

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

URYCHLOVAČEM ŘÍZENÉ JADERNÉ ELEKTRÁRNY

BAKALÁŘSKÁ PRÁCE

BACHELOR'S THESIS

AUTOR PRÁCE

AUTHOR

PETR JARCHOVSKÝ

BRNO 2013



VYSOKÉ UČENÍ
TECHNICKÉ V BRNĚ

Fakulta elektrotechniky
a komunikačních technologií

Ústav elektroenergetiky

Bakalářská práce

bakalářský studijní obor

Silnoproudá elektrotechnika a elektroenergetika

Student: Petr Jarchovský

ID: 133548

Ročník: 3

Akademický rok: 2012/2013

NÁZEV TÉMATU:

Urychlovačem řízené jaderné elektrárny

POKYNY PRO VYPRACOVÁNÍ:

1. Definice typů jaderných elektráren, fyzikální principy a srovnání (Postupně od obecného ke konkrétnímu popište principy jednotlivých typů jaderných elektráren.)
2. Detailní popis a historie projektů urychlovačem řízených jaderných elektráren (Popište projekty a výzkumné práce od 70. let 20. století do současnosti; zmiňte i projekty neutronových zdrojů řízených urychlovačem, např. SNS, ESS, IREN apod.)
3. Výhody, nevýhody a technologické výzvy AD-NPP (Přehledně zpracujte přehled výhod, pro které se projekty ADS objevily, i přehled jejich nevýhod oproti současným jaderným elektrárnám. Detailně proberte současné řešené problémy.)
4. Popište projekt MYRRHA (Zpracujte základní technický popis a cíle projektu.)
5. Popište projekty jaderných reaktorů řízených urychlovačem s tekutým palivem (Jednoduše popište dva základní projekty urychlovačem řízených jaderných reaktorů s tekutým palivem ve formě – tekutých fluoridových solí aktinoidů; – roztavených slitin Pb/Bi s aktinoidy.)

DOPORUČENÁ LITERATURA:

podle pokynů vedoucího práce

Termín zadání: 11.2.2013

Termín odevzdání: 31.5.2013

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

Konzultanti bakalářské práce:

doc. Ing. Petr Toman, Ph.D.

Předseda oborové rady

UPOZORNĚNÍ:

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

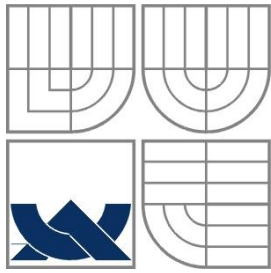
Bibliografická citace práce:

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.

Jako autor uvedené bakalářské práce dále prohlašuji, že v souvislosti s vytvořením této bakalářské práce jsem neporušil autorská práva třetích osob, zejména jsem nezasáhl nedovoleným způsobem do cizích autorských práv osobnostních a jsem si plně vědom následků porušení ustanovení § 11 a následujících autorského zákona č. 121/2000 Sb., včetně možných trestněprávních důsledků vyplývajících z ustanovení části druhé, hlavy VI. Díl 4 Trestního zákoníku č. 40/2009 Sb.

Děkuji vedoucímu mé bakalářské práce Ing. Karlu Katovskému, Ph.D. za odbornou pomoc při vytváření práce a za umožnění vyjíždět na různé stáže i do zahraničí, které mi velmi pomohly při vypracování. Zároveň děkuji rodině, která mě v celém studiu podporovala.

.....



VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ
BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY



FAKULTA ELEKTROTECHNIKY A KOMUNIKAČNÍCH
TECHNOLÓGIÍ
ÚSTAV ELEKTROENERGETIKY

FACULTY OF ELECTRICAL ENGINEERING AND COMMUNICATION
DEPARTMENT OF ELECTRICAL POWER ENGINEERING

URYCHLOVAČEM ŘÍZENÉ JADERNÉ ELEKTRÁRNY

ACCELERATOR DRIVEN NUCLEAR POWER PLANTS

BAKALÁŘSKÁ PRÁCE

BACHELOR'S THESIS

AUTOR PRÁCE

AUTHOR

VEDOUCÍ PRÁCE

SUPERVISOR

PETR JARCHOVSKÝ

Ing. KAREL KATOVSKÝ, Ph. D.

BRNO 2013

ABSTRAKT

Tato bakalářská práce se zabývá využitím spotřebovaného jaderného paliva v jaderných elektrárnách nové generace – urychlovačem řízených jaderných elektrárnách a přeměnou tohoto paliva v elektrickou energii. V úvodu jsou uvedeny základní fyzikální a teoretické poznatky o jaderných reaktorech spolu s jejich základním rozdělením a celosvětovým rozložením. Jako další bod jsou urychlovačem řízené systémy, kde je vedle jejich stručného vývoje osvětlena jejich základní koncepce a možnosti využití, jak v jaderných elektrárnách, tak pro transmutační technologie. Uvedeny jsou některé celosvětové projekty, které se tímto systémem zabývají a provádí výzkumy. Více je rozveden bod ohledně evropských projektů MYRRHA a ESS, jelikož se jedná o důležité výzkumné stavby v rámci celosvětového měřítko. Na řadu následně přicházejí projekty s tekutým terčem, jako velmi perspektivním médiem. Poslední část se zabývá výpočtem základních parametrů ADS v programu MCNPX a jejich aplikováním.

KLÍČOVÁ SLOVA: Jaderná elektrárna; urychlovač; ADS (urychlovačem řízený systém); AD-NPP (jaderná elektrárna řízená urychlovačem); reaktor; aktivní zóna; štěpný materiál; terč; chladivo; kontejment; MYRRHA; MEGAPIE; ESS; SNS; MSR; aktinoidy; dlouhožijící radioizotopy; tekuté palivo; transmutace.

ABSTRACT

This bachelor's thesis deals with utilization of spent nuclear fuel in nuclear power plants of new generation – accelerator driven nuclear power plants and of conversion of this fuel into electrical energy. In the introduction are listed basic physical and theoretical knowledge of nuclear reactors along with their basic division and global distribution. As another point accelerator driven systems are described with their brief development and the basic concept and usage on both the nuclear power plants and transmutation technologies. Some global projects are mentioned here dealing with this system and conduct research. More into detail is point about European projects MYRRHA and ESS, because there are important research facilities worldwide. The next are projects with liquid target as a very promising medium. The last part deals with the calculation of basic parameters of ADS in the MCNPX and its applying.

KEY WORDS: Nuclear power plant; accelerator; ADS (accelerator driven system); AD-NPP (accelerator driven nuclear power plant); reactor; reactor core; fissionable material; target; coolant; containment; MYRRHA; MEGAPIE; ESS; SNS; MSR; actinides; long-lived radioisotopes; liquid metal; transmutation.

OBSAH

OBSAH.....	7
SEZNAM OBRÁZKŮ.....	9
SEZNAM TABULEK	11
SEZNAM SYMBOLŮ A ZKRATEK.....	12
1 ÚVOD	13
2 DEFINICE TYPŮ JADERNÝCH ELEKTRÁREN, FYZIKÁLNÍ PRINCIPY A SROVNÁNÍ	14
2.1 OBECNÝ POPIS.....	15
2.2 JADERNÝ REAKTOR.....	16
2.2.1 PALIVOVÉ KAZETY (SOUBORY)	17
2.2.2 AKTIVNÍ ZÓNA	18
2.2.3 SYSTÉM ODVODU TEPLA	19
2.2.4 BEZPEČNOSTNÍ SYSTÉMY	19
2.2.5 OCHRANNÁ OBÁLKA – KONTEJMENT	19
2.3 ZÁKLADNÍ TYPY JADERNÝCH ENERGETICKÝCH REAKTORŮ	20
2.3.1 FYZIKÁLNÍ HLEDISKO	21
2.3.2 PODLE ÚČELU	21
2.3.3 VOLBA ŠTĚPNÉHO MATERIÁLU	22
2.3.4 VOLBA MATERIÁLU MODERÁTORU	22
2.3.5 LEHKOVODNÍ REAKTORY	22
2.3.6 TĚŽKOVODNÍ REAKTORY	25
2.3.7 GCR - PLYNEM CHLAZENÉ REAKTORY	26
2.3.8 FBR – RYCHLÝ MNOŽIVÝ REAKTOR	29
3 POPIS PROJEKTŮ URYCHLOVAČEM ŘÍZENÝCH JADERNÝCH ELEKTRÁREN.....	30
3.1 HISTORIE ADS	32
3.2 DETAILNÍ POPIS ADS.....	33
3.2.1 URYCHLOVAČ.....	37
3.2.2 TERČ.....	38
3.3 PROJEKTY S POUŽITÍM ADS.....	38
3.3.1 ESS.....	39
3.3.2 SNS	40
3.3.3 GUINEVERE.....	42
3.3.4 YALINA	42
3.3.5 SÚJV DUBNA.....	42

4 PŘEHLED VÝHOD A NEVÝHOD AD-NPP.....	43
4.1 VÝHODY ADS	43
4.2 NEVÝHODY ADS.....	43
4.3 ŘEŠENÉ PROBLÉMY.....	44
5 PROJEKT MYRRHA.....	45
6 ADS S TEKUTÝM PALIVEM	49
6.1 ZÁKLADNÍ ROZDĚLENÍ KAPALNÝCH TERČŮ	49
6.1.1 TEKUTÉ PALIVO VE FORMĚ FLUORIDOVÝCH SOLÍ AKTINOIDŮ	49
6.1.2 TEKUTÉ PALIVO VE FORMĚ ROZTAVENÝCH SLITIN Pb/Bi S AKTINOIDY	50
6.2 TERČ U PROJEKTU MEGAPIE.....	50
7 VÝPOČET V MCNPX.....	51
7.1 SIMULAČNÍ PROGRAMY	51
7.1.1 MCNPX	51
7.2 VÝPOČET SAD.....	52
7.3 VÝPOČET FÁZOTRON.....	55
7.4 SHRNUÍ.....	57
8 ZÁVĚR.....	58
POUŽITÁ LITERATURA	59

SEZNAM OBRÁZKŮ

<i>Obr. 1 - Vývoj jaderných elektráren [19].....</i>	<i>14</i>
<i>Obr. 2 – Schéma jednookruhové JE [2]</i>	<i>15</i>
<i>Obr. 3 – Schéma dvouokruhové JE [2]</i>	<i>15</i>
<i>Obr. 4 – Schéma tříokruhové JE [2]</i>	<i>15</i>
<i>Obr. 5 - Principiální schéma tepelného energetického reaktoru [2]</i>	<i>17</i>
<i>Obr. 6 – Maketa palivové kazety [vlastní foto]</i>	<i>18</i>
<i>Obr. 7 - Schematický řez některými základními typy palivových článků [2]</i>	<i>18</i>
<i>Obr. 8 - Schéma kontejmentu [14]</i>	<i>20</i>
<i>Obr. 9 - Palivový článek (oxid uraničitý – UO₂) [5].....</i>	<i>22</i>
<i>Obr. 10 - Schéma reaktoru VVER 440 – JE Dukovany [8].....</i>	<i>23</i>
<i>Obr. 11 - Schéma PWR reaktoru [16].....</i>	<i>24</i>
<i>Obr. 12 - Schéma BWR reaktoru [16].....</i>	<i>24</i>
<i>Obr. 13 - Schéma LWGR/RBMK reaktoru [16]</i>	<i>25</i>
<i>Obr. 14 - Schéma PHWR/Candu reaktoru [16]</i>	<i>26</i>
<i>Obr. 15 - Schéma Magnox reaktoru [31].....</i>	<i>27</i>
<i>Obr. 16 - Schéma AGR reaktoru [16]</i>	<i>27</i>
<i>Obr. 17 - Schéma HTGR reaktoru s „kuličkami“ [16].....</i>	<i>28</i>
<i>Obr. 18 - Schéma FBR reaktoru [32].....</i>	<i>29</i>
<i>Obr. 19 - Schéma podkritického souboru řízeného urychlovačem [17]</i>	<i>31</i>
<i>Obr. 20 - Využití ADTT pro likvidaci radioaktivních odpadů [15].....</i>	<i>32</i>
<i>Obr. 21 - Průběh tříštvivé reakce [37].....</i>	<i>33</i>
<i>Obr. 22 - Schéma transmutace ²³⁷Np [vlastní nákres]</i>	<i>34</i>
<i>Obr. 23 - Lineární urychlovač s jaderným reaktorem [37, 18]</i>	<i>36</i>
<i>Obr. 24 – Lineární urychlovač s výřezy pro vytváření shluků částic [vlastní foto]</i>	<i>37</i>
<i>Obr. 25 - Urychlovačem řízený transmutor [20]</i>	<i>37</i>
<i>Obr. 26 - Olověný terč s okénkem urychlovače [17]</i>	<i>38</i>
<i>Obr. 27 - projekt ESS [21]</i>	<i>39</i>
<i>Obr. 28 – Aktuální hodnoty svazku protonů v laboratořích SNS dne 26. 5. 2013 v 15:00h [24].</i>	<i>40</i>

Seznam obrázků

<i>Obr. 29 – Aktuální graf výkonu protonového paprsku v SNS a naakumulované energie (květen 2013) [24]</i>	41
<i>Obr. 30 – Projekt SNS v Oak Ridge, USA [24]</i>	41
<i>Obr. 31 - Reaktor MYRRHA a jeho velikost [28]</i>	45
<i>Obr. 32 - Schéma projektu MYRRHA [28]</i>	46
<i>Obr. 33 - Podrobné schéma reaktoru v projektu MYRRHA [28]</i>	47
<i>Obr. 34 - Ptačí pohled na projekt MYRRHA ve městě MOL, v Belgii [29]</i>	48
<i>Obr. 35 - Terč u projektu MEGAPIE [33]</i>	50
<i>Obr. 36 – Ukázka výpočtu v programu MCNPX projektu SAD [vlastní foto]</i>	52
<i>Obr. 37 – Část výsledného dokumentu SAD otevřeného v notepadu [vlastní foto]</i>	53
<i>Obr. 38 – Graf koeficientu násobení v závislosti na obohacení PuO₂ [vlastní foto]</i>	54
<i>Obr. 39 – Graf koeficientu násobení v závislosti na obohacení ²³⁵U [vlastní foto]</i>	54
<i>Obr. 40 – Olověný ostřelovaný terč [45]</i>	55
<i>Obr. 41 – Graf závislosti počtu emitovaných neutronů na energii urychlených deuteroniů [vlastní foto]</i>	55
<i>Obr. 42 - Graf závislosti počtu emitovaných neutronů na energii urychlených protonů [vlastní foto]</i>	56
<i>Obr. 43 – Graf srovnání emitovaných neutronů na energii vstřelených protonů a deuteroniů [vlastní foto]</i>	57

SEZNAM TABULEK

<i>Tab. 1 - Základní materiály jaderných energetických reaktorů [2].....</i>	<i>21</i>
<i>Tab. 2 - Roční produkce plutonia a dalších vyšších aktinidů u tlakovodních reaktorů 1000 MW_e [17].....</i>	<i>35</i>
<i>Tab. 3 - Roční produkce štěpných produktů v lehkovodních reaktorech s výkonem 1000 MW_e [17]</i>	<i>36</i>

SEZNAM SYMBOLŮ A ZKRATEK

Zkratka	English name / Český název
ADS	Accelerator driven systems / Urychlovačem řízené systémy
ADTT	Accelerator Driven Transmutation Technologies / Urychlovačem řízené transmutační technologie
AGR	Advanced Gas Cooled Graphite Moderated Reactor / Zdokonalený plynem chlazený reaktor
ATW	Accelerator Transmutation of Waste / Urychlovačem transmutace odpadů
AD-NPP	Accelerator Driven Nuclear Power Plants / Urychlovačem řízené jaderné elektrárny
BWR	Boiling Water Reactor / Varný reaktor
Candu	Canadium Deuterium Reactor / Kanadský reaktor na deuterium
ESS	European Spallation Source / Evropský tříštivý zdroj
FBR	Fast Breeder Reactor / Rychlý množivý reaktor
GCR	Gas Cooled, Graphit Moderated Reactor / Plynem chlazený reaktor
HEU	Highly Enriched Uranium / Vysoce obohacený uran
HTGR	High Temperature Gas Cooled Reactor / Vysokoteplotní reaktor
LBE	Lead-Bismuth Eutectic / Kapalný terč Pb-Bi
LEU	Low Enriched Uranium / Středně obohacený uran
LINAC	Linear accelerator / Lineární urychlovač
MCNPX	Monte Carlo n Particle Transport Code eXtended
MEGAPIE	Megawatt Pilot Experiment
MYRRHA	Multipurpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications
PWR/VVER	Pressurized light-Water moderate and colled Reactor / Tlakovodní reaktor
P&T	Partitioning and Transmutation / Separace a transmutace
RBMK/LWGR	Light-Water Graphite Moderated Reactor / Grafitový reaktor chlazený H ₂ O
SEU	Slightly Enriched Uranium / Nízce obohacený uran
SNS	Spallation Neutron Source / Tříštivý neutronový zdroj
VJP	Spent fuel / Vyhořelé jaderné palivo

1 ÚVOD

V dnešní době je čím dál více využívána elektrická energie. Je to hlavně z důvodu její nízké ceny a využití. Elektrická energie se využívá celosvětově pro základní lidské potřeby i pro to, co lidé chtějí, jako například: televize, osvětlení, varné desky, vytápění v domácnostech a mnoho dalšího. Elektrická energie se dá v dnešní době vyrobit různými způsoby a provází nás již od první poloviny 19. století. Vzhledem k vývoji lidstva se dá předpokládat, že spotřeba elektřiny stále poroste, a proto se musí najít další efektivní způsob jejího vzniku.

V poslední době se rozmohla energie z obnovitelných zdrojů, jako je vítr, voda a hlavně sluneční energie. Ovšem dnešní výtěžnost z takovýchto elektráren je relativně malá v porovnání s elektrárnami jadernými nebo 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 tomu se po celém světě využívají jaderné elektrárny, převážně využívající ke štěpení jader tepelných neutronů (s energií kolem 0,025 MeV). Ovšem těmito neutrony se uvolní jen část energie, která je v jádru uložena. Aby se uvolnil i zbytek, je potřeba neutronů rychlých (jednotky MeV). Z tohoto důvodu se VJP¹ (vyhořelé jaderné palivo) skladuje a čeká na technologii, která by jeho potenciál uměla využít.

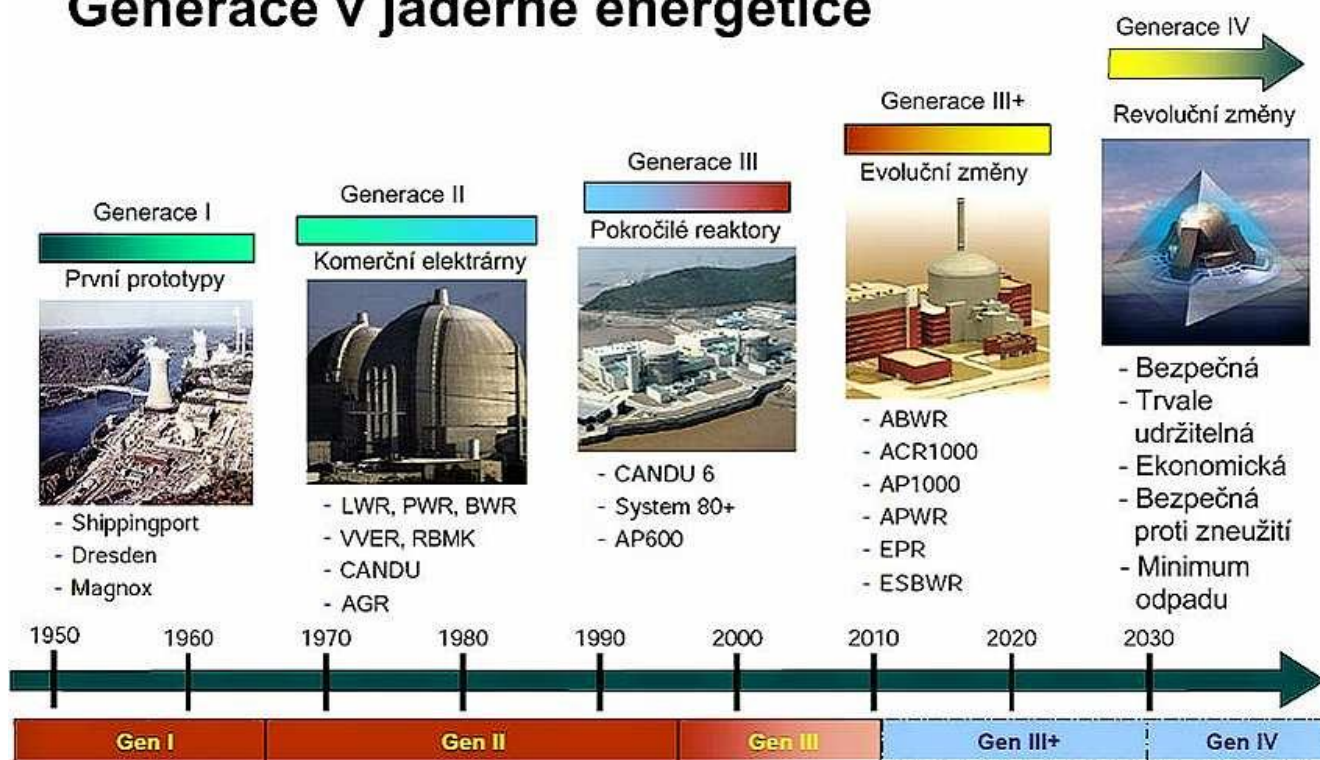
Jednou z těchto cest se zabývá i tato bakalářská práce - urychlovačem řízené jaderné elektrárny. Jedná se jaderné elektrárny IV. generace, tedy urychlovačem urychlené částice (nejčastěji protony nebo deuterony), které rozpoutají další řetězové reakce, z kterých následně vyrábíme za pomoci přeměny vody na vodní páru a její expandování v turbíně elektrickou energii. Jde o velmi bezpečnou metodu výroby elektrické energie, jelikož se jedná o podkritický soubor, tudíž při odstavení urychlovače a zastavení distribuce protonů, či deuteronů do spalačního terče, se reakce samovolně zastaví. Umožní nám i přeměňovat dlouhožijící radioizotopy, které jsou pro člověka velmi nebezpečné (mají dlouhý poločas přeměny) na radioizotopy krátkožijící (poločas přeměny je v řádech desítek hodin nebo let). Díky této technologii se dá, jak je psáno výše, využít i „zbytkový“ energetický potenciál ve VJP. Podle mého názoru se jedná o technologii, která má veliké využití v budoucnu, jen bude potřeba velmi nákladný výzkum, jak z hlediska financí, tak i času.

