

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**

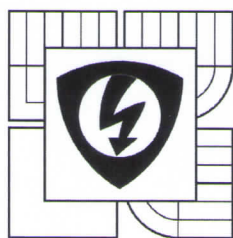
**MOŽNOSTI VYUŽITÍ THORIA V JADERNÉ
ENERGETICE SOUČASNOSTI**

DIPLOMOVÁ PRÁCE
MASTER'S THESIS

AUTOR PRÁCE
AUTHOR

JOSEF SVOBODA

BRNO 2015



VYSOKÉ UČENÍ
TECHNICKÉ V BRNĚ
Fakulta elektrotechniky
a komunikačních technologií
Ústav elektroenergetiky

Diplomová práce

magisterský navazující studijní obor
Elektroenergetika

Student: Bc. Josef Svoboda
Ročník: 2

ID: 134410
Akademický rok: 2014/15

NÁZEV TÉMATU:

Možnosti využití thoria v jaderné energetice současnosti

POKYNY PRO VYPRACOVÁNÍ:

1. Zpracujte rešerši současného výzkumu a vývoje jaderného paliva s obsahem thoria, zaměřte se zejména na možnosti jeho využití v lehkovodních jaderných reaktorech. Provedte historickou rešerši.
2. Analyzujte specifika thoria, výhody a nevýhody oproti uranovému palivu, rozeberte jeho využitelnost dle typů reaktorů. Diskutujte vliv thoria z pohledu tepelné vodivosti keramického jaderného paliva.
3. S pomocí výpočetního programu MCNP vytvořte model lehkovodní reaktorové mříže, na které studujte specifické návrhy inovovaného jaderného paliva s obsahem thoria.
4. Výsledky přehledně zpracujte a na jejich základě zhodnoťte možnosti využití thoria v tepelných jaderných reaktorech.

DOPORUČENÁ LITERATURA:

1. Frýbort, J.: Thorium fuel cycle, disertační práce, ČVUT 2013.
 2. IAEA-TECDOC-1450: Thorium Fuel Cycle - Potential Benefits and Challenges, International Atomic Energy Agency, 2005.
 3. Zhou, M. et al.: Study on PWR thorium-uranium breeding cycle using uniformly mixed fuel assembly, Atomic Energy Science and Technology 48/8, 2014.
- Další dle podle pokynů vedoucího práce.

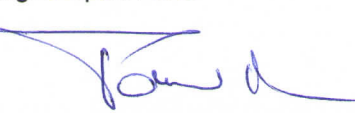
Termín zadání: 9. 2. 2015

Termín odevzdání: 22.5.2015

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

Konzultanti diplomové práce: Ing. Štěpán Foral




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

UPOZORNĚNÍ:

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

Bibliografická citace práce:

SVOBODA, J. *Možnosti využití thoria jako součásti jaderného paliva v klasické jaderné energetice*. Brno: Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, 2015. 72. Vedoucí bakalářské práce Ing. Karel Katovský, Ph.D.

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

Děkuji vedoucímu mé diplomové práce Ing. Karlovi Katovskému, Ph.D. za odborné vedení, trpělivost při konzultacích a cenné rady a připomínky. Dále bych rád poděkoval mému konzultantovi Ing. Štěpánovi Foralovi za odborné rady v oblasti tepelných vlastností palivových materiálů a průvod výpočetním programem MCNP. V neposlední řadě bych chtěl poděkovat svým blízkým a především mé rodině za intenzivní podporu po celou dobu studia.

.....



VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ

**Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií
Ústav elektroenergetiky**

Diplomová práce

Možnosti využití thoria v jaderné energetice současnosti

Bc. Josef Svoboda

Vedoucí: Ing. Karel Katovský, Ph.D.

Konzultant: Ing. Štěpán Foral

Ústav elektroenergetiky, FEKT VUT v Brně, 2015

Brno



BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY

**Faculty of Electrical Engineering and Communication
Department of Electrical Power Engineering**

Master's Thesis

Possibilities of thorium utilization in current NPPs

by

Bc. Josef Svoboda

Supervisor: Ing. Karel Katovský, Ph.D.

