

# 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

TRANSMUTACE RADIONUKLIDŮ POUŽITÉHO JADERNÉHO PALIVA

BAKALÁŘSKÁ PRÁCE  
BACHELOR'S THESIS

AUTOR PRÁCE  
AUTHOR

MIROSLAV ŠAJDLER

BRNO 2013



VYSOKÉ UČENÍ  
TECHNICKÉ V BRNĚ

Fakulta elektrotechniky  
a komunikačních technologií

Ústav elektroenergetiky

# Bakalářská práce

bakalářský studijní obor

Silnoproudá elektrotechnika a elektroenergetika

**Student:** Miroslav Šajdler

**ID:** 136586

**Ročník:** 3

**Akademický rok:** 2012/2013

**NÁZEV TÉMATU:**

**Transmutace radionuklidů použitého jaderného paliva**

**POKYNY PRO VYPRACOVÁNÍ:**

1. Obecná klasifikace a možnosti zpracování jaderných odpadů (Definujte radioaktivní odpady, klasifikujte je a rozeptejte nakládání s nimi v České republice a v zahraničí.)
2. Přehled a princip transmutačních jaderných reakcí (Zpracujte přehled a vlastnosti jaderných reakcí využitelných pro přeměnu dlouhožijících radioizotopů na izotopy s kratším poločasem rozpadu, zejména se zaměřte na reakce vyšších aktinoidů.)
3. Vlastnosti použitého jaderného paliva (Popište použité jaderné palivo z hlediska jeho radioizotopového inventáře a radiotoxicity.)
4. Možnosti zpracování použitého jaderného paliva (Popište současné přístupy k nakládání s použitým [vyhořelým] jaderným palivem ve světě.)
5. Výpočet definovaných transmutačních výtěžků (Vytvořte jednoduchý výpočetní model simulující transmutaci  $^{239}\text{Pu}$  a  $^{240}\text{Pu}$  v různých reaktorových systémech.)

**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

ŠAJDLER, M. *Transmutace radionuklidů použitého jaderného paliva*. Bakalářská práce. Brno: Ústav elektroenergetiky FEKT VUT v Brně, 2013, 52 stran.

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.

.....

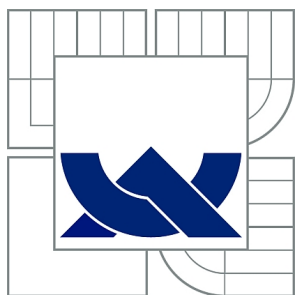
## PODĚKOVÁNÍ

Rád bych poděkoval vedoucímu bakalářské práce panu Ing. Karlovi Katovskému, Ph.D. za odborné vedení, konzultace, trpělivost a podnětné návrhy k práci.

Místo .....

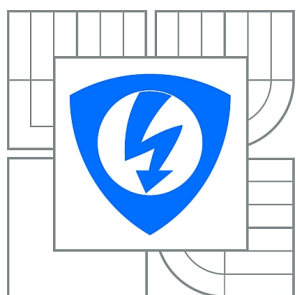
.....

(podpis autora)



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

# TRANSMUTACE RADIONUKLIDŮ POUŽITÉHO JADERNÉHO PALIVA

TRANSMUTATION OF SPENT NUCLEAR FUEL

SEMESTRÁLNÍ PRÁCE

SEMESTRAL THESIS

AUTOR PRÁCE

AUTHOR

MIROSLAV ŠAJDLER

VEDOUCÍ PRÁCE

SUPERVISOR

Ing. KAREL KATOVSKÝ, Ph.D.

BRNO 2013

## **ABSTRAKT**

Tato práce se zabývá vyhořelým jaderným palivem od jeho složení, uložení, přepracování až k případné transmutaci. Nejprve je zde uvedena klasifikace radioaktivních odpadů, poté přístup České republiky k nakládání s radioaktivním odpadem. Dále přístup ostatních zemí k nakládání s radioaktivním odpadem. Je zde zpracovány možnosti zpracování vyhořelého jaderného paliva. Složení vyhořelého jaderného paliva z hlediska radioaktivity a radiotoxicity. Budoucí technologie zpracování vyhořelého jaderného paliva. Jako poslední je zde jednoduchý model simulující transmutaci v lehkovodním a rychlém reaktoru.

## **KLÍČOVÁ SLOVA**

Radioaktivní odpad, klasifikace radioaktivních odpadů, složení vyhořelého jaderného paliva, přepracování, úložiště radioaktivních odpadů, transmutace radionuklidů, hlubinné úložiště, MOX palivo, REPU

## **ABSTRACT**

This bachelor's thesis deals with spent nuclear fuel – its composition, disposal, reprocessing and transmutation. In the beginning, you can find the classification of radioactive waste, and then I am explaining the policy of the Czech Republic towards disposal of nuclear waste. This is followed by the comparison of the policy in other countries. The thesis also contains various methods used to reprocess spent nuclear waste, composition of spent nuclear waste – based on its radioactivity and radiotoxicity and future technologies for nuclear reprocessing. In the end, I tried to describe a simple model simulating transmutation in light water and fast reactor.

## **KEYWORDS**

radioactive waste, classification of radioactive wastes, composition of spent nuclear fuel, revision, dump of radioactive wastes, radionuclide transmutation, Deep nuclear waste disposal sites MOX fuel, REPU

# OBSAH

<b>Seznam zkratek</b>	<b>12</b>
<b>Úvod</b>	<b>13</b>
<b>1 Obecná klasifikace a možnosti zpracování jaderných odpadů</b>	<b>14</b>
1.1 Definice radioaktivních odpadů . . . . .	14
1.2 Klasifikace radioaktivních odpadů dle MAEE . . . . .	14
1.2.1 Nízko a středně aktivní odpad . . . . .	15
1.2.2 Vysoce aktivní odpad . . . . .	15
1.3 Nakládání s radioaktivními odpady v ČR . . . . .	16
1.3.1 Jaderný účet . . . . .	16
1.3.2 Přípovrchová úložiště v ČR . . . . .	16
1.3.3 Hlubinné úložiště . . . . .	18
1.4 Nakládání s vyhořelým jaderným palivem v zahraničí . . . . .	19
1.4.1 Francie . . . . .	19
1.4.2 Velká Británie . . . . .	20
1.4.3 Nizozemsko . . . . .	20
1.4.4 Belgie . . . . .	20
1.4.5 Německo . . . . .	20
1.4.6 Finsko . . . . .	21
1.4.7 Švédsko . . . . .	21
1.4.8 Japonsko . . . . .	22
1.4.9 USA . . . . .	22
<b>2 Možnosti zpracování použitého jaderného paliva</b>	<b>23</b>
2.1 Přepřacování paliva . . . . .	23
2.2 Transmutace . . . . .	25
2.2.1 Důvody pro transmutaci . . . . .	26
2.2.2 Transmutace v různých typech reaktoru . . . . .	27
2.3 REPU . . . . .	30
<b>3 Vlastnosti použitého jaderného paliva</b>	<b>31</b>
3.1 Štěpení . . . . .	31
3.2 Štěpné produkty . . . . .	33



3.3	Radiační záchyt neutronu . . . . .	34
3.4	Aktinidy a jejich dceřiné produkty . . . . .	35
3.5	Aktivační produkty . . . . .	38
3.6	Komplexní aktivita vyhořelého jaderného paliva . . . . .	38
<b>4</b>	<b>Možnosti zpracování použitého jaderného paliva</b>	<b>40</b>
4.1	ADTT – Urychlovačem řízené transmutační technologie . . . . .	40
4.1.1	Princip ADDT . . . . .	40
4.1.2	Provedení ADTT . . . . .	42
4.2	Reaktory IV. generace . . . . .	43
4.2.1	Reaktory s velmi vysokou teplotou . . . . .	44
4.2.2	Reaktory využívající vodu v superkritické fázi . . . . .	44
4.2.3	Reaktor s roztavenými solemi . . . . .	44
4.2.4	Rychlé reaktory chlazené plynem . . . . .	44
4.2.5	Rychlé reaktory chlazené sodíkem . . . . .	45
4.2.6	Rychlé reaktory chlazené olovem . . . . .	45
4.2.7	Závěr k reaktorům IV generace . . . . .	45
<b>5</b>	<b>Výpočet definovaných transmutačních výtěžků</b>	<b>46</b>
<b>6</b>	<b>Závěr</b>	<b>49</b>
	<b>Literatura</b>	<b>50</b>

# SEZNAM OBRÁZKŮ

1.1	Jímka se sudy v úložišti Dukovany.[6] . . . . .	17
1.2	Koncept hlubinného úložiště v České republice.[6] . . . . .	18
1.3	Návrh hlubinného úložiště ve Finsku.[7] . . . . .	21
2.1	Složení čerstvého a vyhořelého jaderného paliva.[8] . . . . .	24
2.2	Složení MOX paliva před a po vyhoření v jaderném reaktoru.[8] . . .	25
2.3	Schéma transmutace $^{237}\text{Np}$ . [10] . . . . .	26
2.4	Transmutační schéma pro lehkvodní reaktor vyhořelého jaderného paliva pro typické tepelné spektrum neutronů.[15] . . . . .	28
2.5	Srovnání neutronového toku v tepelném a rychlém reaktoru. [15] . . .	30
3.1	Štěpný výtěžek $^{235}\text{U}$ . [20] . . . . .	32
3.2	Proces štěpné reakce $^{235}\text{U}$ . [21] . . . . .	32
3.3	Aktivita štěpných produktů v časové závislosti. Pro jaderný reaktor VVER-440 při vyhořívání 33000MWd/tU . . . . .	33
3.4	Aktivita vybraných aktinidů v časové závislosti. Pro jaderný reaktor VVER-440 při vyhořívání 33000MWd/tU [22] . . . . .	35
3.5	Komplexní aktivita v časové závislosti. Pro jaderný reaktor VVER- 440 při vyhořívání 33000MWd/tU . . . . .	39
4.1	Efektivní poločas transmutace v závislosti na velikosti neutronového toku. [13] . . . . .	41
4.2	Schéma technologie ADTT. [12] . . . . .	42
5.1	Hmotnost jednotlivých izotopů v reaktoru v závislosti na čase. . . . .	48

## SEZNAM TABULEK

3.1	Aktivita jednotlivých vybraných štěpných produktů ve vyhořelém jaderném palivu z jaderného reaktoru VVER-440 při vyhoření 33000 MWd/tU[25] . . . . .	34
3.2	Aktivita vybraných aktinidů a dceřiných produktů ve vyhořelém jaderném palivu z jaderného reaktoru VVER-440 při vyhoření 33000 MWd/tU[25] . . . . .	37
3.3	Aktivita jednotlivých vybraných štěpných produktů ve vyhořelém jaderném palivu z jaderného reaktoru VVER-440 při vyhoření 33000 MWd/tU[25] . . . . .	38
5.1	Účinné průřezy použity při výpočtu, data získány z Janis 3.1.1 . . . .	46

## SEZNAM ZKRATEK

ABC	Accelerator production of tritium
ADEP	Accelerator driven energy production
ADS	Accelerator driven system
ADTT	Acceleration driven transmutation technologies
AKT	Aktivační produkty
AP	Aktivační produkty
APT	Aktivační a jejich dceřiné produkty
ATW	Accelerator transmutation waste
FBR	Fast breeder reactor
MAAE	Mezinárodní agentura pro atomovou energii
MOX	Mixed oxid fuel
SÚJB	Státní úřad pro jadernou bezpečnost
SÚRAO	Správa úložišť radioaktivních odpadů
ŠP	Štěpné produkty
ÚJV	Ústav jaderného výzkumu
VVER	Vodo-vodjanoj energetičeskij reaktor

# ÚVOD

V dnešní době elektrická energie je součástí každého člověka vyspělé části světa, často na elektrické energii závisí lidské životy. S výrobou elektrické energie však vznikají nové problémy. Elektrickou energii lze získávat mnoha způsoby od tepelných elektráren spalující uhlí přes solární elektrárny. Zásoby uhlí nejsou neomezené a efektivita získání energie ze slunce je malá, proto jsou dnes velmi perspektivními jaderné elektrárny a s kritickým pohledem na věc bez nich do budoucna obejít nedokážeme.

Jaderné elektrárny pracují velmi efektivně neboť pomocí jaderné reakce se dá dosáhnout mnohem většího zisku energie než při spalování uhlí. V jaderné elektrárně se produkuje velké množství radioaktivního vyhořelého jaderného paliva. Přestože vyhořelé jaderné palivo svým objemem zabírá přibližně jen 10 % radioaktivního odpadu na celém světě, obsahuje téměř 90 % radioaktivity veškerého odpadu.

Takto vzniklý radioaktivní odpad se musí buď zpracovat, nebo vhodně uložit. Pro uložení vysoce radioaktivního odpadu jsou navrženy různé postupy. Nyní se počítá s uložení do hlubinné úložiště, které by byly vybudovány hluboko pod zemí v geologicky stálých podloží. Avšak aby radioaktivita odpadu klesla na úroveň bezpečnou pro člověka, musel by radioaktivní odpad být uložen stovky tisíc let. Vezmeme-li v úvahu, že člověk využívá jadernou energetiku asi padesát let. Je to spíše filozofická představa tak dlouhého uložení.

Proto se v poslední době dbá buď na přepracování vyhořelého jaderného paliva, nebo jeho transmutaci. Transmutací vyhořelého jaderného paliva můžeme docílit jeho přeměny radionuklidů s dlouhým poločasem rozpadu, řádově stovky miliónu let, na prvky s krátkým poločasem rozpadu. Tato myšlenka se jeví velmi pozitivně a když si k tomu přidáme že by transmutace dále vyráběla elektrickou energii jdeo interesantní část lidského bádání.

# 1 OBECNÁ KLASIFIKACE A MOŽNOSTI ZPRACOVÁNÍ JADERNÝCH ODPADŮ

## 1.1 Definice radioaktivních odpadů

*„Abychom mohli nějakou látku, materiál nebo předmět prohlásit za radioaktivní odpad, je třeba, aby byly splněny následující tři podmínky: Předně musí tyto látky obsahovat radionuklidy v takovém množství, že jsou překročeny zprošťovací úroveň. Zadruhé musí jít o látky, materiál nebo předměty nadále již nevyužitelné a zatřetí je jejich vlastník musí prohlásit za odpad.*

*Za radioaktivní odpad může být prohlášeno i vyhořelé jaderné palivo. Podle české legislativy je vyhořelé palivo odpadem tehdy, je-li splněna i třetí podmínka; v České republice jsou vlastníkem vyhořelého paliva provozovatelé jaderných reaktorů a jejich prohlášení je v tomto ohledu směrodatné.“ [1]*

Vyhořelé jaderné palivo není radioaktivním odpadem, neboť vlastník jej neprohlásil za radioaktivní odpad. Po vyhoření jaderné palivo obsahuje asi tři procenta vysoce štěpných produktů, 96 % nespotřebovaného uranu a prvky, jež nově vznikly na základě jaderné reakce (jedná se většinou o prvky jako je neptunium, plutonium, curium), tyto prvky tvoří asi jedno procento. Vyhořelé jaderné palivo je označováno jako vysoce radioaktivní, neboť obsahuje prvky s velkým poločasem rozpadu. V ČR se zatím neplánuje další využití, v této práci budeme zabývat možnostmi přepracováním vyhořelého jaderného paliva na dalšího použití. Více o vyhořelém jaderném palivu v kapitole 3.

## 1.2 Klasifikace radioaktivních odpadů dle MAEE

Klasifikovat radioaktivní odpady lze velmi mnoha faktory. Jak z hlediska fyzikálních, chemický, skupenských nebo je lze také klasifikovat z hlediska místa vzniku. Nejúčelnější a na světě asi nejpoužívanější klasifikací radioaktivních odpadů je dle MAEE<sup>1</sup>.

Klasifikace radioaktivních odpadů je z části dosti subjektivní. Klasifikace vydaná MAEE je pro doporučení, ale nelze jednoznačně říct přesné hranice klasifikace, neboť každý radioaktivní prvek respektive radioaktivní materiál se chová z hlediska

---

<sup>1</sup>Mezinárodní agentura pro atomovou energii – anglická zkratka IAEA, tato organizace sídlí ve Vídni a dohlíží a stanovuje doporučení pro mírové využívání jaderné energie.[1]

radioaktivity malinko jinak. Rozdělení:

- Nízko aktivní odpad (low level waste)
- Středně aktivní odpad (intermediate level waste)
- Vysoce aktivní odpad (high level waste)

Tento systém dělení je užíván jak na mezinárodní úrovni, tak pro vhodný výběr úložiště[1].