¹ Termín vyhořelé jaderné palivo je nesprávně používán, jak z hlediska fyzikálního, tak i z anglického překladu „spent fuel“. Správné označení by mělo být spotřebované jaderné palivo, jelikož má stále velký energetický potenciál.

2 DEFINICE TYPŮ JADERNÝCH ELEKTRÁREN, FYZIKÁLNÍ PRINCIPY A SROVNÁNÍ

Již od 50. let 20. století využívá lidstvo energii, která vzniká přeměnou energie, jež v sobě skrývají atomy. Rozštěpením jejich jader pomocí částice s vysokou energií vzniká řetězová reakce, kde se štěpí, za dostatku štěpného materiálu, postupně jedno jádro za druhým. Jaderná energetika se tak nazývá, jelikož jde o získávání energie ze štěpení jednotlivých jader. Na jadernou energii se klade čím dál větší důraz a zároveň se stává i po pár celosvětových katastrofách dosti kontroverzním tématem. Hodně států světa buď zastavilo vývoj i výrobu v oblasti jaderných elektráren, popřípadě ji omezily, nebo pouze přemýšlí nad pokračováním jaderného programu. V zemích, kde je silná protijaderná politika a dostatek levné elektřiny z jiných zdrojů se počet jaderných elektráren nemění, ovšem v zemích Jihovýchodní Asie a Japonska toto číslo roste i z důvodu nedostatku jiných zdrojů nebo nezávislosti státu. Tudiž instalovaný výkon i produkce jaderné elektřiny ve světě dále porostou. Jaderné elektrárny dodávají zhruba 16 % veškeré vyrobené energie na světě. V průběhu let se jednotlivé typy zdokonalovaly a stále zdokonalují, jak je vidět na grafickém schématu na „Obr. 1 - Vývoj jaderných elektráren [19]“.

Generace v jaderné energetice



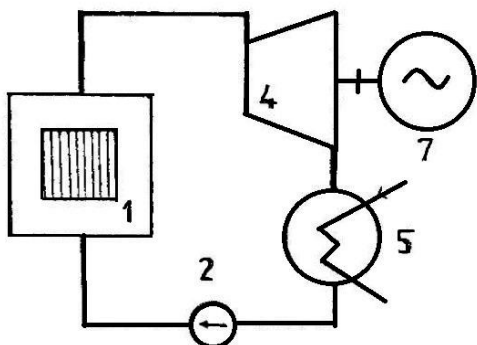
Obr. 1 - Vývoj jaderných elektráren [19]

2.1 Obecný popis

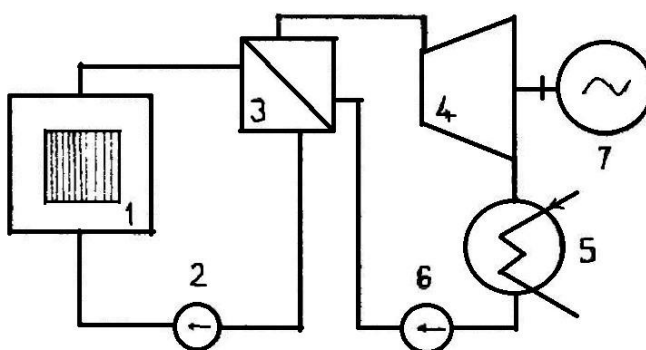
Jaderná elektrárna je v podstatě totožná s elektrárnou tepelnou. Liší se ovšem v získávání tepla – páry. Na rozdíl od tepelných elektráren, kde se teplo získává spalováním tuhých nebo plyných paliv, se zde získává štěpením těžkých kovů, jako jsou U - uran nebo Pu – plutonium, za vzniku velkého množství tepla.

V zásadě se dělí na dva hlavní typy podle počtu okruhů:

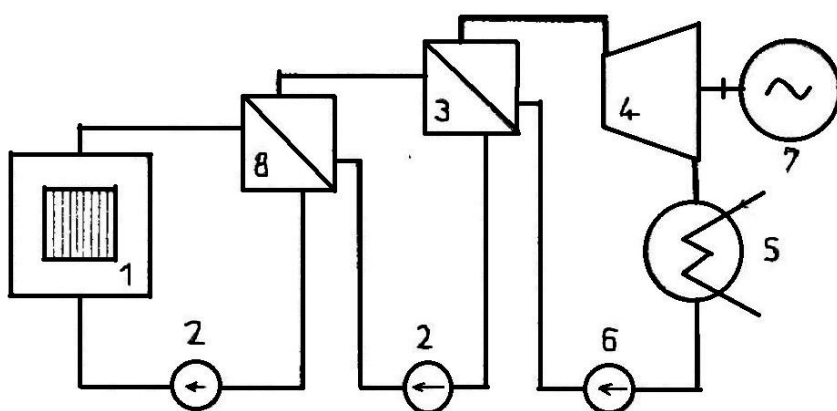
1. Jednookruhové
2. Dvouokruhové
3. Tříokruhové



Obr. 2 – Schéma jednookruhové JE [2]



Obr. 3 – Schéma dvouokruhové JE [2]



Obr. 4 – Schéma tříokruhové JE [2]

(1 – reaktor, 2 – hlavní oběhová čerpadla, 3 – tepelný výměník (parní generátor), 4 – turbína, 5 – kondenzátor, 6 – čerpadlo, 7 – generátor, 8 – výměník sodík – sodík)

Zásadní rozdíl je v počtu okruhů a zároveň by se dalo říci i v bezpečnosti celé elektrárny. Zatímco u **jednookruhové** jaderné elektrárny se pára, která vzniká v reaktoru, tudíž je radioaktivní², dostává přímo na lopatky turbíny, tak u **dvouokruhové** jaderné elektrárny je voda o teplotě zhruba 300 °C vzniklá v reaktoru a velkém tlaku přivedena do PG³, kde si vyměňuje teplo s druhou smyčkou, přičemž pára už není radioaktivní a dodává tepelný výkon do turbíny, která pohání generátor. U **tříokruhových** jaderných elektráren, mezi které patří i rychlý množivý reaktor chlazený tekutým sodíkem, jsou, jak již vyplývá z názvu, tři okruhy. Z důvodu že je reaktor chlazen sodíkem, který je velmi reaktivní, pokud přijde do kontaktu s vodou. Proto je vložen mezi primární a terciární okruh ještě jeden, kde je také sodík. Tento okruh zabrání přenášení následků havárie z primárního nebo terciárního okruhu dále [38].

2.2 Jaderný reaktor

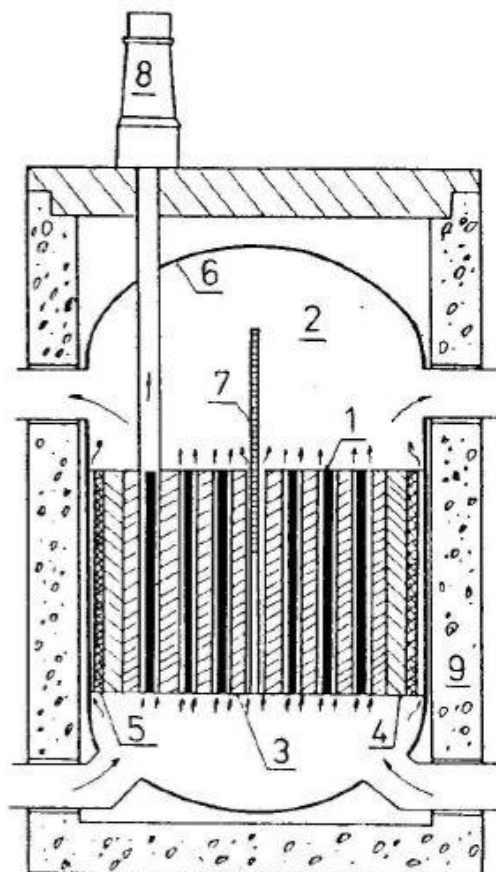
Charakteristickým rysem jaderného reaktoru, čímž se odlišuje od jiných energetických soustav, je to, že kritického stavu reaktoru může být dosaženo teoreticky při libovolné hladině četnosti štěpení, který je úměrný uvolněnému tepelnému výkonu. Jak je vidět například při jaderném výbuchu, kdy je uvolněna extrémně velká hladina výkonu, ale pouze na krátkou dobu. Naproti tomu u jaderného reaktoru se dá tato hladina výkonu regulovat. Tudíž se jedná o řízenou štěpnou řetězovou reakci a odvod tepla uvolněného štěpením, aniž dojde k narušení reaktoru nebo průniku radioaktivity do okolí [2].

Hlavní části jaderného reaktoru jsou:

1. **Palivo** – obsahující štěpný materiál (nejčastěji U nebo Pu) nebo směs štěpného a množivého materiálu, v němž dochází při štěpení těžkých jader k uvolňování energie.
2. **Moderátor** – umožňuje řízení reakce v tepelném reaktoru, kde zpomaluje rychlé neutrony na neutrony tepelné.
3. **Systém odvodu tepla** – zajišťuje odvod tepla z reaktoru k turbíně a zároveň ochlazování aktivní zóny, aby nedošlo k jejímu poškození.
4. **Reflektor** – obklopuje celou aktivní zónu a snižuje únik neutronů ze soustavy.
5. **Stínění reaktoru** – snižuje pronikání radioaktivního záření z aktivní zóny do okolí reaktoru na přijatelnou míru.
6. **Systém řízení reaktoru** – zajišťuje provoz reaktoru při standardním provozu, jeho řízení apod., mezi které patří i regulační tyče.
7. **Bezpečnostní systémy** – zabraňují havárii a pomáhají řešit abnormální situace.

²Díky radioaktivním izotopům I, Kr a hlavně ¹⁶N. Ten vzniká štělením neutronu do ¹⁶O. Následným zářením beta se ¹⁶N rozpadne zpět na ¹⁶O.

³ Parogenerátor = parní generátor (výměník tepla).

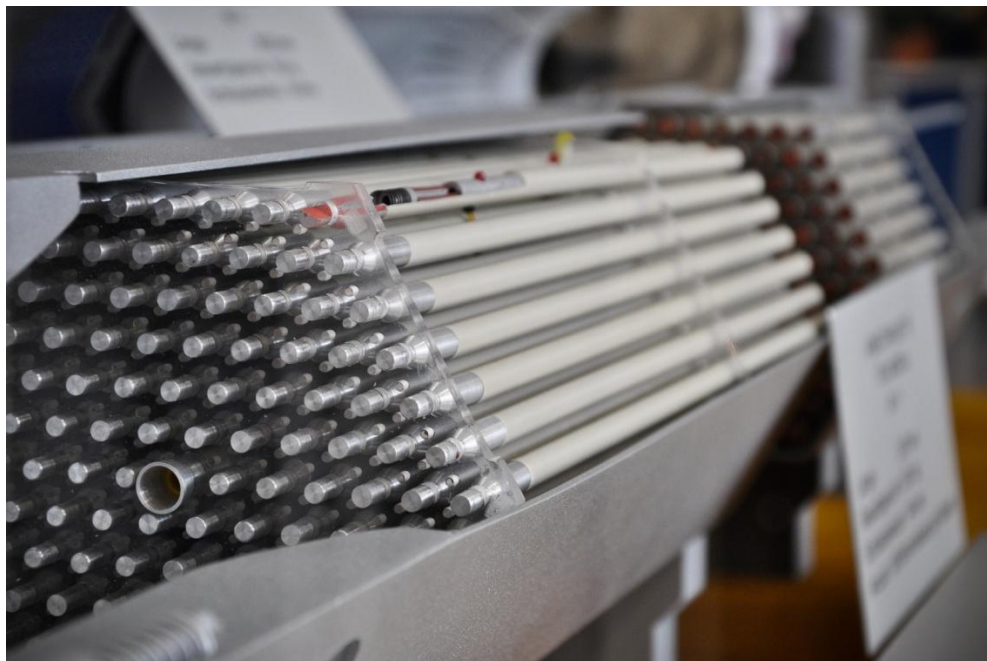


Obr. 5 - Principiální schéma tepelného energetického reaktoru [2]

(1 – palivový článok, 2 – chladiivo, 3 – moderátor, 4 – reflektor, 5 – stínění reaktoru, 6 – reaktorová nádoba, 7 – systém řízení reaktoru, 8 – systém výměny paliva)

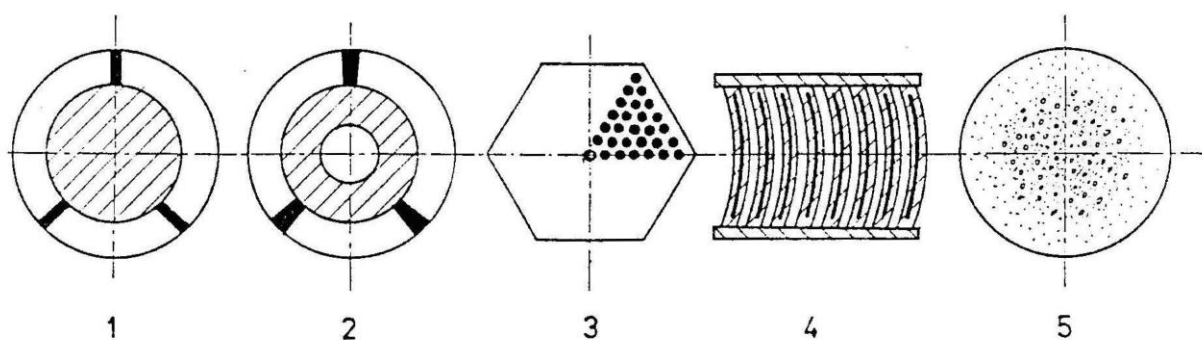
2.2.1 Palivové kazety (soubory)

Rozdíl mezi klasickými a jadernými energetickými zařízeními je v tom, že u jaderných energetických zařízení jsou materiály (štěpné a množivé) uspořádány v přesně definované mříži. Je tomu tak z důvodu, že musí zajišťovat správnou konfiguraci jaderného paliva, aby výtěžnost byla co nejvyšší, protože po určité době se musí část paliva vyměnit (většinou se jedná o 1/3 paliva, i když poslední dobou se tento zlomek zmenšuje) za nové, ještě „nevyhořelé“. Musí být také umožněna dobrá manipulace s těmito tyčemi v reaktoru hlavně kvůli bezpečnosti [3].



Obr. 6 – Maketa palivové kazety [vlastní foto]

Jsou to většinou tyče nebo svazky tyčí hermeticky pokryté obalem, který je ze speciálního konstrukčního materiálu (většinou se jedná o slitinu zirkonia). V palivových tyčích, ve kterých se nachází jednotlivé palivové články, se generuje největší část energie. Obal tyče slouží k zabránění koroze i jako zábrana pro únik vysoce radioaktivních štěpných produktů. Jsou uloženy v palivových kazetách, které tvoří kompaktnější celek [3].



Obr. 7 - Schematický řez některými základními typy palivových článků [2]

(1 – tyčový, 2 – trubkový, 3 – prutový, 4 – destičkový, 5 – kulový palivový článek)

2.2.2 Aktivní zóna

Aktivní zóna je hlavní část jaderné elektrárny, kde dochází k uvolňování energie při řízené štěpné řetězové reakci. Skládá se z palivových tyčí, moderátoru, chladiva, regulačních orgánů, důležitých dalších konstrukčních součástí a vnitroreaktorových čidel. Podle typu reaktoru se dosti

mění jeho rozměry, použitý materiál nebo konstrukční řešení, aby co nejlépe vyhovoval jak po stránce funkční, tak i po stránce bezpečnosti danému řešení [2].

2.2.3 Systém odvodu tepla

Pokud se štěpí palivo v jaderných reaktorech, vzniká při tom obrovské množství tepla, které se musí odvádět, aby se zamezilo vzniku havárie. Při štěpení jednoho atomu uranu, který obsahuje 230 nukleonů, vznikne energie (rozdíl vazebných energií) zhruba 200 MeV. Tato energie je rozložena v těchto poměrech: 84% kinetická energie odštěpků, 2% energie štěpných neutronů, 2% energie okamžitého záření gama, 4% energie přeměny beta, 3% energie přeměny gama, 5% energie neutrina. Většina autorů udává využitelnou energii na jedno štěpení ^{235}U asi 193 MeV. Doposud používané technologie v jaderných elektrárnách využívají pro přenos teplonosnou látku, která přenáší teplo v uzavřené smyčce – primární okruh [1].

Z konstrukčního hlediska se mluví o dvou formách uspořádání systémů – **smyčkové** a **integrální**. **Smyčkové uspořádání** je typické pro tlakovodní reaktory, kde je v primárním okruhu paralelně zapojeno několik smyček pro chlazení aktivní zóny. Pokud by se stalo, že by nějaká smyčka, z důvodu poruchy nebo havárie, vypadla, tak ostatní aktivní zónu bez problému dochladí. U **integrálního uspořádání** probíhá přenos teplonosné látky pouze v reaktorové nádobě. Tudíž musí mít i větší parametry, hlavně co se týče rozměrů, jelikož uvnitř ní musí být umístěny i čerpadla, tepelné výměníky apod. Zástupci tohoto uspořádání jsou některé rychlé reaktory [1, 2].

2.2.4 Bezpečnostní systémy

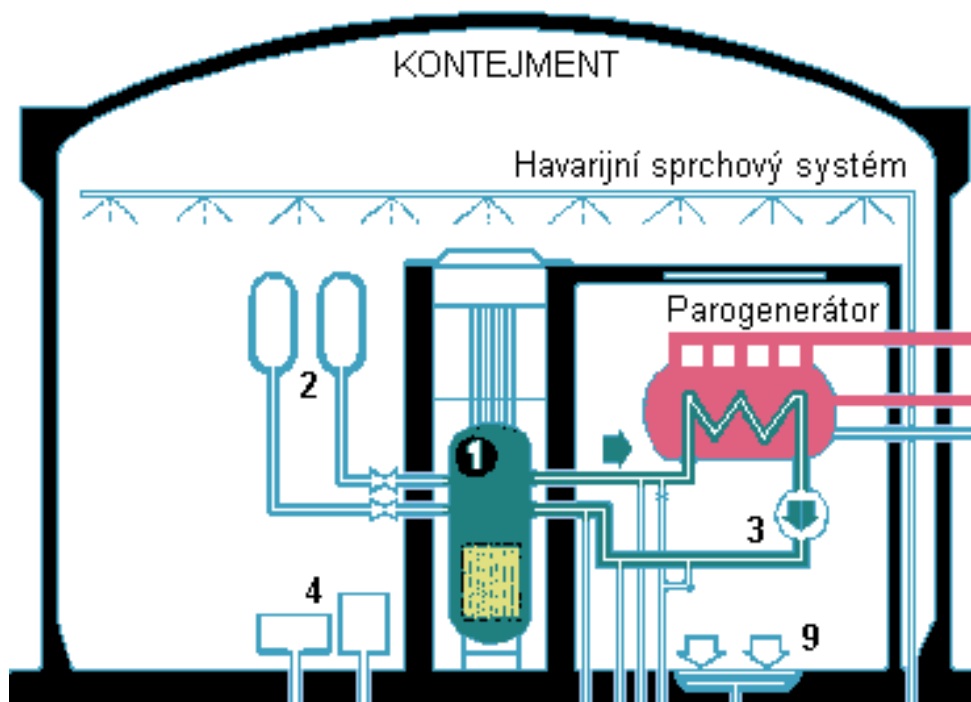
Jaderná elektrárna musí být stavěna, aby splňovala všechny národní i mezinárodní předpisy na bezpečnost. Měla by mít co nejmenší riziko na vznik havárie, jelikož jaderné havárie jsou velmi závažné i v celosvětovém měřítku. Jsou **základní tři kritéria** na bezpečnost [2]:

1. Schopnost bezpečně odstavit reaktor a udržet jej v podmínkách bezpečného odstavení za všech projektem předpokládaných provozních režimů a nehod (kontrola reaktivity).
2. Schopnost odvádět zbytkové teplo z aktivní zóny reaktoru za všech projektem předpokládaných provozních režimů a nehod (havarijní chlazení).
3. Schopnost omezit úniky radioaktivních látek tak, aby úniky nepřekročily stanovené limity za všech projektem předpokládaných provozních režimů, během nehod a po nich (kontrola radioaktivního materiálu).

2.2.5 Ochranná obálka – kontejment

Pro zamezení úniku radioaktivity při havárii slouží kontejment – hermeticky (tlakově) uzavřená ochranná obálka, která obklopuje primární okruh, reaktor a bezpečnostní systémy. Je

dimenzován na maximální projektovou havárii⁴. Ve světě se čím dál více klade důraz na bezpečnost jaderných elektráren. Čím více jaderných elektráren stavíme, tím je i větší pravděpodobnost, že dojde k havárii, proto se tomu snažíme co nejvíce předcházet tím, že se i kontejment neustále zdokonaluje a dimenzuje na větší a nebezpečnější havárie. Uvnitř se nachází uzavírací orgány, systémy snížení tlaku, teploty, ventilační a filtrační systémy. Po havárii musí bezpodmínečně zachovat těsnost, aby neunikaly nebezpečné látky mimo elektrárnu.



Obr. 8 - Schéma kontejmentu [14]

(1 – reaktor, 2 – hydroakumulátory, 3 – hlavní cirkulační čerpadlo, 4 – nádrže koncentráту bóru, 9 – nádrž havarijní zásoby H_3BO_3)

2.3 Základní typy jaderných energetických reaktorů

V podstatě je možné kombinováním základních součástí konstruovat téměř neomezený počet různých reaktorů. Bere-li se v potaz použití základních materiálů uvnitř reaktoru, tak jejich násobením získáme počet 180 možností. Toto číslo se může ještě zvětšit, použijí-li se jiná konstrukční řešení. Jak je vidět v „*Tab. 1 - Základní materiály jaderných energetických reaktorů [2]*“ je mnoho možností materiálů pro reaktor [2].

Ovšem většina z variant je v praxi nevyužitelná. Jedná se o stránku konstrukční, kde nejsme schopni vyrobit prvek na takové technické úrovni, o stránku ekonomickou, kde se nevyplatí jejich

⁴ U VVER 440 a 1000 se jedná o prasknutí hlavního cirkulačního potrubí a oboustranný výtok chladiva.

stavební náklady vzhledem k výtěžnosti, tak o stránku fyzikální, kde nějaké návrhy nejsme schopni z hlediska fyziky sestavit.

