsledky pro mé výpočty.

Tab. 5–1 - Možné kombinace terče, paliva a chladiva/moderátoru pro návrh reaktoru

a) Terč	b) Palivo	c) Chladivo/moderátor
1. Olovo (Pb)	1. Nové referenční palivo	1. Lehká voda (H ₂ O)
2. Rtuť (Hg)	2. MOX	2. Těžká voda (D ₂ O)
3. LBE	3. Směs olovo-uran (Pb-U)	3. LBE
4. Wolfram (W)	4. Vyhořelé jaderné palivo	4. Helium (He)
		5. Sodík (Na)

Tab. 5–2 - Složení jednotlivých typů jaderného paliva

Nové referenční palivo	MOX (70,5 % UO ₂ a 29,5 % PuO ₂)		Směs olovo-uran		Vyhořelé jaderné palivo		
	Uran	Transurany	Uran	Olovo	Uran	Transurany	Štěpné produkty
²³⁵ U 4,9 %	²³⁵ U 0,28 %	²³⁹ Pu 27,95 %	²³⁵ U 7 %	²⁰⁴ Pb 1 %	²³⁵ U 1 %	²³⁹ Pu 0,527 %	⁹³ Zr 0,771 %
²³⁸ U 95 %	²³⁸ U 70,3 %	²⁴⁰ Pu 1,32 %	²³⁸ U 22 %	²⁰⁶ Pb 17 %	²³⁸ U 95 %	²⁴⁰ Pu 0,243 %	⁹⁹ Tc 0,771 %
²³⁴ U 0,1 %		²⁴¹ Pu 0,15 %		²⁰⁷ Pb 16 %		²⁴¹ Pu 0,082 %	¹³⁷ Cs 0,567 %
				²⁰⁸ Pb 37 %		²⁴¹ Am 0,053 %	⁹⁰ Sr 0,465 %
						²⁴² Pu 0,049 %	¹³⁵ Cs 0,216 %
						²³⁷ Np 0,046 %	¹⁰⁷ Pd 0,21 %

V tabulce „Tab. 5–2“ je složení jednotlivých druhů jaderného paliva z kterého se následně ve výpočtech bude počítat reakční rychlost. Složení *Nového referenčního paliva* jsem vytvořil podle obohacení, které je dnes v jaderných elektrárnách. Složení u *Vyhořelého jaderného paliva (VJP)* je určeno podle tabulky „Tab. 1–2“, ale nějaké izotopy prvků jsou zde vynechány, protože by měly na výsledek jen velmi malý vliv vzhledem k jejich zastoupení v palivu. Ve složení paliva není zahrnut kyslík, i když všechny druhy paliva jsou v oxidické formě. Proto jsem kyslík přepočítal podle složení paliva poměrově ke každému izotopu daného prvku, aby celkový součet hmotnosti paliva dal dohromady 100 %. Je tak hlavně z důvodu výpočtu reakční rychlosti, aby byly výsledky dobře porovnatelné, jelikož reakční rychlost je v jednotkách na jeden atom daného izotopu a je potřeba počítat z hmotnostního zastoupení.

5.3 Výpočet koeficientu násobení

Jak je napsáno výše v této kapitole, jde o nalezení lehce podkritického reaktoru, tedy s koeficientem násobení menším než jedna ($k_{ef} < 1$). Je to hlavně z toho důvodu, aby štěpná řetězová reakce nepokračovala samovolně dál. V praxi to znamená, že při další generaci neutronů se jich vytvoří méně než v generaci předchozí a tedy celá reakce „uhasíná“. To je jeden z hlavních důvodů, proč se tento systém vyvíjí, protože už od počátku konstrukce je zde dán velmi důležitý pasivní prvek ochrany. V následujících tabulkách je výpočet koeficientu násobení pro jednotlivé kombinace sestav. Celkově je vypočteno 80 různých možností. Ovšem pouze pár z nich je použitelných v praxi. Hodnoty, které jsou nad hranicí $k_{ef} > 1$ nelze využít, jelikož jsou nadkritické (nemá smysl je ostřelovat dalšími částicemi a jsou méně bezpečné z důvodu samovolné štěpné řetězové reakce). Hodnoty pod hranicí $k_{ef} < 0,8$ jsou již silně podkritické a musel by být použit velmi silný externí zdroj energie, který by se již nemusel vyplatit.

Výpočet v MCNPX

Tab. 5-3 - Koeficient násobení pro různé sestavy s olověným terčem

Pb		Typ paliva			
		<i>Nové palivo</i> ¹⁾	<i>MOX</i> ²⁾	<i>Pb-U</i> ³⁾	<i>Vyhořelé palivo</i> ⁴⁾
Chladivo / moderátor	H ₂ O	1,22824 ± 0,00078	1,38200 ± 0,00082	1,33626 ± 0,00088	0,92820 ± 0,00036
	D ₂ O	0,85711 ± 0,00078	1,19791 ± 0,00088	1,09053 ± 0,00094	0,55266 ± 0,00064
	LBE	0,43040 ± 0,00040	0,91138 ± 0,00072	0,37953 ± 0,00048	0,27176 ± 0,00032
	He	0,42865 ± 0,00040	0,84205 ± 0,00068	0,42854 ± 0,00058	0,26204 ± 0,00034
	Na	0,43610 ± 0,00046	0,85206 ± 0,00074	0,38369 ± 0,00052	0,28111 ± 0,00034

Tab. 5-4 - Koeficient násobení pro různé sestavy se rtuťovým terčem

Hg		Typ paliva			
		<i>Nové palivo</i> ¹⁾	<i>MOX</i> ²⁾	<i>Pb-U</i> ³⁾	<i>Vyhořelé palivo</i> ⁴⁾
Chladivo / moderátor	H ₂ O	1,19411 ± 0,00078	1,34713 ± 0,00088	1,29650 ± 0,00088	0,90083 ± 0,00068
	D ₂ O	0,80837 ± 0,00080	1,15238 ± 0,00080	1,01914 ± 0,00092	0,51630 ± 0,00054
	LBE	0,42501 ± 0,00042	0,90065 ± 0,00076	0,37604 ± 0,00050	0,26756 ± 0,00032
	He	0,42147 ± 0,00042	0,82922 ± 0,00070	0,41813 ± 0,00054	0,25781 ± 0,00032
	Na	0,43002 ± 0,00046	0,84230 ± 0,00068	0,37845 ± 0,00050	0,27703 ± 0,00032

Tab. 5-5 - Koeficient násobení pro různé sestavy s LBE terčem

LBE		Typ paliva			
		<i>Nové palivo</i> ¹⁾	<i>MOX</i> ²⁾	<i>Pb-U</i> ³⁾	<i>Vyhořelé palivo</i> ⁴⁾
Chladivo / moderátor	H ₂ O	1,23010 ± 0,00074	1,38355 ± 0,00084	1,33836 ± 0,00082	0,92889 ± 0,00068
	D ₂ O	0,85895 ± 0,00072	1,19800 ± 0,00096	1,09102 ± 0,00090	0,55391 ± 0,00060
	LBE	0,43060 ± 0,00044	0,91091 ± 0,00076	0,37904 ± 0,00052	0,27179 ± 0,00030
	He	0,42855 ± 0,00044	0,84179 ± 0,00068	0,42886 ± 0,00058	0,26221 ± 0,00036
	Na	0,43609 ± 0,00046	0,85253 ± 0,00072	0,38436 ± 0,00052	0,28130 ± 0,00034

Tab. 5-6 - Koeficient násobení pro různé sestavy s wolframovým terčem

W		Typ paliva			
		<i>Nové palivo</i> ¹⁾	<i>MOX</i> ²⁾	<i>Pb-U</i> ³⁾	<i>Vyhořelé palivo</i> ⁴⁾
Chladivo / moderátor	H ₂ O	1,18957 ± 0,00086	1,34209 ± 0,00084	1,29142 ± 0,00088	0,89679 ± 0,00072
	D ₂ O	0,80030 ± 0,00072	1,13972 ± 0,00084	1,00512 ± 0,00090	0,51015 ± 0,00056
	LBE	0,41897 ± 0,00042	0,88577 ± 0,00072	0,37071 ± 0,00048	0,26433 ± 0,00030
	He	0,41662 ± 0,00042	0,81873 ± 0,00070	0,41047 ± 0,00050	0,25467 ± 0,00032
	Na	0,42455 ± 0,00044	0,83149 ± 0,00074	0,37403 ± 0,00052	0,27367 ± 0,00032

5.3.1 Vstupní hodnoty

Jako vstupní hodnoty se zadávají měnicí se materiály terče, paliva a chladiva/moderátoru, jak je naznačeno v tabulkách „Tab. 5–3“, „Tab. 5–4“, „Tab. 5–5“ a „Tab. 5–6“. Celková geometrie zůstala nezměněna z důvodu zachování porovnatelnosti výsledků.

U výpočtů koeficientu násobení jsem nastavil počet provedených cyklů na hodnotu 350, z čehož je prvních 50 cyklů neaktivních, jelikož se teprve ustaluje hodnota koeficientu násobení a mohlo by to ovlivnit finální výsledek. Neutronů, které vstoupí do štěpení (počet historií v cyklu) je 10 000. MCNPX počítá, jak s okamžitými, tak i se zpožděnými neutrony. Počáteční souřadnice zdroje jsou nastaveny přesně na střed terče. Ve vstupním souboru je určeno u všech buněk $IMP:n=1$, což značí stejnou váhu pro počítání reakcí s neutrony a to ve všech buňkách (krom okolí reaktoru).

S takto zadanými vstupními hodnotami se nebude jednat o nejpřesnější výsledky, ovšem pro naše účely to dostačuje, jelikož hlavním cílem je další bod výpočtu, tedy určení neutronového toku a reakční rychlosti a pokud se bude koeficient násobení lišit o jednu desetinu, nebude to mít na náš výsledek znatelný vliv.

Výpočetní čas jedné sestavy takto nastavené simulace trvá cca 100 min na notebooku Acer s operačním systémem Windows 8.1, procesorem Intel® Core™ i7-4710HQ 2,5 GHz (čtyř jádrový) a pamětí 8 GB DDR3 a i z tohoto důvodu byla zvolena menší přesnost.

5.3.2 Zhodnocení výsledků

Z výsledků z tabulek „Tab. 5–3“, „Tab. 5–4“, „Tab. 5–5“ a „Tab. 5–6“ je vidět, že pro naše použití v takto namodelované geometrii poslouží pouze čtvrtina výsledků (označeny modře). Nejlépe budou vyhovovat výsledky, které jsou označeny **světle modrou**, jelikož se pohybují na hranici koeficientu násobení $k_{ef} \sim 0,9$. Výsledky označené **tmavě modrou** již nebudou tak ideální, ale pro celkové zhodnocení poslouží dostatečně.

Nejlépe pro naše další výpočty vycházejí modely, které mají jako palivo použitý MOX (vzniká přepracováním použitého paliva nebo likvidací nepoužitých jaderných zbraní). Vyhořelé jaderné palivo je použitelné pouze s lehkou vodou jakožto moderátorem. U paliva MOX se nejvhodněji jeví terč z olova nebo LBE a chladivo tekuté LBE. V podstatě je u tohoto paliva malý rozdíl koeficientu násobení ve změně terče. Palivo MOX se dá také ještě relativně dobře využít s použitím chladiva jak helia, tak sodíku. Nové referenční palivo je použitelné pouze s použitím těžké vody. Palivo olovo-uran se jeví jako málo využitelné v této sestavě. Pro jeho využití by se musela změnit geometrie vnitřního prostoru reaktoru.