### **1.2.1 Nízko a středně aktivní odpad**

Aktivita radionuklidů je v tak nízkých hodnotách, že při jejich ukládání neuvažujeme vznik rozpadového tepla. Dřívější kritéria považovala za nízko aktivní radioaktivní odpad takový, který nevyžadoval stínění, středně aktivní odpad byl pak hodnocen tak, že dávka záření nesměla přesáhnout 2 mSv. Toto rozdělení jak se ukazuje, není tak erudované, jak se zdá. Při nakládání s těmito odpady musíme uvažovat kontakt jako například vdechnutí, spolknutí a samozřejmě také intoxikaci potravního řetězce. Z toho důvodu se tato kategorie dle MAAE dělí ještě na dvě podkategorie[2].

#### **Odpady s krátkým poločasem rozpadu**

Odpad tohoto druhu obsahuje radionuklidy s poločasem rozpadu menším než 30 let. Do této kategorie můžeme zařadit i také odpad s obsahem nízké koncentrace radionuklidů a dlouhým poločasem rozpadu, nebo s vysokým obsahem radionuklidů a nízkým poločasem rozpadu. Pro uložení odpadu se používají přípovrchová úložiště[2].

#### **Odpady s dlouhým poločasem rozpadu**

Obsah radionuklidů s poločasem rozpadu větším přibližně než 30 let. Je zde vyšší koncentrace radionuklidů s dlouhým poločasem rozpadu. Hranice mezi odpadem s dlouhým a krátkým poločasem rozpadu nelze definovat jednoznačně na úrovních koncentrace radionuklidů, neboť záleží na hospodaření paliva a také na vlastnostech radionuklidů v palivu. V dnešní době je tato hranice rozdělena 4000 Bq/g alfa zářičů s dlouhým poločasem rozpadu. K uložení takového odpadu jsou využívána hlubinná úložiště[2].

### **1.2.2 Vysoce aktivní odpad**

Vysoce aktivní odpad obsahuje velké koncentrace radionuklidů jak s krátkým tak i dlouhým poločasem rozpadu. Při ukládání se musí brát v úvahu vznik přeměněného tepla. Pro vysoce aktivní odpad je prahová úroveň tepelného vyzáření  $2\text{kW}/\text{m}^3$ . [2]

## 1.3 Nakládání s radioaktivními odpady v ČR

Nakládání s radioaktivními odpady v ČR upravuje tzv. atomový zákon č. 18/1997 Sb. Každý radioaktivní odpad podléhá dozoru Státního úřadu pro jadernou bezpečnost. Na základě atomového zákona je za bezpečné ukládání všech radioaktivních odpadů zodpovědná státní organizace SÚRAO<sup>2</sup>. [3]

### 1.3.1 Jaderný účet

Jaderný účet slouží k zajištění financí pro ukládání všech vzniklých i budoucích radioaktivních odpadů vzniklých v elektrárnách. Provozovatel jaderné elektrárny, tím je u nás ČEZ, odvádí 50 Kč za každou vyrobenou MWh v jaderné elektrárně na tzv. jaderný účet. Tento účet je zřízen u České národní banky, jehož správa podléhá Ministerstvu financí ČR. Jako příklad si uvedeme Jadernou elektrárnu Dukovany. EDU vyrobí přibližně 15 milionů MWh ročně, z toho plyne, že za rok na jaderný účet provozovatel odvede 750 milionů Kč. [3]

### 1.3.2 Přípovrchová úložiště v ČR

V ČR jsou vybudována tři přípovrchová úložiště radioaktivního odpadu. Do těchto úložišť jsou ukládány krátkodobé nízké a středně aktivní odpady. Takto vzniklý odpad je uložen do dvou sudů. Prvním je sud o objemu 100l do kterého se ukládá samotný odpad, tento sud je vložen do sudu o objemu 200 l a vzniklý prostor je vyplněn cementem nebo bitumenem. [4]

#### Úložiště Richard

Úložiště vzniklo v komplexu bývalého vápencového dolu Richard II. Je v provozu již od roku 1964. Ukládají se zde především institucionální odpady. Úložiště svým objemem zabírá asi 1700 m<sup>3</sup>, přičemž využitelného objemu k uložení je asi polovina. [4]

#### Úložiště Bratrství

Úložiště slouží primárně k ukládání radioaktivního odpadu s přírodními radionuklidy. Zde se v dřívější době těžil uran, později zde bylo upraveno pět komor k ukládání radioaktivního odpadu. Užitečný objem úložiště je 1200 m<sup>3</sup>. Vznik úložiště je datován k roku 1974. [5]





Obr. 1.1: Jímka se sudy v úložišti Dukovany.[6]

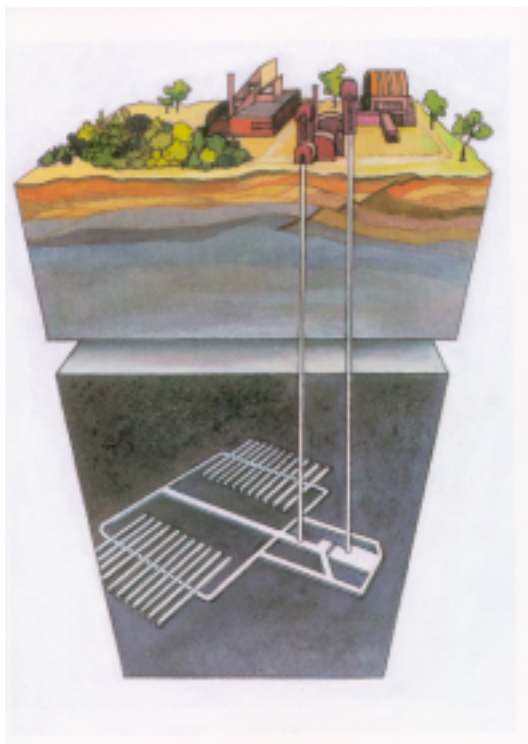
## Úložiště Dukovany

Vzniklo v roce 1995 při jaderné elektrárně Dukovany a jeho podobu lze vidět na Obr.1.1.

*„Úložiště je tvořeno 112 železobetonovými jímkami uspořádanými do dvou dvouřadů po 56 jímkách. Velikost jímky je 5,3 x 5,4 x 17,3 m, což znamená, že při optimálním využití prostoru jímky se do ní vejde cca 1620 sudů o objemu 200 l.“ [6, str.10]*

Toto úložiště je schopno pojmout objem 55 000 m<sup>3</sup>. Zaručuje pojmout veškerý opad z provozovaných zařízení. Dnes, kdy je již vypsaný tendr na rozšíření jaderné elektrárny Temelín, o dva bloky, bude vhodné vystavit další přípovrchové úložiště pro krátkodobé nízké a středně aktivní odpady. Proto je do budoucna velmi perspektivní a osvědčené vybudovat úložiště opět v areálu jaderné elektrárny. [6]

<sup>2</sup>Správa úložiště radioaktivního odpadu.



Obr. 1.2: Koncept hlubinného úložiště v České republice.[6]

### 1.3.3 Hlubinné úložiště

V České republice v dnešní době není žádné hlubinné úložiště. Do značné míry je to důsledek toho, že Česká republika, tehdy ještě Československá republika, začala produkovat vyhořelé palivo až v osmdesátých letech dvacátého století. Tím pádem byl vybudován v areálu jaderné elektrárny Dukovany mezisklad. Ve které vyhořelé jaderné palivo<sup>3</sup> je pak ukládáno do mezi skladů, kde si pobude desítky let, než jeho radioaktivita a tepelná energie poklesnou na hodnotu, jež umožňuje palivo uložit do hlubinného úložiště.

Česká republika má v plánu hlubinné úložiště vybudovat, koncept úložiště lze vidět na Obr.1.2. Dnes jsou ve fázi průzkumu, což znamená získání a ověření údajů o geologických strukturách vybraných lokalit. Jako předpoklady lokality je vhodné prostředí žulové horniny. Hloubka uložení okol 500 m. Prozatím jsou možné lokality hlubinného úložiště vybrány tyto.[4]

---

<sup>3</sup>Tento termín je užívaný a však nesprávný z fyzikálního hlediska. V angličtině jde o termín "spent fuel" a správný překlad by tedy byl spotřebované jaderné palivo.

- Březový potok (Plzeňský kraj)
- Čertovka (Plzeňský a Ústecký kraj)
- Horka (Vysočina)
- Hrádek (Vysočina)
- Čihadlo (Jihočeský kraj)
- Magdaléna (Jihočeský kraj)

## 1.4 Nakládání s vyhořelým jaderným palivem v zahraničí

Země využívající radioaktivní látky pro mírové účely se řídí předpisy a doporučeními MAAE. Tudíž nakládání s radioaktivním odpadem je velmi obdobné. Rozdíl jsou v kvalifikaci radioaktivních odpadů, možnostmi přepracování, zpracování a také různými druhy uložení odpadů.

Každá země zabývající se jadernou energetikou si je vědoma, že musí vybudovat hlubinné úložiště pro uložení vysoce radioaktivního odpadu, neboť vzniká při každém procesu. Jak při přepracování tak transmutaci. Dnešním trendem je přepracování paliva. Vyhořelé jaderné palivo se přepracovává na tzv. palivo MOX<sup>4</sup> obsahující oxidy uranu a plutonia. Více o přepracování paliva je v kapitole 2.1. Komerčním přepracováním se zabývají tři země: Rusko, Francie, Velká Británie. Po přepracování paliva se vysoce aktivní odpady vracejí zákazníkovi ve vitrifikované formě.[7]

Jak bylo zmíněno výše, hlubinná úložiště jsou tedy nezbytná. Úložiště jsou realizovatelná v různých horniných prostředích. Do dnešní doby byly zkoumány různé typy hornin. A to krystalické horniny<sup>5</sup> a usazeniny<sup>6</sup>. Pro tyto prostředí byla ověřena možnost výstavby hlubinného úložiště.[7]

### 1.4.1 Francie

Je jednou z mála zemí, které přepracovávají palivo. Přepracování vyhořelého jaderného paliva poskytuje také jiným zemím. V současné době se zhruba tři čtvrtiny vyhořelého jaderného paliva přepracovává. Mají zde dva přepravovací závody a to v La Hague a v Marcoulu. Ročně se zde přiveze 850 tun vyhořelého paliva. Z toho množství se získá přibližně 100 tun plutonia, které slouží jako zdroj pro MOX palivo. Štěpné produkty obsažené ve vyhořelém palivu jsou zpracovány vitrifikací. Ročně

---

<sup>4</sup>Mixed oxid fuel

<sup>5</sup>Převážně jde o žulu

<sup>6</sup>Zde jde o jíly a solná ložiska

zde vyprodukují 110–130 m<sup>3</sup> vysoce aktivních odpadů a 120 m<sup>3</sup> středně aktivních odpadů.[7]

Hlubinné úložiště zde bylo schváleno parlamentem. Byla pověřena státní agentura pro radioaktivní odpady, aby ukončila výzkumné práce do roku 2012. Samotná výstavba by měla probíhat v letech 2015–2020. Úložiště by mělo ležet v jílovcové formaci, také by nemělo být trvale uzavřeno, aby bylo možné v budoucnu využít potenciál uloženého odpadu.[7]

### **1.4.2 Velká Británie**

Je další zemí, která poskytuje přepracování pro jiné země. Přepracovací závod i s vitrifikační linkou leží v Sellafieldu. Zde není zatím do budoucna jasné, jestli zde bude vybudováno hlubinné úložiště, Velká Británie zatím vyčkává. Do doby než podniknou další kroky k vybudování hlubinného úložiště bude většina odpadu meziskladována nebo přepracována.[7]

### **1.4.3 Nizozemsko**

V této zemi je provozována zatím jedna jaderná elektrárna. Vyprodukované vyhořelé jaderné palivo je zasíláno do Francie k přepracování dle kontraktu. Platnost kontraktu má vypršet v roce 2015. Vyhořelé palivo z jaderné elektrárny Dodewaard bylo posíláno do Velké Británie na přepracování. Před odesláním k přepracování se palivo shromažďuje ve skladu při jaderné elektrárně Borsele. Ostatní odpady jsou shromažďovány ve skladu v průmyslové zóně ve Vilssingen-Oost.[7]

### **1.4.4 Belgie**

Vyhořelé palivo ze 7 jaderných reaktorů je skladováno v areálech jaderných elektráren. Část paliva byla zaslána do Francie a vrátilo se přepracované palivo s vysoce aktivními odpady. Aktuální výzkum hlubinného úložiště je zřízen ve středisku v Molu. Počítá se s formací plastického jílu. Toto úložiště by mělo pojmout jak vyhořelé palivo tak i bitumenovaný odpad obsahující transurany.[7]

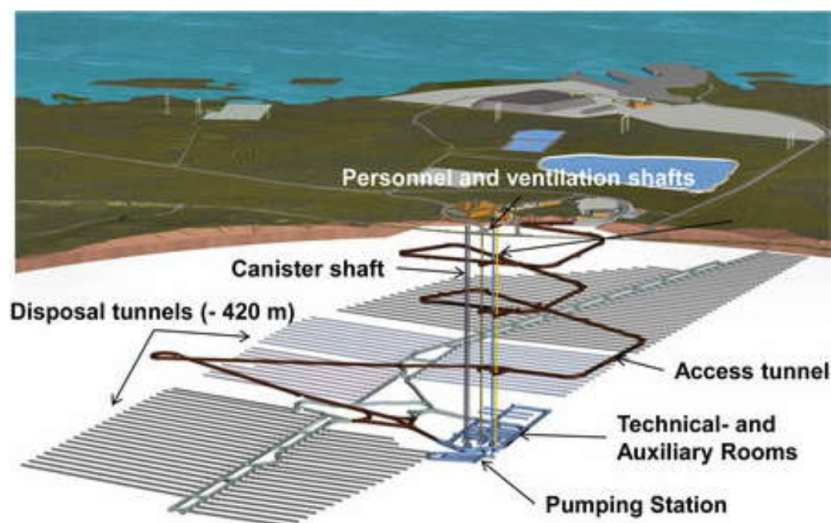
### **1.4.5 Německo**

Do roku 2005 bylo vyhořelé jaderné palivo zasíláno do Francie na přepracování. I když dnes již palivo zasíláno není, bude se přepracované palivo z Francie vracet až do roku 2020. Nyní je vyhořelé palivo skladováno ve třech centrálních skladech,

Gorleben, Ahaus a Greifswald a v meziskladech jaderných elektráren. Zde plánují vybudovat hlubinné úložiště v solné formaci. Byla zde vybudována hlubinná výzkumná laboratoř v solných dómech v Gorleбену do hloubky 840 m. Dnes je výzkum pozastaven z ekologických důvodů.[7]

#### 1.4.6 Finsko

Vyhořelé palivo se před uložením do hlubinného úložiště skladuje v mokřích skladech při jaderných elektrárnách. Hlubinné úložiště je zde ve výstavbě, koncept úložiště je na Obr.1.3. Bude vybudováno v žulové hornině v lokalitě Olkiluoto. V letech 2010–2014 budou probíhat podzemní práce v laboratoři. A samotná výstavba úložiště by měla proběhnout v letech 2015–2018. Zkušební provoz je plánován na rok 2019. [7]



Obr. 1.3: Návrh hlubinného úložiště ve Finsku.[7]

#### 1.4.7 Švédsko

V centrálním skladu CLAB v blízkosti jaderné elektrárny Oskarshamn je skladováno vyhořelé palivo. Vývoj hlubinného úložiště zde probíhá již několik desítek let. Byla zde vybudována podzemní laboratoř k ukládání v žulové hornině. Hlubinné úložiště by mělo být vybudováno v lokalitě Forsmark v hloubce 500 m. Po zaplnění by úložiště mělo být trvale uzavřeno.[7]

### 1.4.8 Japonsko

Vyhořelé palivo je skladováno v 17 mokrých meziskladech. Do roku 2001 bylo palivo zasíláno do Francie a Velké Británie k přepracování. Dnes je v Japonsku zřízen přepracovávací závod v Rokkashu. Je zde podzemní laboratoř v Horonbe v jílovcové formaci a také v Mizunami ve formaci žulové horniny. Výstavba úložiště je plánována v letech 2030–2035.[7]

### 1.4.9 USA

Je zde velké množství reaktorů jak reprodukcujících elektrickou energii tak i vojenských a výzkumných. Jsou tu proto také zastoupeny jak suché tak i mokré mezisklady. Často se jedná o volná prostranství, kde jsou umístěny kontejnery s vyhořelým jaderným palivem. Přepracování je zde zakázáno zákonem a proto je nutnost vybudovat hlubinné úložiště. Úložiště je budováno v lokalitě Yucca Mountain na území státu Nevada. Je budováno ve formaci pyroklastické horniny. Úložiště by mělo pojmout 63 000 tun komerčního paliva a 7 000 tun paliva z vojenských programů. Jedno hlubinné úložiště zde však v provozu je a to úložiště WIPP poblíž Carlsbandu v Novém Mexiku. Úložiště je vybudováno v solné formaci pro uložení odpadů s obsahem transuranových prvků.[7]

## 2 MOŽNOSTI ZPRACOVÁNÍ POUŽITÉHO JADERNÉHO PALIVA

Při provozu jaderných elektráren vzniká velmi mnoho vyhořelého jaderného paliva. Základní možností co s vyhořelým jaderným palivem je trvalé uložení, které je dnes asi nejčastější. Další možností je přepracování paliva, toto palivo nazýváme MOX, více níže. Dalším způsobem je cílená transmutace s další výrobou energie. Jak je vidět, první způsob je omezen jen prozkoumáním geologicky stabilního místa po dobu milionů let a dobou výstavby samotného úložiště. Další dvě možnosti nám nabízejí mnohem zajímavější způsob zacházení, neboť se při nich opět dá získat energie.