Tab. 1 - Základní materiály jaderných energetických reaktorů [2]

Palivo	Množivý materiál	Moderátor	Chladivo
^{235}U	^{232}Th	grafit	CO_2
^{233}U	^{238}U	H_2O	He
^{239}Pu	bez množivého materiálu	D_2O	H_2O
		terfenyl	D_2O
		bez moderátoru	terfenyl
			Na

2.3.1 Fyzikální hledisko

Jedním z nejdůležitějších aspektů je neutronové spektrum. Podle velikosti energie, které mají neutrony, co způsobují převážnou část štěpení jaderného paliva, se rozlišují dva základní typy jaderných reaktorů. Prvním jsou **tepelné reaktory**, kde štěpení těžkých nuklidů způsobují tepelné neutrony. V aktivní zóně se také nachází moderátor, který tyto neutrony zpomaluje. Druhým typem jsou **rychlé reaktory**, kde štěpení vyvolávají rychlé neutrony, které nejsou zpomaleny moderátorem i proto, že se u tohoto typu reaktoru ani nenachází. Převážnou většinu ve světě tvoří právě reaktory tepelné, i z důvodu nedostatečné technické vyspělosti rychlých reaktorů. Přesné aktuální číslo tepelných reaktorů v provozu je 434 a rychlých 2, ke květnu 2013 [2, 39].

Vliv na konstrukci reaktoru má i výběr paliva, moderátoru a chladiva. K odvodu tepla může u tepelných reaktorů sloužit moderátor, jako je obyčejná nebo těžká voda. U rychlých množivých reaktorů se používá tekutých kovů, zvláště sodíku. Mezi používaná plynná chladiva se řadí helium nebo CO_2 [2, 38].

2.3.2 Podle účelu

Podle účelu se jaderné energetické reaktory mohou rozdělit do tří skupin. První skupina jsou reaktory **výzkumné**, kde je jejich vyzařování použito pouze pro experimentální účely. Druhá skupina jsou reaktory **experimentální**, které většinou předchází stavbě velkých energetických zdrojů. Třetí skupina jsou reaktory **energetické**, které slouží už jako velké zdroje energie [2, 38].

2.3.3 Volba štěpného materiálu

V úvahu se berou dvě hlediska. První hledisko je koncentrace štěpného materiálu. Můžeme použít přírodní nebo obohacený uran. Přičemž obohacení ^{235}U může být nízké (do 5 %), střední (do 25 %) nebo vysoké (do 95 %) [1]. Podle mezinárodního označení jsou také tři skupiny: SEU (slightly enriched uranium) s obohacením od 0,9 % - 2 %, LEU (low enriched uranium) s obohacením menším než 20 % a HEU (highly enriched uranium) s obohacením nad 20 % [46]. Všechny energetické reaktory používají nízké obohacení až na dva reaktory rychlé. Střední a vysoké obohacení se používá ve výzkumu nebo vojenství (letadlové lodě, ponorky). Druhé hledisko je chemické složení. Můžeme použít kovový uran ve formě slitiny, oxid uraničitý – UO_2 , karbid uranu - UC a další. Mononitrid uranu - UN je považován jako potencionální palivo do jaderných elektráren IV. generace a vybraných rychlých reaktorů. Považuje se za lepší díky větší štěpné hustotě, tepelné vodivosti a teplotě tání [1, 2, 38].



Obr. 9 - Palivový článek (oxid uraničitý – UO_2) [5]

2.3.4 Volba materiálu moderátoru

Volba materiálu ovlivňuje především velikost a uspořádání aktivní zóny. Plní velmi důležitou roli, což je vidět i na označení typů reaktorů podle Mezinárodní atomové agentury (IAEA), kde písmena označují chladivo a moderátor, jak bude vidět v další části kapitoly. Mezi základní druhy moderátoru patří lehká voda - H_2O , těžká voda - D_2O a grafit [2].

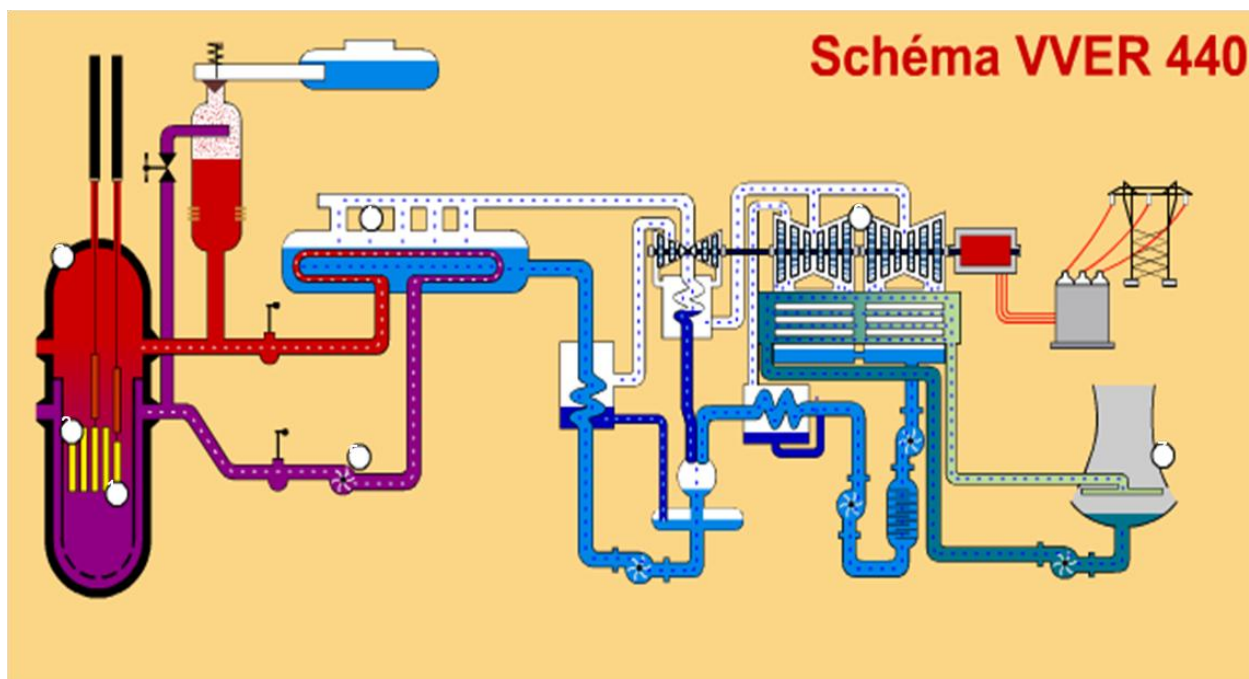
2.3.5 Lehkovodní reaktory

Společným rysem těchto reaktorů je, že jako moderátor i chladivo slouží zároveň demí voda (co nejčistší pro minimální nežádoucí aktivitu) s příměsí kyseliny borité kvůli regulaci neutronů v reaktoru. Postupem času se jadernému reaktoru snižuje obsah štěpného materiálu, což je třeba kompenzovat snížením koncentrace kyseliny borité, jelikož působí jako absorbátor. Tomuto

procesu se říká borová kompenzace reaktivity. Jaderným palivem je obohacený uran ve formě tabletek oxidu uraničitého – UO_2 , uspořádaných do palivových proutků. Jako palivo nemůže být použit přírodní uran, jelikož lehký vodík má velký účinný průřez pro záchyt. Lehkovodní moderátor s krátkou migrační délkou neutronů však natolik zhustil palivovou mříž, že se stalo technicky nemožné vyvést jednotlivé palivové kanály ven z tlakového prostředí a umožnit tak kontinuální výměnu paliva. Proto se přistoupilo ke kampaňovité výměně paliva, kde se v současné době mění $\frac{1}{4}$ paliva za rok a uvažuje ještě nad zvýšením této doby, jelikož palivo se neustále, stejně jako postupy štěpení, zdokonaluje (EDU mění palivo v pětiletém cyklu) [3, 36].

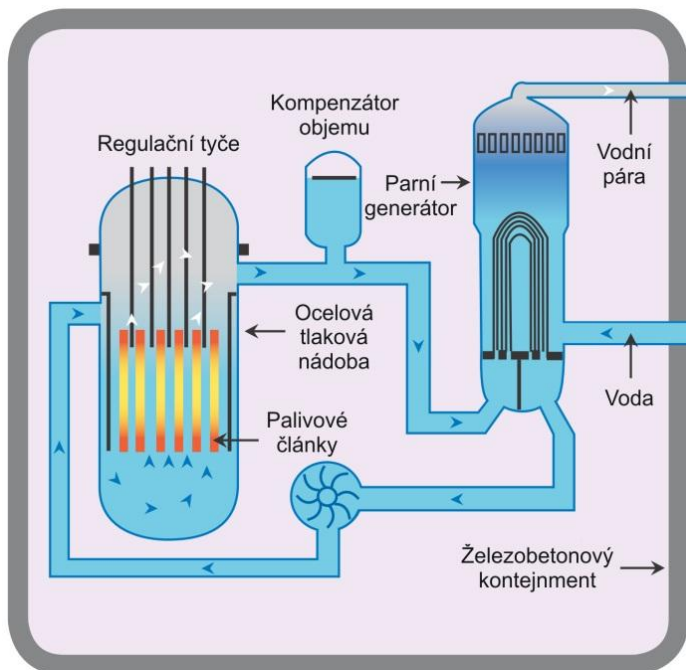
PWR, VVER – Tlakovodní reaktor

Dvojí označení tohoto typu reaktoru je z důvodu, že původní koncepci vyvinuli v USA „*Pressurized light-Water moderate and colled Reactor*“, ale později ji také převzali a dále vyvíjeli Rusové „*Vodo-Vodjanov Energetičeskij Reaktor*“. Je to nejrozšířenější typ reaktoru ve světě vůbec, tvoří zhruba 57 % z celkového celosvětového počtu reaktorů. Aktuální počet reaktorů v provozu k 24. květnu 2013 je 272 z celkového počtu 436 [39]. Tento typ reaktoru pracuje v našich podmínkách jak v jaderné elektrárně Dukovany (VVER 440 – elektrický výkon 440 MW je nyní už zvednut na 500 MW), tak v jaderné elektrárně Temelín (VVER 1000 – elektrický výkon je 1000 MW). Stejně pohony se používají i pro pohon jaderných ponorek, jelikož mají vysoký stupeň bezpečnosti [36].



Obr. 10 - Schéma reaktoru VVER 440 – JE Dukovany [8]

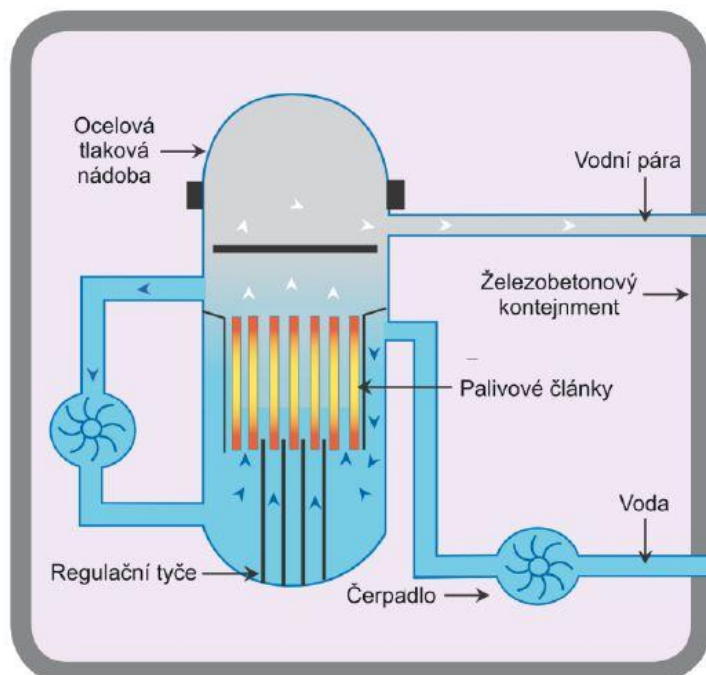
Tento typ reaktoru je konstruován jako dvouokruhový a tudíž by měl být i bezpečnější při vzniku možné havárie, ale jeho pořizovací náklady jsou vyšší.



Obr. 11 - Schéma PWR reaktoru [16]

BWR – Varný reaktor

Označení BWR pochází z anglického slovního spojení „Boiling water reactor“. Je to druhý nejrozšířenější typ reaktorů, kterých je ve světě 84, což je zhruba 20 % [39]. Jeho odlišnost od PWR je v tom, že je pouze jednookruhový, takže voda vře přímo v aktivní zóně, tvoří se pára, která stoupá k vrchu reaktoru. Až se zbaví tato pára vlhkosti, tak jde přímo na lopatky turbíny. Tento typ reaktoru vznikl z důvodu ekonomičtější výstavby, kde se nebudou budovat dva okruhy, ale pouze jeden. Ovšem později se ukázalo, že rozdíl v ceně výstavby není tak velký. Tyto reaktory jsou na rozdíl od PWR řízeny regulačními tyčemi zespodu, jelikož je vrch zaplněn odlučovákem a sušičem páry. Jedním z nejnovějších typů je ESBWR (*Economic Simplified Boiling Water Reactor*), který má pouze pasivní prvky ochrany, např.: přírodní cirkulace chladiva, proto je jeho výstavba levnější a řadí se do generace III+ [3, 36, 38, 39, 40].

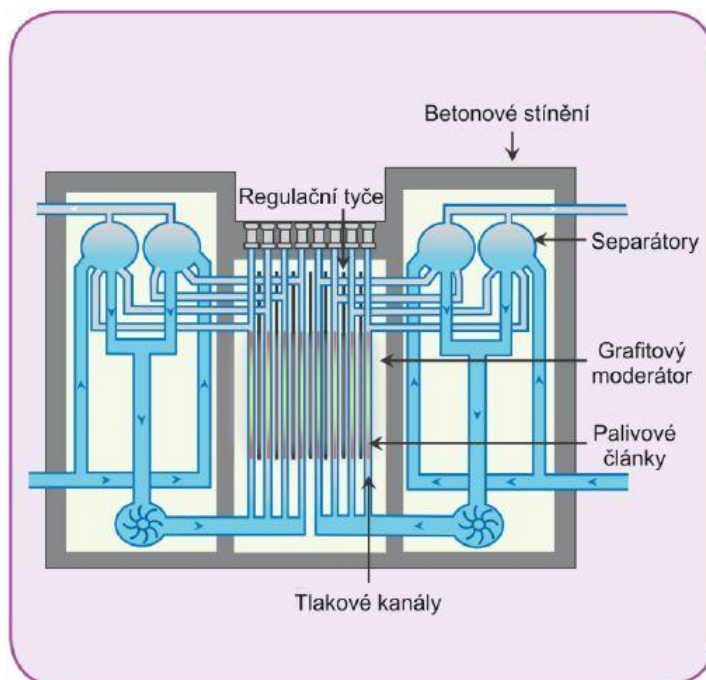


Obr. 12 - Schéma BWR reaktoru [16]

RBMK/LWGR – Grafitový reaktor chlazený obyčejnou vodou

Název pochází z ruských slov „*Reaktor Bolšoj Moščnosti Kanalnyj*“ a anglického spojení „*Ligt-Water Graphite Moderated Reactor*“. Tyto reaktory se používají výhradně na území bývalého SSSR. V provozu jich je aktuálně 15, což tvoří 3,5 % celosvětově v porovnání s ostatními typy reaktorů [39]. Stejného typu byl i reaktor, který stál v Černobylu. V současné době se ale již další reaktory tohoto typu nestaví až na KURSK 5, který se nachází v Rusku a začal být budován roku 1985. Projekt je zatím pozastaven, ale o pozastavení jeho stavby nebyl vydán žádný oficiální dokument. Ovšem spekuluje se, že může být dostavěn s dostatkem finančních prostředků.

Jako palivo je použit slabě obohacený uran ve formě oxidu uraničitého o hodnotě 1,8 %. Palivové tyče jsou uloženy v kanálech, kudy proudí i chladivo, kterým je obyčejná voda. Velká výhoda je ve vyměňování palivových článků za provozu a v použití tlakových kanálků místo nákladné tlakové nádoby. Nevýhodou je složitost daná velkým rozčleněním chladicího systému a velké nároky na systém řízení reaktoru. Jako moderátor zde slouží grafit, který obklopuje kanály. Jedná se o jednookruhovou elektrárnu [3, 36, 38].



Obr. 13 - Schéma LWGR/RBMK reaktoru [16]

2.3.6 Těžkovodní reaktory

PHWR/Candu – Tlakový těžkovodní reaktor

Jeho název vznikl z anglického spojení „*Pressurized Heavy-Water moderate and cooled Reactor*“. Jelikož těžká voda – D_2O má skvělé fyzikální účinky jako moderátor, uvažovalo se nad tímto typem reaktoru už dávno. Hlavně z důvodu vyvíjení tohoto typu ve vojenství, kde se především testoval s plutoniem, které se mělo používat na výrobu bomb. Jelikož tento výzkum po čase skončil, není do budoucna jisté, jak se bude dál rozvíjet a jaký je jeho potenciál. Těžkovodní reaktor byl vyvinut v Kanadě v 60. letech 20. století. Odtud má také označení „*Candu*“. V současné době jich je na světě v provozu 48, což tvoří 11 % [3, 39].

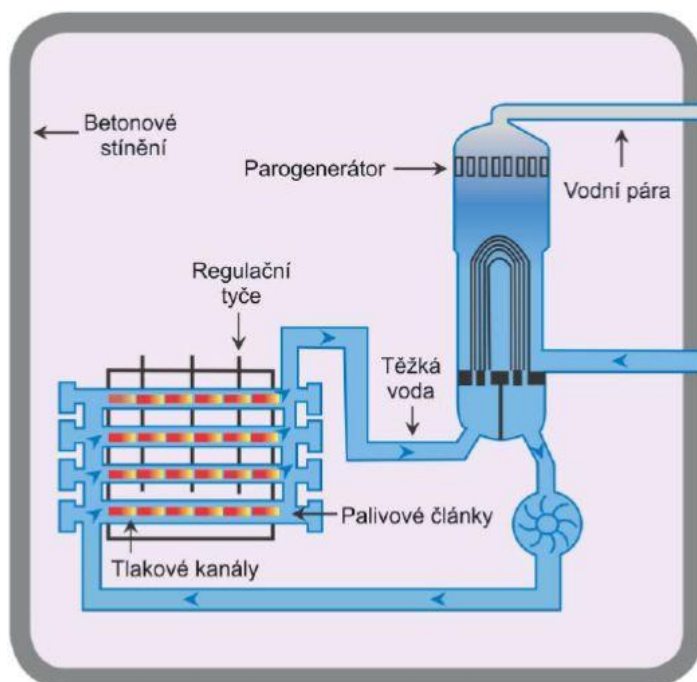
V aktivní zóně u nich nedochází k varu. Jsou zde použity tlakové kanály, jelikož tlaková nádoba by byla neekonomická. Jako jediný reaktor na světě je situován jako horizontální válec, což umožňuje kontinuální výměnu paliva za plného provozu a to z obou stran aktivní zóny.

Vyznačují se velikou hospodárností a spolehlivostí provozu s vysokým součinitelem využití. Jako nedostatek je obrovské množství těžké vody potřebné pro provoz [1].

Atraktivnost těchto reaktorů je založena na dvou fyzikálních principech těžkovodních mříží:

- Těžkovodní mříž umožňuje jako palivo použití přírodního uranu.
- Na nízké absorpci neutronů, které dovoluje větší vyhoření paliva než u reaktoru grafitového.
- Na relativně krátké migrační délce neutronů⁵ umožňující kompaktní uspořádání aktivní zóny (podobná jak u tlakovodních reaktorů).

Jako palivo je používán přírodní uran. Pokud se někde ukázalo, že je vhodnější jako palivo obohacený uran, následoval další logický krok, vzdát se těžkovodního chladiva [36].



Obr. 14 - Schéma PHWR/Candu reaktoru [16]

2.3.7 GCR - Plynem chlazené reaktory

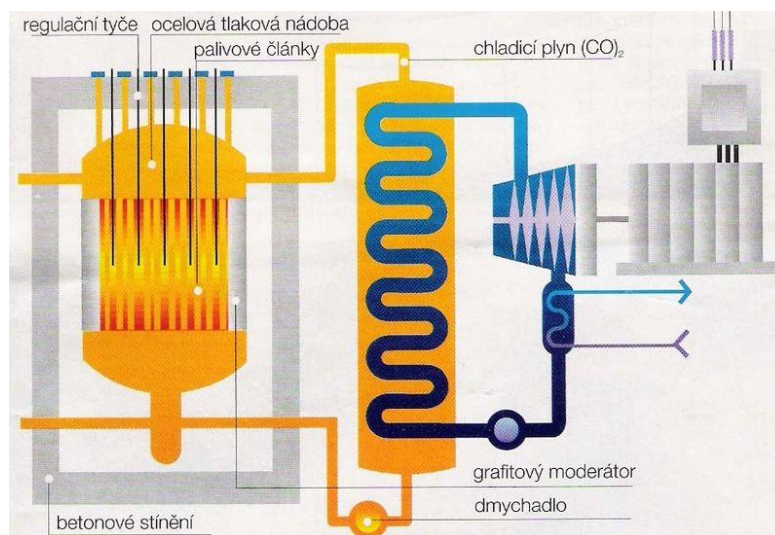
Označení vychází opět z anglického spojení „*Gas Cooled, Graphit Moderated Reactor*“.

Magnox - Magnoxový reaktor

Jedná se o jeden z nejstarších typů reaktorů. Jejich vývoj se ale zastavil na konci 70. let 20. století, jelikož náklady na výstavbu byly oproti užitným výnosům velmi vysoké, takže jiné typy jaderných reaktorů vycházely po ekonomické stránce mnohem lépe. V provozu jich je celosvětově 15. Jedná se o plynem chlazený reaktor, kde se jako chladivo používá oxid uhličitý –

⁵ Průměrná vzdálenost za jakou se rychlý neutron zpomalí a zachytí jako tepelný neutron.