Ovšem jako perspektivní sestavu do budoucích výpočtů budu brát hlavně sestavy s chladivem LBE, heliem nebo sodíkem. A to především z toho důvodu, že lehká i těžká voda slouží jako moderátor a tedy zpomalují neutrony na tepelné energie, s čímž se snižuje potenciál na lepší energetické využití za pomoci rychlých neutronů.

Všechny chyby u výsledků koeficientu násobení jsou uváděny při spolehlivosti 95 % (2σ).

5.3.3 Porovnání vlivu knihoven jaderných dat

V následující tabulce „Tab. 5–7“ se zabývám vlivem knihoven jaderných dat. Přímou se jedná o MCNPX knihovny účinných průřezů, které se musí nastavit u každého izotopu prvku materiálu. Tyto knihovny se liší datem vydání, laboratoří, teplotou a dalšími prvky. V podstatě se dá říci, že nejnovější knihovny by měly být nejpřesnější, jelikož výpočetní technika je stále kvalitnější a knihovny se stále rozšiřují. Ovšem ne všechny knihovny jsou veřejně dostupné.

V této práci jsem čerpal z knihoven, které jsou uvedeny v manuálu MCNPX 2.7.0. Ty s koncovkou *c* značí spojitě-energetické neutronové knihovny. Jako nejnovější knihovny jsem zvolil ty s koncovkou *.70c* (u některých izotopů jsem musel zvolit jinou nejpodobnější, jelikož pro tuto knihovnu nebyl definován). Pro porovnání jsem zvolil nejstarší knihovny s podobnými parametry a to primárně ty s koncovkou *.42c* a sekundárně, jelikož nebyly pro všechny izotopy k dispozici, knihovny s koncovkou *.60c* (jsou v poměru 50/50).

5.3.3.1 Knihovny *.70c*

Název této knihovny je *endf70*. Zdroj je *B-VII.0*, což jsou evaluovaná jaderná data, o která se stará Národní Jaderné Datové Centrum v Brookhaven National Laboratory v USA. Tato data jsou pravidelně aktualizována a u každého izotopu prvku může být datum jeho evaluování různé (většinou jde o roky kolem roku 2005). Jsou určeny pro teplotu 293,6 K.

5.3.3.2 Knihovny *.42c* a *.60c*

Název knihovny *.42c* je *endl92*. Zdroj je LLNL, což jsou evaluovaná jaderná data, o která se stará Skupina Jaderných Dat v Lawrence Livermore National Laboratory v USA. Datum evaluování se také liší, ale většinou se jedná o rok <1992S. Jsou určeny pro teplotu 300 K.

Název knihovny *.60c* je *B-VI.1*. Zdroj je *B-VII.0*, což jsou evaluovaná jaderná data, o která se stará Národní Jaderné Datové Centrum v Brookhaven National Laboratory v USA. Tato data jsou pravidelně aktualizována a u každého izotopu prvku může být datum jeho evaluování různé (většinou jde o roky kolem roku 1998). Jsou určeny pro teplotu 293,6 K.

Tab. 5–7 - Porovnání knihoven jaderných dat

Porovnání knihoven				
	<i>knihovny .70c</i>	<i>knihovny .42c a .60c</i>	<i>absolutní rozdíl</i>	<i>relativní rozdíl</i>
<i>Pb - MOX - LBE</i>	0,91138 ± 0,00072	0,91282 ± 0,00078	0,00144	0,15%
<i>Pb - VJP - H₂O</i>	0,92820 ± 0,00036	0,90099 ± 0,00068	0,02721	2,93%

Pro porovnání vlivu knihoven jaderných dat jsem zvolil zatím nejlépe vypadající dvě sestavy a to *Pb – MOX – LBE* a *Pb – VJP – H₂O*, jelikož to bude dostačující pro názornou ukázkou. U prvně zmíněné sestavy je relativní rozdíl 0,15 %, ale u druhé je již 2,93 %, což je dáno tím, že u chladiva LBE jsou pouze knihovny *.70c*, zatímco u lehké vody i ostatní dvě. Jak je tedy vidět, vliv knihoven jaderných dat není zanedbatelný a měly by se využívat vždy nejaktuálnější knihovny pro co nejpřesnější výsledky.

Výpočet v MCNPX

```

348  0.90466  65.62  298  0.91277  0.00040  93320
349  0.92054  65.81  299  0.91279  0.00040  93237
350  0.90934  66.00  300  0.91278  0.00040  93471
source distribution to file srctp      cycle = 350
run terminated when 350 kcode cycles were done.

final k(col/abs/trk len) = 0.91282      std dev = 0.00039

dump 6 on file runtpe      nps = 3499549 coll = 332036721
      ctm = 66.00          nrn = 4589791458

mcrun is done

E:\MCNP\vytocet_1> mcnpix i=inp_n_1_2_5_D
mcnpix ver=2.7.0 ld=Mon Apr 18 08:00:00 MST 2011 05/18/15 15:25:32

*****
*
*          MCNPX
*
* Copyright 2007. Los Alamos National Security, LLC.
* All rights reserved.
*
* This material was produced under U.S. Government contract
* DE-AC52-06NA25396 for Los Alamos National Laboratory,
* which is operated by Los Alamos National Security, LLC
* for the U.S. Department of Energy. The Government is
* granted for itself and others acting on its behalf a
* paid-up, nonexclusive, irrevocable worldwide license in
* this material to reproduce, prepare derivative works, and
* works, and perform publicly and display publicly.
* Beginning five (5) years after June 1, 2006, subject to
* additional five-year worldwide renewals, the Government
* is granted for itself and others acting on its behalf
* a paid-up, nonexclusive, irrevocable worldwide license
* in this material to reproduce, prepare derivative works,
* distribute copies to the public, perform publicly and
* display publicly, and to permit others to do so.
*
* NEITHER THE UNITED STATES NOR THE UNITED STATES
* DEPARTMENT OF ENERGY, NOR LOS ALAMOS NATIONAL SECURITY,
* LLC, NOR ANY OF THEIR EMPLOYEES, MAKES ANY WARRANTY,
* EXPRESS OR IMPLIED, OR ASSUMES ANY LEGAL LIABILITY OR
* RESPONSIBILITY FOR THE ACCURACY, COMPLETENESS, OR
* USEFULNESS OF ANY INFORMATION, APPARATUS, PRODUCT, OR
* PROCESS DISCLOSED, OR REPRESENTS THAT ITS USE WOULD NOT
* INFRINGE PRIVATELY OWNED RIGHTS.
*
*****
warning. universe map (print table 128) disabled.
m4 92235.70c -0.073921874999999998
warning. material 4 is not used in the problem.
m8 80196.70c -0.15
warning. material 8 is not used in the problem.

```

Obr. 5–6 - Ukázka výpočtu k_{ef} v MCNPX 2.7.0

5.4 Výpočet neutronového toku

V této fázi výpočtu jde o analýzu neutronového toku jednotlivými palivovými tyčemi 1 až 6 při externím zdroji nabitých částic. Právě v externím zdroji je rozdíl oproti výpočtu koeficientu násobení, kde žádný není. Následně se vyhodnotí, kde je nejvyšší neutronový tok, jelikož právě to uskopení bude mít jak největší energetické využití, tak i transmutační schopnosti, o což v této práci jde především. V druhé části jde o zjištění na jaké palivové tyči v určené podkritické sestavě je nejvyšší reakční rychlost (RR), neboli zkráceně výtěžek jaderné reakce, z podobných důvodů. Pro výpočty jsem použil pouze vybrané sestavy z výpočtu koeficientu násobení.

5.4.1 Vstupní hodnoty

Pro výpočty je použita stále stejná geometrie jako při výpočtu koeficientu násobení. Nabité částice pro externí vstřelování do sestavy urychlovačem jsou ve většině výpočtů protony, jakožto nevhodnější částice (elektrony mají malou hmotnost a deuterony jsou složitější na výrobu). Na konci je pár výpočtů spočteno s deuterony pro porovnání rozdílu vstup/výstup.

V celé sestavě se počítá se stejnou důležitostí, jak pro protony, tak pro neutrony. Ve výstupu jsem si zvolil logaritmické rozdělení energií intervalů pro následné lepší srovnání. Pro výpočet neutronového toku jednotlivých palivových tyčí je použita Tally F4, což je neutronový tok, který protéká celým objemem buňky. Pro velkou přesnost, i přes dlouhý čas výpočtu, je u každého výpočtu nastaveno vpuštění 100 000 částic (protonů, deuteronů) – počet historií v cyklu. Fyzikální model je použit CEM03, protože je doporučen pro méně zkušené uživatele, jelikož je to soběstačný model s nemožností si ho přizpůsobit uživateli, tak jako ostatní modely. Pro zdroj je zvolen Gaussovský svazek částic, který jsem nadefinoval s umístěním přímo na počátku (horním) terče, kde končí trubice pro svazek nabitých částic s energií 600 MeV. Tato energie je zvolena kvůli podobnosti s projektem MYRRHA. Pouze v pár posledních výpočtech je použita energie 1 GeV pro porovnání výsledků.

Výpočetní čas jedné sestavy takto nastavené simulace trvá cca 700 min na notebooku Acer s operačním systémem Windows 8.1, procesorem Intel® Core™ i7-4710HQ 2,5 GHz (čtyř jádrový) a paměti 8 GB DDR3.

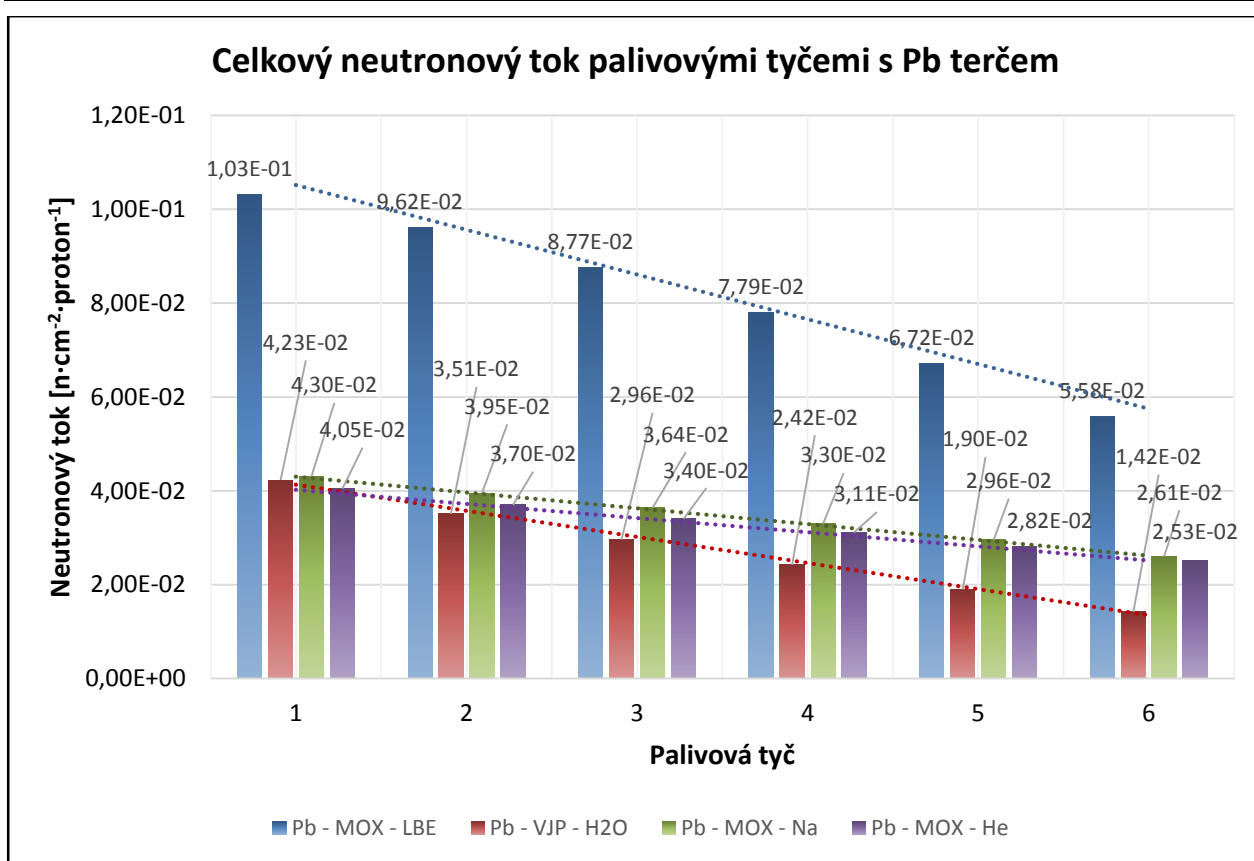
5.4.2 Celkový neutronový tok

Na grafech, které jsou znázorněny níže, je vyznačen celkový neutronový tok buňkou palivové tyče vztažený na cm^2 a vstřelenou částici. Relativní chyba celkového toku neutronů se pohybuje pod 1 %, což je zanedbatelný údaj a proto ani není v grafech znázorněn. Přesné údaje jednotlivých celkových neutronových toků jsou znázorněny vždy nad příslušným sloupcem dané sestavy.