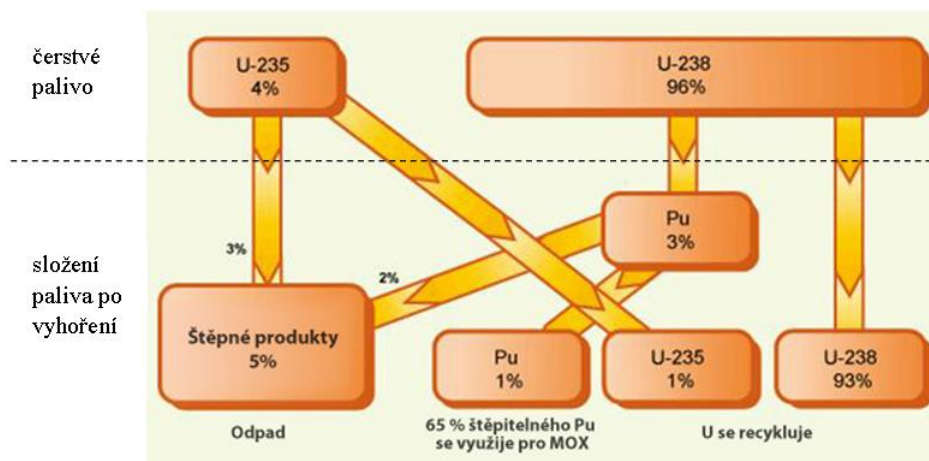
### 2.1 Přepracování paliva

Označení MOX je zkratka mixed oxide fuel. Jde o docela nový typ jaderného paliva. Poprvé toto palivo bylo použito sice již v roce 1963, ale než se palivo mohlo používat komerčně, muselo si počkat až do osmdesátých let. Dnešní produkce MOX paliva představuje asi 2 % nového paliva vsazovaného do reaktorů na celém světě. Je složeno z oxidu uraničitého  $UO_2$  a oxidu plutoničitého  $PuO_2$ . Tyto prvky vznikají jako produkt jaderných reakcí v reaktoru. Další vhodnou surovinou jsou také nepoužité jaderné zbraně jež obsahují plutonium.

Energetický reaktor obsahuje jako palivo uran. Většina uranu je obsažena izotopem  $^{238}U$ . Vlivem neutronového záchytu tam vznikají prvky  $^{239}Pu$ ,  $^{240}Pu$ ,  $^{241}Pu$ ,  $^{242}Pu$ . Více o této problematice je pojednáno v kapitole 3. Složení jaderného paliva před vložením do reaktoru a po jeho vyjmutí lze názorně vidět na Obr. 2.1

Velmi zajímavé jsou izotopy  $^{239}Pu$  a  $^{241}Pu$ , které mají velký účinný průřez pro štěpení. Tedy spotřebovávají se stejně jako  $^{235}U$ . Předpokládá se, že třetina energie pochází právě ze štěpení plutonia. Plutonium po vyhoření paliva tvoří přibližně 1 % z celku paliva a jen 2/3 jsou štěpitelné izotopy. Roční produkce plutonia na celém světě je asi 70 tun. Pro přepracování se tedy využívá plutonium a uran. Tím se dá lépe využít uran až o 22 %. Zajímavé je, že separovaný uran s plutoniem z vyřazených jaderných zbraní může zásobovat spotřebu uranu na tři roky.<sup>3</sup>

Do dnešní doby bylo vyrobeno asi 2000 tun MOX paliva. Jeho použití je především v tlakovodních a varných reaktorech. Dnes se používá ve více než 30 reaktorech, v zemích jako jsou Belgie, Švýcarsko, Německo, Francie, Japonsko a USA. Pro dalších



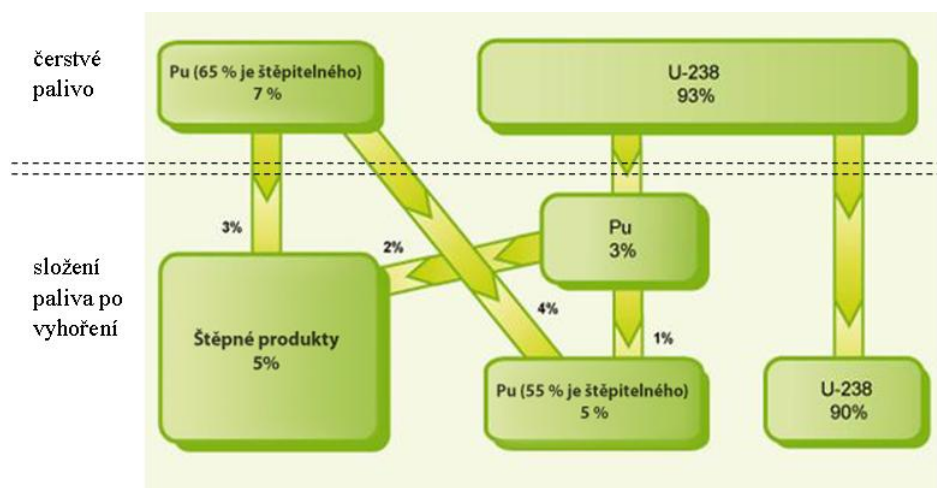
Obr. 2.1: Složení čerstvého a vyhořelého jaderného paliva.[8]

asi 10 reaktorů byla udělena licence. Toto palivo tvoří jen část vsázky, většinou jednu třetinu. Japonsko chce v budoucnu spustit reaktor pouze s MOX palivem, jedna se o reaktor v elektrárně Ohma s výkonem 1383 MW. Další vize použití jsou v reaktorech EPR a AP1000. Zde by vsázka tvořila polovinu aktivní zóny, s tím že by se nezměnil nijak charakteristiky reaktoru, s tím předpokladem že se přidají řídicí tyče.

Velkou výhodou je u tohoto typu paliva obohacení. Obohacení přírodního uranu se provádí pomocí centrifugy, což je velmi finančně náročné. Zde obohacení lze zvýšit přidáním izotopy plutonia. Pokud ceny uranu porostou, vyjde přepracování paliva a separace uranu z vyhořelého jaderného paliva levněji. Což v dnešní době hraje asi klíčovou roli. Jako další výhodu lze považovat snížení vysoce aktivního odpadu. Jedna kazeta s palivem MOX se dá vyrobit ze 7 kazet  $UO_2$ . Při výrobě jsou odpady zpracovány vitifikací. Poté ale kvantum vysoce aktivního odpadu klesne na 35 %. Tento odpad poté nelze nijak využít a je nutné ho dlouhodobě uložit.

Výroba MOX paliva spočívá v oddělení plutonia a 96 % uranu od zbytku vyhořelého jaderného paliva. Provádí se tak pomocí chemického procesu, tento proces je velmi složitý. Dalším krokem je oddělení plutonia a uranu. Oxid plutonia se následně smíchá z ochuzeným uranem. Tím dosáhneme směsi  $UO_2 + PuO_2$  nebo-li MOX. Adekvátními palivy jsou, pokud dosáhneme 7% obohacení plutonia. To odpovídá obohacení 4,5 %  $^{235}U$ . Na Obr.2.2 lze vidět složení MOX paliva před a po vyhoření. Při výrobě MOX se musí postupovat rychle, neboť izotop  $^{241}Pu$  má poločas rozpadu 14,35 let. Tento izotop plutonia se rozpadá beta rozpadem na  $^{241}Am$ , které je velmi silným alfa zářičem a tudíž by hrozilo nebezpečí pro pracovníky přepracovávacích závodů.





Obr. 2.2: Složení MOX paliva před a po vyhoření v jaderném reaktoru.[8]

Dnes jsou hlavními přepracovateli země jako Francie, Anglie a od roku 2015 by měl být spuštěn i závod v Japonském Rokkasho. V USA se je závod ve výstavbě. Roční produkce MOX paliva je asi 250 tun pro lehkovodní reaktory. Rusko má v plánu použití MOX paliva v rychlých reaktorech. Jeden takový reaktor už je ve výstavbě v Bělojarsku na Urale. Prognózy do budoucna jsou, že MOX palivo by mělo nahradit 5 % čerstvého jaderného paliva.

Myšlenka přepracovat již přepracované palivo se objevila relativně dávno. Její realizaci provedli právě ve Francii roku 1992 v závodě La Hague. Nyní se však počítá s uložením paliva a na výstavbu reaktorů čtvrté generace.

Kapitola 2.1 čerpala se zdrojů[8, 9].

## 2.2 Transmutace

Obecně lze říci, že transmutace je každá reakce, při které dojde ke změně složení jádra atomu. Takto nově vzniklé jádro se liší nejen počtem protonů, které definují prvek, ale také počtem neutronů. Neutrony mimo jiného také působí na stabilitu jádra. Přidání nebo odstranění neutronu z jádra může vést k dramatickým změnám v jádru.

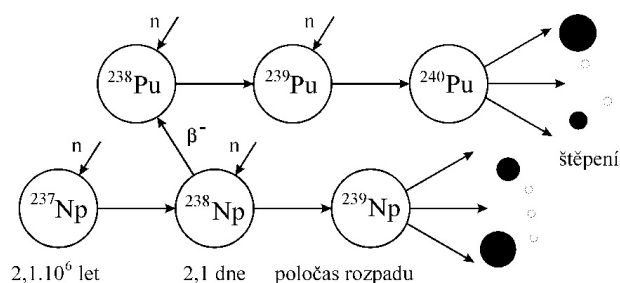
Transmutační reakce jsou běžné v přírodě. Výroba  $^{14}\text{C}$  a tritia může být způsobena v atmosféře vlivem kosmického záření, kde proběhne transmutační reakce.



V roce 1951 sir John D. Cockrofta a Ernst TS Walton získali Nobelovu cenu za objevení transmutace atomového jádra.

Jak již bylo zmíněno vyhořelé jaderné palivo obsahuje téměř celou periodickou tabulku prvků více v kapitole 3. Zajímavým prvkem je například  ${}^{237}\text{Np}$ , které se rozpadá alfa přeměnou s poločasem rozpadu  $2,1 \cdot 10^6$  let. Takový prvek je velmi aktivní po velmi dlouhou dobu. Vhodné je tedy tento izotop transmutovat buď na prvek s malým poločasem rozpadu. Příklad je uveden na obrázku Obr. 2.3.

Z teoretického hlediska proces transmutace není problémem a ani nijak nová pro-



Obr. 2.3: Schéma transmutace  ${}^{237}\text{Np}$ . [10]

blematika. Zde se jedná především o to, jak zajistit správné podmínky ozařování. Pokud tak provádíme, neutrony jde o zajištění dostatečně velkého neutronového toku se správným spektrem energií neutronů. Lehkovodní reaktory mají menší neutronové toky s nevhodným spektrem energií neutronů. Proto nejsou vhodné k transmutaci. Řešením mohou být reaktory s vyšším neutronovým tokem a jiným energetickým spektrem, jakou jsou rychlé a solné reaktory. Nebo lze tento tok se správným spektrem získat pomocí tříštivých reakcí. Tento způsob je možné realizovat přímo pro určité transmutační reakce materiálů, avšak za vysokou cenu. V současné době nejsou žádné průmyslové reaktory s transmutací prvků provozovány, s výjimkou MOX paliva. [11, 13, 12]

### 2.2.1 Důvody pro transmutaci

Izotopy plutonia a další minoritní aktinidy (společně je nazýváme transurany) jsou většinou prvky s dlouhým poločasem rozpadu, jedná se o mnoho tisíc let. Štěpné produkty mají většinou kratší poločas rozpadu. Okolo třiceti let a méně. Transmutace cíleně mění prvky s dlouhým poločasem rozpadu na prvky s krátkým poločasem

rozpadu nebo dokonce na stabilní prvky. U štěpných produktů se snižuje biologické nebezpečí těchto prvků. Je důležité si uvědomit, že nebezpečí představované různými izotopy je ovlivněno mnoha faktory včetně chemických a biologických vlastností prvku. Například cesium má relativně krátký poločas rozpadu zatímco stroncium a radium mají velmi dlouhé biologické poločasy rozpadu. Důsledkem toho  $^{90}\text{Sr}$  a radium mohou způsobit větší škody než  $^{137}\text{Cs}$ . [11, 14, 12]

Mnohé aktinidy jsou velmi radioaktivní, protože mají dlouhé biologické poločasy rozpadu a jsou zdrojem alfa záření. Záměrem transmutace je převést aktinidy do štěpných produktů. Štěpné produkty jsou sice zdroje velké aktivity, avšak jejich přirozená přeměna je dostatečně rychlá. Mezi štěpnými produkty jsou však izotopy, které se hromadí v těle, příkladem je  $^{137}\text{Cs}$ .

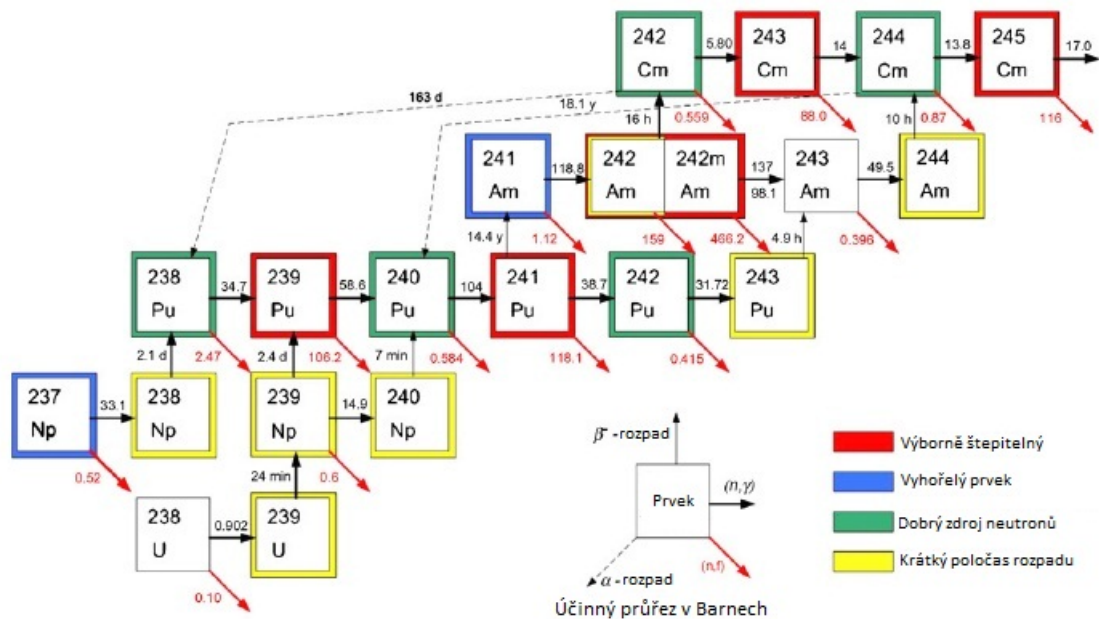
## 2.2.2 Transmutace v různých typech reaktoru

### Lehkvodní reaktor

Jedná se o nejčastější, dnes provozovaný, typ reaktoru. Zde se pokouší transmutovat minoritní aktinidy a vybrané štěpné produkty. Transmutace v běžném komerčním reaktoru není téměř možná. Neboť současná situace tomu nijak nenapomáhá. V České republice, a také v mnoha jiných zemích, každá změna v palivu představuje velkou regulaci reaktoru. Dále to musí být výhodné pro majitele elektrárny. V jiném případě lze těžko nařídit činnost tohoto typu. Nyní není žádný platný zákon, který by ukládal provozovateli jaderné elektrárny povinnost přispívat na výzkum transmutační technologie. Jako první krok k transmutaci může být bráno palivo MOX více o MOX je napsáno v kapitole 2.1. Bohužel palivo MOX neřeší otázku minoritních aktinidů. Celkové vyhoření všech minoritních aktinidů je možné pouze v rychlém reaktoru.