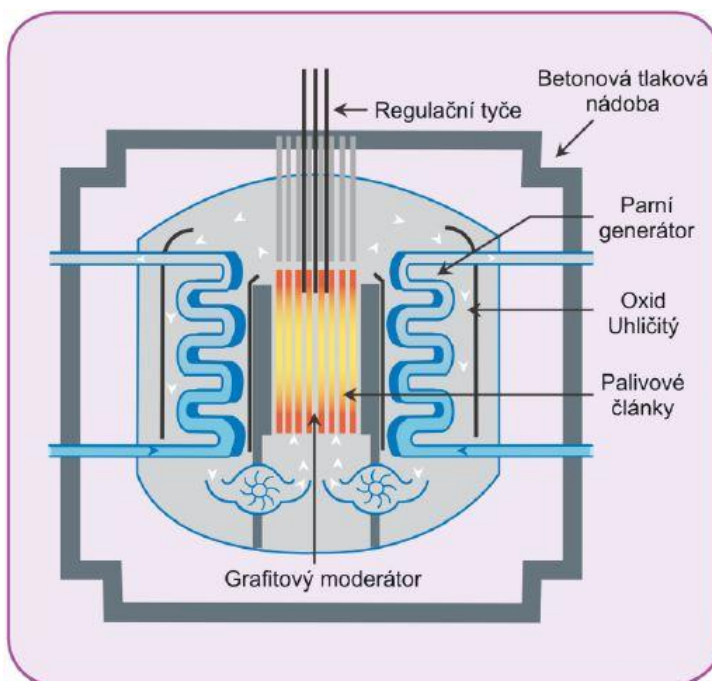
CO₂. Reaktorem, který patří do této skupiny, je Magnox. Palivem je přírodní kovový uran ve formě tyčí pokrytých vrstvou oxidu hořčíku (magnezium oxid), odtud i název Magnox. Aktivní zóna se skládá z grafitových bloků, které slouží i jako moderátor, kterými prochází tisíce kanálů, kde se do každého umísťuje několik palivových tyčí. Jelikož je CO₂ tepelně nestabilní při vyšších teplotách, je jeho teplota na výstupu z reaktoru jen 400 °C o tlaku 2,75 MPa a má nízké parametry páry v sekundárním okruhu. Jedná se o dvouokruhovou elektrárnu [1, 3, 36, 38, 39].



Obr. 15 - Schéma Magnox reaktoru [31]

AGR – Zdokonalený plynem chlazený reaktor

Název pochází z anglických slov „Advanced Gas Cooled Graphite Moderated Reactor“. V podstatě se jedná o zdokonalený typ Magnox. Na rozdíl od předchozího typu, byl vyvíjen pouze ve Velké Británii a jako palivo nepoužívá přírodní kovový uran, ale obohacené jaderné palivo v keramické formě oxidu uraničitého - UO₂ s nerezovou ocelí jako povlakovým materiálem. Moderátorem je stejně jako u předchozího typu grafit a chladičem oxid uhličitý – CO₂. Teplota CO₂ na výstupu se pohybuje mezi 630 °C – 675 °C a tlak je 5,5 MPa. Jedná se taktéž o dvouokruhovou elektrárnu [1, 3, 36, 38].

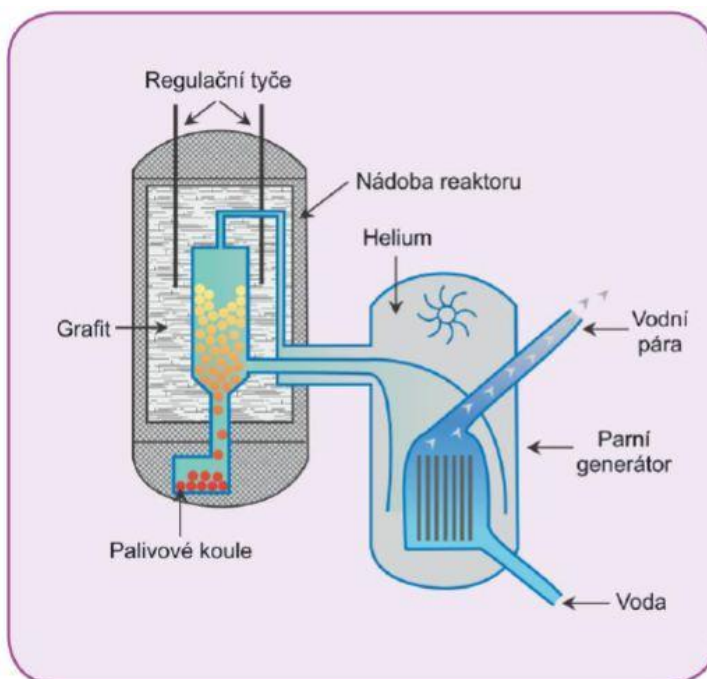


Obr. 16 - Schéma AGR reaktoru [16]

HTGR – Vysokoteplotní reaktor

Jde o zkratku z anglického názvu *“High Temperature Gas Cooled Reactor“*. Nejde již o zdokonalení typu Magnox nebo AGR, ale o jinou koncepci. Typická změna je přechod z chladicího plynu, jako oxidu uhličitého – CO_2 , na inertní plyn Helium – He a tudíž přechodem na mnohem vyšší teploty, které jsou kolem $950\text{ }^\circ\text{C}$. Při těchto teplotách by byl CO_2 již nestabilní. Moderován je grafitem. Palivové články s obalovanými částčkami paliva pro extrémní vyhoření jsou založeny na principu „obalovaných kulových částic“. Slibuje se od nich využití jako paliva thoria a to v tepelných reaktorech, a možná i uranu v tepelných a rychlých reaktorech. Jeho bezpečnost je na velmi vysoké úrovni a vypadá jako velmi perspektivní reaktor. Má velmi vysokou účinnost výroby elektrické energie (až 40 %), což je dáno velkými teplotami. Teplo se může využít nejen při výrobě elektřiny, ale i v průmyslu, což je velká přednost. Ve Spojených státech amerických byla postavena první demonstrační jednotka Fort St. Vrain. V SRN byla realizována THTR 300. Principiálně jsou tyto jednotky stejné, ale liší se v uspořádání aktivní zóny. Zatímco u jednotky Fort St. Vrain je palivo v aktivní zóně uzavřeno v kompaktních palivových blocích, které se mění v ročních kampaních, do reaktoru THTR 300 se vkládají grafitové koule [3, 36, 38].

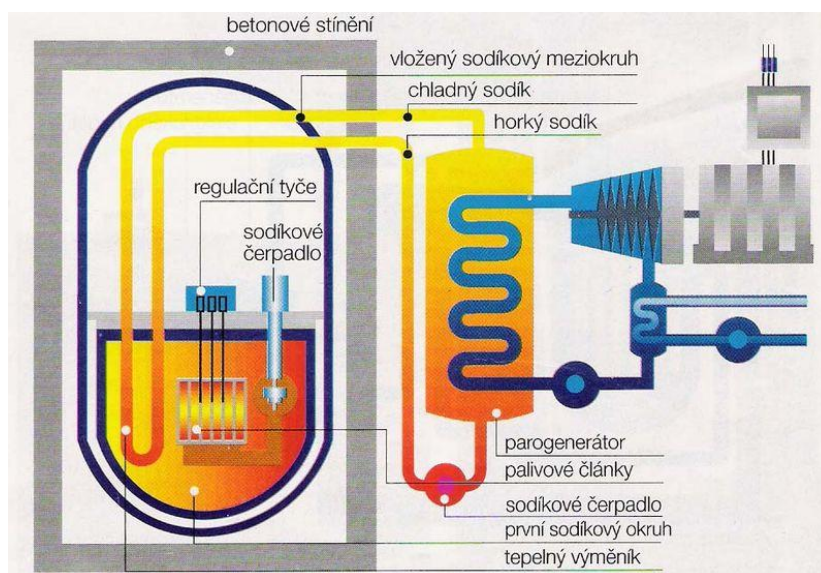
Palivem je vysoce obohacený uran pro německý typ (obohacení ^{235}U na 93 %) a středně obohacený uran pro typ americký (4,5 % - 9 %) ve formě buď kompaktního palivového bloku nebo malých kuliček oxidu uraničitého – UO_2 . Palivové koule se u německého typu volně sypou do aktivní zóny a na dně se postupně odebírají, třídí a nevyhořelé koule se vrací zpět. Jedná se o dvouokruhovou elektrárnu [1].



Obr. 17 - Schéma HTGR reaktoru s „kuličkami“ [16]

2.3.8 FBR – Rychlý množivý reaktor

Název vznikl z anglických slov „*Fast Breeder Reactor*“. Jedná se o velmi perspektivní typ reaktoru, co se budoucnosti týče. Z výzkumu je vidět, že rychlé množivé reaktory budou do dalších let potřeba, jelikož pomocí tepelných neutronů nemůžeme dosáhnout nejvyššího energetického potenciálu uranu. Ovšem je také vidět, že to nebude lehká a krátkodobá záležitost, protože je to technicky velmi náročné. Nenachází se zde moderátor, tudíž reakci zprostředkovávají rychlé neutrony. Palivo musí být s podstatně vyšším obohacením, než mají tlakovodní reaktory, jelikož nízké účinné průřezy v reaktoru vyžadují vysoký obsah štěpného materiálu, převyšující mnohonásobně podkritickou hmotnost. Pro ^{235}U se musí použít obohacení nejméně 8 % a pro ^{239}Pu minimálně 6 %. Během jeho provozu vyprodukuje více plutoniového paliva, než sám spotřebuje. Střední doba života okamžitých neutronů (10^{-7} s až 10^{-8} s) je velmi krátká, což se projevuje rychlou odezvou reaktoru na změny reaktivity. Změny výkonu jsou zhruba 3x rychlejší než u reaktorů tlakovodních. Jelikož je potřeba dobrý a dostatečný odvod tepla, jako chladivo se zde kvůli vlastnostem používá tekutý kov – sodík. Přesný název tohoto reaktoru je: *rychlý množivý reaktor chlazený tekutým sodíkem*. Sodík má velmi vysoký součinitel tepelné vodivosti, avšak na druhou stranu tuhne již při 100 °C. Proto se musí v celém primárním okruhu používat přehřívací zařízení. Další výhodou sodíku je, že jeho provozní teplota je hluboko pod bodem varu, což nám umožňuje využívat v primárním okruhu nízkého tlaku. Na světě jsou aktuálně v provozu 2 energetické reaktory [39]. Tyto elektrárny jsou uspořádány jako tříokruhové [1, 3, 36, 38, 39].



Obr. 18 - Schéma FBR reaktoru [32]

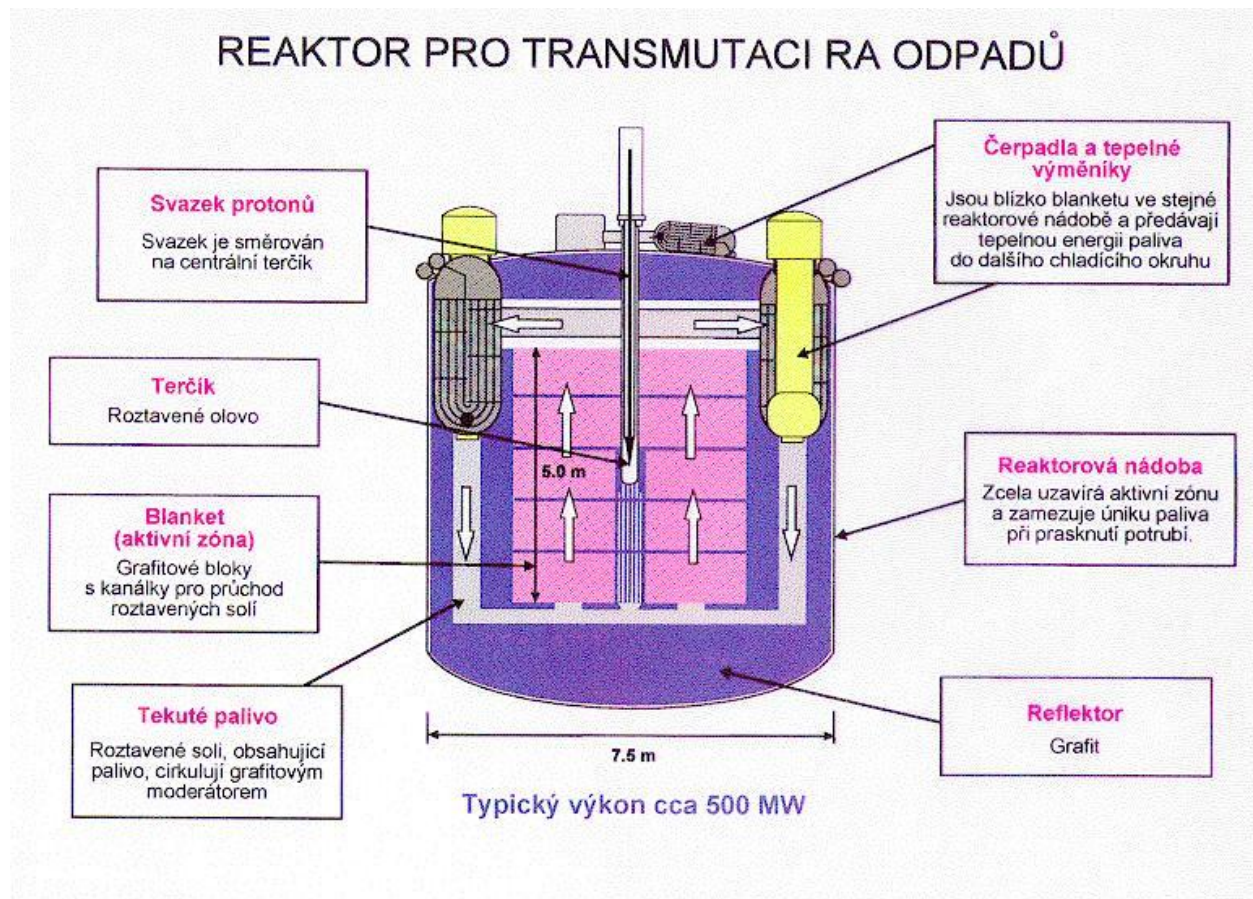
3 POPIS PROJEKTŮ URYCHLOVAČEM ŘÍZENÝCH JADERNÝCH ELEKTRÁREN

Jaderná energie stále nabývá, i přes občasné nevole, na významu a do budoucna vzhledem k narůstající potřebě lidstva v energii, bude neoddelitelnou součástí každodenního žití. Jelikož vývoj jde pořád kupředu, je vidět, že současné jaderné elektrárny již nebudou ve svém potenciálu stačit a bude se muset vyvinout mnohem účinnější systém pro získávání energie, který by právě dokázal zhodnotit maximální potenciál jaderného paliva.

Největší problém je v současné době s využitím VJP. Jelikož se jedná o palivo, které se již nemůže použít v reaktorech dnešního typu, není schopné samostatné řetězové reakce, je velkou otázkou co s ním dále. Při chodu reaktoru vzniká velké množství radioaktivních jader. Jedná se především o produkty štěpných reakcí, ale také transurany⁶ vznikající záchytem neutronu jádrem uranu nebo transuranu a následným rozpadem beta⁷. Některé z nich mají velmi dlouhé poločasy přeměny, které se pohybují kolem stovek až tisíců let a představují riziko pro životní prostředí. VJP obsahuje ale také velké množství zbylého uranu a také transuranů, které mají velký energetický potenciál. Je to diskutované téma mezi veřejností, jelikož v současné době se palivo ukládá do speciálních kontejnerů a skladuje se zatím v meziskladech vyhořelého paliva. Do budoucna se počítá s úložištěm hluboko pod zemí, což se ovšem nelíbí většině obyvatelstva, i když se jedná o velmi bezpečné metody. Vědci se snaží přijít, jak toto palivo dále využít a dosahují stále větších pokroků v jeho přeměně v energii [37].

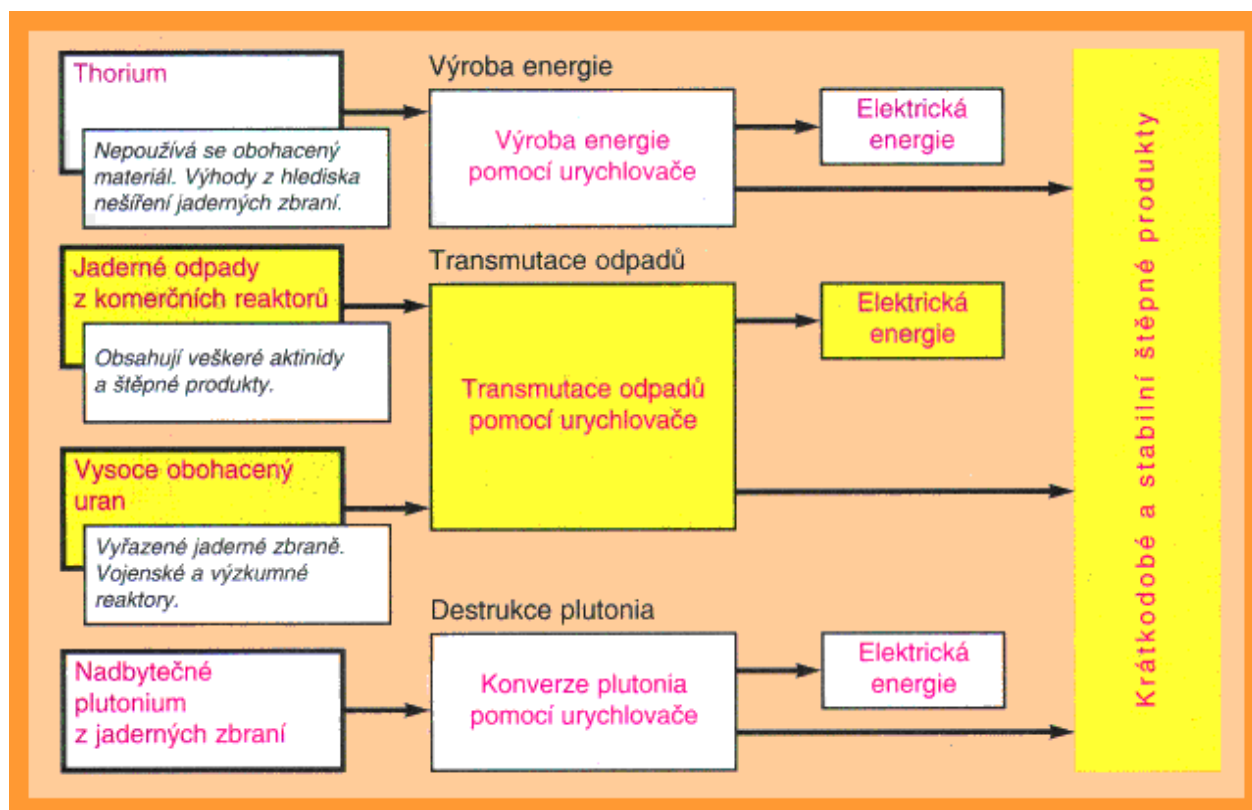
⁶ Jedná se o prvky, které následují v Mendělejevově periodické tabulce prvků za uranem. V přírodě se běžně nevyskytují, všechny se připravují uměle.

⁷ U rozpadu beta se přemění původní prvek na prvek s protonovým číslem + 1, záření beta a neutrino.



Obr. 19 - Schéma podkritického souboru řízeného urychlovačem [17]

Pro řešení tohoto problému je myšlenka P&T („Partitioning and Transmutation“, česky separace a transmutace) aktinoidů a prvků s dlouhým poločasem přeměny. To vyžaduje velmi efektivní reaktory a palivový cyklus. Jsou základní dvě varianty. První je využití rychlých množivých reaktorů („Fast Reactors“ – FRs) nebo variantu, která začala s vývojem až ke konci minulého století a její význam bude do budoucna velmi důležitý. Jsou to projekty **urychlovačem řízených jaderných elektráren** („Accelerator Driven Nuclear Power Plants“, dále jen AD-NPP) a v nich využití systémy **urychlovačem řízené reaktory** („Accelerator Driven Systems“, dále jen ADS). Může se též vyskytovat označení ADTT („Accelerator Driven Transmutation Technologies“) nebo ATW („Accelerator Transmutation of Waste“). Rozdíl mezi FRs a ADS je v tom, že FRs funguje jako rychlý kritický reaktor, zatímco ADS jako rychlý podkritický reaktor se zdrojem neutronů. Z tohoto rozdělení je vidět, že ADS je bezpečnější, protože se jedná o podkritický soubor, tedy při zastavení dodávky elektricky nabitých částic (protonů, deuterónů apod.) do terče, se zastaví samotná řetězová reakce v reaktoru, jelikož se štěpením generuje méně nových neutronů než v předchozí generaci [41, 4].



Obr. 20 - Využití ADTT pro likvidaci radioaktivních odpadů [15]

3.1 Historie ADS

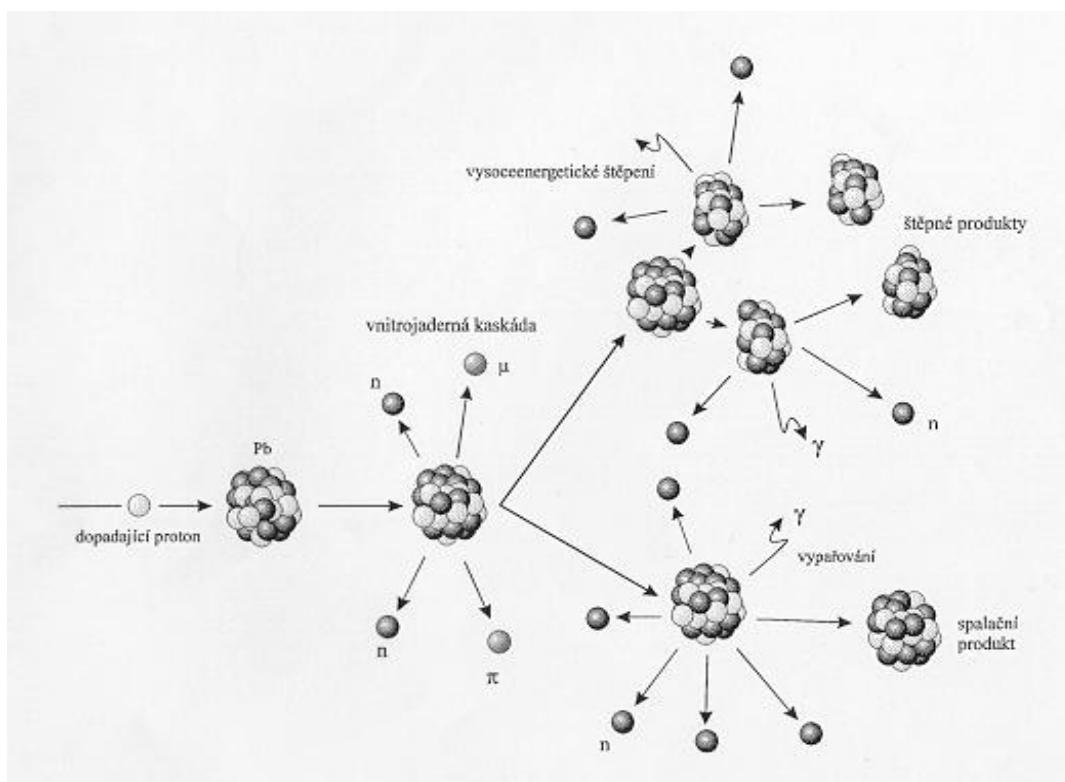
Poprvé se úvahy o využití urychlovačem řízených transmutorů objevily ve 40. letech 20. století. Právě za pomoci tohoto systému chtěl na začátku 50. let E. O. Lawrence produkovat ^{239}Pu z ^{238}U a zároveň ^{233}U z ^{232}Th . Tímto krokem chtěli v USA vyřešit nedostatek štěpného materiálu pro výrobu jaderných zbraní. Bylo to dáno tím, že v té době bylo známo jen velmi málo domácích nalezišť uranu. Ovšem po pár letech výzkumu byl zastaven, jelikož se v USA již našla vydatná ložiska. V následujících desetiletích se zjistila řada důležitých vlastností tříštivých reakcí, produkce a transportu neutronů různými materiály a pravděpodobností různých transmutačních reakcí. Zdokonalily se protonové urychlovače i chlazení používaných terčů, i proto ve světě začalo pracovat několik tříštivých zdrojů neutronů. Znovuobjevení zájmu přišlo až v 90. letech v Japonsku a později i v USA a Evropě [4, 20].