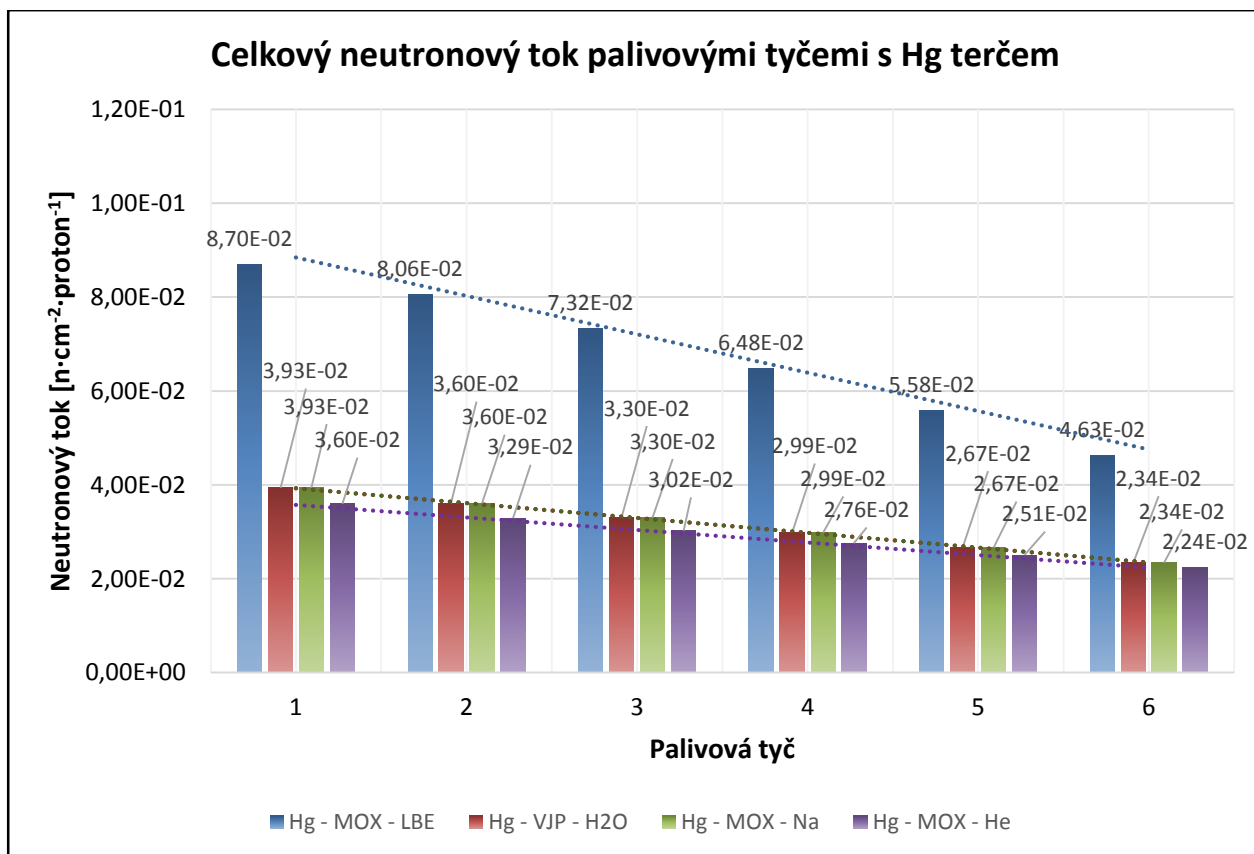
Z obrázků „Obr. 5–7“, „Obr. 5–8“, „Obr. 5–9“ a „Obr. 5–10“ je vidět, že celkový neutronový tok klesá se vzdáleností od terče téměř lineárně (velmi málo se překlápí k exponenciálnímu) a to ve všech případech, proto i proložení jednotlivých sloupců skupin je lineární, aby byl graf více názorný.

U všech grafů jsou nastaveny stejná měřítka os, aby bylo na první pohled patrné, která varianta je nejlepší. Ze všech modelů vychází nejlépe varianta *LBE – MOX – LBE* a v těsném závěsu za ní *Pb – MOX – LBE*. Z hlediska terčů se jeví jako nejméně vhodný wolfram. Z hlediska chladiva je vhodný vedle LBE také sodík a to i z fyzikálních aspektů a schopnosti odvádět teplo. Sestava s VJP má nejmenší neutronový tok a také se se vzdáleností nejvíce zmenšuje a tedy je nejméně vhodný (a to hlavně díky moderátoru – lehké vodě).