### Těžkovodní reaktor

Těžká voda má výbornou moderační schopnost v nízkých teplotách. Umožňuje využití přírodního uranu jako jaderného paliva. Nejznámějším reaktorem tohoto typu je kanadský reaktor CANDU. Jak moderátorem, tak chladičem je zde těžká voda. Oproti tomu energetický reaktor CANDU a velké množství výzkumných reaktorů s těžkou vodou se využívají jako silné zdroje tepelných neutronů. Těžká voda a transmutace jsou zmiňovány většinou v technologii ADS. Spalační reakcí jsou produkovány vysokoenergetické neutrony, tyto neutrony potřebují být moderovány na takovou hodnotu kdy má daný materiál největší účinný průřez pro štěpení neutronu.



Obr. 2.4: Transmutační schéma pro lehkodvodní reaktor vyhořelého jaderného paliva pro typické tepelné spektrum neutronů.[15]

Takže jsou často navrženy vrstvy těžké vody mezi spalačným terčíkem a transmutovaným materiálem.

Transmutace minoritních aktinidů byla teoreticky studována v různých variantách na papíře. Byly navrhovány různé směsi minoritních aktinidů z CANDU a LWR, thorium a uran s perspektivním vyhořením až 200 000 MWd/t. Pro všechny případy jsou vyžadovány významné změny CANDU reaktoru. Tyto hodnoty uvádí literatura [16].

Speciální palivové vsázky pro transmutaci byly většinou navrženy na výzkumné reaktory. Z ruské studie od pana Gerasimova[17] lze říci, že americium, curium a neptunium jsou uloženy v soustředěné kruhové trubici s 20% obohacením uranu. Vnější povrch trubice je chlazen těžkou vodou. V této koncepci transmutace každý kilogram z americia, curia a neptunia potřebuje další kilogram  $^{235}\text{U}$  je ale nutná těžká voda. Reaktor s výkonem 1000 MW může spotřebovat americium a curium z 8 kazet VVER-1000 nebo americium, curium a neptunium ze 4 kazet VVER-1000.

## **Plynem chlazený reaktor**

Moderní plynem chlazené reaktory jsou konstruovány pro vysoké teploty, výstupní chladicí kapaliny. Touto vysokou teplotou se docílí výrazného zvýšení účinnosti, což umožňuje efektivnější výrobu elektrické energie. To lze použitím plynného cyklu. Výroba vodíku a tepla může být taky použita v chemii. Transmutace je v tomto případě plánována cykly. Důvodem je že palivo je zapouzdřené v grafitové kouli, spolu s karbudy a nebo v kovových slitinách ze zirkonia. Taková to forma vyhořelého jaderného paliva se těžko zpracovává, proto se raději volí cesta hlubokého vyhoření paliva.

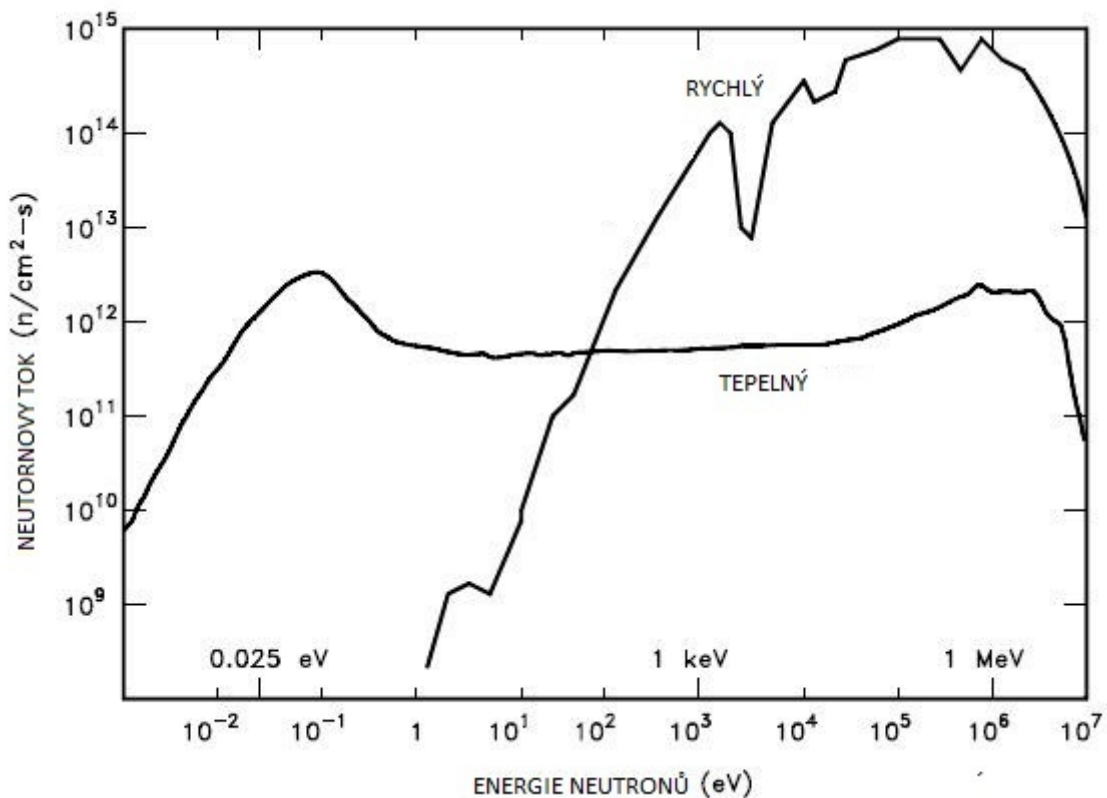
Plyn jako chladivo reaktoru je nejčastěji navrhován pro rychlý reaktor nebo podkritický ADS. Ten může efektivně chladit vnitřní část reaktoru, aniž by to nějak ovlivnilo moderaci neutronu nebo jejich absorpci.

## **Rychlý reaktor**

Rychlý reaktor má výborný potenciál pro transmutaci minoritních aktinidů a dlouhožijících štěpných produktů. První důvod je ten, že rychlé reaktory pracují s přibližně o jeden řád vyšším neutronovým tokem a je tedy možná transmutace prvku s malým účinným průřezem. Druhý důvod je tvrdé spektrum energie neutronů což může být vhodné k transmutaci různých izotopů. Toto neutronové spektrum rychlého reaktoru (lze vidět porovnání na Obr.2.5 má lepší účinný průřez pro štěpení, tedy s větší pravděpodobností proběhne štěpení než záchyt, což by vedlo ke vzniku dalších vyšších aktinidů. Třetím důvodem je větší přebytek neutronů na jedno štěpení ve spektru rychlého reaktoru než v tepelném spektru, i když jsou považovány za parazitní záchyt a únik.

## **Závěr pro transmutace v reaktorech**

Transmutaci jako takovou zatím v reaktorech neprovádíme, jsou to všechno jen studie na základe zjednodušených výpočetních modelů reaktoru. Proto by se s výsledky těchto studií mělo zacházet velmi opatrně, neboť nepatrná změna jakéhokoliv parametru reaktoru může rapidně změnit výsledky. Další problém je že každý autor takovéto studie interpretuje výsledky po svém a není zde zavedena konvence v jednotkách. Častým problémem jsou také nereálné předpoklady zpracování paliva. Například přepracování veškerého paliva v reaktoru. Důvodem toho je pak velká výnosnost transmutace. Nejvíce prací se věnuje transmutaci v rychlých reaktorech a ADS. Dnes to vypadá tak že cesta tímto směrem je správná. Transmutaci v lehkovodních reaktorech lze považovat za dobrý pokus o snížení plutonia a některých minoritních



Obr. 2.5: Srovnání neutronového toku v tepelném a rychlém reaktoru. [15]

aktinidu. Do budoucna to však stačit nebude. Proto největší oblast výzkumu v této oblasti směřuje k technologii ADS. Kapitola 2.2.2 čerpá se zdroje [15]

## 2.3 REPU

Pod tímto názvem se skrývá recyklovaný uran z vyhořelého jaderného paliva, jaderných zbraní a odpadů z obohacování uranu. Při přepracování je oddělena většina takového uranu.

Přepracovaný uran obsahuje umělé izotopy  $U^{232}$  a  $U^{236}$ , jež vyžaduje velkou opatrnost při jeho zpracování. Uran 232 (dohledat jaký je rozpad) rozpadem produkuje, čímž dává velké dávky ozáření. Uran 236 velmi dobře absorbuje neutrony, čímž způsobuje vyšší stupeň obohacené. Aktuální využití REPU je téměř nemožné, neboť je finančně třikrát náročnější než výroba paliva z přírodního uranu, navíc při výrobě musí být použito více přepracovávacích závodů, aby nedošlo ke kontaminaci linky.[18]

## 3 VLASTNOSTI POUŽITÉHO JADERNÉHO PALIVA

V dnešní době je nejvíce v jaderných elektrárnách používán mírně obohacený uran<sup>1</sup>. To vychází s požadavků pro mírové využití jaderné energie. Dnes je v provozu nejvíce lehkovodních tlakovodních reaktorů. Je jich asi 60 % z celkového počtu provozovaných reaktorů. V České republice je v provozu 9 reaktorů. Ale pouze 6 je pro energetické účely. Dále je jeden v Praze na ČVUT ke vzdělávacím a výzkumným účelům. Poté jsou dva výzkumné v ÚJV Řež. Energetické reaktory jsou rozděleny na dvě místa v České republice. Prvním místem je Jaderná elektrárna Dukovany. Jež leží 80 km JZ od Brna. Zde jsou umístěny 4 reaktory. Reaktory jsou lehkovodní ruského typu. Nesou označení VVER 440. Jejich výkon byl výrobcem stanoven na 440 MW elektrických. Zvyšováním výkonnosti se dnes všechny čtyři reaktory provozují na výkonu 500 MW, elektrických. Dalším místem, kde jsou umístěny dva energetické reaktory, je Jaderná elektrárna Temelín. Tato elektrárna leží asi 30 km severně od Českých Budějovic. Zde jsou opět lehkovodní reaktory ruského typu s označením VVER 1000. Jak název napovídá, jejich výkon je 1000 MW, elektrických. Výkon zatím zvyšován v této elektrárně nebyl, ale v budoucnosti se s tím počítá. Nyní je také v jednání tendr o dostavbu JET. Mají se dostavovat další dva bloky. Každá z elektráren vyrobí za rok 15 TWh.

### 3.1 Štěpení

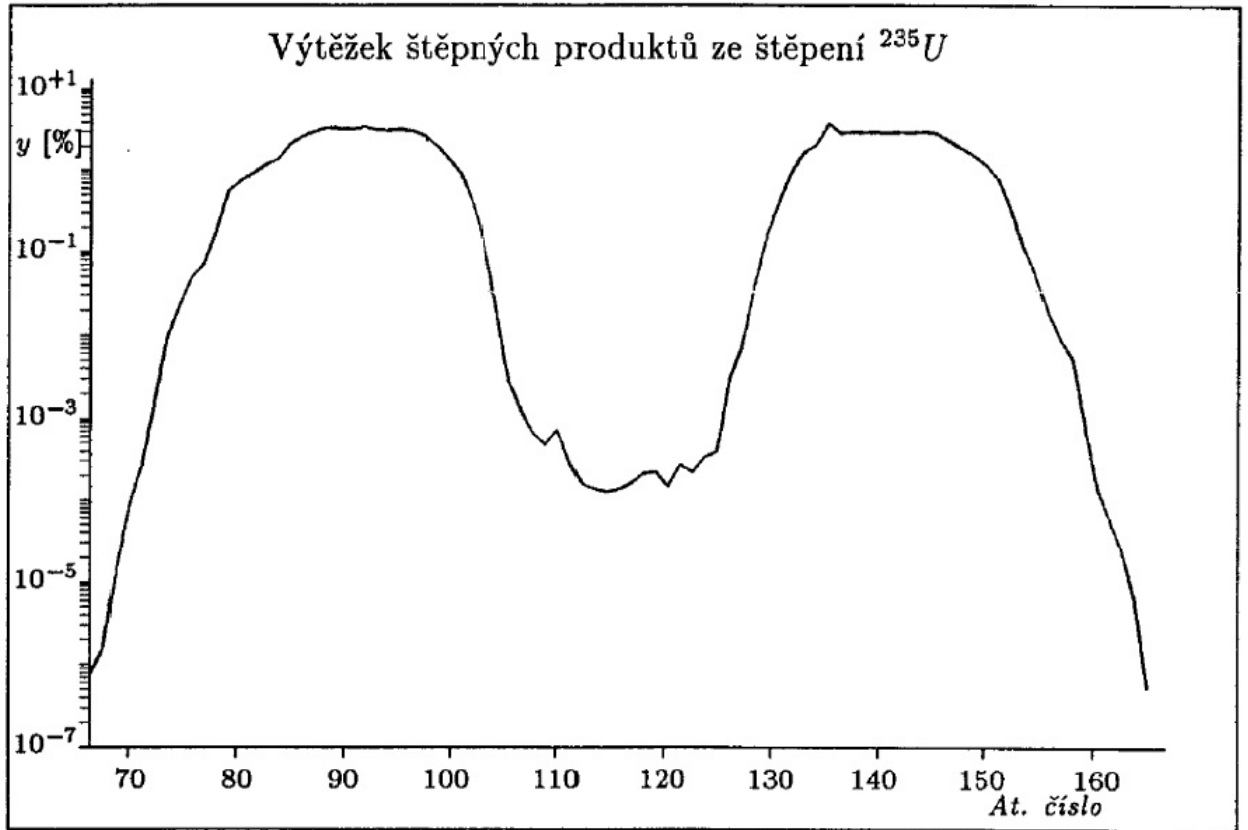
Štěpení nebo-li, štěpná reakce je přeměna jednoho atomového jádra na dvě jádra o menším nukleovém čísle než jádro původní. Po takovéto reakci jsou obvykle odštěpky radioaktivní a přeměňují se obvykle za současné emise beta, gama částic a antineutrína. Jádro se může štěpit na různé odštěpky. Tuto míru pravděpodobnosti udává Obr.3.1, nazývaný také jako tzv. "Velbloudí hrby".[19]

Štěpení se vyskytuje jen u jader těžkých. Pro jádra z nukleonovým číslem větším jak 230. Nejpravděpodobnějšími prvky, které vzniknou rozštěpením <sup>235</sup>U jsou <sup>95</sup>Sr a <sup>139</sup>Xe. Při štěpení dále vznikají nové neutrony. Průměrně dva až tři neutrony na jedno štěpení. Tento proces je zobrazen na Obr.3.2.[19]

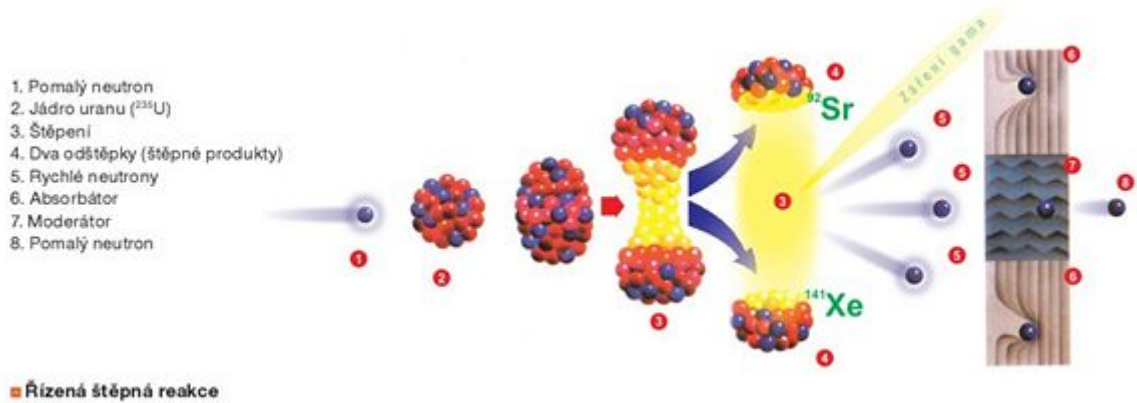
Při této štěpné reakci se uvolní energie asi 200 MeV<sup>2</sup>. Což je hlavním energetickým