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 získali 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 zaměřeny hlavně na rozbor možností a získání přehledu o potřebných experimentálních studiích. Zároveň však proběhla řada praktických testů, která ukázala, že před výběrem prvotypového transmutoru, bude potřeba udělat řadu experimentálních výzkumů.

Následně se v Evropě i v celém světě rozběhlo několik projektů, které studují různé dílčí problémy spojené s urychlovačem, terčem a vhodnou sestavou reaktoru. Všechny tyto poznatky se téměř každý rok prezentují na celosvětovém mezinárodním zasedání, aby ulehčily výzkum ostatním participujícím [20].

3.2 Detailní popis ADS

Radioaktivní izotopy vznikají v jaderných reakcích a jadernými reakcemi je také můžeme přeměňovat. Reakce jader s neutrony je jednou z nejvýhodnějších metod pro přeměnu radioaktivních jader. Ale abychom mohli přeměňovat radioizotopy s dlouhou dobou života na radioizotopy s krátkou dobou života, či stabilní, potřebujeme velmi silný zdroj neutronů. Přesně tímto zdrojem jsou tříštivé reakce relativistických protonů (řádově s energií stovky a více MeV) a těžkými jádry. Protože energie protonů je velmi vysoká, dochází k vnitrojaderné kaskádě, kde se díky této vysoké energii sráží s nukleony v jádře, kterým 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 [37, 9].



Obr. 21 - Průběh tříštivé reakce [37]

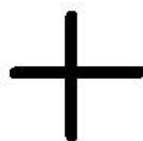
Tab. 2 - Roční produkce plutonia a dalších vyšších aktinidů u tlakovodních reaktorů 1000 MW_e [17]

Nuklid	kg/rok	poločas přeměny [roky]	počet atomů [.10²⁵]
²³⁸ Pu	4,52	88	1,13
²³⁹ Pu	166	2,4.10 ⁴	41,6
²⁴⁰ Pu	76,7	6,6.10 ³	19,2
²⁴¹ Pu	25,4	14,4	6,4
²⁴² Pu	15,5	3,8.10 ⁵	3,9
²³⁷ Np	14,5	2,1.10 ⁶	3,66
²⁴¹ Am	16,6	423	4,13
²⁴² Am	0,022	141	
²⁴³ Am	2,99	7,4.10 ³	0,73
²⁴³ Cm	0,011	28,5	
²⁴⁴ Cm	0,58	18,1	0,13
Celkem			81,35

Tab. 3 - Roční produkce štěpných produktů v lehkodivných reaktorech s výkonem 1000 MW_e [17]

Nuklid	poločas přeměny [roky]	počet atomů/rok [$\cdot 10^{25}$]
^{79}Se	$6,5 \cdot 10^4$	0,13
^{85}Kr	10,7	0,28
^{90}Sr	28,8	9,0
^{93}Zr	$1,5 \cdot 10^6$	15
^{99}Tc	$2,1 \cdot 10^5$	15
^{107}Pd	$10,5 \cdot 10^6$	4,1
^{126}Sn	$1,0 \cdot 10^5$	0,46
^{129}I	$1,6 \cdot 10^7$	2,7
^{135}Cs	$3 \cdot 10^6$	4,2
^{137}Cs	30	11
^{151}Sm	90	0,46

Zařízení, které by využívalo neutrony z tříštivých reakcí pro přeměnu radioaktivních jader, by se skládalo z urychlovače produkujícího velmi intenzivní svazek relativistických protonů a tlustého terče složeného pravděpodobně z olova nebo thoria, okolo by byl rozmístěn materiál určen k přeměně a moderátor podobný jako v klasickém reaktoru. Mluvíme o urychlovačem řízených transmutačních technologiích ADTT [37].

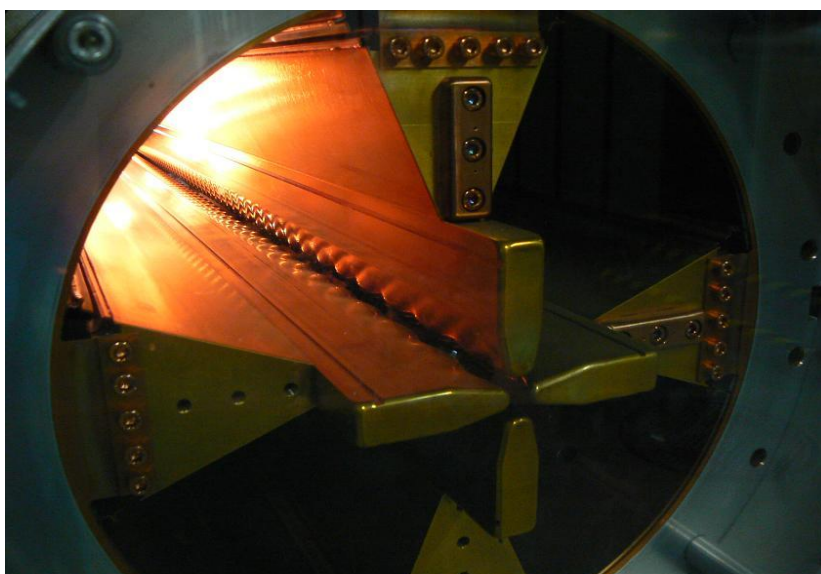


Obr. 23 - Lineární urychlovač s jaderným reaktorem [37, 18]

3.2.1 Urychlovač

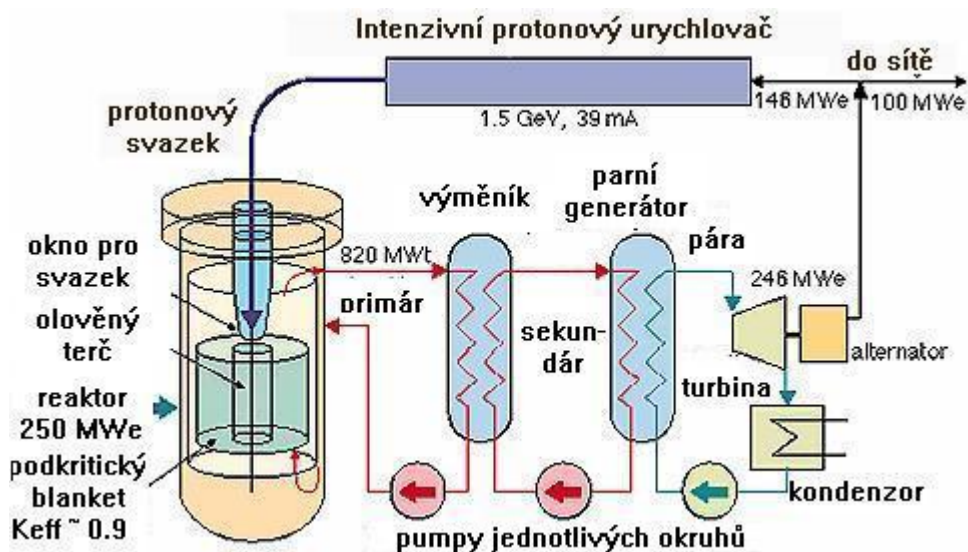
Systémy ADS kladou na urychlovače velké nároky, jelikož je potřeba velká energie (svazky protonů) pro transmutaci. V tomto případě se budou používat dva základní typy urychlovačů:

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



Obr. 24 – Lineární urychlovač s výřezy pro vytváření shluků částic [vlastní foto]

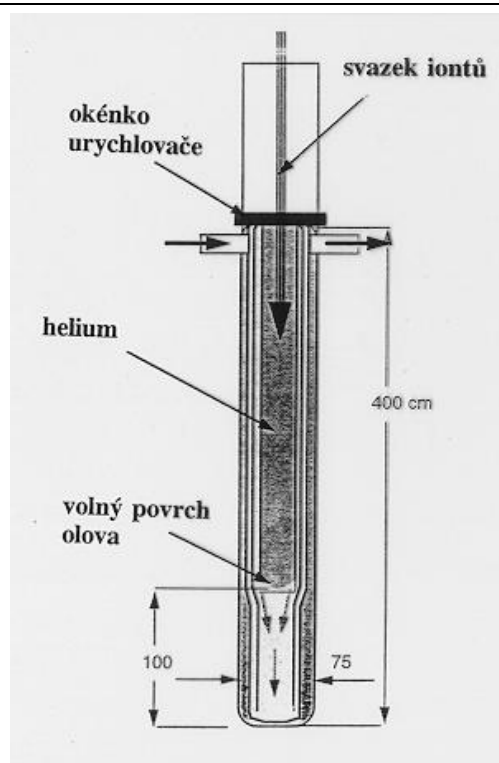
Velký problém urychlovačů je, že ve většině případů jsou částice urychlovány ve shlucích, které mají mezi sebou mezery. V systému tak jsou chvíle, kdy je zátěž maximální a naopak minimální. V případě tříštivých zdrojů pro produkci neutronů je to spíše užitečná vlastnost, ale v případě urychlovačem řízených transmutorů je potřeba energii svazků rozložit co nejrovnoměrněji. Z tohoto hlediska jsou v našem případě výhodnější lineární urychlovače. Vývoj takovýchto urychlovačů probíhá v několika projektech, o kterých padne zmínka později [6, 20].



Obr. 25 - Urychlovačem řízený transmutor [20]

3.2.2 Terč

Základní materiál terče musí být z materiálu, který obsahuje velké množství nukleonů, což zaručuje následnou velkou produkci neutronů při tříštivé reakci. Rozměry válcového olověného terče nemusí být v případě protonů o energii 1 GeV větší než 1 m na délku a 0,5 m v poloměru. Jelikož vzniká nárazem velké teplo, je potřeba ho odvádět, proto se přemýšlí nad terčem z materiálu v tekutém stavu [20].



Obr. 26 - Olověný terč s okénkem urychlovače [17]

3.3 Projekty s použitím ADS

Jelikož jsou systémy velká výzva jak po stránce technické, tak i perspektivy do budoucna, snaží se co nejvíce zemí světa, i ve spolupráci, vytvořit dostatečně pokročilý prototyp pro využití v praxi s co nejvyšší účinností.

Obecně se dají projekty s použitím ADS využít v těchto případech:

- Transmutace.
- Neutronový zdroj pro výzkum.

Využití těchto systémů má velké možnosti. Dají se použít jako neutronový zdroj k množení („breeding“) štěpného materiálu („elektro-množení“), v rámci vývoje palivového cyklu $^{232}\text{Th} - ^{233}\text{U}$ nebo k rozvoji ultra bezpečné výroby elektřiny. Vlastnosti tříštivých procesů mají velký potenciál ve zvyšování počtu emitovaných neutronů, systém je také relevantní pro využití spíše jako neutronový zdroj než pro transmutační technologie. Nyní se podíváme na pár z nich [13].

3.3.1 ESS

Zkratka pochází z anglického názvu „*European Spallation Source*“ Tento projekt už se plánuje dlouhé roky, ale zatím se jenom odkládá jeho výstavba, především ze stránky ekonomické. Výstavba se uskuteční po dohodě ve Švédsku, ve městě Lund. S výstavbou by se mělo začít na počátku roku 2014, v roce 2019 by měl být otevřen a v roce 2025 plně funkční.

Mělo by se jednat o nejsilnější zdroj neutronů vůbec na světě. Předpokládá se s vybudováním lineárního urychlovače, který by protony urychloval na energii 2,5 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. Jako chlazení by se používalo helium, které má lepší vlastnosti než vzduch, jelikož je to inertní plyn a tudíž nežádoucně reaguje jen velmi málo. U plánovaného urychlovače by měla být účinnost 20 %. Protony, které dostaneme ionizací vodíku, jsou zrychleny lineárním urychlovačem na rychlost těsně pod hranicí rychlosti světla. Následně kolidují s nukleony v terči, který bude v tomto případě wolfram⁸ [22].

Potřeba Evropy pro výkonný zdroj neutronů byla řečena již před 20 lety. 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.

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 [20, 21, 22].



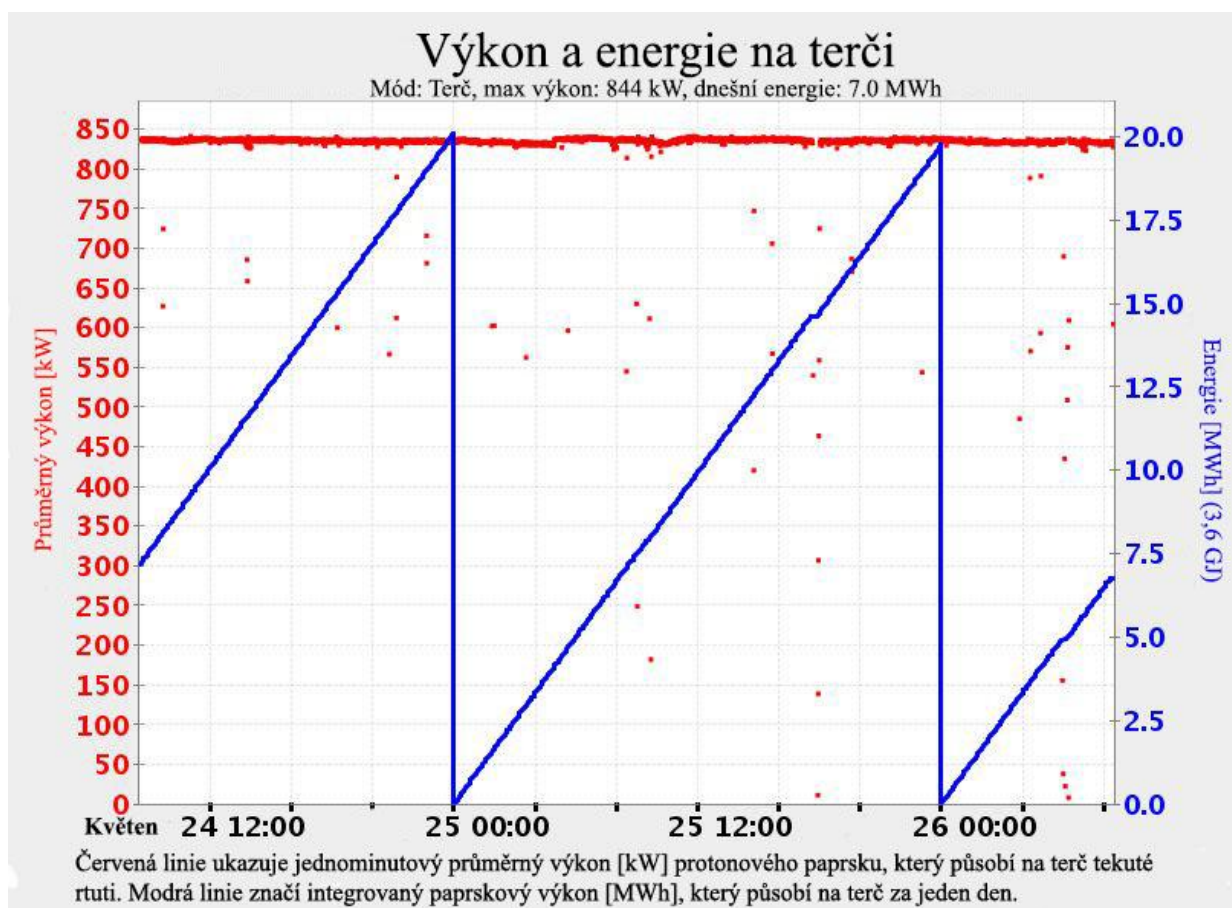
Obr. 27 - projekt ESS [21]

⁸Také označovaný jako tungsten, který má protonové číslo 74. Slovo tungsten pochází ze švédského slova tung sten, což se dá přeložit jako těžký kámen.

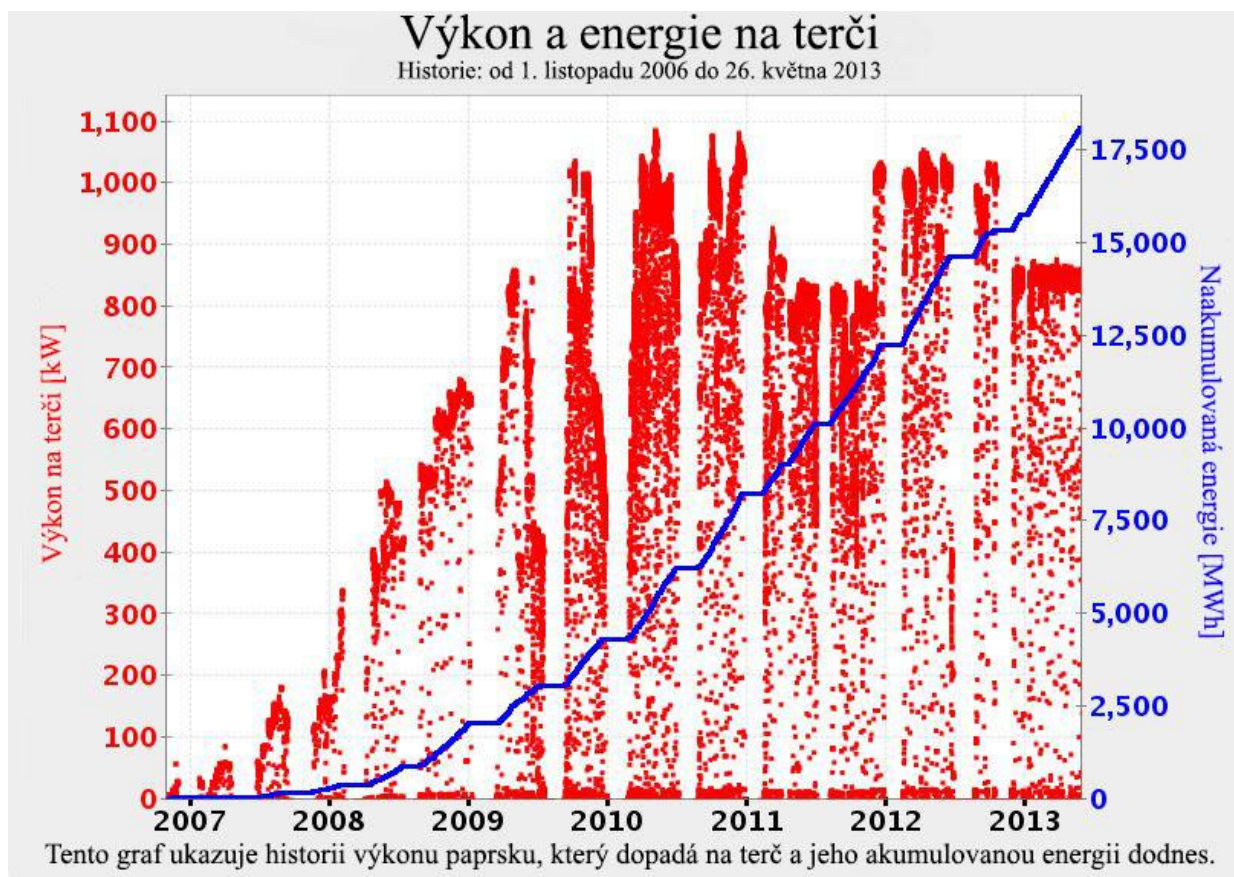
3.3.2 SNS

Zkratka pochází opět z anglického názvu „*Spallation Neutron Source*“. Je to na urychlovači založený neutronový zdroj, který je vybudován v Oak Ridge, Tennessee, USA. Po sedmi letech výstavby byl v roce 2006 spuštěn. V současné době poskytuje nejintenzivnější pulzní neutronové svazky na světě. Využívá se hlavně při výzkumu materiálů [24].

Iontový zdroj produkuje záporně nabitě vodíkové ionty s přidaným elektronem. Každý iont se skládá z protonu, který je obíhán dvěma elektrony. Následně jsou poslány do urychlovače s energií 2,5 MeV. V lineárním urychlovači se dostanou až na hladinu 1000 MeV. Protony se v urychlovači akumulují do svazků, které jsou následně uvolňovány z urychlovače, aby narážely do terče a způsobovaly spalační reakce. Jsou zde použity tři typy urychlovačů. První dva, „*drift-tube linac*“ a „*coupled-cavity linac*“ jsou vyrobeny z mědi, pracující při pokojové teplotě, které zrychlují svazek na energii zhruba 200 MeV. Třetí typ je vyroben ze supravodivých niobových dutin. Je chlazen kapalným heliem při teplotě zhruba 2 K. Jako terč a zároveň chladivo je použita kapalná rtuť. Když vysoko energetický proton narazí do jádra rtuti, uvolní se zhruba 20 – 30 neutronů. Tyto neutrony musí být převedeny na tepelné, vhodné k výzkumu. Moderují se vodou na pokojovou teplotu (neutrony pokojové teploty) nebo tekutým vodíkem na teplotu 20 K (chladné neutrony) [24].



Obr. 28 – Aktuální hodnoty svazku protonů v laboratořích SNS dne 26. 5. 2013 v 15:00h [24]



Obr. 29 – Aktuální graf výkonu protonového paprsku v SNS a naakumulované energie (květen 2013) [24]

Vylétávající neutrony jsou tedy zpomalovány moderátorem a skrz paprskové linky nasměrovány do specializovaných oblastí pro provádění experimentů. Neutrony různých energií jsou použity v širokém spektru experimentů [24].