Výpočet v MCNPX

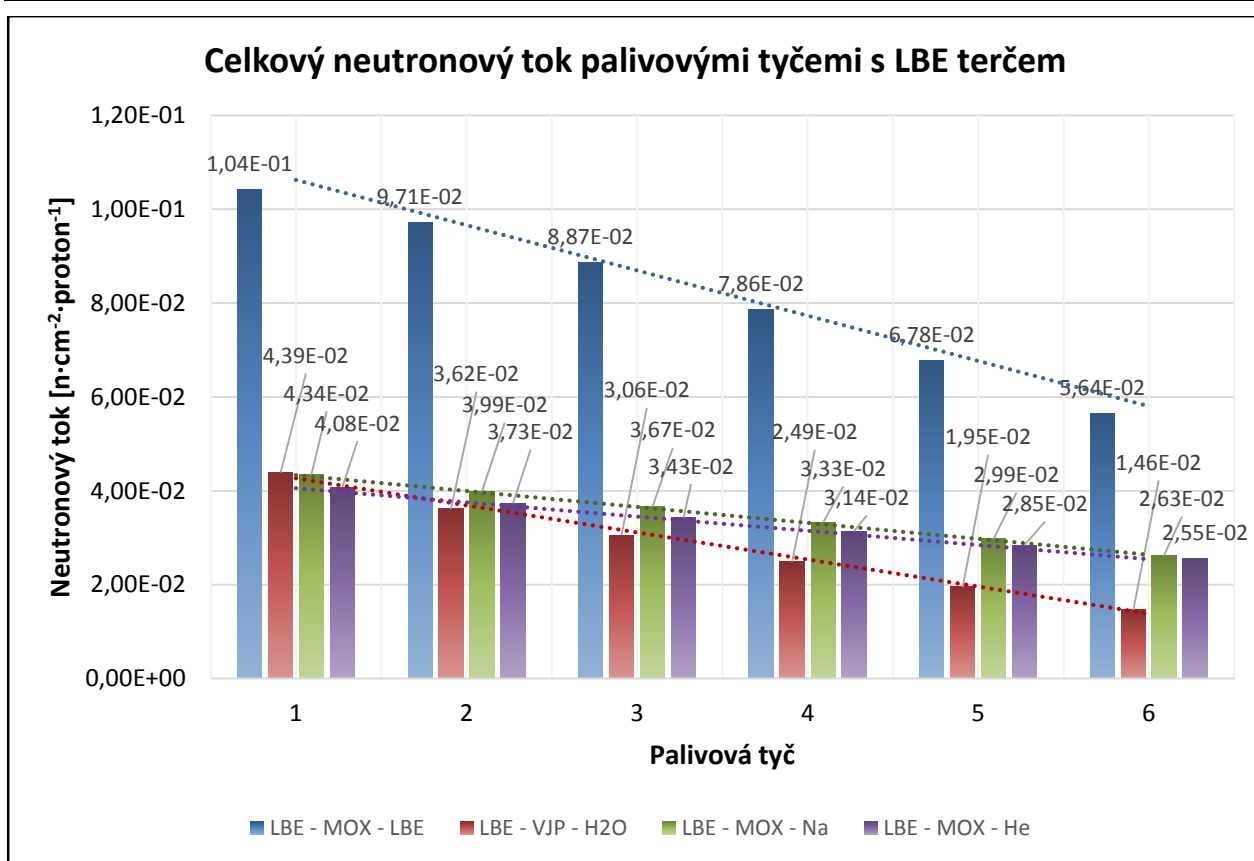


Obr. 5-7 - Graf celkového neutronového toku palivovými tyčemi s Pb terčem

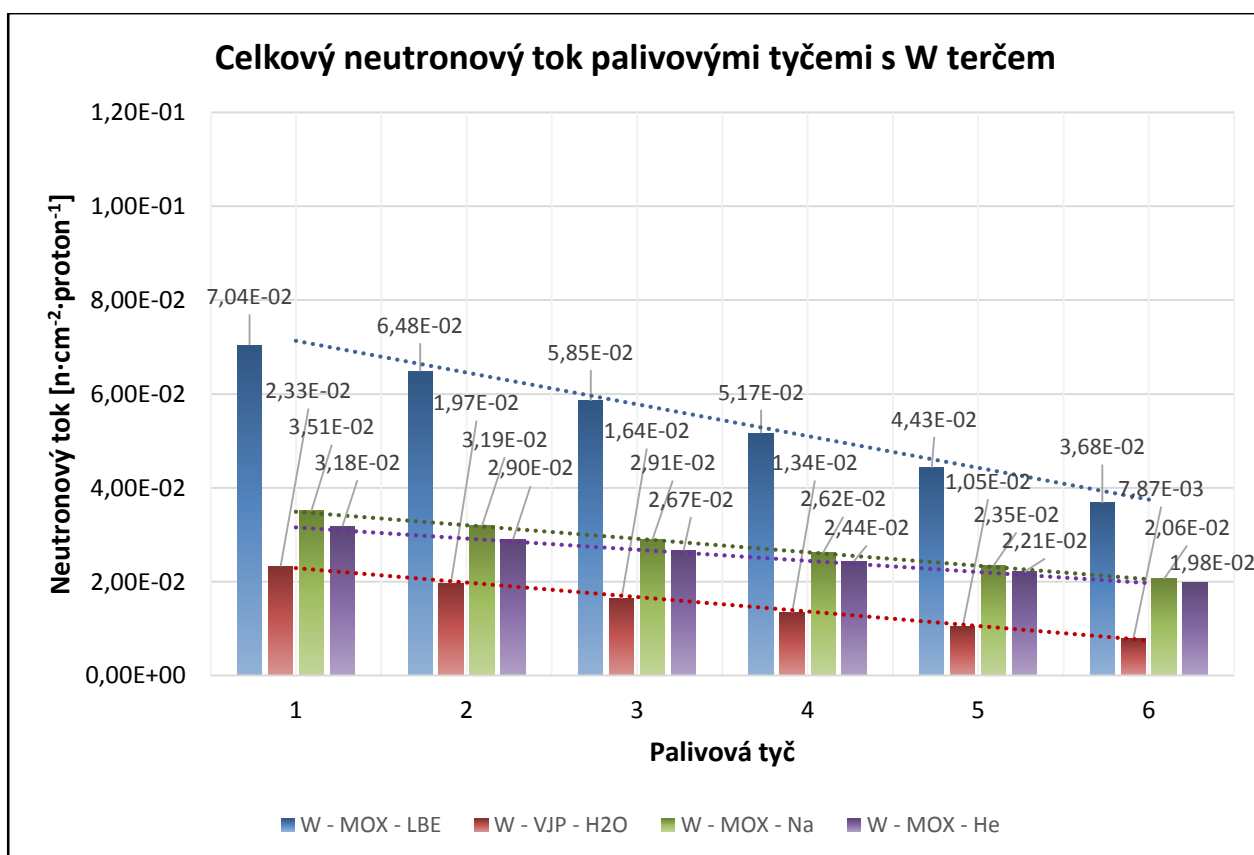


Obr. 5-8 - Graf celkového neutronového toku palivovými tyčemi s Hg terčem

Výpočet v MCNPX



Obr. 5–9 - Graf celkového neutronového toku palivovými tyčemi s LBE terčem

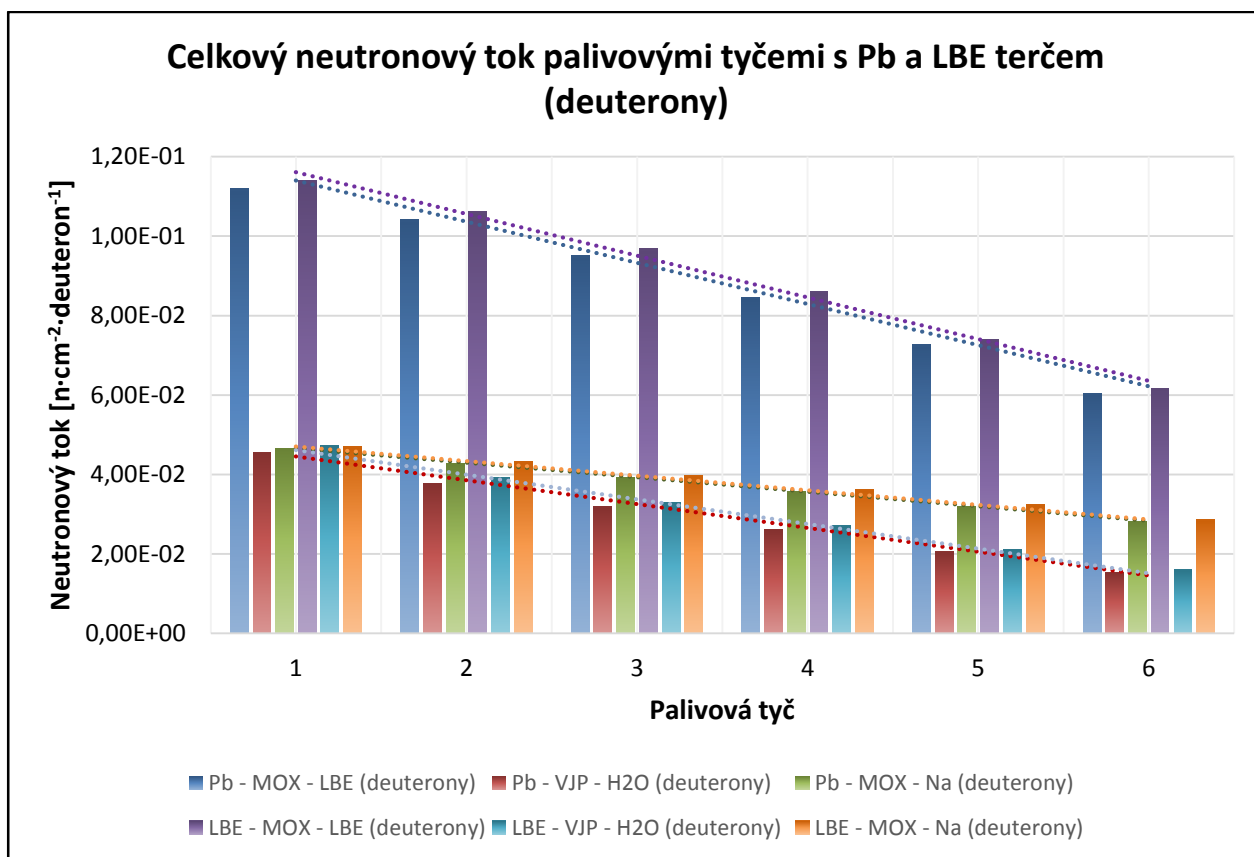


Obr. 5–10 - Graf celkového neutronového toku palivovými tyčemi s W terčem

Výpočet v MCNPX

V následujícím grafu „Obr. 5–11“ je znázorněn, pro sestavy s olověným a LBE terčem, celkový neutronový tok pro vstřelované částice deuterony.

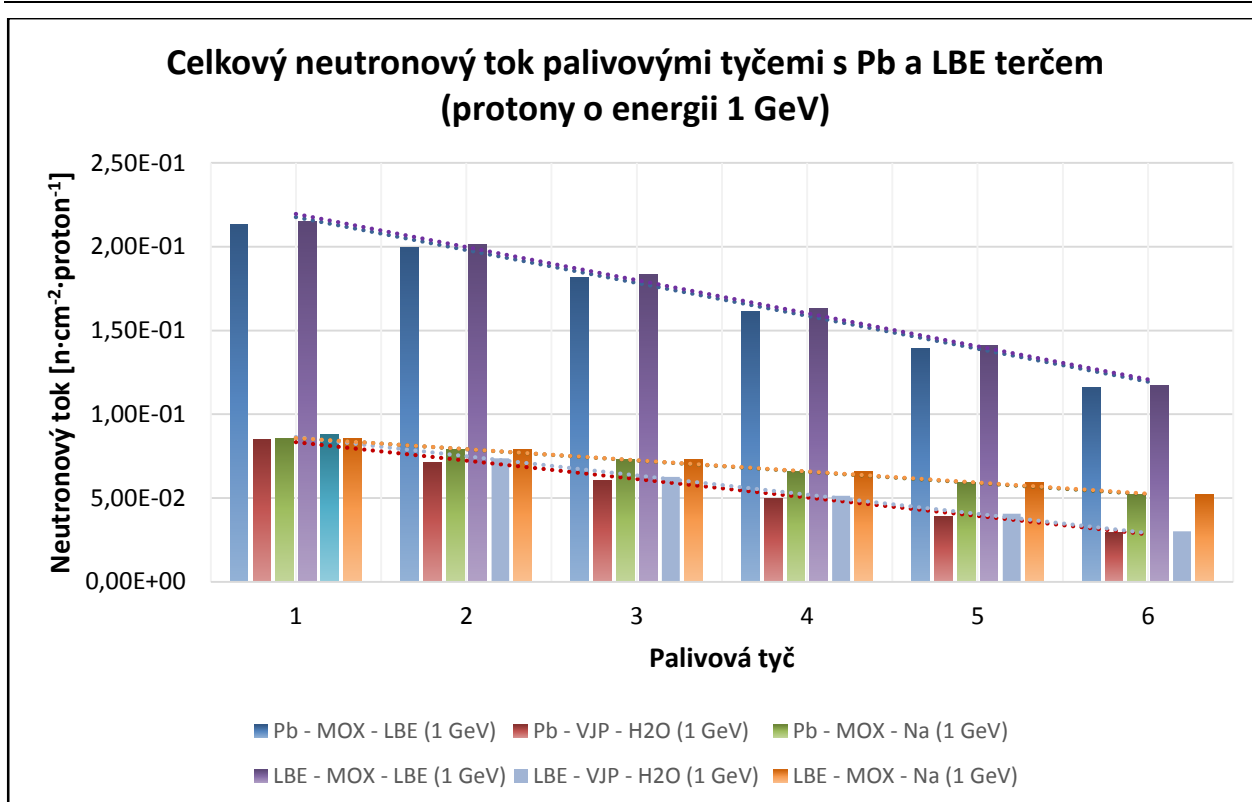
Na první pohled je patrné, že opět nejlepší varianty s největším neutronovým tokem jsou sestavy *LBE – MOX – LBE* a *Pb – MOX – LBE*. Ostatní sestavy jsou s výtěžkem emitovaných neutronů o více jak polovinu hodnoty pod nimi. Hodnota oproti neutronovému toku emitovaného protony je v největším rozdílu o cca $0,01 \text{ n}\cdot\text{cm}^{-2}$ vyšší, poté se rozdíl úměrně snižuje. Tedy za pomoci deuteronů dosáhneme ještě vyššího neutronového toku než za pomoci vstřelených protonů. I když je jejich vytvoření pro urychlení složitější než u protonů, určitě by si zasloužily další simulace a experimenty. Ovšem deuterony mají měkčí neutronové spektrum (střední energie neutronů je nižší než u ostřelování protony) a pro transmutaci je důležitá co nejvyšší hodnota.



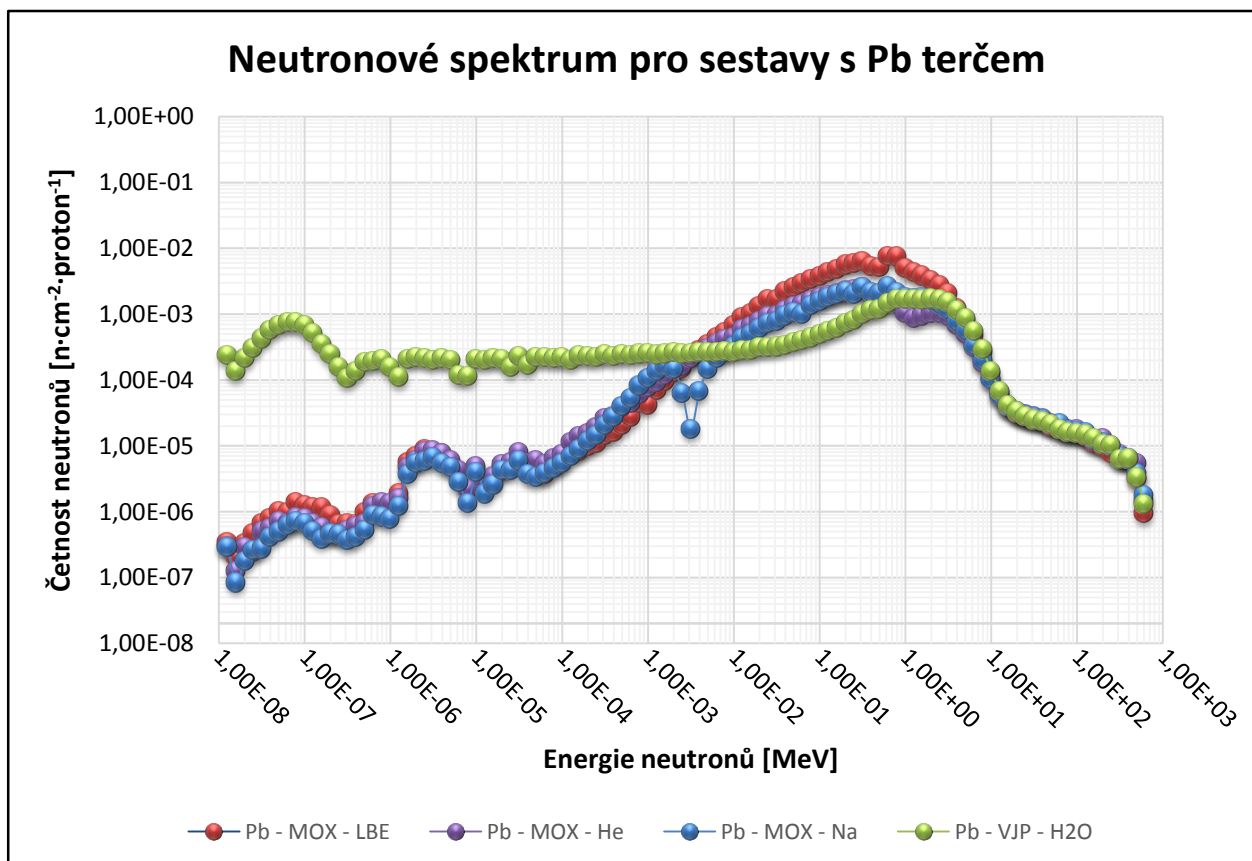
Obr. 5–11 - Graf celkového neutronového toku palivovými tyčemi s Pb a LBE terčem při ostřelování deuterony

V následujícím grafu „Obr. 5–12“ je znázorněn, pro sestavy s olověným a LBE terčem, celkový neutronový tok pro energii protonů 1 GeV.