Consultant: Ing. Štěpán Foral

Ústav elektroenergetiky, FEKT VUT v Brně, 2015

Brno

ABSTRAKT

Výroba elektrické energie z jaderných elektráren pokrývá asi 11 % celosvětové spotřeby. Pro proces štěpení se ve většině reaktorů využívá uranové palivo s různým procentem obohacení štěpného izotopu ^{235}U . Zásoby uranu se snižují a jejich těžební cena roste. Z těchto důvodů je diskutována možnost využití thoria, jako revolučního paliva současných a budoucích jaderných reaktorů. Tato diplomová práce se zabývá možnostmi využití thoriového paliva v různých typech reaktorů se zaměřením na lehkovodní reaktory. Praktická část je zaměřena na simulaci a výpočty různého vrstvení paliva UO_2 a ThO_2 v palivovém proutku. Pro výpočty je namodelována aktivní zóna reaktoru VVER 440, do kterého je vloženo palivo s obsahem thoria. Tento model následně simuluje vyhořívání paliva po dobu 5 let, při kterém se sleduje chování a změny jednotlivých materiálů paliva. Práce se snaží definovat vhodný poměr a parametry vrstev kombinace uranového a thoriového paliva. Současně se snaží závěr podložit dostatečným množstvím výpočtových analýz.

KLÍČOVÁ SLOVA: Thoriový palivový cyklus, pokročilé jaderné palivo, thoriové palivo, množení U-233, využití Th-232, simulace jaderného reaktoru, MCNP model VVER 440, vyhořívání jaderného paliva, thoriová energetika.

ABSTRACT

Nuclear power plants provide about 11 percent of the world's electricity production. For fission process is uranium fuels used with varying percentage of enrichment ^{235}U for most of nuclear reactors. Uranium reserves are reducing and their mining cost increases. Therefore, the thorium fuel is discussed as revolution fuel for current and future nuclear power plants. This diploma thesis deals with possibility of thorium fuel utilization at various types of nuclear reactors with a focus on light water reactors. The practical part of the thesis is focused on simulation and calculations of various uranium dioxide and thorium dioxide layers at the fuel rods. Model of WWER 440 reactor was developed for the calculations with the addition of thorium fuel. The model simulates burning out of fuel for 5 years, with monitoring of fuel behavior and tracking changes of each material. The thesis tries to define the suitable ratio and parameters of layers combination of uranium and thorium fuel. For these ratios and parameters the thesis tries to give sufficient amount of computational analyzes.

KEY WORDS: Thorium fuel cycle, advance nuclear fuel, thorium fuel, breeding of U-233, utilization of Th-232, simulation of nuclear reactor, MCNP simulation of WWER 440, burn out of nuclear fuel, thorium energy.

OBSAH

SEZNAM OBRÁZKŮ.....	8
SEZNAM TABULEK	10
SEZNAM SYMBOLŮ A ZKRATEK.....	11
1 ÚVOD	13
2 THORIUM A MOŽNOSTI JEHO VYUŽITÍ	15
2.1 THORIUM VS. URAN	17
2.2 THORIUM JAKO PALIVO V JADERNÝCH REAKTORECH.....	18
2.2.1 VÝHODY THORIOVÉHO PALIVA OPROTI URANU.....	19
2.3 NEGATIVNÍ VLASTNOSTI THORIA.....	28
2.4 ŠTĚPNÝ VS. ŠTĚPITELNÝ IZOTOP	30
3 SOUČASNÝ VÝZKUM A VÝVOJ JADERNÉHO PALIVA S OBSAHEM THORIA.....	33
3.1 HISTORIE VYUŽÍVÁNÍ THORIOVÉHO PALIVA V JADERNÝCH REAKTORECH	33
3.1.1 VYSOKOTEPLTNÍ PLYNEM CHLAZENÉ REAKTORY	33
3.1.2 LEHKOVODNÍ REAKTORY.....	34
3.1.3 REAKTORY CANDU	34
3.1.4 MSR REAKTORY	35
3.2 SOUČASNÝ VÝZKUM THORIA JAKO PALIVA PRO JADERNÉ REAKTORY	36
3.3 ZEMĚ VEDOUcí VÝZKUM NA VYUŽITÍ THORIA.....	39
3.4 VYUŽITELNOST THORIA PODLE TYPŮ REAKTORŮ	42
4 VYUŽITÍ VÝPOČETNÍHO PROGRAMU MCNPX.....	44
4.1 POPIS PROGRAMU MCNPX	44
4.1.1 HISTORIE.....	44
4.1.2 SOUČASNOST A VYUŽITÍ MCNP	45
4.1.3 POPIS VSTUPNÍHO KÓDU /INPUT/	45
4.2 GEOMETRIE VÝPOČTOVÉHO MODELU.....	46
4.2.1 POPIS JEDNOTLIVÝCH ČÁSTÍ GEOMETRIE.....	46
4.2.2 ZAHRNUTÁ ZJEDNODUŠENÍ.....	48
4.3 VÝPOČET V MCNPX	49
4.3.1 VÝPOČET EFEKTIVNÍHO MULTIPLIKAČNÍHO ČiniteLE.....	50
4.3.2 VÝPOČET VYHOŘÍVÁNÍ /BURN CARD/	54
4.4 SHRnutí VÝSLEDKŮ SIMULACE	61
5 ZÁVĚR.....	63
POUŽITÁ LITERATURA	64
ÚVOD K PŘÍLOHÁM.....	66