Obr. 30 – Projekt SNS v Oak Ridge, USA [24]

3.3.3 GUINEVERE

Jedná se o projekt, který „dláždí cestu“ projektu MYRRHA. Je pod záštitou SCK·CEN, což je belgické jaderné výzkumné centrum a nachází se v Belgii ve městě Mol. Dne 4. března 2010 byl slavnostně inaugurován a oficiálně spuštěn. Jedná se o výzkumný (podkritický) reaktor nízkého výkonu, který má ve výzkumu podporovat projekt MYRRHA. Na tomto projektu úzce spolupracují s evropskými partnery jako CNRS z Francie („*Centre National de la Recherche Scientifique*“) a CEA také z Francie („*Commissariat à l'Énergie Atomique*“). GUINEVERE se skládá z rychlého množivého reaktoru, který je spojen s urychlovačem. Ten byl vybudován právě CNRS a na infrastrukturu se podílela spolu s potřebným palivem CEA. Byl vybudován především pro přípravu řízení a kontroly procedur v podkritickém reaktoru [42].

3.3.4 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. 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 [30].

3.3.5 SÚJV DUBNA

Anglická zkratka je JINR („*Joint Institute for Nuclear Research*“). Spojený ústav jaderných výzkumů leží ve městě Dubna, které se nachází na severu Moskevské oblasti. 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 deuterionů. Právě na tomto urychlovači probíhá základní výzkum v oblasti jaderné a subjaderné fyziky, medicínské fyziky, relativistické fyziky apod. Třetím urychlovačem je Fázotron (v podstatě ciklotron), který vznikl rekonstrukcí Synchrociklotronu. Nominální energie protonů po rekonstrukci je 660 MeV. V roce 2005 ho vyřadil z provozu velký požár, obzvláště vývod svazků do komplexu fyzikálních experimentů byl kompletně zničen, proto je budoucnost fyzikálních projektů nejasná, což způsobilo i zastavení projektu SAD, na kterém jsou v poslední části práce dělány výpočty. Plánovaným projektem v Dubně je i IREN, který je z části v testovacím provozu. Elektronový svazek o energii 200 MeV a výkonu 10 kW zde má odstřelovat wolframový terč [4].

4 PŘEHLED VÝHOD A NEVÝHOD AD-NPP

Protože se jedná o technicky velice náročný projekt, který je v některých oblastech zatím velkou neznámou, objevují se i jejich výhody a nevýhody, které postupně vyplouvají na povrch oproti klasickým jaderným elektrárnám. O základních výhodách a nevýhodách vypovídá následné rozdělení.

4.1 Výhody ADS

- Systém dokáže přeměnit dlouhožijící radioizotopy a zanechává pouze radioizotopy s krátkou dobou života, jejichž aktivita by nejpozději do tří sta let klesla na úroveň přirozené radioaktivity prostředí. Což je v současné době relativně diskutované téma, co dělat s dlouhožijícími radioizotopy a tato metoda ho vyřeší.
- Systém pracuje s energetickým spektrem rychlých neutronů a je tak schopen štěpit všechny druhy štěpitelných materiálů.
- Systém je podkritický, tudíž při přerušení dodávky protonů reakce dále nepokračuje a samostatně se přeruší, což je velké plus z hlediska bezpečnosti.
- Může být eliminována nadměrná reaktivita, což umožňují konstrukce jader s redukujícím potenciálem pro reaktivitou vyvolané havárie.
- Lze zde spalovat i přebytky plutonia, které jsou dnes nebezpečným pozůstatkem z dob jaderného zbrojení.
- Úměrnost výkonu reaktoru vzhledem k proudu v urychlovači ulehčuje řízení reaktoru.
- To co dnes považujeme za „odpad“ z jaderných elektráren (VJP), bychom mohli dále využívat pro výrobu energie [26, 13].

4.2 Nevýhody ADS

- Jednotlivé komponenty celého systému se testují jednotlivě v malém měřítku. Ale celé funkční zařízení se dá postavit jen ve velkém měřítku. Z toho důvodu jsou potřeba velké finanční obnosy na počátku výstavby. Pokud se ukáže chyba při výpočtech, znamená to obrovské částky, které přijdou na zmar. Proto se klade velký důraz na modelování a poznání celého systému před započítáním velké výstavby.

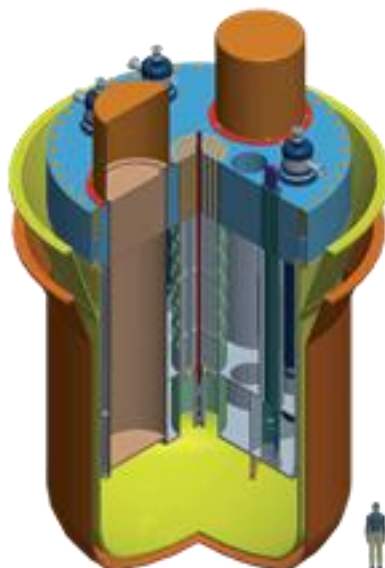
- Při jaderně-chemické separaci se pracuje s vysoce aktivními materiály, což představuje riziko pro obsluhující personál. Proto je kladen důraz na velkou jadernou bezpečnost u tohoto systému.
- Aby byly urychlovače dostatečně výkonné při jejich technických parametrech, které potřebujeme k transmutaci, musíme je dotovat velkým množstvím energie. V současné době je příliš malá účinnost dodávky neutronů prostřednictvím urychlovače protonů, což je limitující. V budoucnu se počítá, že urychlovač bude odebírat přibližně pětinu z vyrobené energie.
- Okno pro průchod paprsků a terč jsou vystaveny neobvyklému (velkému) namáhání, korozi a ozařovacím podmínkám.
- Kompromisy mezi multiplikačním koeficientem násobení neutronů a potřebným výkonem urychlovače.
- Potřeba odvádět velké množství tepla, které vzniká při štěpné reakci. Pro lepší odvod se zkoumají terče z tekutých kovů – například slitina olovo-bismut (Pb-Bi).
- Po stránce chemické nastává problém řešení rozpouštění palivových článků za přítomnosti fluorovodíku (při jeho zavádění do matrice – roztavené směsi fluoridů berylnatého a lithného) se separací štěpných produktů a dalších složek zpracovávaného paliva (platí pro ADS s tekutým palivem) [15, 26].

4.3 Řešené problémy

Jak je již psáno u přehledu výhod a nevýhod, tak hlavní otázka dnešní doby je nedostatečný výkon urychlovačů. Pro transmutaci je potřeba jejich výkon. Je potřeba, aby byly k dispozici svazky částic o energii 1 GeV na nukleon a proudy řádově desítek, raději stovek miliampér. Po dostavbě ESS by měla být tato otázka z části zodpovězena, jelikož to bude urychlovač s nejvyšším výkonem na světě. Je důležitá také spojitost svazků, jak je psáno výše. Důležité je upřesnit přechod protonů z prostředí vakua urychlovače do prostředí horkého olověného, thoriového nebo jiného materiálu, terče a jeho chlazení. Zároveň i materiál terče, kde se celosvětově zkoumá a zkouší řada i nových prvků, kam patří například tungsten jako potenciálně výhodný materiál pro terč. Problém bude přinášet i třídění velmi aktivních látek, kde je potřeba oddělit krátkožijící produkty od dlouhožijících, které musí v reaktoru zůstat pro jejich transmutaci. Toto je stručný přehled problémů, kterými se v současné době zabývá celosvětově mnoho institucí a snaží se přijít s neoptimálnějším řešením, ale stále jen před námi mnoho neznámých a výzkumu [4, 25].

5 PROJEKT MYRRHA

Název projektu pochází z anglického spojení „*Multipurpose hybrid Research Reactor for High-tech Applications*“. Jedná se o podkritický reaktor řízený urychlovačem – ADS. Z části již je postaven, ale stále se v Belgii staví, ve městě Mol pod záštitou SCK·CEN, což je belgické jaderné výzkumné centrum. Tento projekt 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. Projekt 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 [30, 10, 11].

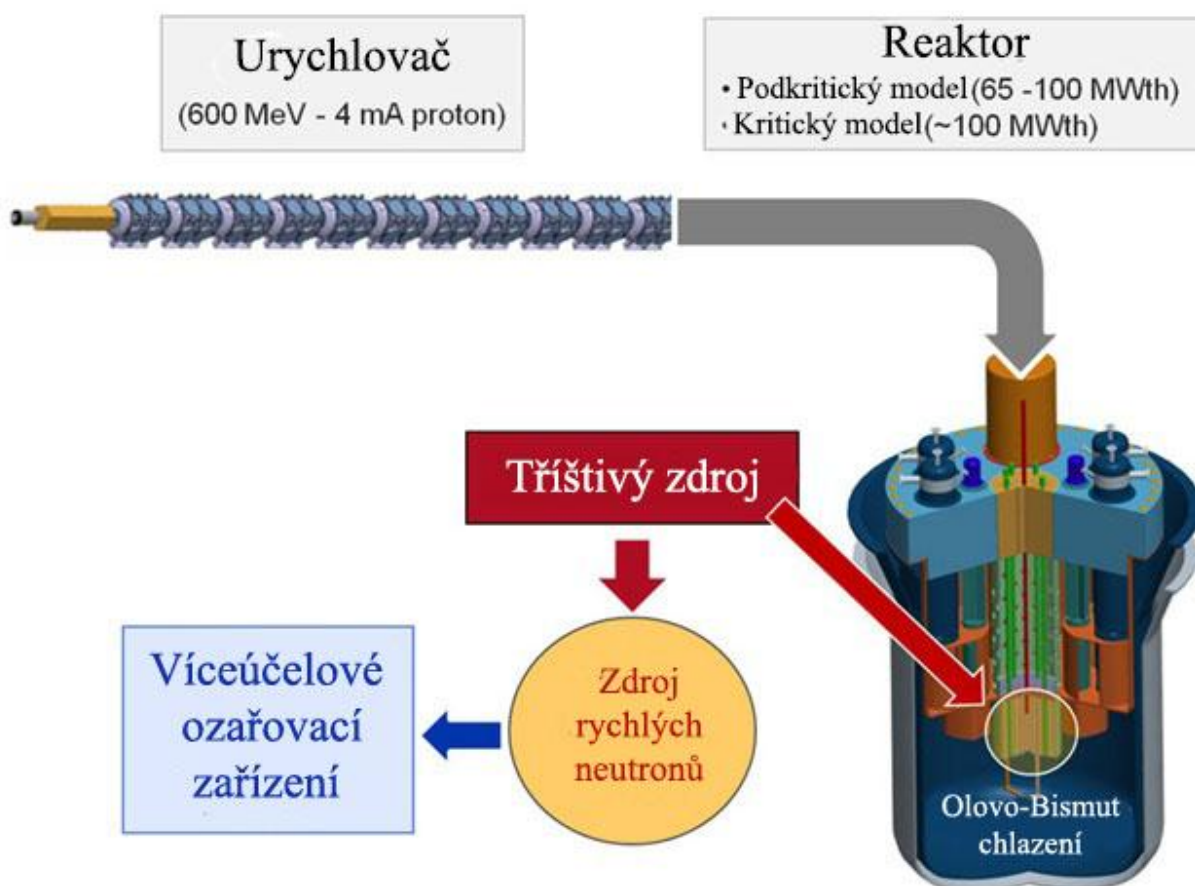


Obr. 31 - Reaktor MYRRHA a jeho velikost [28]

Reaktor 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. 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. 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 sloučenina 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. Například olovený terč bombardovaný protony o energii 1 GeV může vyvolat 25 neutronů. U zdroje 600 MeV, což je MYRRHA, se předpokládá vyvolání 13 neutronů. Uvnitř reaktoru je terč, který může mít

Projekt MYRRHA

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 je $k_{ef} = 0,95$, jehož nízká hodnota je vhodná pro reaktory ADS. Nakládání palivové sestavy se předpokládá zespodu, což není klasické u rychlých sodíkových reaktorů. Projekt MYRRHA má také „Remote Handling“ (RH), což umožňuje jeho ovládání na dálku bez potřeby lidského faktoru přímo u nebezpečné zóny [28, 30].



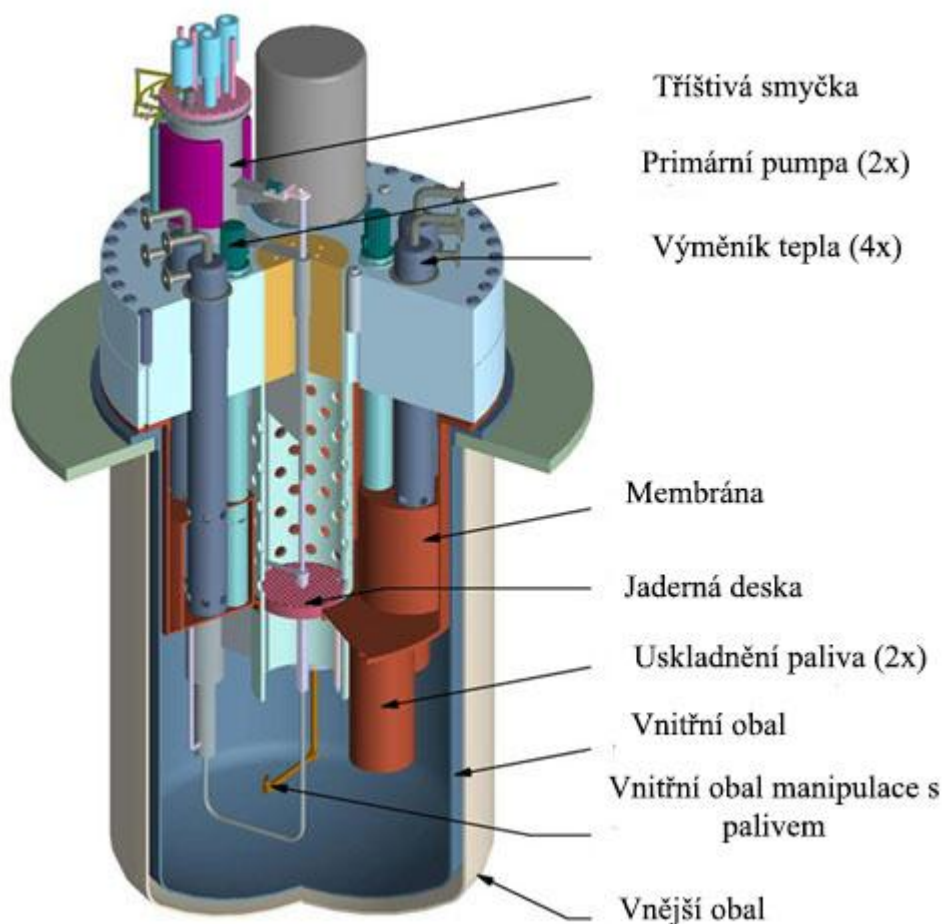
Obr. 32 - Schéma projektu MYRRHA [28]

Projekt MYRRHA najde uplatnění hned v několika odvětvích:

- Zařízení pro ozařování materiálů pro jaderné elektrárny IV. generace a fúze.
- Ukázkový projekt s ADS systémem o přiměřené energii.
- Dovolí studovat efektivní transmutace „těžkého“ radioaktivního odpadu, tudíž dlouhožijících radioizotopů na krátkožijící radioizotopy.
- Přispěje k vývoji olovených 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.

Projekt MYRRHA

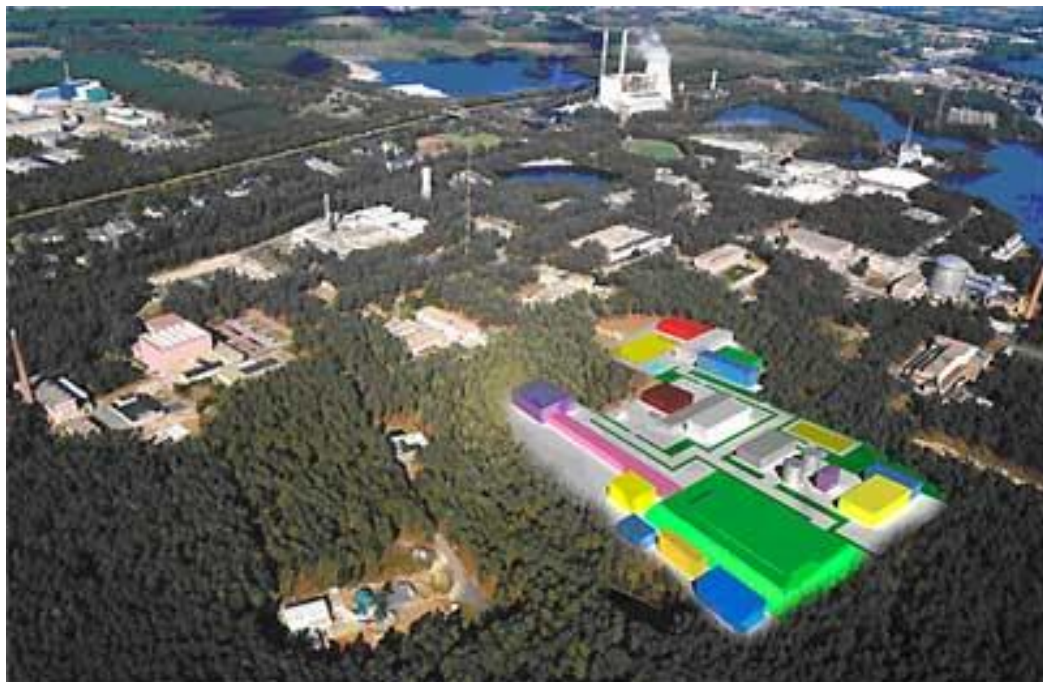
- Umožní produkci radioizotopů pro medicínské a průmyslové aplikace a také „*doped silicon*“ – NTD-silicon („*dopovaný křemík*“), který se používá u obnovitelných zdrojů energie, jako jsou větrné turbíny, fotovoltaické články nebo hybridní auta [28, 30].



Obr. 33 - Podrobné schéma reaktoru v projektu MYRRHA [28]

Projekt začal být budován v roce 1997 a předpokládá se, že plně funkční bude kolem roku 2023. Poslední tři roky se počítají na plné uvedení do provozu. Aktuální celkové náklady na projekt se předpokládají na 960 mil €. Ze začátku tento projekt financuje hlavně Belgie, po dobu čtyř let, až do roku 2014 a to v celkové výši 40 % z konečné částky. Největší náklady se očekávají v roce 2018 [28, 30].

Projekt MYRRHA



Obr. 34 - Ptačí pohled na projekt MYRRHA ve městě MOL, v Belgii [29]

6 ADS S TEKUTÝM PALIVEM

Jedná se o jaderné reaktory s tekutým palivem ve formě – tekutých fluoridových solí aktinoidů; – roztavených slitin Pb/Bi s aktinoidy.)

Hlavním problémem při návrhu a použití terče v ADS systémech je, že vzniká velké množství tepla, které se musí odvést. Prvotní návrhy terčů byly a jsou z kovů v pevné fázi, nejčastěji olovo, wolfram, tantal nebo thorium, ale to už právě z důvodu chlazení a menšího rozštěpení materiálu nevyhovuje pozdějším návrhům pro použití ADS systémů v jaderných elektrárnách, a aby bylo možno transmutace dlouhožijících aktinoidů. Proto se muselo přijít s něčím novým, co by současné hlavní problémy splňovalo. Právě proto vznikly ADTT s tekutým palivem jako terčem a zároveň i jako chladicím systémem pro odvod tepla. Je to z toho důvodu, že je potřeba, aby na terč dopadal velmi intenzivní svazek protonů z urychlovače, což způsobuje již zmíněné ohřátí [12, 20].

Je zde účinnější tepelný odvod těchto terčů z kapalných kovů, kde cirkuluje roztavený materiál, který je tak ozařován jen určitou dobu a následně putuje do tepelného výměníku, kde se tepla efektivně zbaví. Jako terčový materiál můžeme například použít rtuť, která je kapalná už za pokojové teploty, olovo, jehož teplota tání je 328 °C, fluoridové soli aktinoidů nebo slitiny Pb/Bi s aktinoidy [20].

Nové fyzikální aspekty:

- Čím více poroste množství proudícího paliva v primárním okruhu, tím méně bude vyhořívat.
- Při proudění paliva bude část mateřských jader zpožděných neutronů spolu se štěpnými produkty vynesena mimo aktivní zónu, což může vést k poklesu podílu zpožděných neutronů v zóně.
- Při proudění zdola nahoru bude palivo nahoře teplejší.
- V důsledku tření se bude měnit rychlostní profil po průřezu kanálu (u stěn kanálu bude palivo proudit pomaleji, uprostřed rychleji).
- Velké nároky na těsnost celého systému s anti-korozivními sklony [7].

6.1 Základní rozdělení kapalných terčů

6.1.1 Tekuté palivo ve formě fluoridových solí aktinoidů

Jedná se především o použití v jaderných reaktorech na bázi roztavených solí – MSR („*Molten Salt Reactor*“). Už u nich se počítá s následným využitím ADS systémů. Výzkumem tohoto paliva se zabývají hlavně vědci v USA v National Laboratory Los Alamos. Podle jejich představ bude v podkritickém reaktoru poháněném ADS použito roztavených fluoridových solí (směs LiF, BeF nebo NaF), jak pro chlazení celého zařízení, tak i jako média, ve kterém bude

rozpuštěno samotné palivo. Přitom se pod pojmem palivo rozumí ty fluoridy izotopů uranu, thoria či aktinoidů, které se štěpí pomocí tepelných neutronů. Teplota tání solí se pohybuje kolem 500 °C a jejich pracovní teplota se předpokládá kolem 650 °C. Roztavené soli budou proudit podél válcových bloků z čistého grafitu, jež jsou v těsném dotyku. Množství paliva rozpuštěné v solích bude takové, aby systém byl vždy podkritický. Použití fluoridových solí jako chladiva má výhodu ve velké objemové tepelné kapacitě, což umožňuje velmi efektivně odvádět teplo z reaktoru. Tepla odváděného z reaktoru lze využít i pro efektivní produkci vodíku jako důležitého technologického prvku [34, 35].