Opět jsou nejlepšími sestavami *LBE – MOX – LBE* a *Pb – MOX – LBE*. V porovnání se vstřelováním protonů o energii 600 MeV je zde cca 2 násobný nárůst celkového neutronového toku. Vzhledem k tomu, že energie se nám zvětšila cca 1,65x, tak již při ovládnuté technologii urychlovačů na této úrovni, čehož už dnes umíme docílit, se jeví tento krok jako nejperspektivnější a je otázka, zda by nestálo za zvážení další zvýšení energie na urychlovači. Ovšem musely by se přesně spočítat náklady na urychlovač o energii 1 GeV, zda také rostou lineárně a není u nich skokový nárůst ceny, což by měnilo situaci. S postupem času bude tato technologie, dle mého názoru, stále dostupnější.



Obr. 5–12 - Graf celkového neutronového toku palivovými tyčemi s Pb a LBE terčem při energii 1 GeV



Obr. 5–13 - Graf neutronového spektra pro sestavy s Pb terčem

V grafu na obrázku „Obr. 5–13“ je vidět neutronové spektrum vynesené pro všechny sestavy s olovem jakožto terčem. Pro sestavy s jiným materiálem pro terč jsou spektra téměř shodná, proto je zde vyneseno pouze toto jedno. Je zde názorně vidět rozdíl mezi neutrony o tepelných energiích (0,005 eV – 0,5 eV) a rychlých energiích (500 keV – 20 MeV), kdy jsou tepelné neutrony obsaženy pouze u sestavy s lehkou vodou jakožto chladivem/moderátorem a v grafu se nacházejí na levé části, tedy v oblasti nízkých energií. Na rozdíl od toho je pro ostatní tři sestavy největší vrchol v oblasti kolem 1 MeV a to z důvodu, že jako terč je použito olovo a jako chladivo LBE / sodík (kov) / helium (inertní plyn). Z tohoto spektra jsem si ověřil, že mnou vytvořená sestava reaktoru je v reálné podobě bez chyb a zároveň jsem dostal charakteristiku jednotlivých systémů.

Propad u neutronového toku v sestavě se sodíkem jako chladivem se objevuje u každé další sestavy s jiným terčem, tedy může být problém v zadaných jaderných knihovnách pro sodík nebo je zde opravdu takový pokles na energii 3 keV.

5.4.3 Reakční rychlost

Reakční rychlost, neboli zkráceně výtěžek jaderné reakce, představuje celkový počet atomů vzniklého izotopu (počet reakcí) produkovaného na jeden atom vzorku a jednu dopadající částici za sekundu. V případě mých výpočtů se bude jednat o počet reakcí vztahený na jeden atom aktinidu (podle počítaného paliva) na jeden proton, či deutron.

Reakční rychlost se vypočítá podle vztahu:

$$RR = \int \sigma \cdot \Phi \quad (6.1)$$

,kde se násobí neutronový tok (Φ) v dané energetické hladině, které jsem si definoval ve vstupním souboru a mikroskopický účinný průřez (σ) - v mém případě pro štěpení. Mikroskopický účinný průřez nám definuje pravděpodobnost uskutečnění jaderné reakce. Tyto účinné průřezy mám získané ve stejných energetických hladinách jako moje výstupy neutronového toku z programu NJOY a to pro každý aktinid, který mám zastoupený v jaderném palivu. Program NJOY slouží ke zpracování jaderných dat. Účinné průřezy z programu NJOY jsou uvedeny v barnech, tedy je na závěr musím převést pomocí převodu $1b = 10^{-28} \text{ m}^2$.

Následně vynásobím jednotlivé účinné průřezy spolu s neutronovým tokem pro danou hladinu energie a následně všechny tyto výsledky sečtu do sumy. Z této výsledné sumy, pro daný izotop prvku, určím na základě složení paliva a jeho hmotnostním zastoupením, podle tabulky „Tab. 5–2“, celkovou RR pro jednotlivé palivové tyče a sestavy.

V následujících tabulkách „Tab. 5–8“, „Tab. 5–9“ a „Tab. 5–10“ jsou vypočteny celkové reakční rychlosti pro jednotlivé palivové tyče. Sestavy, které jsou zvýrazněny modře, mají RR nejvyšší, tedy nás zajímají nejvíce. Na první pohled je patrné, že se jedná opět o ty samé sestavy, které se nám jeví dobře již od začátku výpočtů. Zajímavý úkaz u všech sestav krom té, kde je jako chladivo/moderátor použita lehká voda je, že na palivové tyči číslo 6, tedy nejdále od terče a nejbližší k olověnému stínění, se reakční rychlost najednou prudce zvýší, což je celkem překvapivé. Jako odpověď na tento stav bude olověné stínění, které je hned vedle tyče a svým odrazem bude zvyšovat reakční rychlost. Relativní chyby jednotlivých energetických hladin jsou ve většině případů v rozmezí 0,5 % až 15 % (okrajové hodnoty), což jsou přijatelné hodnoty.

Výpočet v MCNPX

Tab. 5–8 - Výsledné reakční rychlosti palivových tyčí v různých sestavách

Reakční rychlost		Palivová tyč					
<i>[n·atom aktinidu⁻¹·proton⁻¹]</i>		1	2	3	4	5	6
Sestava	Pb - MOX - LBE	5,93E-26	5,44E-26	4,99E-26	4,56E-26	4,31E-26	5,28E-26
	Pb - VJP - H₂O	6,25E-26	4,53E-26	3,84E-26	3,16E-26	2,48E-26	2,05E-26
	Pb - MOX - Na	2,74E-26	2,47E-26	2,31E-26	2,18E-26	2,18E-26	2,73E-26
	Pb - MOX - He	2,63E-26	2,36E-26	2,21E-26	2,10E-26	2,16E-26	2,75E-26
	Hg - MOX - LBE	4,90E-26	4,54E-26	4,17E-26	3,78E-26	3,57E-26	4,41E-26
	Hg - VJP - H₂O	3,12E-26	2,81E-26	2,39E-26	1,97E-26	1,56E-26	1,31E-26
	Hg - MOX - Na	2,43E-26	2,23E-26	2,07E-26	1,96E-26	1,96E-26	2,45E-26
	Hg - MOX - He	2,27E-26	2,08E-26	1,94E-26	1,88E-26	1,92E-26	2,40E-26
	LBE - MOX - LBE	6,00E-26	5,49E-26	5,05E-26	4,61E-26	4,33E-26	5,31E-26
	LBE - VJP - H₂O	6,51E-26	4,67E-26	3,95E-26	3,25E-26	2,56E-26	2,11E-26
	LBE - MOX - Na	2,77E-26	2,51E-26	2,32E-26	2,19E-26	2,20E-26	2,75E-26
	LBE - MOX - He	2,64E-26	2,39E-26	2,24E-26	2,15E-26	2,19E-26	2,75E-26
	W - MOX - LBE	3,96E-26	3,63E-26	3,34E-26	3,02E-26	2,85E-26	3,48E-26
	W - VJP - H₂O	2,98E-26	2,57E-26	2,15E-26	1,75E-26	1,37E-26	1,13E-26
	W - MOX - Na	2,16E-26	1,96E-26	1,84E-26	1,73E-26	1,75E-26	2,15E-26
W - MOX - He	1,99E-26	1,82E-26	1,72E-26	1,67E-26	1,70E-26	2,16E-26	

Tab. 5–9 - Výsledné reakční rychlosti palivových tyčí ve vybraných sestavách pro deuterony

Reakční rychlost		Deuterony					
<i>[n·atom aktinidu⁻¹·deuteron⁻¹]</i>		Palivová tyč					
		1	2	3	4	5	6
Sestava	Pb - MOX - LBE	6,43E-26	5,91E-26	5,41E-26	4,94E-26	4,64E-26	5,75E-26
	Pb - VJP - H₂O	6,74E-26	4,90E-26	4,12E-26	3,41E-26	2,67E-26	2,22E-26
	Pb - MOX - Na	2,98E-26	2,69E-26	2,50E-26	2,35E-26	2,35E-26	2,94E-26
	LBE - MOX - LBE	6,54E-26	6,00E-26	5,52E-26	5,04E-26	4,74E-26	5,89E-26
	LBE - VJP - H₂O	7,06E-26	5,07E-26	4,28E-26	3,52E-26	2,77E-26	2,30E-26
	LBE - MOX - Na	3,00E-26	2,71E-26	2,52E-26	2,38E-26	2,37E-26	2,94E-26