---

<sup>1</sup>V přírodě se vyskytuje uran ve třech izotopech s procentuálním zastoupením. <sup>238</sup>U–99,28 %, <sup>235</sup>U–0,714 %, <sup>234</sup>U–0,006 %. Obohacením rozumíme zvyšováním procentuálního zastoupení <sup>235</sup>U  
<sup>2</sup>1 eV=1,602.10<sup>-19</sup> J



Obr. 3.1: Štěpný výtěžek  $^{235}\text{U}$ . [20]



Obr. 3.2: Proces štěpné reakce  $^{235}\text{U}$ . [21]

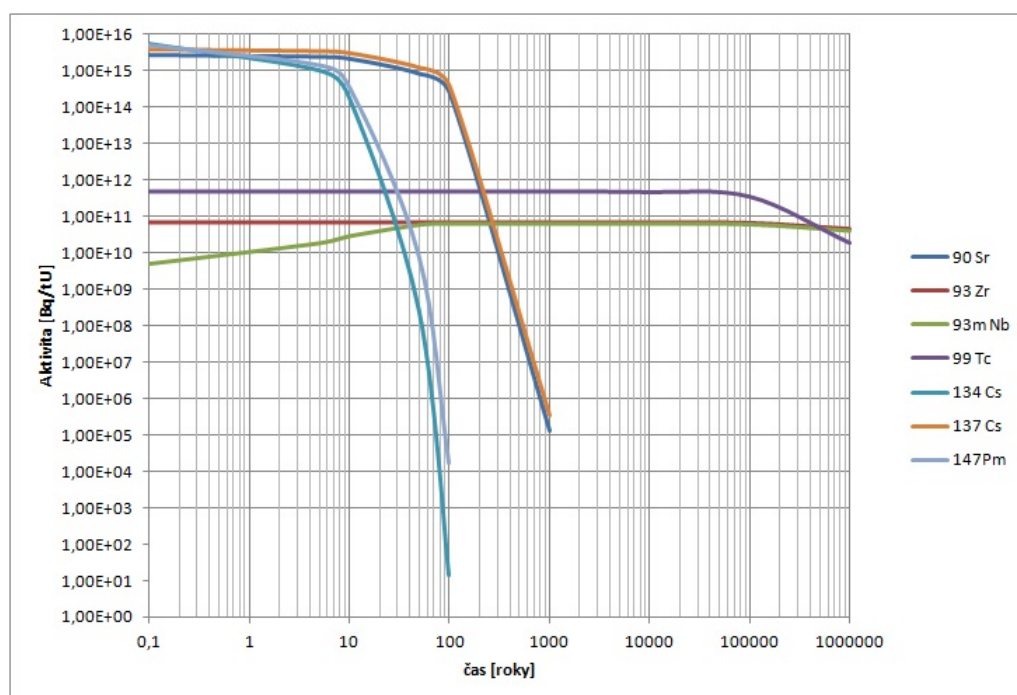
zdrojem v jaderném reaktoru. Prvky vzniklé při tomto procesu nazýváme štěpné produkty.



## 3.2 Štěpné produkty

Tato skupina tvoří z pohledu radioaktivity vyhořelého jaderného paliva největší radioaktivitu do několika století. Jelikož takto vzniklé produkty jsou téměř všechny nestabilní, jsou doprovázeny během svého radioaktivního rozpadu širokým spektrem emitujícího záření. Pro dlouhodobé uložení vyhořelého jaderného paliva má majoritní vliv radioaktivity gama záření a neutronová aktivita. V tabulce níže jsou vybrané štěpné produkty, které mají zásadní vliv na dlouhodobou aktivitu štěpných produktů.[22, 25]

Pro lepší znázornění aktivity štěpných produktů zobrazíme časovou závislost aktivity vybraných štěpných produktů na Obr.3.3 . Jelikož zobrazení všech prvku z Tab.3.1 by bylo nepřehledné, budou zde uvedeny jen prvky s dlouhým poločasem rozpadu.[22, 25]



Obr. 3.3: Aktivita štěpných produktů v časové závislosti. Pro jaderný reaktor VVER-440 při vyhořívání 33000Mwd/tU

Prvek	Doba po vyzvednutí z reaktoru [let]								
	0	5	10	50	10 <sup>2</sup>	10 <sup>3</sup>	10 <sup>4</sup>	10 <sup>5</sup>	10 <sup>6</sup>
<sup>90</sup> Sr	2,8194 10 <sup>15</sup>	2,5049 10 <sup>15</sup>	2,2237 10 <sup>15</sup>	8,584 10 <sup>14</sup>	2,6085 10 <sup>14</sup>	1,2987 10 <sup>15</sup>	-	-	-
<sup>90</sup> Y	2,9526 10 <sup>15</sup>	2,5049 10 <sup>15</sup>	2,2237 10 <sup>15</sup>	8,584 10 <sup>14</sup>	2,6085 10 <sup>14</sup>	1,2987 10 <sup>15</sup>	-	-	-
<sup>93</sup> Zr	6,8746 10 <sup>10</sup>	6,8783 10 <sup>10</sup>	6,8783 10 <sup>10</sup>	6,8783 10 <sup>10</sup>	6,8783 10 <sup>10</sup>	6,8746 10 <sup>10</sup>	6,8487 10 <sup>10</sup>	6,5749 10 <sup>10</sup>	4,3734 10 <sup>10</sup>
<sup>93m</sup> Nb	4,847 10 <sup>9</sup>	1,8463 10 <sup>10</sup>	2,9008 10 <sup>10</sup>	6,0606 10 <sup>10</sup>	6,4972 10 <sup>10</sup>	6,4972 10 <sup>10</sup>	6,5046 10 <sup>10</sup>	6,2456 10 <sup>10</sup>	4,1551 10 <sup>10</sup>
<sup>99</sup> Tc	4,884 10 <sup>11</sup>	4,921 10 <sup>11</sup>	4,921 10 <sup>11</sup>	4,921 10 <sup>11</sup>	4,921 10 <sup>11</sup>	4,921 10 <sup>11</sup>	4,773 10 <sup>11</sup>	3,5635 10 <sup>11</sup>	1,9018 10 <sup>11</sup>
<sup>106</sup> Ru	1,8093 10 <sup>16</sup>	5,809 10 <sup>14</sup>	1,8648 10 <sup>13</sup>	2,1275 10 <sup>1</sup>	-	-	-	-	-
<sup>106</sup> Rh	2,0202 10 <sup>16</sup>	5,809 10 <sup>14</sup>	1,8648 10 <sup>13</sup>	2,1275 10 <sup>1</sup>	-	-	-	-	-
<sup>134</sup> Cs	5,55 10 <sup>15</sup>	21,0323 10 <sup>15</sup>	1,9203 10 <sup>14</sup>	2,775 10 <sup>8</sup>	1,3912 10 <sup>1</sup>	-	-	-	-
<sup>137</sup> Cs	3,848 10 <sup>15</sup>	3,4225 10 <sup>15</sup>	3,0488 10 <sup>15</sup>	1,2099 10 <sup>15</sup>	3,811 10 <sup>14</sup>	3,5483 10 <sup>5</sup>	-	-	-
<sup>137m</sup> Ba	3,6408 10 <sup>15</sup>	3,2375 10 <sup>15</sup>	2,886 10 <sup>15</sup>	1,1433 10 <sup>15</sup>	3,6038 10 <sup>14</sup>	3,3559 10 <sup>5</sup>	-	-	-
<sup>144</sup> Ce	4,255 10 <sup>16</sup>	4,958 10 <sup>14</sup>	5,772 10 <sup>12</sup>	1,9425 10 <sup>-3</sup>	-	-	-	-	-
<sup>144</sup> Pr	4,292 10 <sup>16</sup>	4,958 10 <sup>14</sup>	5,772 10 <sup>12</sup>	1,9425 10 <sup>-3</sup>	-	-	-	-	-
<sup>147</sup> Pm	4,884 10 <sup>15</sup>	1,3764 10 <sup>15</sup>	3,674 10 <sup>14</sup>	8,325 10 <sup>9</sup>	1,7279 10 <sup>4</sup>	-	-	-	-

Tab. 3.1: Aktivita jednotlivých vybraných štěpných produktů ve vyhořelém jaderném palivu z jaderného reaktoru VVER-440 při vyhoření 33000 MWd/tU[25]

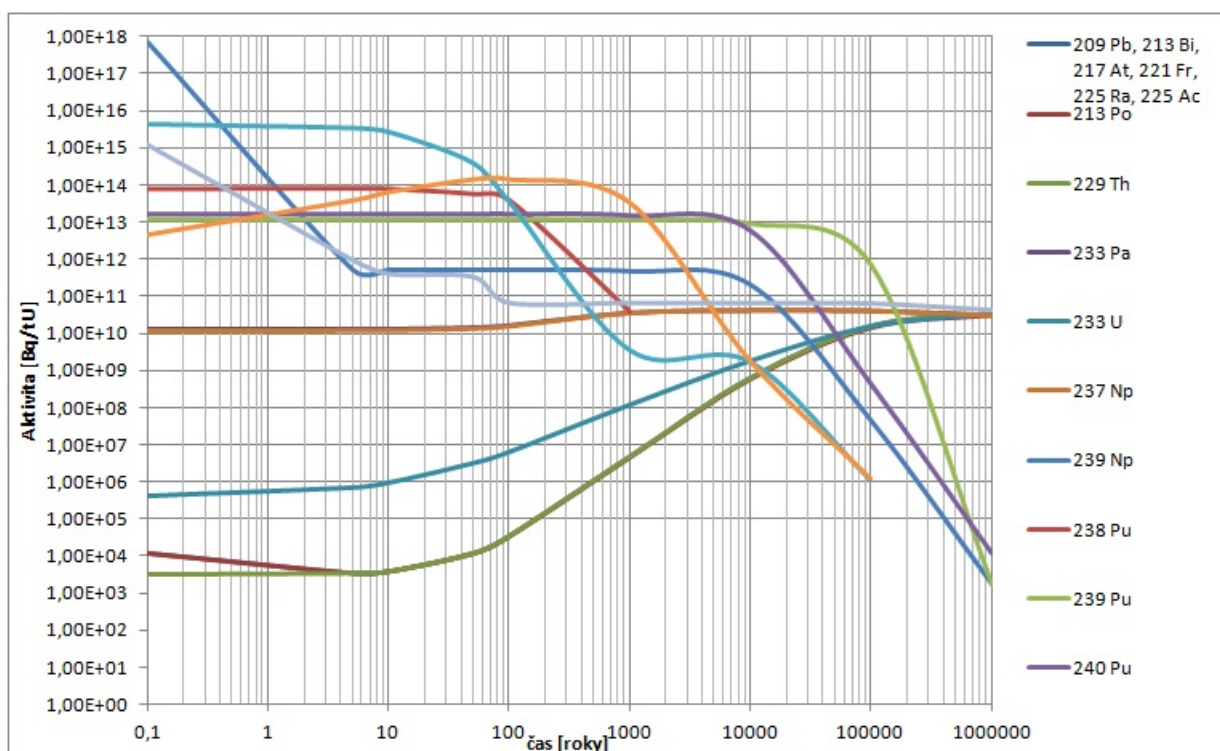
### 3.3 Radiační záchyt neutronu

Jde o proces, při němž se volný neutron srazí s jádrem daného prvku. Jelikož neutron nenese žádný elektrický náboj, snadněji pronikne do jádra prvku. Tím se zvýší nukleonové číslo. Jelikož prvek se dostává do excitovaného stavu, vyzáří gama paprsky, čímž proběhne jeho deexcitace. Takto vzniklé jádro s jedním neutronem navíc bývá

často nestabilní a minus beta rozpadem se mění na prvek s o jedno vyšším protonovým číslem. Tímto procesem vznikají další radioaktivní prvky ve vyhořelém jaderném palivu. Ty můžeme rozdělit na aktinidy a jejich dceřiné produkty, aktivační produkty.[19]

### 3.4 Aktinidy a jejich dceřiné produkty

Tato část radioaktivních prvků je ve vyhořelém jaderném palivu zastoupena ve velkém množství. Jak již bylo popsáno výše, jejich vznik je zapříčiněn radiačním záchytom na prvcích s vysokým nukleonovým číslem. A také radioaktivním rozpadem. Aktivita aktinidu a dceřiných produktů má velký význam v celkové aktivitě vyhořelého jaderného paliva. V Tab.3.2 jsou vybrané aktinidy a dceřiné produkty.[22, 25]



Obr. 3.4: Aktivita vybraných aktinidů v časové závislosti. Pro jaderný reaktor VVER-440 při vyhořívání 33000MWd/tU[22]

V této skupině největší roli, jako zdroj aktivity, hrají prvky  $^{239}\text{U}$  a  $^{239}\text{Np}$ . Jelikož jejich aktivita klesá, tak pro  $^{239}\text{U}$  je aktivita po pěti letech téměř nulová. Poté přebírá maximální aktivitu  $^{241}\text{Pu}$ . Poté po sto letech od vyvezení paliva z reaktoru je nejvýznamnější prvek  $^{241}\text{Am}$ . Po desetitisíci letech  $^{239}\text{Pu}$  a  $^{240}\text{Pu}$ . Milion let od vyvezení paliva se velmi projeví  $^{242}\text{Cm}$ . Jak je vidět z Obr.3.4, v průběhu času roste aktivita izotopů které na začátku měli jen minimální podíl na aktivitě, jde zejména o prvky  $^{209}\text{Pb}$ ,  $^{213}\text{Po}$ ,  $^{217}\text{At}$ ,  $^{221}\text{Fr}$ ,  $^{225}\text{Ac}$ ,  $^{225}\text{Ra}$ ,  $^{229}\text{Th}$ ,  $^{233}\text{U}$ . [22, 25]