6.1.2 Tekuté palivo ve formě roztavených slitin Pb/Bi s aktinoidy

Typ tohoto paliva je podobný fluoridovým solím, ale liší se tím, že místo fluoridů je zde jako nosná slitina použita Pb/Bi, díky jeho dobrým vlastnostem. Toto palivo se používá u řady projektů jako je MEGAPIE nebo MYRRHA a předpokládá se pro využití u projektu ESS. Jelikož je do této doby ale dlouhý čas, počítá se zatím u těchto projektů s prostudováním jeho vlastností a jaké složení bude nejlepší. K tekuté slitině Pb/Bi jsou přidávány aktinoidy, které jsou důležité pro transmutaci a vůbec celý systém AD-NPP. Velkou výhodou LBE je i fakt, že teplota tání je pouze 123 °C, což je velmi nízká teplota a nemusíme palivo předem tolik přehřívát. LBE jako terč v reaktoru je pumpován vtokovým kanálem, poté urychlen tryskou, aby měl konstantní rychlost při styku s protonovým paprskem a poslán zpět do průtokové komory. Důležité faktory pro toto palivo jsou: množství rozpuštěného (nevázaného) kyslíku, teplota tekutého paliva a rychlost toku. Je potřeba ještě mnoho výzkumů, ale vypadá, že v sobě skrývá velký potenciál [12].

6.2 Terč u projektu MEGAPIE

Ve švýcarském městě Villigen pod záštitou institutu PSI („Paul Scherrer Institut“) probíhá projekt MEGAPIE („Megawatt Pilot Experiment“). Je to projekt na ADS systémy. Právě zde nejdříve používali jako terč pevné olovené terče. Později měl ale projekt demonstrovat možnost využití terče kapalného. Jeho náplní bylo 920 kg kapalného dvousložkového paliva Pb/Bi, které bylo uzavřeno v oloveném pouzdru. Na jeden proton se zde vyprodukovalo zhruba jedenáct neutronů, celkově tak terč produkoval zhruba 10^{17} neutronů za sekundu. Bylo to o 80 % více, než bylo možné dosáhnout s klasickými pevnými olovenými terči. Už zde je vidět velký potenciál kapalných terčů [20].



Obr. 35 - Terč u projektu MEGAPIE
[33]

7 VÝPOČET V MCNPX

V rámci experimentální části této bakalářské práce se zabývám i výpočtem v programu MCNPX. Prováděné výpočty jsou na stejném principu jako celá práce. Budu se zabývat dvěma typy výpočtů. V prvním z nich převezmu původní matici z plánovaného projektu SÚJV v Dubně SAD, ve kterém provedu výpočty koeficientu násobení (reaktivity) reaktoru s různými typy a množstvími paliva. Jako druhý výpočet budu virtuálně ostřelovat olověný terč svazkem protonů a následně deutronů urychlených Fázotronem, který se v Dubně také nachází a zkoumat vliv jejich energie na následně uvolněné neutrony.

7.1 Simulační programy

V dnešní době je na výběr mnoho simulačních programů. Tyto programy zvládají simulovat rozdílné problémy, jak na poli tlustých terčů, umožňují volit typ projektilové částice, její energii, geometrii a materiál terče, tak umístění moderátorů a stínění kolem terče a mnoho dalšího. Liší se obzvláště v typech vystřelovaných projektilů a také ve specializaci na jednotlivé oblasti energií. Musíme proto dobře zvolit správný program, který nám vydá neoptimalnější výsledek [43, 44].

Pro námi počítané tříštivé reakce jsou používané 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 právě 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. 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 [43, 44].

7.1.1 MCNPX

Pro výpočet v této práci je 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 modulů pro vyšší energie, jímž je LAHET („*Los Alamos High Energy Transport Code*“) a jiné. Počítání pomocí tohoto programu je celkem náročné na systém počítače, a pokud se dostanu na energie přes 2 GeV, výpočty, které budou zmíněny dále, trvají s procesorem INTEL Core i5 i 9 hodin [44].

Výpočet v MCNPX

```

C:\windows\system32\cmd.exe
mcnpvx  ver=2.5e  ld=Mon Feb 23 08:00:00 MST 2004  05/27/13 22:01:53
*****
*
*          Copyright Notice for MCNPX          *
*
* This program was prepared by the Regents of the
* University of California at Los Alamos National
* Laboratory (the University) under contract number
* W-7405-ENG-36 with the U.S. Department of Energy
* (DOE). The University has certain rights in the
* program pursuant to the contract and the program
* should not be copied or distributed outside your
* organization. All rights in the program are
* reserved by the DOE and the University. Neither
* the U.S. Government nor the University makes any
* warranty, express or implied, or assumes any
* liability or responsibility for the use of this
* software.
*
*****
warning.  universe map (print table 128) disabled.

warning.  35 surfaces were deleted for being the same as others.
warning.  surface      52  appears more than once in a chain.
warning.  surface      54  appears more than once in a chain.
warning.  surface       8  appears more than once in a chain.
warning.  surface     11  appears more than once in a chain.
warning.  surface       7  appears more than once in a chain.
warning.  surface     10  appears more than once in a chain.
warning.  surface     12  appears more than once in a chain.
warning.  surface       9  appears more than once in a chain.
total fission nuabar data are being used.
warning.  6 materials had unnormalized fractions. print table 40.
warning.  2 cells appear to consist of more than one piece.
imcn  is done
warning.  92235.60c lacks delayed neutron cross sections.
warning.  92238.60c lacks delayed neutron cross sections.
warning.  94239.60c lacks delayed neutron cross sections.
warning.  94240.60c lacks delayed neutron cross sections.
warning.  94241.60c lacks delayed neutron cross sections.
warning.  neutron energy cutoff is below some cross-section tables.
warning.  4 cross sections modified by free gas thermal treatment.
dump   1 on file runtpe      nps =          0  coll =          0
      ctm =          0.00  nrn =          0
source distribution to file srctp      cycle =          0
xact  is done
dynamic storage =          0 words,          0 bytes.      cp0 = 0.01

cycle  k(col)      ctm      active  k(col)  std dev  fom
  1    1.07120    0.05434
  2    0.99590    0.10920
  3    0.95453    0.15678
  4    0.93215    0.20436
  5    0.94814    0.25298
  6    0.99047    0.30290
  7    0.93733    0.35464

```

Obr. 36 – Ukázka výpočtu v programu MCNPX projektu SAD [vlastní foto]

7.2 Výpočet SAD

Jako první z výpočtů jsou příklady aplikované na projekt SAD. Tento projekt počítá s využitím urychlovače protonů o energii 660 MeV a podkritickým MOX blanketem s urano-plutoniovým palivem. Současný návrh je založen na palivové části blanketu s nominálním tepelným výkonem 15 - 20 kW. Což by mělo odpovídat koeficientu násobení $k_{ef} = 0,95$ a výkonu svazku urychlovače 0,5 kW [4, 43, 44].

Následujícími výpočty si ověřím, jestli je pravdivá hodnota koeficientu násobení 0,95. Dále při zachování stejného celkového hmotnostního rozložení paliva v blanketu nejdříve určím průběh koeficientu násobení pro palivo, které se skládá pouze z UO_2 . Postupně budu zvyšovat

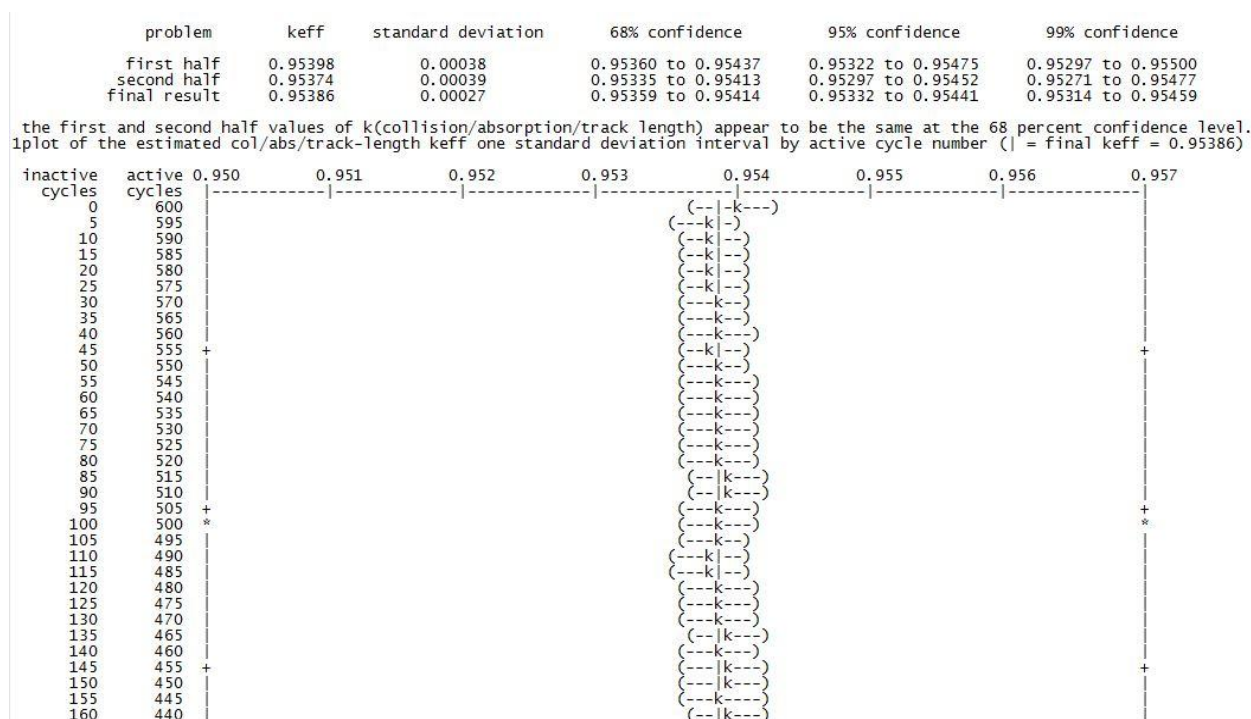
Výpočet v MCNPX

obohacení ^{235}U až na hodnotu, kdy koeficient násobení přeroste přes 1 a z podkritického reaktoru se stane nadkritický reaktor. Opět při zachování stejného celkového hmotnostního rozložení paliva budu zvyšovat obsah PuO_2 v rámci původního SAD blanketu, kde je zbytkem paliva palivo UO_2 , budu sledovat vliv na růst koeficientu násobení a určím maximální kombinaci pro stále podkritický reaktor. U všech výpočtů se bude počítat s celkovým počtem 600 aktivních cyklů a neutronů, které vstoupí do štěpení, bude 1000, až na jeden výpočet, kde vstoupí 10 000 neutronů. Tato kombinace je zvolena z důvodu ověření přesnosti výpočtu pro 1000 neutronů, jelikož pro větší čísla by výpočty nebylo možné v daném časovém horizontu zvládnout.

Výsledky: $k_{ef}(\text{SAD} - 10\ 000\ \text{neutronů}) = 0,95386 \pm 0,00027$

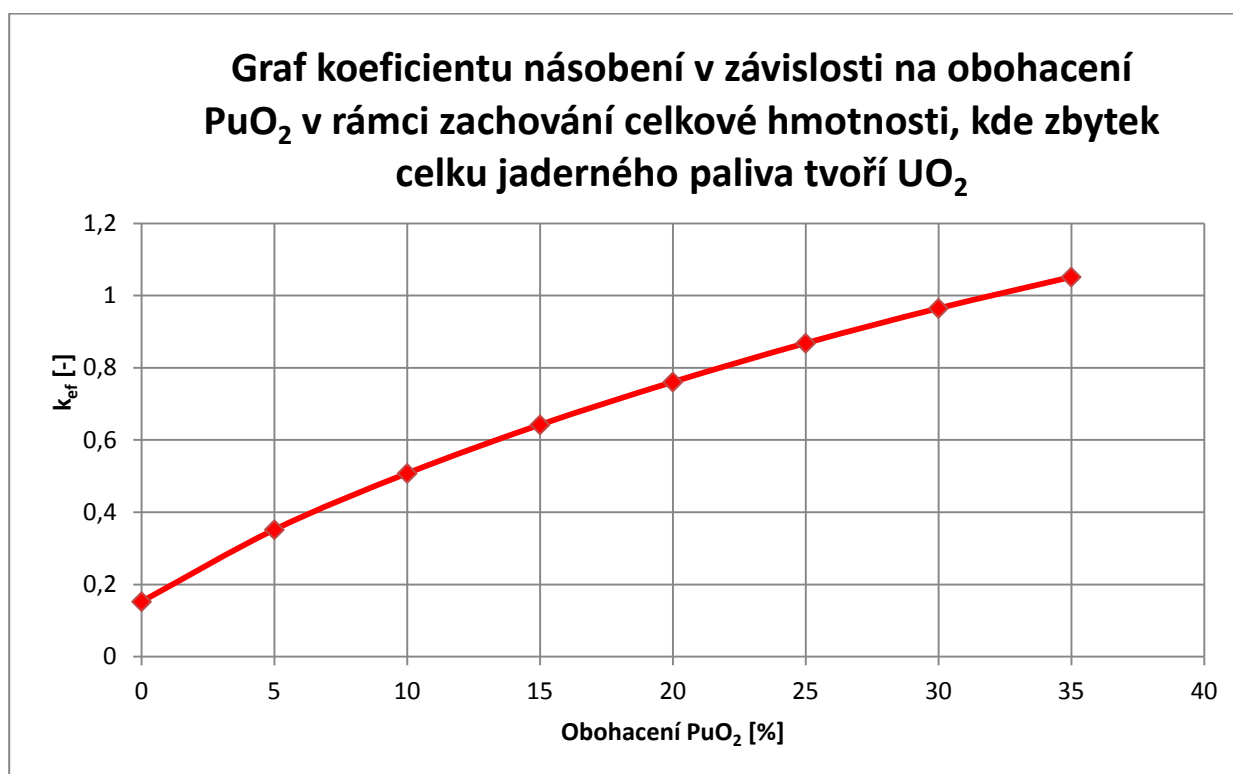
$k_{ef}(\text{SAD} - 1\ 000\ \text{neutronů}) = 0,95293 \pm 0,00089$

Z výsledků je vidět, že koeficient násobení opravdu souhlasí s udávanou hodnotou a bude se jednat o podkritický reaktor. Rozdíl mezi nimi je, i když velmi malý. V našem případě to na výsledky nebude mít takový vliv, jelikož nepotřebujeme jít v dané problematice tolik do hloubky a používat výsledky dále.

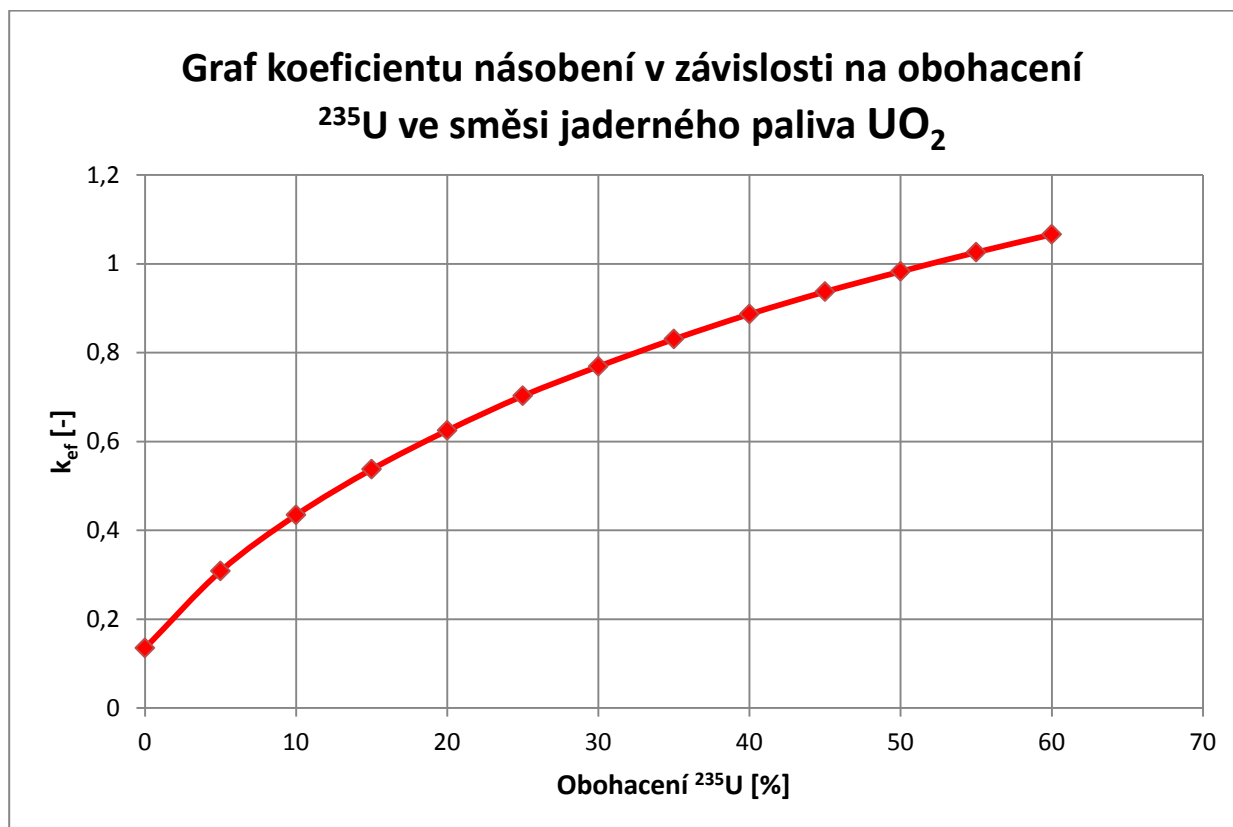


Obr. 37 – Část výsledného dokumentu SAD otevřeného v notepadu [vlastní foto]

V následujících grafech jsou vyneseny výsledky. U „Obr. 38 – Graf koeficientu násobení v závislosti na obohacení PuO_2 [vlastní foto]“ je vidět, že se zvyšováním obsahu PuO_2 v palivu nám lineárně roste i jeho koeficient násobení. Pokud bych přesáhl obohacení 30 %, reaktor by se stal nadkritický. U „Obr. 39 – Graf koeficientu násobení v závislosti na obohacení ^{235}U [vlastní foto]“ vidíme, že při 0 % obohacení ^{235}U je koeficient násobení pouze 0,14. Se zvyšujícím se obohacením se mírně exponenciálně zvyšuje. Pokud bych překročil obohacení 50 %, reaktor by byl nadkritický.



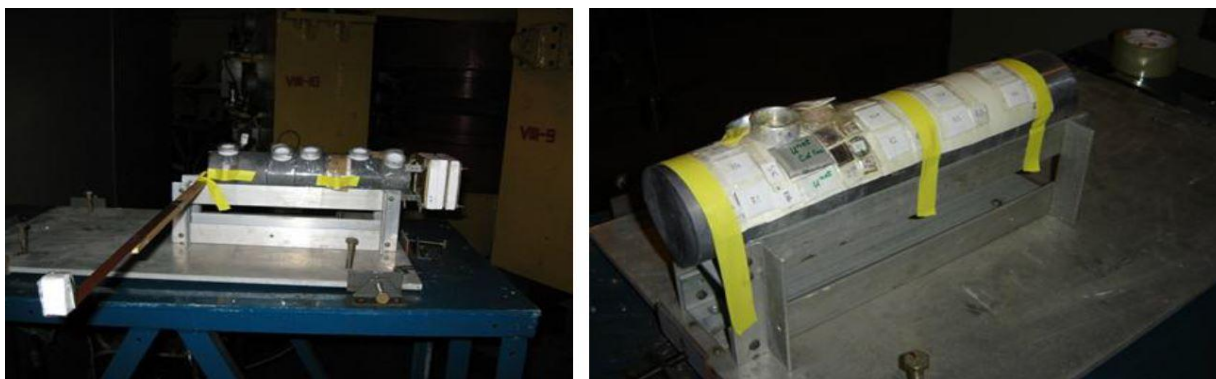
Obr. 38 – Graf koeficientu násobení v závislosti na obohacení PuO_2 [vlastní foto]



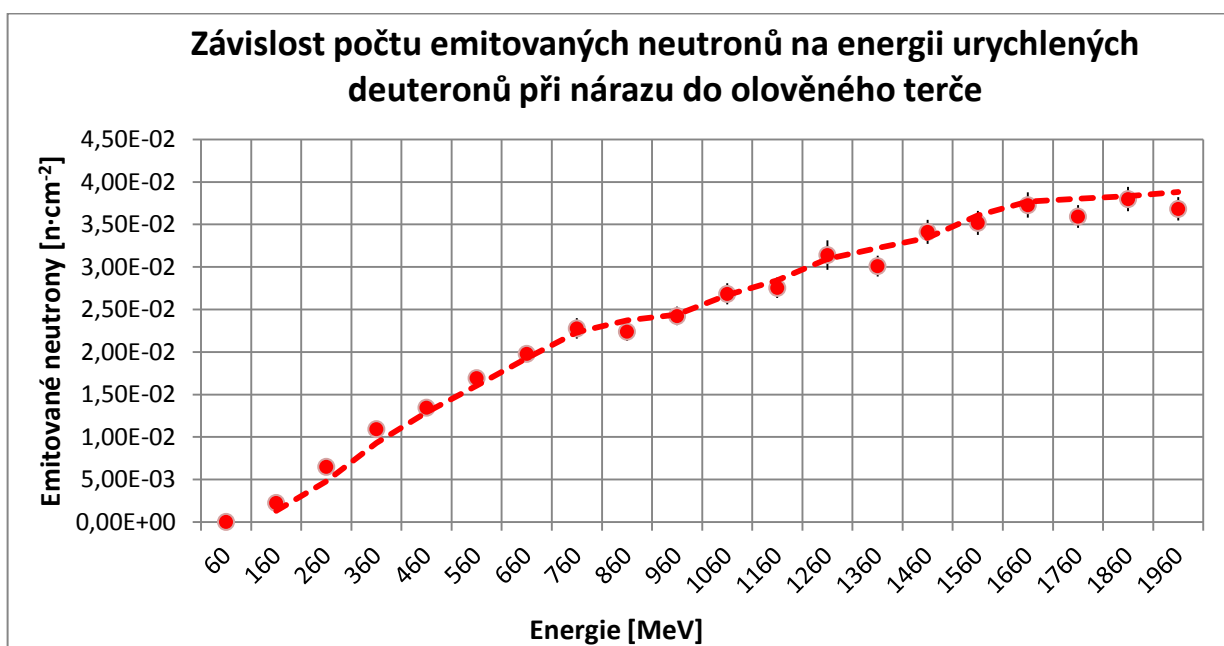
Obr. 39 – Graf koeficientu násobení v závislosti na obohacení ^{235}U [vlastní foto]