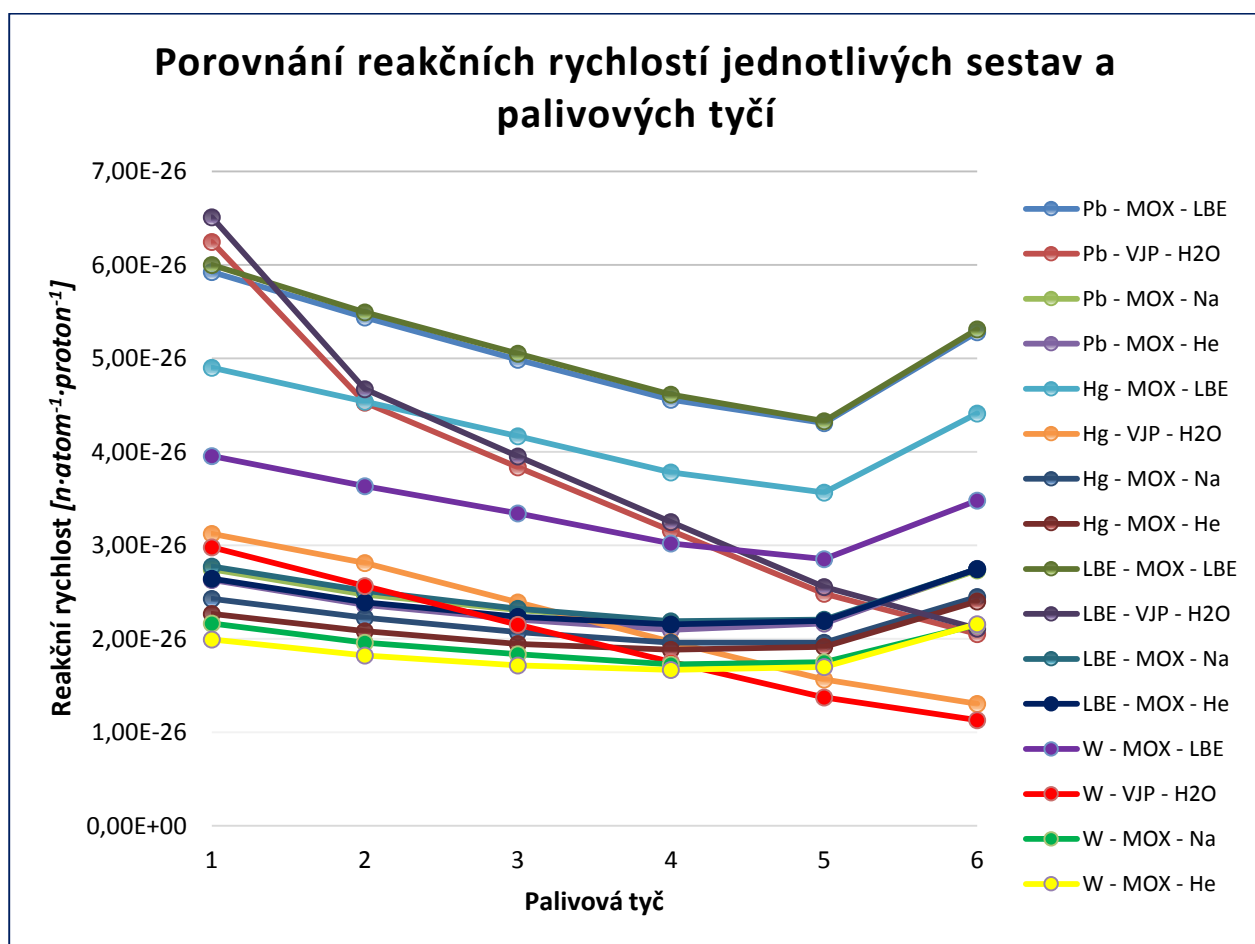
I když se reakční rychlosti u sestav s VJP a H₂O zdají na první pohled (na první tyči) nejvyšší ze všech, tak vzápětí strmě klesají až na hodnotu několikanásobně nižší, než na které začínaly, což tuto sestavu dělá neperspektivní z hlediska dalšího využití.

Reakční rychlost pro deuterony v tabulce „Tab. 5–9“ znovu ukazuje, že výtěžek při odstřelování těžšími částicemi, deuterony, je vyšší zhruba o 0,5E-26 reakcí. V tabulce „Tab. 5–10“ pro energii vstřelovaných protonů 1 GeV je vidět opět zhruba 2 násobný nárůst RR oproti energii protonů 600 MeV.

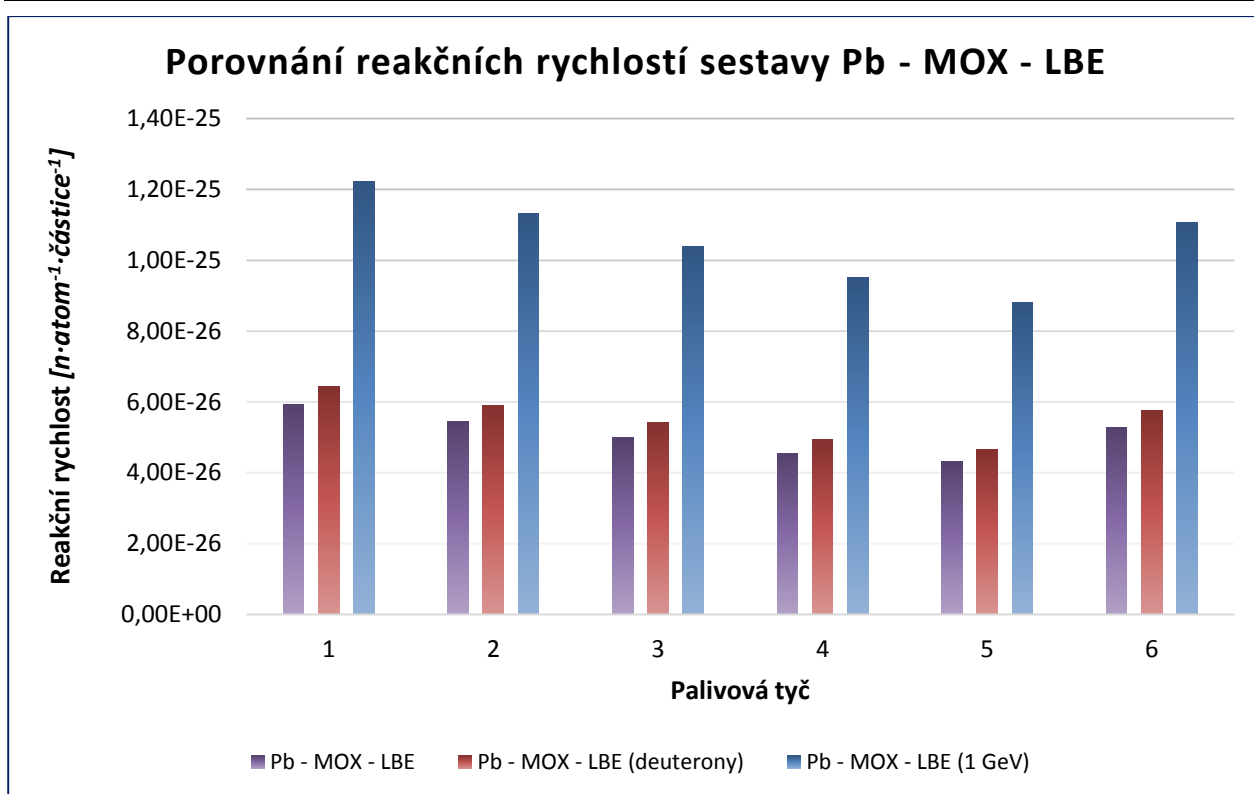
Tab. 5–10 - Výsledné reakční rychlosti palivových tyčí ve vybraných sestavách pro energii 1 GeV

Reakční rychlost		1 GeV					
<i>[n·atom aktinidu⁻¹·proton⁻¹]</i>		Palivová tyč					
		1	2	3	4	5	6
Sestava	Pb - MOX - LBE	1,22E-25	1,13E-25	1,04E-25	9,52E-26	8,81E-26	1,11E-25
	Pb - VJP - H₂O	1,25E-25	9,19E-26	7,82E-26	6,47E-26	5,12E-26	4,22E-26
	Pb - MOX - Na	5,51E-26	4,93E-26	4,64E-26	4,31E-26	4,34E-26	5,42E-26
	LBE - MOX - LBE	1,23E-25	1,14E-25	1,05E-25	9,52E-26	8,97E-26	1,11E-25
	LBE - VJP - H₂O	1,31E-25	9,46E-26	8,14E-26	6,68E-26	5,31E-26	4,31E-26
	LBE - MOX - Na	5,39E-26	4,95E-26	4,64E-26	4,41E-26	4,30E-26	5,55E-26

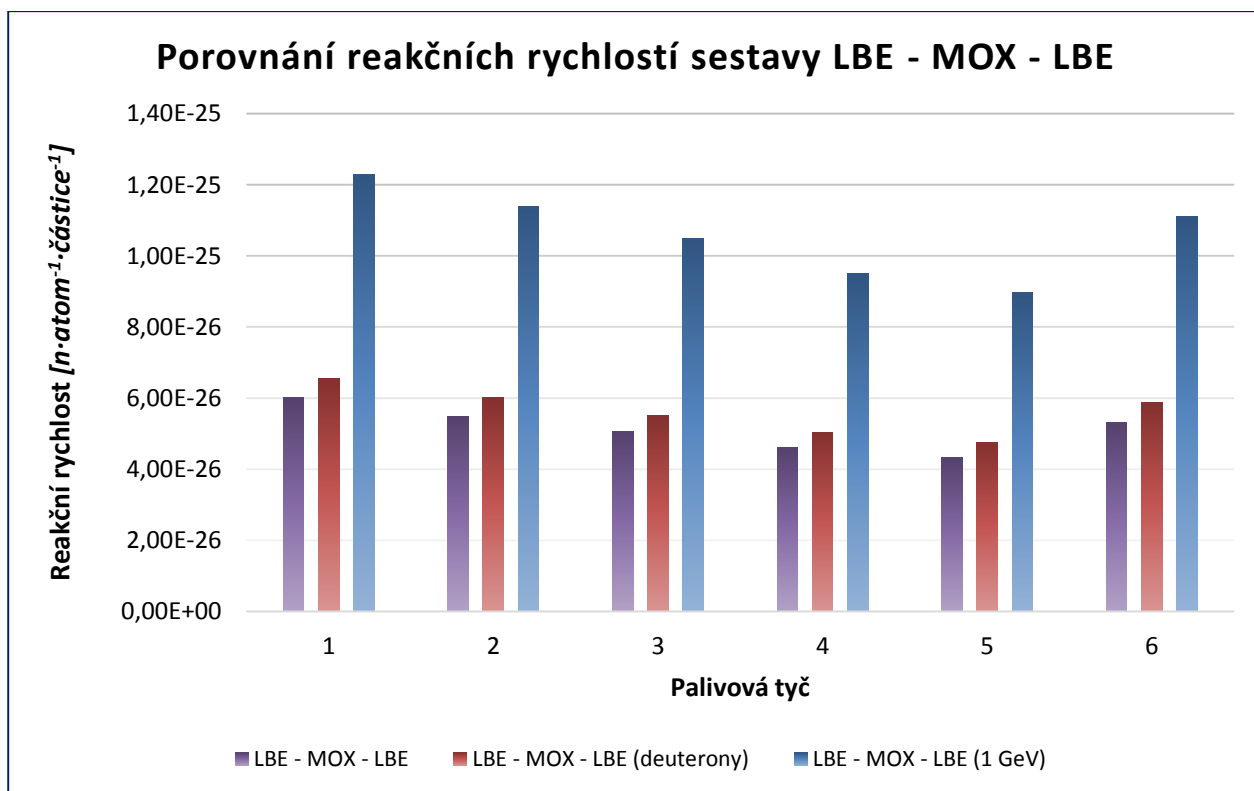
V následujícím grafu na obrázku „Obr. 5–14“ jsou přehledně zobrazeny jednotlivé RR na jednotlivých palivových tyčích a pro různé sestavy, které vyšly z předešlých výpočtů relativně zajímavě. Je zde názorně vidět zvýšení RR na poslední šesté tyči u sestav s LBE, Na a He. U VJP je velký pokles hned na začátku průběhu po jednotlivých tyčích.