Prvek	Doba po vyzvednutí z reaktoru [let]								
	0	5	10	50	10 <sup>2</sup>	10 <sup>3</sup>	10 <sup>4</sup>	10 <sup>5</sup>	10 <sup>6</sup>
-	0	5	10	50	10 <sup>2</sup>	10 <sup>3</sup>	10 <sup>4</sup>	10 <sup>5</sup>	10 <sup>6</sup>
<sup>209</sup> Pb	1,18 10 <sup>4</sup>	3,46 10 <sup>3</sup>	3,85 10 <sup>3</sup>	1,18 10 <sup>4</sup>	3,48 10 <sup>4</sup>	4,74 10 <sup>6</sup>	6,22 10 <sup>8</sup>	1,52 10 <sup>10</sup>	3,35 10 <sup>10</sup>
<sup>213</sup> Bi	1,18 10 <sup>4</sup>	3,46 10 <sup>3</sup>	3,85 10 <sup>3</sup>	1,18 10 <sup>4</sup>	3,48 10 <sup>4</sup>	4,74 10 <sup>6</sup>	6,22 10 <sup>8</sup>	1,52 10 <sup>10</sup>	3,35 10 <sup>10</sup>
<sup>213</sup> Po	1,16 10 <sup>4</sup>	3,38 10 <sup>3</sup>	3,77 10 <sup>3</sup>	1,15 10 <sup>4</sup>	3,40 10 <sup>4</sup>	4,66 10 <sup>6</sup>	6,11 10 <sup>8</sup>	1,49 10 <sup>10</sup>	3,28 10 <sup>10</sup>
<sup>217</sup> At	1,18 10 <sup>4</sup>	3,46 10 <sup>3</sup>	3,85 10 <sup>3</sup>	1,18 10 <sup>4</sup>	3,48 10 <sup>4</sup>	4,74 10 <sup>6</sup>	6,22 10 <sup>8</sup>	1,52 10 <sup>10</sup>	3,35 10 <sup>10</sup>
<sup>221</sup> Fr	1,18 10 <sup>4</sup>	3,46 10 <sup>3</sup>	3,85 10 <sup>3</sup>	1,18 10 <sup>4</sup>	3,48 10 <sup>4</sup>	4,74 10 <sup>6</sup>	6,22 10 <sup>8</sup>	1,52 10 <sup>10</sup>	3,35 10 <sup>10</sup>
<sup>225</sup> Ra	1,18 10 <sup>4</sup>	3,46 10 <sup>3</sup>	3,85 10 <sup>3</sup>	1,18 10 <sup>4</sup>	3,48 10 <sup>4</sup>	4,74 10 <sup>6</sup>	6,22 10 <sup>8</sup>	1,52 10 <sup>10</sup>	3,35 10 <sup>10</sup>
<sup>225</sup> Ac	1,18 10 <sup>4</sup>	3,46 10 <sup>3</sup>	3,85 10 <sup>3</sup>	1,18 10 <sup>4</sup>	3,48 10 <sup>4</sup>	4,74 10 <sup>6</sup>	6,22 10 <sup>8</sup>	1,52 10 <sup>10</sup>	3,35 10 <sup>10</sup>
<sup>229</sup> Th	3,18 10 <sup>3</sup>	3,46 10 <sup>3</sup>	3,85 10 <sup>3</sup>	1,18 10 <sup>4</sup>	3,48 10 <sup>4</sup>	4,74 10 <sup>6</sup>	6,22 10 <sup>8</sup>	1,52 10 <sup>10</sup>	3,35 10 <sup>10</sup>
<sup>233</sup> Pa	1,25 10 <sup>10</sup>	1,24 10 <sup>10</sup>	1,25 10 <sup>10</sup>	1,39 10 <sup>10</sup>	1,62 10 <sup>10</sup>	3,71 10 <sup>10</sup>	4,35 10 <sup>10</sup>	4,23 10 <sup>10</sup>	3,16 10 <sup>10</sup>
<sup>233</sup> U	4,33 10 <sup>5</sup>	7,29 10 <sup>5</sup>	9,84 10 <sup>5</sup>	3,29 10 <sup>6</sup>	6,59 10 <sup>6</sup>	1,21 10 <sup>8</sup>	1,80 10 <sup>9</sup>	1,52 10 <sup>10</sup>	3,16 10 <sup>10</sup>
<sup>237</sup> Np	1,21 10 <sup>10</sup>	1,24 10 <sup>10</sup>	1,25 10 <sup>10</sup>	1,39 10 <sup>10</sup>	1,62 10 <sup>10</sup>	3,71 10 <sup>10</sup>	4,35 10 <sup>10</sup>	4,23 10 <sup>10</sup>	3,16 10 <sup>10</sup>
<sup>239</sup> Np	7,14 10 <sup>17</sup>	5,29 10 <sup>11</sup>	5,29 10 <sup>11</sup>	5,25 10 <sup>11</sup>	5,22 10 <sup>11</sup>	4,81 10 <sup>11</sup>	2,06 10 <sup>11</sup>	4,40 10 <sup>7</sup>	1,76 10 <sup>3</sup>
<sup>238</sup> Pu	8,07 10 <sup>13</sup>	8,44 10 <sup>13</sup>	8,14 10 <sup>13</sup>	5,92 10 <sup>13</sup>	4,00 10 <sup>13</sup>	3,71 10 <sup>10</sup>	1,55 10 <sup>-8</sup>	-	-
<sup>239</sup> Pu	1,17 10 <sup>13</sup>	1,18 10 <sup>13</sup>	1,18 10 <sup>13</sup>	1,18 10 <sup>13</sup>	1,18 10 <sup>13</sup>	1,15 10 <sup>13</sup>	8,95 10 <sup>12</sup>	6,77 10 <sup>11</sup>	1,76 10 <sup>3</sup>
<sup>240</sup> Pu	1,67 10 <sup>13</sup>	1,67 10 <sup>13</sup>	1,67 10 <sup>13</sup>	1,68 10 <sup>13</sup>	1,67 10 <sup>13</sup>	1,52 10 <sup>13</sup>	5,85 10 <sup>12</sup>	4,18 10 <sup>8</sup>	1,17 10 <sup>4</sup>
<sup>241</sup> Pu	4,51 10 <sup>15</sup>	3,54 10 <sup>15</sup>	2,79 10 <sup>15</sup>	4,07 10 <sup>14</sup>	3,66 10 <sup>13</sup>	3,64 10 <sup>9</sup>	1,75 10 <sup>9</sup>	1,14 10 <sup>6</sup>	-

Tab. 3.2: Aktivita vybraných aktinidů a dceřiných produktů ve vyhořelém jaderném palivu z jaderného reaktoru VVER-440 při vyhoření 33000 MWd/tU[25]

### 3.5 Aktivační produkty

Jde o aktivitu konstrukčních materiálů. Tato aktivita, vzhledem k celkové aktivitě vyhořelého jaderného paliva, je velmi malá. Při procesu vyhořívání paliva však zde vznikají některé izotopy, které mají velmi dlouhý poločas rozpadu. Pokud budeme uvažovat aktivitu paliva v horizontu většího časového období (1000 let), musíme aktivitu konstrukčních materiálů brát v potaz.[22, 25]

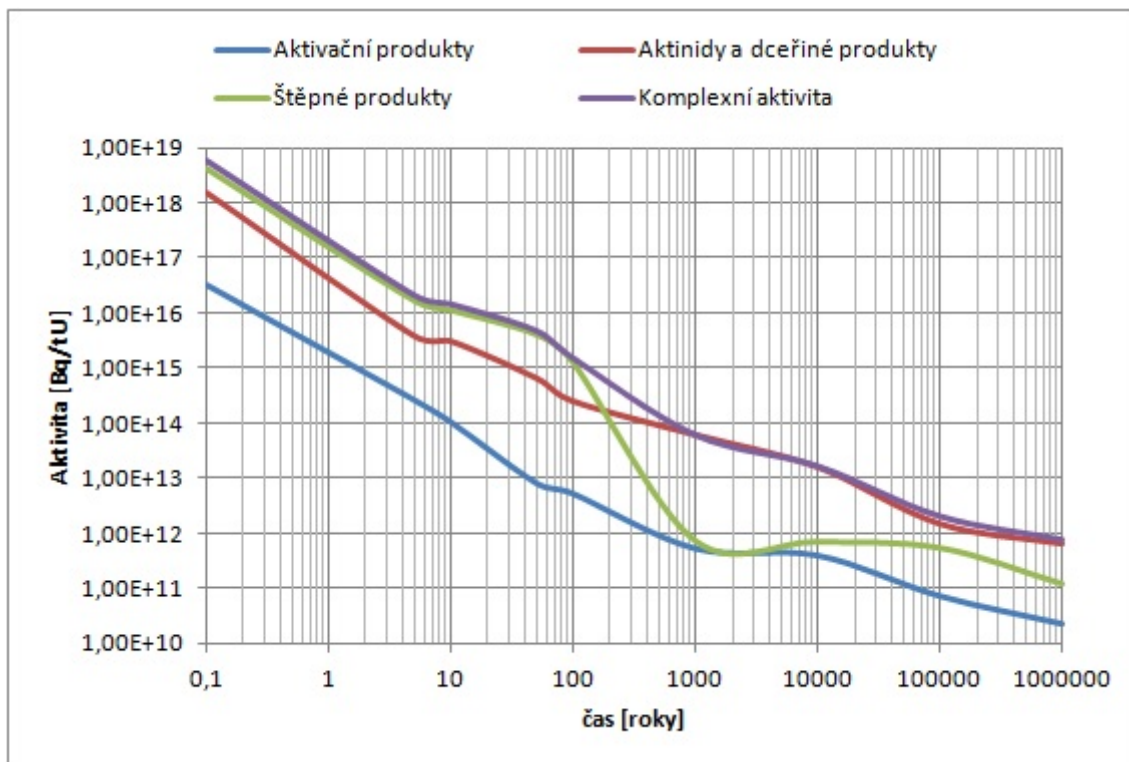
### 3.6 Komplexní aktivita vyhořelého jaderného paliva

Po vyvezení paliva z reaktoru má palivo velkou aktivitu a tedy ještě velký tepelný výkon. Proto musí být palivo také dochlazováno v bazénu vedle reaktoru po dobu přibližně pěti let. Následovně je přemístěno do meziskladu, kde je předpokládaná doba uložení 50 let před uložením do hlubinného úložiště. Komplexní aktivita je složena z aktivit jednotlivých prvků. Níže je tabulka s jednotlivými skupinami a poté celková aktivita vyhořelého jaderného paliva.[22, 25]

Prvek	Doba po vyzvednutí z reaktoru [let]								
	0	5	10	50	10 <sup>2</sup>	10 <sup>3</sup>	10 <sup>4</sup>	10 <sup>5</sup>	10 <sup>6</sup>
-									
AP	3,12 10 <sup>16</sup>	2,56 10 <sup>14</sup>	1,02 10 <sup>14</sup>	7,96 10 <sup>12</sup>	5,11 10 <sup>12</sup>	5,18 10 <sup>11</sup>	3,89 10 <sup>11</sup>	7,16 10 <sup>10</sup>	2,23 10 <sup>10</sup>
AKT	1,50 10 <sup>18</sup>	3,74 10 <sup>15</sup>	3,00 10 <sup>15</sup>	6,40 10 <sup>14</sup>	2,43 10 <sup>14</sup>	5,99 10 <sup>13</sup>	1,55 10 <sup>13</sup>	1,45 10 <sup>12</sup>	6,29 10 <sup>11</sup>
ŠP	4,29 10 <sup>18</sup>	1,70 10 <sup>16</sup>	1,14 10 <sup>16</sup>	4,11 10 <sup>15</sup>	1,27 10 <sup>15</sup>	7,22 10 <sup>11</sup>	6,96 10 <sup>11</sup>	5,37 10 <sup>11</sup>	1,19 10 <sup>11</sup>
Komp. A	5,82 10 <sup>18</sup>	2,10 10 <sup>16</sup>	1,45 10 <sup>16</sup>	4,76 10 <sup>15</sup>	1,52 10 <sup>15</sup>	6,12 10 <sup>13</sup>	1,66 10 <sup>13</sup>	2,05 10 <sup>12</sup>	7,71 10 <sup>11</sup>

Tab. 3.3: Aktivita jednotlivých vybraných štěpných produktů ve vyhořelém jaderném palivu z jaderného reaktoru VVER-440 při vyhoření 33000 MWd/tU[25]

Z Obr.3.5 je vidět jednotlivé skupiny a celkovou aktivitu. Aktivita prvních sto let je nejvíce tvořena aktivitou štěpných produktů. Do tisíce let tuto aktivitu zastupují jak štěpné produkty, tak aktinidy a jejich dceřiné produkty. Od tisíce let se projeví jako majoritní aktivita aktinidu a jejich dceřiných produktů. Dále je vidět, že aktivita štěpných produktů od tisíce let téměř stagnuje a její pokles se projeví téměř až po desetitisíci letech od vytažení z reaktoru. Aktivita konstrukčních materiálů je zde



Obr. 3.5: Komplexní aktivita v časové závislosti. Pro jaderný reaktor VVER-440 při vyhořívání 33000MWd/tU

nejmenší po celou dobu, ale jak můžeme na grafu vidět, zanedbatelná není a počítat s ní musíme.

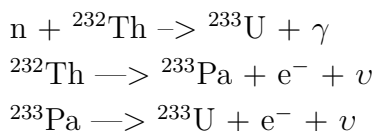
## 4 MOŽNOSTI ZPRACOVÁNÍ POUŽITÉHO JADERNÉHO PALIVA

### 4.1 ADTT – Urychlovačem řízené transmutační technologie

Pod tímto názvem se dnes skrývá skupina čtyř programů, tento název je dnes označován zkratkou ADTT (Acceleration Driven transmutaon Technologies):

- Urychlovačem řízená transmutace odpadů (ATW – Accelerator Transmutation of Waste) Si klade za cíl zkrátit dobu, po kterou je nutné vyhořelé jaderné palivo uložit. Hovoří se o zkrácení doby na pouhých 30 až 50 let uložení takto upraveného vyhořelého jaderného paliva. Tímto směrem dnes zkoumají zejména v Los Amos. Uvažuje se zde použití lineárního urychlovače s proudem až 250 mA s energií 1,6 GeV.

- Urychlovačem řízená produkce energie (ADEP–Accelerator Driven Energy Production nebo projekt v CERNu s názvem Enegy Amplifer) Jak už název napovídá, jedná se o získání energie. Do budoucna je velmi atraktivní, neboť tato technologie je založena na štěpení  $^{233}\text{U}$ . Zisk tohoto izotopu uranu by byl z thoria následujícím procesem



Jedná se tedy o neutronový záchyt na jádře  $\text{Th}^{232}$  s dvěma beta rozpady. Tento zisk paliva se uvažuje z důvodu velkého výskytu thoria v zemské kůře, odhadované množství je  $3,7 \cdot 10^{12}$  kg. Což je asi třikrát větší množství než uranu. Projekt s touto technologií je zkoumán v CERNu.

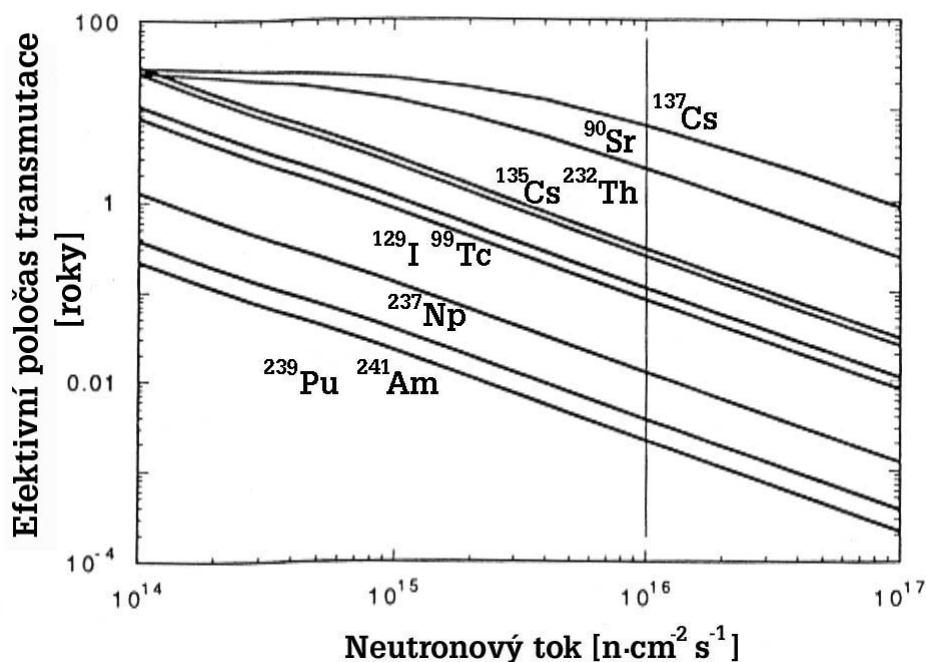
- Urychlovačem řízená přeměna plutonia (ABC–Accelerator Based Cnversion) si klade za cíl bezpečně využít a zneškodnit zásoby  $^{239}\text{Pu}$  z vyřazených jaderných zbraní.
- Urychlovačem řízená produkce tritia (APT – Accelerator Production of Tritium) se dá získat vhodnou reakcí ( $n, ^3\text{H}$ ) díky silným neutronovým polím.[12]

#### 4.1.1 Princip ADTT

Myšlenka transmutovat vyhořelé jaderné palivo dle ADTT se objevila již v padesátých letech minulého století. Bohužel v té době nebyla dostatečná technologie urychlovačů, jež znemožnila výzkum a rozvoj této oblasti. Až s pokročilejší technologií urychlovačů se postupně začíná realizovat tato myšlenka.



Jak bylo již zmíněno, neutron nenesे žádný náboj a tudíž je nejvhodnějším kandidátem k transmutaci. Nevýhodou je vyprodukovat neutron o přesně stanovené energii, vytvořit neutronový svazek apod. Jediným zdrojem neutronů může být další jaderná reakce. V klasických reaktorech je dosahováno neutronových toků řádu  $10^{14}$  n.cm<sup>-2</sup>.s<sup>-1</sup>, pro dosažení transmutace aktinidů je zapotřebí toko v řádu  $10^{14}$  n.cm<sup>-2</sup>.s<sup>-1</sup>. Závislost efektivity transmutace lze vidět na obrázku níže.