7.3 Výpočet Fázotron

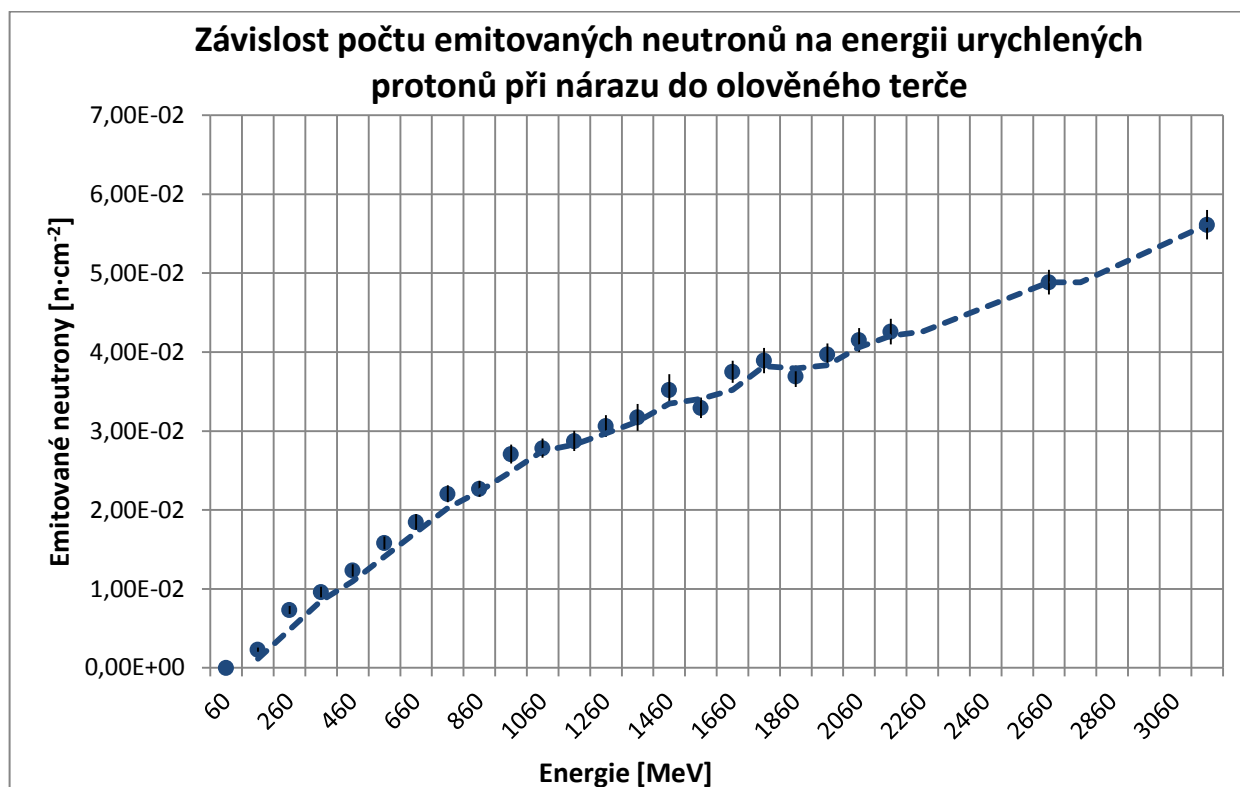
Druhá sada výpočtů využívá také cyklotronu Fázotron s prostorovou variací magnetického pole umístěný v Laboratoři jaderných problémů v SÚJV Dubna. Nominální energie, na kterou částice zrychluje, je 660 MeV, stejně jako u projektu SAD. Fázotron využiji v tomto výpočtu jako zdroj protonů a deuteronů. Těmito částicemi se následně ostřeluje olověný terč na „Obr. 40 – Olověný ostřelovaný terč [45]“, na kterém se zkoumá, kolik neutronů vztažených na 1 cm² se následně uvolní. Nejdříve budu terč odstřelovat protony o různých energiích (60 – 3 160 MeV skoro vždy po skoku 100 MeV) a poté deuterony o různých energiích (60 – 1 960 MeV po skoku 100 MeV). Menší maximální hodnota energií u deuteronů je dána programem MCNPX, jelikož mi u těchto částic neumožňuje překročit hranici 2 000 MeV. Nastavené budu mít u každého výpočtu vpuštění 10 000 částic (proton, deutron) do svazku. Počet emitovaných neutronů v grafu je vždy **vztažen na jeden** vstřelený proton nebo deutron. Následně provedu jejich vzájemné zhodnocení, které částice mají větší účinnost v závislosti na „ceně“ jejich výroby [4].



Obr. 40 – Olověný ostřelovaný terč [45]



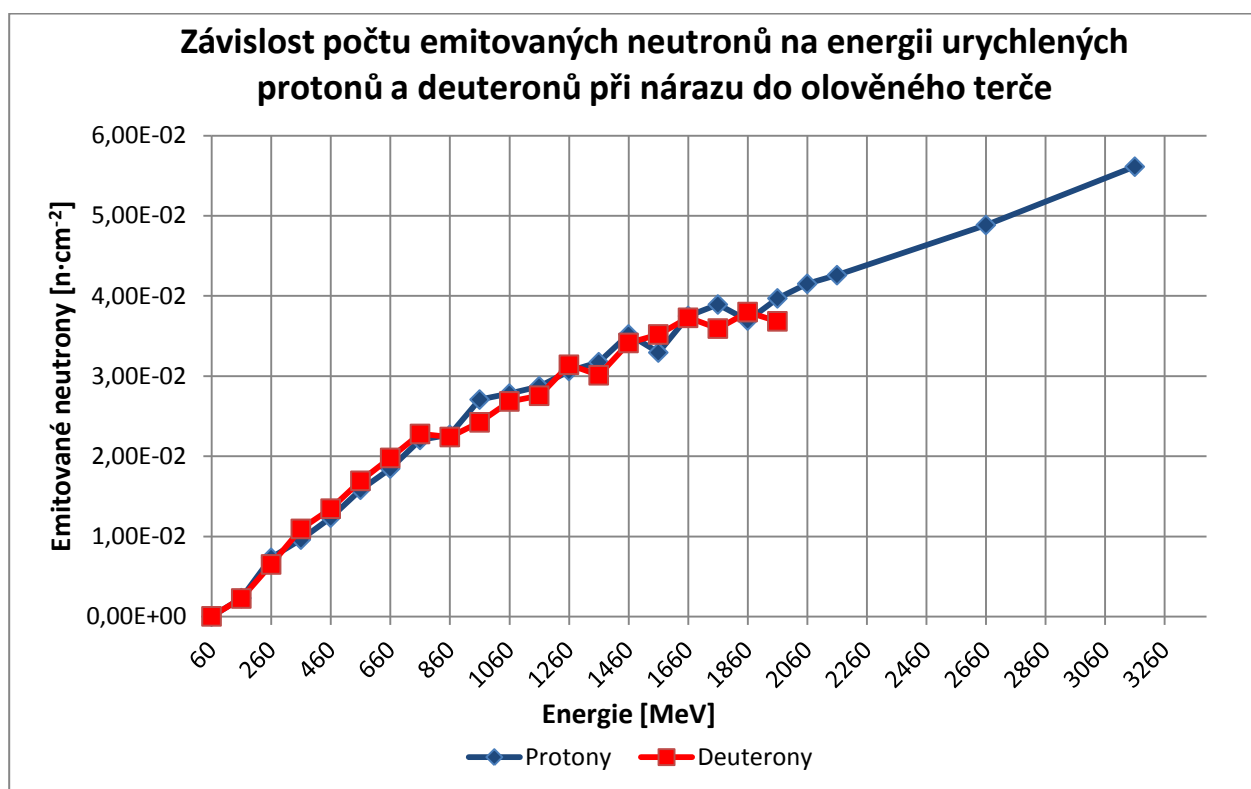
Obr. 41 – Graf závislosti počtu emitovaných neutronů na energii urychlených deuteronů [vlastní foto]



Obr. 42 - Graf závislosti počtu emitovaných neutronů na energii urychlených protonů [vlastní foto]

V následujících grafech je vidět závislost energie urychlených částic na počtu emitovaných neutronů. Čáry uvnitř jednotlivých bodů značí možnou směrodatnou odchylku výpočtu. Chyba vyjde ve výsledném dokumentu jako relativní. Po pohledu na celkové výsledky je vidět, že chyba se nám se zvyšující se energií zmenšuje, což je z logického pohledu nečekané, ale příjemné zjištění. Rozložení chyb se pohybuje od 12 % do 3 %, což je relativně malá chyba na tak rozsáhlý výpočet. Z grafu pro deuterony je vidět, že při dosažení energie zhruba 1 660 MeV se počet vyzářených neutronů stane víceméně konstantní. Ovšem pro protony nám se vzrůstající energií počet vyzářených neutronů stále roste, téměř lineárně. Což se dá využít právě při štěpení VJP v AD-NPP elektrárnách.

V následujícím „Obr. 43 – Graf srovnání emitovaných neutronů na energii vstřelených protonů a deuteronů [vlastní foto]“ je vidět jejich srovnání. Překvapivě, i přes větší náročnost vytvoření pro urychlení deuteronů než protonů, mají průběh emitování neutronů v závislosti na energii, jak protony, tak deuterony téměř totožnou, dá se říci i lineárně stoupající. Z toho se dá usoudit, že je pro nás více efektivní ostřelovat protony za dostání stejných výsledných hodnot.



Obr. 43 – Graf srovnání emitovaných neutronů na energii vstřelených protonů a deuteronů [vlastní foto]

7.4 Shrnutí

Z následujících základních výpočtů se dá vycházet právě při projektování ADS i samotné koncepcí AD-NPP. Pomocí nich můžeme určit nejlepší rozložení (co se prvků a jejich zastoupení týče) jaderného paliva, aby nám reaktor stále zůstal podkritický, ale byl co nejefektivnější v přeměňování energie. Zároveň poslouží ve výpočtu emitovaných neutronů a určení následných reakcí. Program byl použit pouze pro základní výpočty, umožňuje však počítání a simulování rozsáhlejších a složitějších vstupů.

8 ZÁVĚR

V současném světě stále i přes občasné nevole nabývají na významu jaderné elektrárny. Obzvláště v rozvojových zemích jako je například Čína nebo Indie. Naopak v některých vyspělých zemích se přemýšlí, jestli je jaderná energetika dostatečně bezpečná pro obyvatelstvo. V některých zemích se dokonce i rozhodli „osvobodit“ od jaderné energie a raději přecházejí zpět na fosilní paliva nebo obnovitelné zdroje. Ovšem s pohledem do budoucnosti si nemyslím, že by tato energetická větev měla velký význam.

Jako řešení se tu objevují jaderné elektrárny IV. generace nebo dokonce V. generace, pokud se budeme dívat hodně do budoucna. Jedná se o jaderné elektrárny řízené urychlovačem. V podstatě 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 bychom přestali dodávat svazek protonů. Navíc bychom mohli transmutovat, díky velkému množství neutronů, dlouhožijící radioizotopy na krátkožijící radioizotopy. To by znamenalo, že bychom nemuseli současné VJP ukládat do hlubinných úložišť na tisíce let, ale použili bychom ho právě v urychlovačem řízených jaderných elektrárnách a využili jeho nevyužitý energetický potenciál a následně maximálně na pár set let uložili.

Jako terč se nyní v experimentálních ADS systémech uvažují kovy v tuhé fázi (olovo, wolfram, thorium, apod.), ale to nestačí pro budoucí systémy. Proto se začíná s podrobnějším výzkumem tekutých paliv, která mají mnohem lepší vlastnosti, jak v chlazení, tak i štěpení, jelikož spojují tyto dvě funkce v jednom materiálu. Nejperspektivněji zatím vypadá výzkum slitiny Pb/Bi s aktinoidy (olovo-bismut, LBE).

Ve výpočetní fázi se zabývám výpočtem obohacení ^{235}U v rámci paliva UO_2 , a zjištěním, že do hodnoty obohacení 50 % zůstane reaktor stále podkritický, tedy k_{ef} je pod hodnotou jedničky. V porovnání s kombinovaným palivem PuO_2 a UO_2 , zde stačí obohacení složkou PuO_2 , v předem daném poměru, 30 %. Z následných výpočtů je zřejmé, že jako urychlené částice pro tříštvivé reakce je vhodnější využít protony než deuterony, jelikož výroba iontů protonů je snadnější a ve vyšších energiích stále roste i počet uvolněných neutronů.

Do budoucna budou projekty AD-NPP představovat velmi významný zdroj energie, jelikož spotřeba energie celosvětově neustále roste a bude růst, bude i zvyšování výroby nevyhnutelné. Podle mého názoru bude do příštích let jako jeden z nejlevnějších a nejbezpečnějších zdrojů energie právě tento typ jaderných elektráren, ale nejdříve se musí překonat složité technologické i finanční překážky.

POUŽITÁ LITERATURA

- [1] RAČEK, Jiří. *Jaderná zařízení*. Vyd. 1. V Brně: Vysoké učení technické, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, Ústav elektroenergetiky, 2009, 239 s. ISBN 978-80-214-3961-0.
- [2] HEŘMANSKÝ, Bedřich. *Jaderné reaktory: Reaktory II. generace*. Praha, 2010. Podklad k přednášce. KJR, FJFI. Vedoucí práce Prof. Ing. Bedřich Heřmanský, CSc.
- [3] BEČVÁŘ, Josef. A KOLEKTIV. *Jaderné elektrárny*. Praha 1: SNTL, 1981. ISBN DT 621.311.25:621.039.
- [4] KATOVSKÝ, Karel. *Jaderné inženýrství: Studium sekundárních neutronů a jader vznikajících při reakcích protonů a neutronů v tercích z uranu a plutonia*. Praha, 2008. Disertační práce. ČVUT - FJFI.
- [5] OTČENÁŠEK. *Elektroenergetika: Jaderné elektrárny*. 2010, 83 s.
- [6] ŠTASTNÝ, Ondřej. *Projekt SAD - Subcritical Assembly at Dubna*. Praha, 2006. Dostupné z: <http://proatom.luksoft.cz/storage/bc-sad.pdf>. Bakalářská práce. ČVUT - FJFI.
- [7] ČVUT - FJFI. *Fyzikální aspekty ADTT*. 2010.
- [8] BROUNKOVÁ, Dana. *Teorie jaderných reaktorů: VVER 440, Jaderná maturita*. JE DUKOVANY, 2009
- [9] *Physics of accelerator driven sub-critical system for energy and transmutation: proceeding of the workshop*. Jaipur: University of Rajasthan, 2006.
- [10] SCK - CEN. *BR2: Researh reactor with multiple applications*. 2011, 19 s.
- [11] SCK - CEN. *SCK - CEN: Belgian Nuclear Researh Centre*. 2012, 29 s.
- [12] 11TH INTERNATIONAL WORKSHOP ON SPALLATION MATERIALS TECHNOLOGY. *META:LIC: Book of Abstract*. Ghent, Belgie, 2012.
- [13] *Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles: A Comparative Study*. NUCLEAR ENERGY AGENCY ORGANISATION FOR ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT, 2011.
- [14] *Jaderné elektrárny*. *Jaderné elektrárny* [online]. 2008 [cit. 2012-12-28]. Dostupné z: http://ok1zed.sweb.cz/s/el_jaderna.htm
- [15] Možnosti využití ADTT pro likvidaci radioaktivních odpadů. *TRANSMUTAČNÍ REAKTOROVÉ SYSTÉMY* [online]. 2012 [cit. 2012-12-28]. Dostupné z: http://www-troja.fjfi.cvut.cz/~drska/edu/webfyz/ads/blok_ads.htm

Použitá literatura

-
- [16] Nuclear power reactor characteristic. *World nuclear association* [online]. 2012 [cit. 2012-12-28]. Dostupné z: <http://world-nuclear.org/uploadedFiles/Pocket%20Guide%202009%20Reactors.pdf>
- [17] Možnosti využití ADTT pro likvidaci radioaktivních odpadů. *TRANSMUTAČNÍ REAKTOROVÉ SYSTÉMY* [online]. 2012 [cit. 2012-12-28]. Dostupné z: http://www-troja.fjfi.cvut.cz/~drska/edu/webfyz/ads/blok_ads.htm
- [18] Na Ukrajině odpojili po falešném poplachu jaderný reaktor. *Atom INFO* [online]. 2012 [cit. 2012-12-28]. Dostupné z: <http://atominfo.cz/2012/06/na-ukrajine-odpojili-po-falesnem-poplachu-jaderny-reaktor/>
- [19] Superkritická vodní smyčka SCWL. *ÚJV Řež* [online]. 2012 [cit. 2012-12-28]. Dostupné z: <http://www.nri.cz/web/ujv-800/superkriticka-vodni-smycka-pro-reaktory-iv.-generace>
- [20] Co to jsou urychlovačem řízené transmutory a budeme je někdy využívat?. *Objectiv source e-learning* [online]. 2008 [cit. 2012-12-28]. Dostupné z: <http://www.osel.cz/index.php?clanek=3743>
- [21] ESS. *European Spallation Source* [online]. 2012 [cit. 2012-12-28]. Dostupné z: <http://europeanspallationsource.se/>
- [22] What is ESS?. *The european spallation source* [online]. 2012 [cit. 2012-12-28]. Dostupné z: <http://www.ess-europe.org/>
- [23] \$1B expansion at the Spallation Neutron Source. *Knox News* [online]. 2009 [cit. 2012-12-28]. Dostupné z: http://blogs.knoxnews.com/munger/2009/01/the_1b_expansion_at_the_spalla.html
- [24] How SNS Works. *Oak Ridge National Laboratory* [online]. 2012 [cit. 2012-12-28]. Dostupné z: <http://neutrons.ornl.gov/facilities/SNS/works.shtml>
- [25] URYCHLOVAČEM ŘÍZENÝ REAKTOR. In: *ČEZ* [online]. 2012 [cit. 2012-12-28]. Dostupné z: http://www.cez.cz/edee/content/file/static/encyklopedie/encyklopedie-energetiky/03/urychlovac_8.html
- [26] Koncepce urychlovačem řízených jaderných transmutací. *Vladimir Wagner* [online]. 2012 [cit. 2012-12-28]. Dostupné z: <http://amber.zine.cz/AZOld/occam/transmut.htm>
- [27] Co je to MOX. *FyzWEB* [online]. 2011 [cit. 2012-12-28]. Dostupné z: <http://fyzweb.cz/clanky/index.php?id=174>
- [28] MYRRHA. *SCK-CEN* [online]. 2012 [cit. 2012-12-28]. Dostupné z: <http://myrrha.sckcen.be/en>
- [29] MYRRHA a new future for nuclear research. *Euro Nuclear* [online]. 2008 [cit. 2012-12-28]. Dostupné z: <http://www.euronuclear.org/e-news/e-news-21/myrrha.htm>

Použitá literatura

-
- [30] YALINA Facility: A Sub-Critical Accelerator-Driven System (ADS) for Nuclear-Energy Research Facility Description and an Overview of the Research Program (1997-2008). *Argonne National Laboratory* [online]. 2010 [cit. 2013-05-27]. Dostupné z: <http://www.ipd.anl.gov/anlpubs/2010/04/66698.pdf>
- [31] MAGNOx. In: *Wikipedia: the free encyclopedia* [online]. San Francisco (CA): Wikimedia Foundation, 2001-2012 [cit. 2012-12-28]. Dostupné z: <http://cs.wikipedia.org/wiki/Soubor:MAGNOX.jpg>
- [32] FBR. In: *Wikipedia: the free encyclopedia* [online]. San Francisco (CA): Wikimedia Foundation, 2001-2012 [cit. 2012-12-28]. Dostupné z: <http://cs.wikipedia.org/wiki/Soubor:FBR.jpg>
- [33] MEGAPIE. *Paul Scherrer Institut* [online]. 2005 [cit. 2012-12-28]. Dostupné z: http://megapie.web.psi.ch/gallery/gallery_target.shtml
- [34] Urychlovačem řízené transmutační technologie. *Československý časopis pro fyziku*. 1995, č. 3. Dostupné z: <http://eldar.cz/zelenyklid/transmut.html>
- [35] Jaderné reakce a jaderná energie. *Jaderná fyzika - Astrofyzika - Kosmologie - Filosofie* [online]. 2012 [cit. 2012-12-28]. Dostupné z: <http://astronuklfyzika.cz/JadRadFyzika3.html>
- [36] Typy jaderných reaktorů. *Výroba jaderné energie* [online]. 2012 [cit. 2012-12-28]. Dostupné z: <http://www.jaderna-energie.cz/jaderny-reaktor-typy.htm>
- [37] Studium produkce neutronů v tříštivých reakcích a přeměny jader pomocí těchto neutronů. *Ústav jaderné fyziky AVČR Řež* [online]. 2012 [cit. 2012-12-28]. Dostupné z: <http://ojs.ujf.cas.cz/~wagner/transmutace/uvod/uvodcz.html>
- [38] Jaderné elektrárny. *Fyzika* [online]. 2004 [cit. 2012-12-28]. Dostupné z: <http://www.fyzika.net/view.php?cislocianku=2004092801>
- [39] *IAEA: Operational & Long-Term Shutdown Reactors* [online]. 2013 [cit. 2013-05-27]. Dostupné z: <http://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalReactorsByType.aspx>
- [40] *United States Nuclear Regulatory Commission: ESBWR* [online]. 2013 [cit. 2013-05-27]. Dostupné z: <http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert/esbwr.html>
- [41] Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles. *Nuclear energy agency* [online]. 2012 [cit. 2012-12-28]. Dostupné z: <http://www.oecd-nea.org/ndd/reports/2002/nea3109.html>
- [42] *SCK-CEN: GUINEVERE paves the way for MYRRHA* [online]. 2013 [cit. 2013-05-27]. Dostupné z: http://myrrha.sckcen.be/en/News/Guinevere_inauguration
- [43] KŘÍŽEK, Filip. *Studium tříštivých reakcí, produkce a transportu neutronů v terčích vhodných pro produkci neutronů k transmutacím*. Praha, 2010. Diplomová Práce. Univerzita Karlova v Praze.

Použitá literatura

-
- [44] SVOBODA, Ondřej. *Stanovení rozložení neutronů v sestavě složené z olověné ho terče a uranové ho blanketu postavené na svazku protonů s energií 0,7 GeV*. Praha, 2005. Diplomová Práce. České vysoké učení technické, fakulta jaderná a fyzikálně
- [45] ZÁVORKA, Lukáš. *Transmutation of Actinides Using Spallation Reactions*. Praha, 2013. Minor thesis. České vysoké učení technické.
- [46] Enriched uranium. In: *Wikipedia: the free encyclopedia* [online]. San Francisco (CA): Wikimedia Foundation, 2001-2013 [cit. 2013-05-28]. Dostupné z: https://en.wikipedia.org/wiki/Enriched_uranium