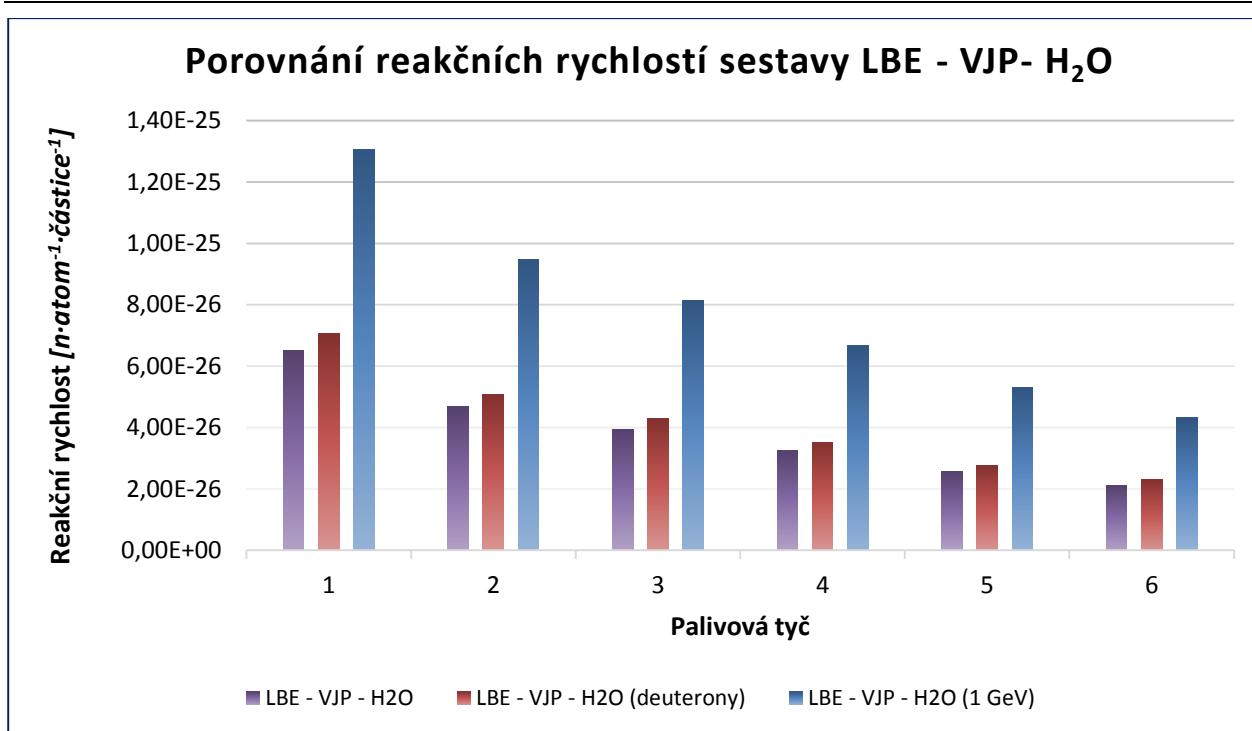
Obr. 5–14 - Graf reakčních rychlostí jednotlivých sestav a palivových tyčí



Obr. 5–15 - Graf reakčních rychlostí pro sestavu Pb – MOX – LBE



Obr. 5–16 - Graf reakčních rychlostí pro sestavu LBE – MOX – LBE



Obr. 5–17 - Graf reakčních rychlostí pro sestavu LBE – VJP – H₂O

Na obrázcích „Obr. 5–15“, „Obr. 5–16“ a „Obr. 5–17“ je přehledné zpracování rozdílu reakčních rychlostí pro ty samé sestavy s využitím externích nabitých částic, které jsou vstřelovány, protonů, následně deutronů a poslední sloupec znázorňuje vstřelované protony o energii 1 GeV. Všechny tři sloupce mají vždy stejný průběh a dá se z nich vycházet při dalších úvahách.

5.5 Shrnutí

Z provedených výpočtů v této diplomové práci se dá dále vycházet při využití ADS jako energetického zdroje nebo pro transmutaci nebezpečných dlouho žijících radioizotopů, jakož tomu je i naznačeno ve výpočetní sestavě s VJP. Z mnou zadané geometrie reaktoru, která je blízká reálným transmutačním reaktorům, je vidět že největší perspektivu má sestava se složením *LBE – MOX – LBE* a hned za ní v závěsu *Pb – MOX – LBE*, jelikož má v nečinném stavu ideální podkritičnost a při externím zdroji nabitých částic má díky rychlým neutronům největší hodnoty neutronového toku i reakční rychlosti, což je pro nás nejperspektivnější jak z hlediska získání energie, tak i z pohledu transmutace (právě díky štěpitelnosti rychlými neutrony). Zatímco pro transmutaci by nejvíce vyhovovala (z hlediska náročnosti na přepracování) sestava *LBE – VJP – H₂O*, protože VJP se nemusí nijak přepracovávat a použije se přímo do tohoto typu reaktoru, i když s menším neutronovým výtěžkem.

Pokud by se mírnými úpravami změnila geometrie reaktoru, dosáhli bychom opět jiných hodnot koeficientu násobení a mohly by vyjít zajímavě i ostatní druhy paliva.

Celkově se tedy jedná stále o velmi perspektivní typ jaderných elektráren a reaktorů, které mohou vyřešit nynější i budoucí problémy, jak s elektrickou energií, tak s hrozbou radioaktivního odpadu.

ZÁVĚR

Jaderná energie je stále celosvětově rozporuplné téma, ovšem fungování bez ní bychom si již těžko dokázali představit. Jedná se jak o levný zdroj energie, tak i o ekologický způsob výroby energie. Některé země světa mají jadernou energetiku jako hlavní součást celkového energetického mixu, mezi něž patří i Česká republika, ovšem některé země od této alternativy upouštějí a snaží se od ní „osvobodit“ a raději přecházejí zpět na fosilní paliva nebo obnovitelné zdroje. Ovšem z pohledu dnešních možností se jeví, že tento zdroj bude nepostradatelný.

Nynější typy jaderných elektráren mají jednu velkou nevýhodu a tou je produkce vyhořelého jaderného paliva, které se musí v současné době bezpečně ukládat nebo přepracovávat. Řešením by mohly být právě jaderné elektrárny IV. generace nebo dokonce V. generace, pokud se budeme dívat hodně do budoucnosti. Jedná se přímo o urychlovačem řízené transmutační zařízení. Jde o zdroj protonů (deuteronů, apod.), kterým odstřelujeme jádra těžkých prvků (obzvláště kovů), ze kterého se následně vyprodukují neutrony, které dále na stejném principu jako v současné jaderné elektrárně dále rozšiřují řetězovou reakci. Tento typ elektráren by byl velmi bezpečný, jelikož by se jednalo o podkritický reaktor, tudíž by sám nemohl pokračovat ve štěpné reakci, pokud by se zastavila dodávka svazku protonů. Navíc by se mohly transmutovat, díky velkému množství neutronů, dlouho žijící radioizotopy na krátce žijící. To by znamenalo, že by se nemuselo současné VJP ukládat do hlubinných úložišť na deseti tisíce let, ale použilo by se právě v urychlovačem řízených transmutačních zařízeních a tím pádem by se využil jeho nevyužitý energetický potenciál a snížila doba uložení na maximálně pár set let.

Pro správné fungování těchto systémů je zapotřebí náročný výzkum. Nejsložitější je situace kolem urychlovačů, které celý vývoj urychlovačem řízených transmutačních systémů „zdržují“. Ve světě je zároveň spousta projektů, i nově vznikajících, které využívají stále větších energií urychlovačů a posunují hranice stále o něco dál.

Ve výpočetní fázi jsem se zabýval návrhem přesné geometrie transmutačního systému řízeného urychlovačem s následným vyhodnocením nejlepší možné varianty. U samotného návrhu reaktoru jsem zvolením jednotlivých typů interagujících částic, jednotlivých typů paliva, chladiva a terčů hledal nejideálnější sestavu. Pro mnou zvolenou geometrii vyšel koeficient násobení nejlépe pro sestavy Pb – MOX – LBE, LBE – MOX – LBE, Pb – VJP – H₂O a LBE – VJP – H₂O, který se držel nad hodnotou $k_{ef} > 0,9$, ale pod $k_{ef} < 1$, což je pro daný systém vyhovující. Z dalšího porovnání jednotlivých reakčních rychlostí je patrné, že sestavy s lehkou vodou jako chladivem/moderátorem nejsou zdaleka tak efektivní jako sestava s palivem MOX. Dají se ovšem využít při transmutaci VJP, jelikož by se palivo nemuselo přepracovávat. Pro energetické účely i pro rychlejší transmutaci se ale jeví nevhodnější systémy Pb – MOX – LBE a LBE – MOX – LBE, který má nejvyšší hodnoty reakčních rychlostí i neutronových toků. Dále by se dalo uvažovat nad systémy se sodíkem jako chladivem, které nám také umožňuje transmutaci rychlým spektrem neutronů.

Do budoucna budou projekty ADTT, jak velmi významný zdroj energie, tak velmi důležitý prostředek pro „likvidaci“ vyhořelého jaderného paliva. Dle mého názoru se bude jednat o jeden z nejlevnějších a nejbezpečnějších zdrojů energie, ovšem nejdříve se musí překonat jeho složité technologické i finanční překážky.

POUŽITÁ LITERATURA

Publikace

- [1] *Accelerator driven systems: Energy generation and transmutation of nuclear waste: Status report* [online]. Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency, 1997, 479 s. [cit. 2015-05-25]. IAEA-TECDOC-985. Dostupné také z: http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_985_prn.pdf.
- [2] *Advanced Candu Reactor 1 000 (ACR-1000): Status report 69*. 2011, 31 s.
- [3] BELLER, Denis. *Reactor Physics Studies for the AFCI Reactor-Accelerator Coupling Experiments (RACE) Project* [University Libraries]. University of Nevada, Las Vegas, 2005, 3 s. [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: http://digitalscholarship.unlv.edu/cgi/viewcontent.cgi?article=1033&context=hrc_trp_sciences_physics.
- [4] Bowman C.D., Arthur E.D., Lisowski P.W. et. Al.: *Nuclear Energy Generation and Waste Transmutation Using an Accelerator-Driven Intense Thermal Neutron Source*. In *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*, A320 (1992).
- [5] BRIESMEISTER, Judith F. (ed.). *MCNP –A General Monte Carlo N–Particle Transport Code: Version 4C* [online]. Los Alamos National Laboratory, 2000, 790 s. [cit. 2015-05-25]. LA-13709–M. Dostupné také z: <http://permalink.lanl.gov/object/tr?what=info:lanl-repo/lareport/LA-13709-M>.
- [6] BULYAK, E.V, P.I GLADKIKH, N.G GOLOVKO, A.Yu ZELINSKY, I.M KARNAUKHOV, S.G KONONENKO, V.I LAPSHIN, A.O MYTSYKOV a A.A SHCHERBAKOV. The project of a magnet system of Kharkov accelerator–storage ring complex. In: *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*. 2000, s. 44-47. DOI: 10.1016/S0168-9002(00)00204-7. ISSN 01689002. Dostupné také z: <http://linkinghub.elsevier.com/retrieve/pii/S0168900200002047>.
- [7] CHAMBELLANT, Laure. *Politics, economical, communication aspects and social acceptance of nuclear energy: Technical track proceedings*. Burgos, Španělsko: IYNC 2014, 2014, s. 309-310.
- [8] CHANG, Gray S. *Proliferation Resistance Evaluation of ACR-1000 Fuel with Minor Actinides: 2 nd International Science and Technology Forum on Protected Plutonium Utilization for Peace and Sustainable Prosperity*. Idaho National Laboratory, 2008, 7 s. INL/NOC-08-14640.
- [9] Cugnon J.: *Cascade Models and Particles Production: A Comparison in Particle Production in Highly Excited Matter*, edited by Gutbrod H.H and Rafelski J.