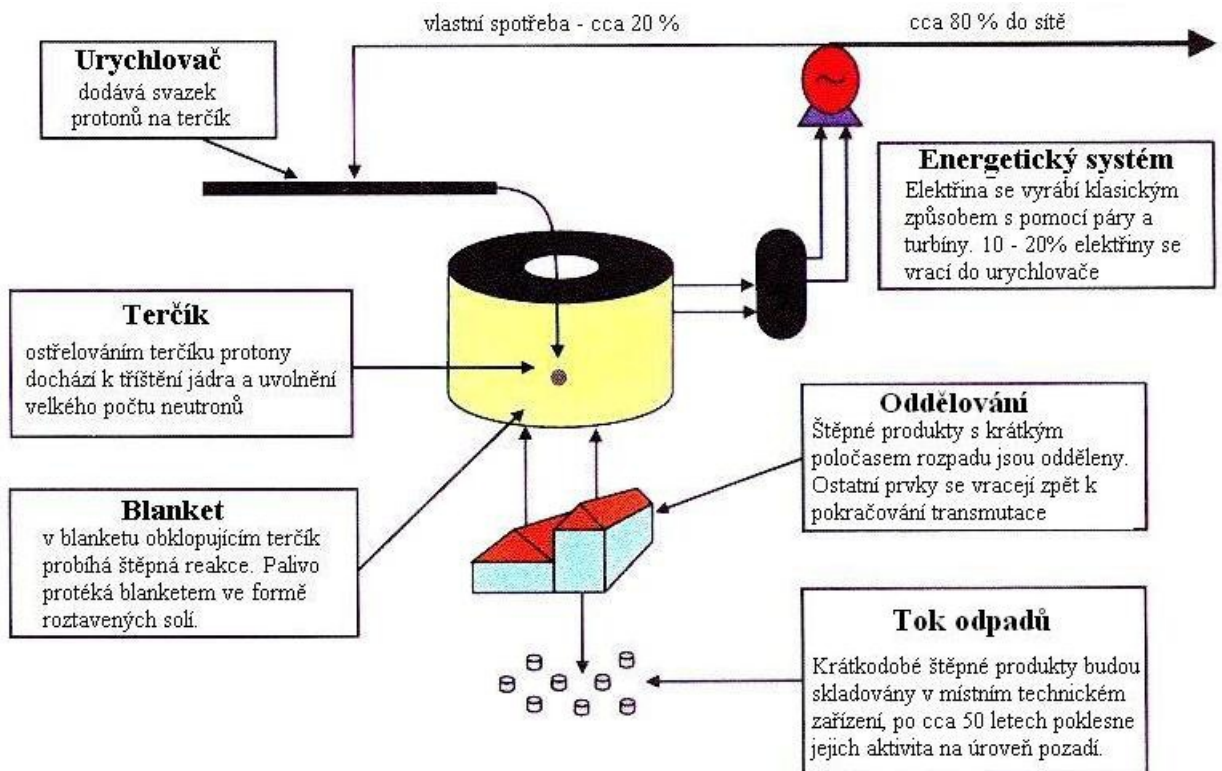
Obr. 4.1: Efektivní poločas transmutace v závislosti na velikosti neutronového toku.[13]

Získání tak velkého neutronového toku může být dosaženo pomocí výkonového urychlovače. Urychlovač ozáří svazkem protonů tlustý terč z vhodného materiálu, kde interakcí protonu, pomocí tříštivých reakcí se vyprodukuje velké množství částic a jaderných fragmentů. Vzniklé částice jsou tvořeny velkou měrou z neutronů. Neutrony snadno procházejí terčem oproti ostatním generujícím se částicím. Takto vytvořené neutronové pole kolem terče je závislé na mnoha faktorech. Především to jsou energie primárních protonů a materiál terče. Vhodným materiálem pro terč jsou prvky z dolní části periodické tabulky. Nejvhodnějšími jsou například W, Pb, Bi, U, Ta. Samotný tvar terče může ovlivnit velikost a rozložení neutronového pole takto vytvořeného kolem terče. Pro představu je terč tvaru válce o poloměru 5 cm a výškou 50 cm. Samotný materiál k transmutaci je pak umístěn do okolí terče.[11, 12, 13, 14]

## 4.1.2 Provedení ADTT

Urychlovač vyprodukuje svazek protonů o energii přibližně 1GeV/proton. Tento svazek protonu dopadá na spalační terč<sup>1</sup> kde dochází k tříštivým reakcím. Tento terč obepíná blanket, který obsahuje materiály k transmutaci. Uvažuje se, že v blanketu by také docházelo k štěpení uranu 233, vyprodukovaného také v blanketu z thoria 232 viz výše. Blanket nemusí sloužit jen pro transmutaci, ale lze ho také využít k dalším reakcím. Proto se předpokládá složení ze tří částí.[11, 12, 13, 14]

- Vnitřní část – Obsahuje moderátor, většinou těžkou vodu. V moderátoru mohou být rozpuštěny izotopy k transmutaci kde je potřeba vyšší energie neutronů.
- Střední část – tvořen z roztavených solí které obsahují prvky k transmutaci a také uran 233. Roztavené soli zde slouží jako chladivo, které by odváděly vyprodukované teplo. Hovoříme zde o teplotách okolo 700 °C, jež zvyšuje účinnost cyklu.
- Vnější část – Obsahuje těžkou vodu, jako vhodný materiál v kterém je rozpuštěno thorium 232. Zde také dochází k přeměně thoria na uran 233.



Obr. 4.2: Schéma technologie ADTT.[12]

<sup>1</sup>Název spalační je proto že dopadem neutronu v něm probíhají spalační reakce jež produkují také neutrony.

## 4.2 Reaktory IV. generace

Postupným vývojem samozřejmě jdou také jaderné reaktory, proto je dělíme do několika generací. Za první generaci jsou považovány jednotlivé prototypy reaktorů, které byly použity, k výzkumu získání jaderné energie. Druhou generací jsou označovány reaktory, jež byly už vystavěny ke komerčním účelům. Jejich koncepce vycházela z koncepce první generace. Většina komerčních reaktorů dnes pracujících je druhá generace. Za třetí generaci můžeme považovat reaktory s lepšími bezpečnostními prvky. K rozvinutí bezpečnosti došlo zejména v pasivních bezpečnostních prvcích. Došlo také k lepšímu využití paliva a k prodloužení výměny jednotlivých palivových článků. Také se posunula životnost elektrárny, která by měla činit až 60 let. Další generací je tzv. generace III+. Jde o vylepšení prvků pasivní bezpečnosti tak, že v případě nestandardní situace je reaktor sám uveden do bezpečného stavu bez jakékoliv pomoci aktivních ochranných prvků reaktoru. A nakonec reaktory IV generace. Tyto reaktory jsou zatím ve fázi výzkumu. Snahou je aby v třicátých letech tohoto století byly spouštěny první reaktory této generace.

Jsou zde kladeny velké požadavky. Reaktory této generace by měly prodělat velkou změnu. Jedná se o rychlé reaktory které sice již dřív zkoumány byli ale bohužel se v jisté fázi vývoje cesta tímto směrem zavrhlá, dnes je znova obnovena a přistupuje se k ní téměř jako k revoluci. Neboť tyto reaktory by měly využít celkového potenciálu jaderného paliva, jedná se zejména o uran 238 a případně thorium 232. Měly by umožnit štěpení všech vznikajících transuranů a tím i zmenšení aktivity, objemu a nebezpečnosti jaderných odpadů.

Rok 2000 dal vznik Mezinárodního fóra pro generaci IV. V této organizaci jsou zastoupeny vlády států, jež mají plně rozvinutou jadernou energetiku a také do budoucna mají v plánu ji efektivně využívat. Formální vznik této organizace byl však až roku 2001 a členy jež se zasloužili o založení jsou Argentina, Brazílie, Kanada, Spojené státy, Japonsko, Švýcarsko, Velká Británie a také celá Evropská unie. V roce 2006 se přidali také Rusko a Čína. Indie, jež se v posledních letech snaží velmi rozvíjet jadernou energetiku, má svůj vlastní výzkum reaktorů IV generace. Je zaměřena zejména na využití thoria 232, kterého je mnohem více než uranu a Indie vlastní obrovské zásoby. Vznik této mezinárodní spolupráce jistě přispěje k rychlému a efektivnějšímu vývoji reaktorů IV generace.

Ekonomie a finanční stránka jsou asi dnes nejdůležitějšími parametry ovlivňující vše. Proto také palivo jaderných elektráren je dnes jen velmi málo přepracováno a dělají to jen některé země jak bylo popsáno výše. Z hlediska ceny je dnes vý-

hodnější koupit palivo čerstvě než jej přepracovat. Proto se také výzkum recyklace jaderného vyhořelého paliva nerozvíjí do také míry, jak by měl. Rozvoj tímto směrem závisí na dvou faktorech. Prvním je postupné vyčerpání a hůře získatelné horniny uranu. Tím poroste jeho cena. Postupným vývojem recyklace se bude cena recyklovaného paliva stále více a více vyplácet.

IV generace si klade hlavně za cíl efektivnějšího využití potenciálu paliva. Proto v mezinárodním programu bylo vybráno šest možných koncepcí reaktoru. My se zaměříme zejména na reaktory, jež využijí všechen potenciál jaderného paliva. Rozdělení těchto šesti koncepcí je dle chladícího media které hraje velkou roli při provozu reaktoru.

#### **4.2.1 Reaktory s velmi vysokou teplotou**

Reaktor, jehož neutrony jsou moderovány. Jako moderátor se plánuje použití uhlíku a pro chladivo by bylo použito helium. Reaktor by pracoval při teplotách o kolo 1000 °C.

#### **4.2.2 Reaktory využívající vodu v superkritické fázi**

Opět jde o reaktor s moderovaným neutronovým spektrem. Vychází z koncepce PWR reaktorů. Moderátorem a chladivem by zde byla voda. Hlavním rozdílem je že by reaktor byl provozován při vysokých teplotách a tlacích. Jež překračuje superkritický bod. V tomto stavu je tekutina zároveň plynem i tekutinou. Cílem je vyšší účinnost cyklu.

#### **4.2.3 Reaktor s roztavenými solemi**

Zvláštěností tohoto reaktoru že může pracovat jako rychlý reaktor tak i klasický reaktor. Jako palivo i jako chladivo by sloužili roztavené fluoridu uranu, sodíku a zirkonia. Jako moderátor by byl použit grafit. Reaktor může být využit pro transmutaci pracující v uran – thoriovém palivovém cyklu. Výhodou roztavených solí je, že nereagují s vodou ani vzduchem což snižuje nároky konstrukční materiály.

#### **4.2.4 Rychlé reaktory chlazené plynem**

Pro chladivo by bylo použito Helium při provozních teplotách okolo 850 °C. Tato teplota umožňuje výrobu vodíku, jež by poháněl plynovou turbínu. Počítá se s efektivním štěpením transuranů z vyhořelého jaderného paliva. Jako palivo by zde mohl

být ochuzený uran, jež by se poté přepracoval a aktinidy by se zde následně transmutovali opět v reaktoru. Což opět snižuje množství a aktivitu vyhořelého jaderného paliva. A také by byla snížena cena obohacení uranu.

#### 4.2.5 Rychlé reaktory chlazené sodíkem

Tento typ reaktoru byl částečně popsán ve druhé kapitole. Tento reaktor by měl pracovat jako transmutator. Měl by velmi účinně zpracovat aktinidy a plutonium. Předpokládá se, že reaktor vyrobí více plutonia než spálit. Dnes je v provozu jeden reaktor a to v Rusku.

#### 4.2.6 Rychlé reaktory chlazené olovem

S tímto typem reaktoru jsou zkušenosti. Četně jsou využívány v ruských ponorkách. Jako chladivo by zde mělo být použito olovo nebo eutektická směs olova a bismutu. Výhodou této směsi je snížení teploty tavení. Nicméně to má také nevýhodu. Neutrony reagují s bismutem a poté pomocí beta rozpadu vzniká polonium, přímo izotop  $^{210}\text{Po}$ , jež je nebezpečným zdrojem alfa záření. Provozní teplota by měla být kolem  $500\text{ }^{\circ}\text{C}$  až  $800\text{ }^{\circ}\text{C}$ . Zajímavým způsobem hospodaření paliva se zde plánuje. Jde o tzv. "bateriový systém". Je plánován o výkonu  $50 - 150\text{ MW}$ . Jeho výhodou je téměř uzavřený palivový cyklus a výměna paliva po 15 až 20 letech.

#### 4.2.7 Závěr k reaktorům IV generace

Nyní jsou rozpracovány výzkumné práce na jednotlivých typech reaktorů. Nejdále jsou na tom reaktory s velmi vysokou teplotou chlazené plynem. Střízlivím pohledem na danou problematiku lze říci, že ty jediné by byly schopné provozu před rokem 2030. Zkušenosti z minulosti nám ukazují, že plánované výstavby jsou často posouvány. Dalšími reaktory spuštěné v následné době by mohly být reaktory využívající vodu v superkritické fázi a sodíkem chlazené reaktory. Výdatné rozšíření reaktorů této generace můžeme očekávat v druhé polovině tohoto století. Hlavním důvodem nasazení rychlých reaktorů je, aby včas zajistili využití izotopu uranu 238 a jeho přeměnu na izotop plutonia 239, jež je dále štěpitelný. K tomuto kroku musíme přistoupit s dostatečnou časovou rezervou, než spotřebujeme zásoby uranu 235.

Celá kapitola 4.2 čerpala ze zdrojů [23, 24].

## 5 VÝPOČET DEFINOVANÝCH TRANSMUTAČNÍCH VÝTĚŽKŮ

Zvolili jsme simulaci ve výpočetní prostředí matlab. Tento výpočet je značně zjednodušen a jsou zanedbána i některá kritéria, která mohou mít na danou problematiku dosti zásadní vliv. Důvodem proč tyto kritéria zahrnuté nejsou je obrovská složitost problematiky. Tak rozsáhlou problematiku lze řešit nejméně v samostatné práci.

Výpočetní model jsme provedli na dvou typech reaktoru a to na PWR a FBR. Lehkovodní reaktor byl zvolen přímo náš dukovanský s tepelným výkonem 1444 MW, vsázkou paliva 42 tun a obohacením 4,38 %. Za energii neutronů jsme zvolili 0,025 eV, což by mělo odpovídat střední hodnotě spektra neutronů v tomto reaktoru. Zde jde o první a dosti podstatné zjednodušení. Pro rychlý reaktor jelikož je jediným na světě provozovaný reaktore, tak jsem jej zjednodušili tak že vsázka a obohacení zůstává stejné což je dalším zkreslujícím faktorem. Střední energie neutronů zde byla zvolena hodnota 1 MeV.

V Tab.5.1 jsou shrnuty všechny účinné průřezy jež byli použity při výpočtu.