- [10] *French R: an international peer review of the 2005 CEA report*. France: Nuclear Energy Agency, Organisation for Economic Co-operation and Development, 2006. ISBN 92-640-2296-1.
- [11] GOHAR, Yousry a Donald L. SMITH. *YALINA Facility: A Sub-Critical Accelerator-Driven System (ADS) for Nuclear-Energy Research Facility Description and an Overview of the Research Program (1997-2008)* [online]. Nuclear Engineering Division, Argonne National Laboratory: Argonne National Laboratory, 2010, 165 s. [cit. 2015-05-25]. Dostupné také z: <http://www.ipd.anl.gov/anlpubs/2010/04/66698.pdf>.
- [12] HANUŠOVÁ, Daniela. *Simulační studie neutronových polí použitelných pro transmutaci štěpných produktů a aktinidů*. Matematicko-fyzikální fakulta, Praha, 2001. Diplomová práce. Univerzita Karlova v Praze. Vedoucí práce RNDr. Vladimír Wágner, Csc.
- [13] HASHEMI-NEZHAD, S.R., W. WESTMEIER, M. ZAMANI-VALASIADOU, B. THOMASKE a R. BRANDT. *Optimal ion beam, target type and size for accelerator driven systems: Implications to the associated accelerator power*. Dubna, Russia, 2011. ISBN 10.1016/j.anucene.2010.12.008. ISSN 0306-4549.
- [14] JAMMES, Christian C., Evgeny STANKOVSKIY a Denis E. BELLER. *MODELING OF THE RACE - ISU SUBASSEMBLY TO ANALYZE NEUTRONIC S EXPERIMENTAL DATA* [online]. Idaho: AccApp 2007, 2007, 869-876 [cit. 2015-05-25]. Dostupné také z: <http://mathematicsandcomputation.cowhosting.net/ACCAPP-2007/data/papers/177274.pdf>.
- [15] JARCHOVSKÝ, Petr a Karel KATOVSKÝ. *Investigation of Challenging Reactor Concepts for Spent Fuel Transmutation: Technical track proceedings*. Burgos, Španělsko: IYNC 2014, 2014, s. 122-123.
- [16] JARCHOVSKÝ, P. *Urychlovačem řízené jaderné elektrárny*. Brno: Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, 2013. 62 s. Vedoucí bakalářské práce Ing. Karel Katovský, Ph.D.
- [17] KATOVSKÝ, Karel. *Jaderné inženýrství: Studium sekundárních neutronů a jader vznikajících při reakcích protonů a neutronů v terčích z uranu a plutonia*. Praha, 2008. Disertační práce. ČVUT - FJFI.
- [18] KŘÍŽEK, Filip. *Studium tříštvých reakcí, produkce a transportu neutronů v terčích vhodných pro produkci neutronů k transmutacím*. Matematicko-fyzikální fakulta, Praha, 2011. Diplomová práce. Univerzita Karlova v Praze. Vedoucí práce RNDr. Vladimír Wágner, Csc.
- [19] MAGILL, J., V. BERTHOU, D. HAAS, J. GALY, R. SCHENKEL, H.-W. WIESE, G. HEUSENER, J. TOMMASI a G. YOUINOU. *Impact limits of partitioning and transmutation scenarios on the radiotoxicity of actinides in radioactive waste* [Nuclear Energy]. 2003, 263-277.

- [20] MATOUŠEK, Libor. *Nakládání s vyhořelým jaderným palivem ve světě*. Brno: Hnutí Duha, 2003, 29 s. ISBN 80-868-3403-4.
- [21] NOVOTNÝ, F. *Výpočetní analýza chování aktivní zóny tlakovodního jaderného reaktoru pomocí kódu PARCS*. Brno: Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, 2014. 82 s. Vedoucí diplomové práce Ing. Karel Katovský, Ph.D.
- [22] PERSSON, Carl-Magnus. *Reactivity Determination and Monte Carlo Simulation of the Subcritical Reactor Experiment – “Yalina”: Department of Nuclear and Reactor Physics*. Stockholm, 2005. ISBN 91-7178-015-7. Master of Science Thesis.
- [23] ROMÃO, Luis, Dirk VANDEPLASSCHE a Roberto SALEMME. *The MYRRHA Linear Accelerator R&D Roadmap: MYRRHA Accelerator Experiment* [Prezentace]. CERN, Geneva, 2013, 23 s. [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: <http://indico.cern.ch/event/300409/session/3/contribution/27/material/slides/0.pdf>.
- [24] SALVATORES, M. a G. PALMIOTTI. Radioactive waste partitioning and transmutation within advanced fuel cycles: Achievements and challenges. *Progress in Particle and Nuclear Physics*. 2011, **66**(1): 144-166. DOI: 10.1016/j.pnpnp.2010.10.001. ISSN 01466410. Dostupné také z: <http://linkinghub.elsevier.com/retrieve/pii/S0146641010000669>.
- [25] SVOBODA, Ondřej. *Stanovení rozložení neutronů v sestavě složené z olověného terče a uranového blanketu postavené na svazku protonů s energií 0,7 GeV*. Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, Praha, 2011. Diplomová práce. České vysoké učení technické v Praze. Vedoucí práce RNDr. Vladimír Wágner, Csc.
- [26] *Thorium fuel cycle: Potential benefits and challenges*. Víenna, Austria: International Atomic Energy Agency, 2005, 113 s. IAEA-TECDOC-1450.
- [27] ÚLEHLA, Ivan, Michal SUK a Zbyšek TRKA. *Atomy, jádra, částice*. Vyd. 1. Praha: Academia, 1990, 496 s. ISBN 80-200-0135-2.
- [28] VANDEPLASSCHE, Dirk a Luis Medeiros ROMÃO. *Accelerator Driven Systems* [Prezentace]. New Orleans: IPAC 2012, 2012, 27 s. [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: http://accelconf.web.cern.ch/accelconf/ipac2012/talks/moyap01_talk.pdf.
- [29] YAN, Fang, Zhihui LI, Cai MENG a Jingyu TANG. *MAIN LINAC PHYSICS DESIGN STUDY OF THE C-ADS PROJECT* [Technical Proceedings]. Tel Aviv, Israel: LINAC 2012, 2012, 900-903 [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: <https://accelconf.web.cern.ch/accelconf/LINAC2012/papers/thpb024.pdf>.

- [30] ZAVORKA, L., J. ADAM, A.A. BALDIN, P. CALOUN, V.V. CHILAP, W.I. FURMAN, M.G. KADYKOV, J. KHUSHVAKTOV, V.S. PRONSKIKH, et al. Neutron-induced transmutation reactions in ^{237}Np , ^{238}Pu , and ^{239}Pu at the massive natural uranium spallation target. In: *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms*. Dubna, Russia, 2015, s. 31-38. DOI: 10.1016/j.nimb.2014.12.084. ISSN 0168583x. Dostupné také z: <http://linkinghub.elsevier.com/retrieve/pii/S0168583X15001081>
- [31] ZÁVORKA, L., J. ADAM, W. FURMAN, J. KHUSHVAKTOV, A. SOLNYSHKIN, V. TSOUPKO-SITNIKOV, J. VRZALOVA, S. TYUTYUNNIKOV a M. KADYKOV. *Results on deuteron-beam-induced HIGH-ENERGY NEUTRON FISSION OF THE URANIUM SAMPLES at the massive uranium target: Quinta*. Prezentace. JINR - Dubna, Rusko, 2008, 25 s.

Internetové zdroje

- [32] Accelerator-driven Nuclear Energy. *World Nuclear Association* [online]. 2014 [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/info/Current-and-Future-Generation/Accelerator-driven-Nuclear-Energy/>.
- [33] CERN. Urychlovač začíná řešit záhady vesmíru. *E15.cz* [online]. 2010 [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: <http://zpravy.e15.cz/zahranicni/udalosti/urychlovac-zacina-resit-zahady-vesmiru-0048/galerie>.
- [34] ČEZ. *URYCHLOVAČEM ŘÍZENÝ REAKTOR* [online]. 2015 [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: http://www.cez.cz/edee/content/file/static/encyklopedie/encyklopedie-energetiky/03/urychlovac_8.html.
- [35] *European Spallation Source* [online]. 2015 [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: <http://europeanspallationsource.se/>.
- [36] Fast Neutron Reactors. *World Nuclear Association* [online]. 2015 [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/info/Current-and-Future-Generation/Fast-Neutron-Reactors/>.
- [37] IREN Facility. *Frank Laboratory of Neutron Physics* [online]. 2008 [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: <http://flnp.jinr.ru/35/>.
- [38] JI-LANG, Miao. MA Transmutation Performance Simulation and Accompanied Burning-up Analysis for C-ADS. *INSPIRE, the High Energy Physics* [online]. 2015 [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: <http://inspirehep.net/record/1207106/plots>.
- [39] *J-PARC: Japan Proton Accelerator Research Complex* [online]. 2015 [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: <http://j-parc.jp/en/jparc.html>.

-
- [40] Možnosti transmutace štěpných produktů a aktinidů. MATĚJKA, Karel, Jaroslav ZEMAN, Kamil TUČEK, Miloslav HRON a Ivo PEKA. *TRANSMUTAČNÍ REAKTOROVÉ SYSTÉMY* [online]. 2015 [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: http://vega.fjfi.cvut.cz/docs/sfbe/ads/info/adtt_2.htm.
- [41] MYRRHA: Multi-purpose hybrid research reactor for high-tech applications. *SCK-CEN* [online]. 2015 [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: <http://myrrha.sckcen.be/>.
- [42] *Nuclotron-based Ion Collider fAcility: NICA* [online]. 2015 [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: <http://nucloweb.jinr.ru/nica/photos.html>.
- [43] PIP-II Research Program. *Fermilab* [online]. 2015 [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: <http://pip2.fnal.gov/research-program.html>.
- [44] Processing of Used Nuclear Fuel. *World Nuclear Association* [online]. 2015 [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Fuel-Recycling/Processing-of-Used-Nuclear-Fuel/>.
- [45] Project X. *Fermilab* [online]. 2015 [cit. 2015-01-22]. Dostupné z: <http://projectx.fnal.gov/>.
- [46] Radioactive Waste 4 - Spent Nuclear Fuel Disposal 2 - Repository. *Nucleotidings* [online]. 2012 [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: <http://nucleotidings.com/article/radioactive-waste-4-spent-nuclear-fuel-disposal-2-repository>.
- [47] *Správa úložišť radioaktivních odpadů* [online]. 2015 [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: <http://www.surao.cz/cze>.
- [48] Thorium: the essentials. *WebElements* [online]. 2015 [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: <http://www.webelements.com/thorium/>.
- [49] ULLMAN, Vojtěch. Jaderná a radiační fyzika: Jaderné reakce a jaderná energie. *Astro Nukl Fyzika* [online]. 2015 [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: <http://astronuklfyzika.cz/JadRadFyzika3.htm>.
- [50] WAGNER, Vladimír. Co to jsou urychlovačem řízené transmutory a budeme je někdy využívat? *OSEL* [online]. 2008 [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: <http://www.osel.cz/3743-co-to-jsou-urychlovacem-rizene-transmutory-a-budeme-je-nekdy-vyuzivat.html>.
- [51] WAGNER, Vladimír. *Koncepce urychlovačem řízených jaderných transmutací* [online]. 2008 [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: <http://amber.zine.cz/AZOld/occam/transmut.htm>.
- [52] WAGNER, Vladimír. Studium produkce neutronů v tříštvivých reakcích a přeměny jader pomocí těchto neutronů. *Ústav jaderné fyziky AVČR Řež* [online]. 2012 [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: <http://ojs.ujf.cas.cz/~wagner/transmutace/uvod/uvodcz.html>.
- [53] *World Nuclear Association* [online]. 2015 [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/>.

Použitá literatura

- [54] World Nuclear Power Reactors & Uranium Requirements. *World Nuclear Association* [online]. 2015 [cit. 2015-05-25]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/info/Facts-and-Figures/World-Nuclear-Power-Reactors-and-Uranium-Requirements/>.
- [55] Zpětné využití jaderného odpadu. *Jaderný Odpad* [online]. 2015 [cit. 2015-01-22]. Dostupné z: <http://www.jaderny-odpad.cz/vyuziti-jaderneho-odpadu.htm>.