Nejdříve vypočítáme počet jader  $U^{235}$  v reaktoru. Vzorec a číselné hodnoty byli

Izotop	PWR		FBR	
	$\sigma_c$	$\sigma_a$	$\sigma_c$	$\sigma_a$
$U^{235}$	$98,68281 \cdot 10^{-28}$	$584,9773 \cdot 10^{-28}$	$0,10816 \cdot 10^{-28}$	$1,1969 \cdot 10^{-28}$
$U^{238}$	$2,683564 \cdot 10^{-28}$	$2,65117 \cdot 10^{-33}$	$0,1197 \cdot 10^{-28}$	$0,081872 \cdot 10^{-28}$
$Pu^{239}$	$272,7827 \cdot 10^{-28}$	$746,9945 \cdot 10^{-28}$	$0,05639 \cdot 10^{-28}$	$1,801 \cdot 10^{-28}$
$Pu^{240}$	$285,8403 \cdot 10^{-28}$	$0,059162 \cdot 10^{-28}$	$0,109 \cdot 10^{-28}$	$1,421 \cdot 10^{-28}$

Tab. 5.1: Účinné průřezy použity při výpočtu, data získány z Janis 3.1.1

čerpány z literatury [19].

$$N_{U^{235}} = \frac{0,0438 \cdot m}{m_u \cdot A_r} = \frac{0,0438 \cdot 42000}{1,6605402 \cdot 10^{27} \cdot 235,044} = 4,7133 \cdot 10^{27} \text{ m}^{-3}$$

Nyní si vypočítáme hustotu neutronového toku rektoru v jaderné elektrárně Dukovany.

$$\varphi = \frac{P}{E_{1f} \cdot N_{U^{235}} \cdot (\sigma_f + \sigma_c)} = \frac{1444 \cdot 10^6}{3,3211 \cdot 10^{-19} \cdot 4,7133 \cdot 10^{27} \cdot (98,68281 \cdot 10^{-28} + 584,9773 \cdot 10^{-28})} = 1,3987 \cdot 10^{17} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$$

Získání neutronového toku rychlého reaktoru početní metodou je velmi složité proto jsem zvolili hodnotu přibližně odpovídající neutronovým tokům rychlého reaktoru a to  $1 \cdot 10^{19} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$  Pro samotnou simulaci jsme použili Batemanovu rovnici jež je tvaru.

$$dN = N \cdot \phi \cdot \sum \sigma \cdot dt$$

Jednotlivé rovnice zadané do výpočetního prostředí matlab. Rovnice pro  $U^{235}$ :

$$dN_{U^{235}} = -N_{U^{235}} \cdot \phi \cdot (\sigma_{f,U^{235}} + \sigma_c) \cdot dt$$

Rovnice pro  $U^{238}$

$$dN_{U^{238}} = -N_{U^{238}} \cdot \phi \cdot (\sigma_f + \sigma_c) \cdot dt$$

Rovnice pro  $Pu^{239}$

$$dN_{Pu^{239}} = -N_{Pu^{239}} \cdot \phi \cdot (\sigma_f + \sigma_c) \cdot dt + dN_{U^{238}} \cdot \sigma_c$$

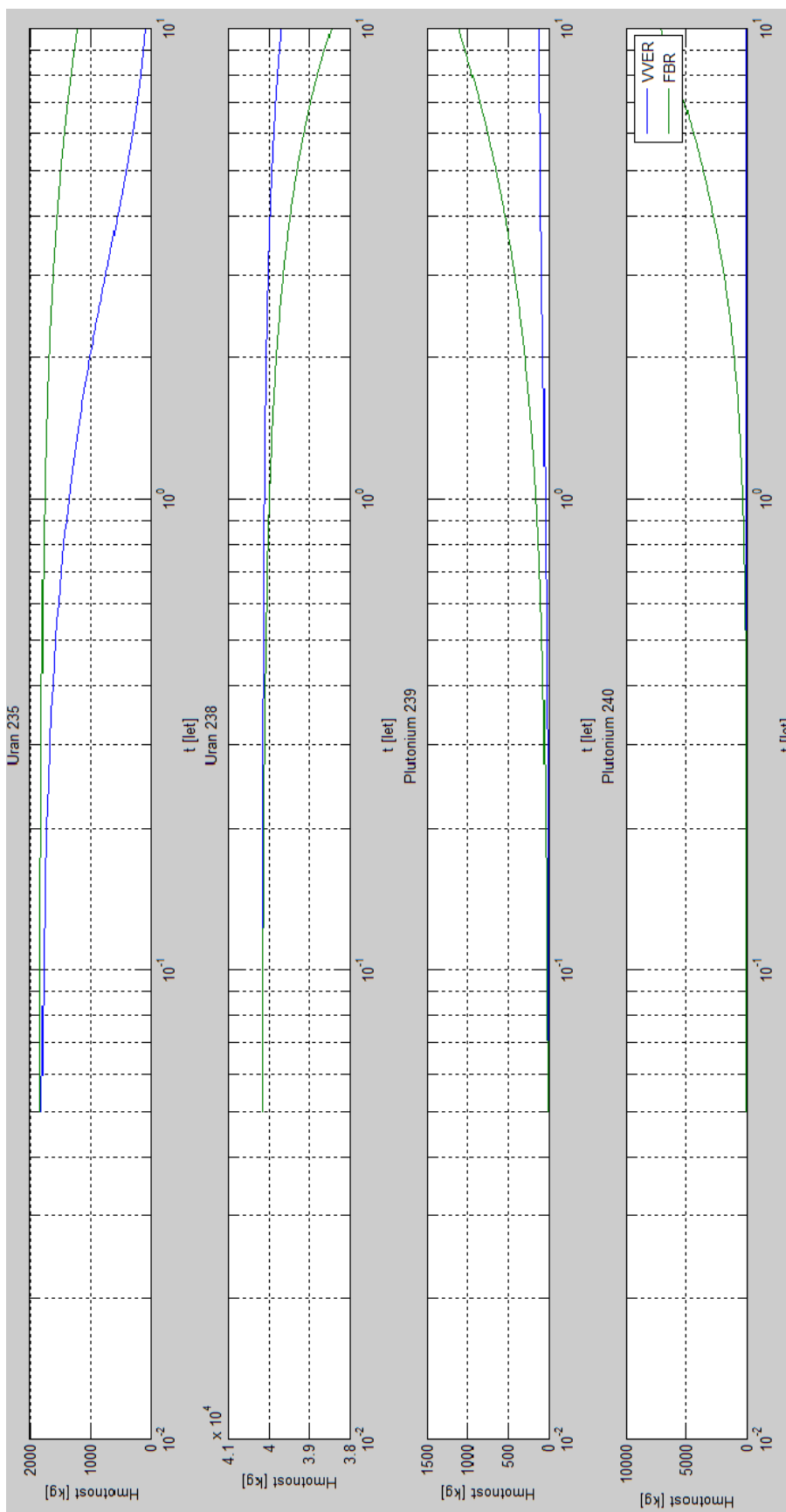
Rovnice pro  $Pu^{240}$

$$dN_{Pu^{240}} = -N_{Pu^{240}} \cdot \phi \cdot (\sigma_f + \sigma_c) \cdot dt + dN_{Pu^{239}} \cdot \sigma_c$$

Tyto diferenciální rovnice jsme vyřešili v prostředí matlab. A na Obr.5.1 jsou zobrazeny průběhy hmotností jednotlivých izotopů v závislosti na čase.

Na prvním průběhu je vidět vyhořívání uranu  $U^{235}$ , v rychlém reaktoru vyhořívá pomaleji, v tepelném reaktoru po pěti letech klesne na takou hodnotu, že je potřeba palivo vyměnit. Díky větším neutronovým tokům v rychlém reaktoru  $U^{238}$  vyhořívá mnohem efektivněji než  $U^{235}$  což je krásně vidět z Obr.5.1.  $Pu^{239}$  v tepelném reaktoru roste pomalu z důvodu menších neutronových toků. V rychlém reaktoru je jeho nárůst rapidnější a po deseti letech stále roste, až po několika desítkách let začne klesat. Očekávali jsme, že se  $Pu^{239}$  v rychlém reaktoru bude spotřebovávat již dříve. Tento fakt přikládáme výraznému zjednodušení problematiky. U  $Pu^{240}$  je podobný problém jako u  $Pu^{239}$ . Rapidně narůstá ale opět po desítkách let se začne spotřebovávat.

Z našich výsledků je vidět, že rychlý reaktor není vhodný pro transmutaci. Ale jak již zde bylo zmíněno, výsledky ovlivňuje velmi mnoho faktorů. S ohledem na značné zjednodušení výpočtu jsou výsledky adekvátní. A zde je také dobře vidět, že ne všechny teorie jsou pravdivé, protože se při nich vždy uvažuje nějaké zjednodušení.



Obr. 5.1: Hmotnost jednotlivých izotopů v reaktoru v závislosti na čase.



## 6 ZÁVĚR

Nebezpečný radioaktivní odpad vzniká v mnoha jaderných elektrárnách, které v dnešní době mají trend růstu. V Evropě se tento růst poněkud zpomalil a to z důvodu havárie ve Fukušimě, která nastala v roce 2011. Práce se zabývá nakládáním s vyhořelým jaderným palivem zejména v České republice. Jsou zde základní údaje a přípovrchových úložištích o taky koncept hlubinného úložiště, které má být vybudováno.

Práce dále pojednává o nakládání s vyhořelým jaderným palivem v zahraničí. Jsou zde rozepsány jednotlivé země. U zemí je zmíněno, zda palivo přepracovávají nebo posílají přepracovávat, ukládají ho do hlubinného úložiště nebo jej nechávají v meziskladech a hlubinné úložiště budují. Zajímavostí je, že v USA je přepracování vyhořelého jaderného paliva zakázáno zákonem.

Dále se v práci pojednává o možnosti zpracování vyhořelého jaderného paliva. Jsou zde rozepsány možnosti paliva MOX a REPU a jako další a do budoucna velmi perspektivní transmutační technologie.

Velmi důležitým faktorem popisující vyhořelé jaderné palivo je jeho složení po vyhoření. Proto je zde pojednáno o jednotlivých prvcích vyhořelého jaderného paliva které jsou rozděleny do tří skupin, skupiny jsou hodnoceny dle podílu na aktivitě vyhořelého jaderného paliva.

Zacházení s vyhořelým jaderným palivem dnes není zrovna nejlepší a proto zde pojednávám o technologiích, které jsou dnes ve výzkumu a plánují s spustit v příštích 20 letech. Jde zejména o reaktory IV. generace, a technologie ADS.

V prostředí matlab jsem vypočetli transmutační výtěžek z  $^{239}\text{Pu}$  a  $^{240}\text{Pu}$ , výsledky jsou zde popsány.

## LITERATURA

- [1] DLOUHÝ, Zdeněk *Nakládání s radioaktivním odpadem a vyhořelým jaderným palivem*. Vyd. 1. Brno: VUTIUM, 2009, 219 s. ISBN 978-80-214-3629-9.
- [2] KURÁŽ, Michal *Hlubinná úložiště radiotoxických odpadů*[online]. Praha, 2007 [cit. 2013-05-10]. Dostupné z:<http://klobouk.fsv.cvut.cz/~miguel/reserse.pdf>. Doktorandská práce. ČVUT Praha. Vedoucí práce Jana Valentová.
- [3] *Radioaktivní odpady a skupina ČEZ*. Praha : ČEZ, [2006]. 31 s. ISBN (Brož.).
- [4] SÚRAO [online]. 2010 [cit. 2012-10-12]. Dostupné z:[www.surao.cz](http://www.surao.cz).
- [5] *Zpráva o činnosti v roce 2006*. Produkce, grafická úprava a výroba KUKLIK. Praha : SÚRAO, 2007. 40 s. ISBN (Brož.).
- [6] *Dukovany : úložiště radioaktivních odpadů* [online]. Produkce, grafická úprava a výroba KUKLIK. Praha : SÚRAO, 2009 [cit. 2013-04-20]. 16 s. Dostupné z:[http://www.surao.cz/cze/content/download/266/1566/file/Dukovany\\_111209final.pdf](http://www.surao.cz/cze/content/download/266/1566/file/Dukovany_111209final.pdf) ISBN (Brož.).
- [7] [Http://www.surao.cz/](http://www.surao.cz/)[online]. [cit. 2013-03-22]. Dostupné z:<http://www.surao.cz/cze/Uloziste-radioaktivnich-odpadu/Budoucihlubinne-uloziste/Zahranicni-pristupy-k-hlubinnemu-ukladani>
- [8] DUFKOVÁ, Marie *Co je to MOX*[online]. 2011 [cit. 2013-05-02]. Dostupné z:<http://fyzweb.cz/clanky/index.php?id=174>
- [9] LACIOK, Aleš, Ludmila MARKOVÁ, Antonín VOKÁL *Co s vyhořelým jaderným palivem?* [online]. 2000 [cit. 2013-05-29]. <http://www.vesmir.cz/clanek/co-s-vyhorelym-jadernym-palivem>
- [10] DRŠKA, Ladislav *Transmutační reaktorové systémy* [online]. [cit. 2013-05-22]. Dostupné z:[http://www-troja.fjfi.cvut.cz/~drska/edu/webfyz/ads/ads\\_2.htm](http://www-troja.fjfi.cvut.cz/~drska/edu/webfyz/ads/ads_2.htm)[www-troja.fjfi.cvut.cz/ drska](http://www-troja.fjfi.cvut.cz/~drska)
- [11] HANUŠOVÁ, Daniela. *Simulační studie neutronových polí použitelných pro transmutaci štěpných produktů a aktinidů* [online]. Praha, 2001 [cit. 2013-04-17]. Dostupné z: <http://hp.ujf.cas.cz/~wagner/transmutace/diplomky/daniela.pdf> Diplomová práce. Univerzita Karlova v Praze. Vedoucí práce RNDr. Vladimír Wágner.

- [12] SVOBODA, Ondřej. *Stanovení rozložení neutronů v sestavě složené z olověného terče a uranového blanketu postavené na svazku protonů s energií 0,7 GeV* Praha, 2011 [cit. 2013-03-26]. Dostupné z: <http://hp.ujf.cas.cz/~wagner/transmutace/diplomky/ondrej.pdf> Diplomová práce. České vysoké učení technické v Praze. Vedoucí práce RNDr. Vladimír Wágner.
- [13] KŘÍŽEK, Filip. *Studium tříštvivých reakcí, produkce a transportu neutronů v terčích vhodných pro produkci neutronů k transmutacím* Praha, 2011 [cit. 2013-05-22]. Dostupné z: <http://hp.ujf.cas.cz/~wagner/transmutace/diplomky/filip.pdf> Diplomová práce. Univerzita Karlova v Praze. Vedoucí práce RNDr. Vladimír Wágner.
- [14] SVOBODA, Ondřej. *Experimental Study of Neutron Production and Transport for ADTT* [online]. Praha, 2011 [cit. 2013-03-21]. Dostupné z: [http://hp.ujf.cas.cz/~wagner/transmutace/diplomky/PHD\\_Svoboda.pdf](http://hp.ujf.cas.cz/~wagner/transmutace/diplomky/PHD_Svoboda.pdf) Dissertation Thesis. Czech Technical University in Prague. Supervisor RNDr. Vladimír Wagner, CSc.
- [15] SVOBODA, Ondřej. *Spent Fuel Transmutation in Fission Reactors and Accelerator Driven Systems* [online]. Praha, 2009 [cit. 2013-05-12]. Dostupné z: <http://hp.ujf.cas.cz/~wagner/transmutace/diplomky/studiesvoboda.pdf> Report for the PhD State Exam. Czech Technical University in Prague. Supervisor RNDr. Vladimír Wagner, CSc.
- [16] Sahin S. *CANDU reactor as minor actinide/thorium burner with uniform power density in the fuel bundle*. Annals of Nuclear Energy 35
- [17] Gerasimov A. S. et al. *Cyclic mode of neptunium, americium and curium transmutation in heavy-water reactor*. Nuclear Engineering and Design 230
- [18] WINTEROVÁ, Radka *Vnější část palivového cyklu jaderných elektráren* [online]. Brno, 2012. [cit. 2013-05-04]. Dostupné z: [https://www.vutbr.cz/www\\_base/zav\\_prace\\_soubor\\_verejne.php?file\\_id=54651](https://www.vutbr.cz/www_base/zav_prace_soubor_verejne.php?file_id=54651) Bakalářská práce. Vysoké učení technické v Brně. Vedoucí práce Ing. Karel Katovský, Ph.D.
- [19] 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.
- [20] *Provozní stavy jaderných reaktorů* [online]. [cit. 2013-05-10]. Dostupné z: <http://www.fermi2010.eu/doc/KA06/KJR/PSJR/PSJR.pdf>

- [21] JANČAR, Rosta. *Exkluzivní fotoreportáž z modernizace jaderné elektrárny Temelín*. [online]. 2007 [cit. 2013-05-10]. Dostupné z: [http://technet.idnes.cz/exkluzivni-fotoreportaz-z-modernizace-jaderne-elektrarny-temelin-1fb-/tec\\_reportaze.aspx?c=A070827\\_101055\\_tec\\_reportaze\\_rja](http://technet.idnes.cz/exkluzivni-fotoreportaz-z-modernizace-jaderne-elektrarny-temelin-1fb-/tec_reportaze.aspx?c=A070827_101055_tec_reportaze_rja)
- [22] MATĚJKA, Karel, Vratislav FAJMAN, Miloslav HORN, Antonín KOLORS a Stanislav POLÁCH. *Vyhořelé jaderné palivo*. Praha: Ministerstvo životního prostředí, 1996, 145 s. ISBN 80-707-8352-4
- [23] KATZER, Milan *Jaderné reaktory 4.generace* [online]. Brno, 2011 [cit. 2013-02-21]. Dostupné z: <https://dspace.vutbr.cz/bitstream/handle/11012/15822/bakalarska%20prace.pdf?sequence=1> Bakalářská práce. Vysoké učení technické v Brně. Vedoucí práce Ing. Pavel Nerud
- [24] VESECKÝ, Robert *Jaderné reaktory IV. generace* [online]. Praha, 2006 [cit. 2013-01-22]. Dostupné z: <http://vesecky.wz.cz/work/Diplomka.pdf> Diplomová práce. České vysoké učení technické v Praze. Vedoucí práce Ing. Stanislav Bouček.
- [25] MÁCOVÁ, Petra *Ekologicky významné vlivy skladování vyhořelého jaderného paliva* [online]. Brno, 2011 [cit. 2013-04-07]. Dostupné z: [http://is.muni.cz/th/142012/pedf\\_m/Diplomova\\_prace\\_-\\_text.pdf](http://is.muni.cz/th/142012/pedf_m/Diplomova_prace_-_text.pdf) Diplomová práce. Masarykova Univerzita. Vedoucí práce RNDr. Jindřiška Svobodová, Ph.D.