SEZNAM OBRÁZKŮ

<i>Obr. 1: Vratké lidské mínění o jaderné energetice</i>	<i>14</i>
<i>Obr. 2: Je v thoriu ukryta budoucnost jaderné energetiky?</i>	<i>14</i>
<i>Obr. 3: Přeměnová thoriová řada, přepracováno</i>	<i>16</i>
<i>Obr. 4: Porovnání problematiky použitého paliva pro LWR a MSR</i>	<i>17</i>
<i>Obr. 5: Zvyšování vyhořívání v EDU, převzato z: [21]</i>	<i>18</i>
<i>Obr. 6: Rozložení největších zásob thoria dle zemí, převzato z: [12]</i>	<i>19</i>
<i>Obr. 7: Zásoby uranu vztahované na těžební cenu a roku průzkumu [4]</i>	<i>20</i>
<i>Obr. 8: Graf produkce ^{239}Pu závislá na vyhoření pro HWR a LWR, přepracováno z: [19]</i>	<i>21</i>
<i>Obr. 9: Reaktorová spektra neutronů pro FRB, HWR + Th, LWR, přepracováno z: [24]</i>	<i>22</i>
<i>Obr. 10: Závislost účinného průřezu zachytu na energii dopadajícího neutronu, data z [11]</i>	<i>23</i>
<i>Obr. 11: Závislost σ_a [barn] na E [MeV] pro pomalé neutrony, data z: [11]</i>	<i>23</i>
<i>Obr. 12: Závislost σ_a [barn] na E [MeV] pro rychlé neutrony, data z: [11]</i>	<i>24</i>
<i>Obr. 13: Spektrum odštěpků pro různá spektra a paliva, přepracováno z: [7]</i>	<i>25</i>
<i>Obr. 14: Závislost σ_a a σ_f na spektru pomalých neutronů pro štěpné izotopy, data z: [11]</i>	<i>26</i>
<i>Obr. 15: Závislost σ_a a σ_f na spektru rychlých neutronů pro štěpné izotopy, data z: [11]</i>	<i>27</i>
<i>Obr. 16: Vznik ^{232}U a dalších izotopů při využití ^{232}Th v JR, převzato z [1], str 68.</i>	<i>28</i>
<i>Obr. 17: Vznik hlavních izotopů z thoriové přeměny na palivo, přepracováno z: [1]</i>	<i>29</i>
<i>Obr. 18: Účinný průřez pro $(N,2N)$ a $(N,3N)$ reakce ^{232}Th, data z: [11]</i>	<i>29</i>
<i>Obr. 19: Závislost účinného průřezu štěpení pro celé spektrum neutronů, data z [11]</i>	<i>31</i>
<i>Obr. 20: Závislost účinného průřezu štěpení pro pomalé neutrony, data z [11]</i>	<i>31</i>
<i>Obr. 21: Závislost účinného průřezu štěpení pro rychlé neutrony, data z [11]</i>	<i>32</i>
<i>Obr. 22: Palivo HTGR reaktorů ve formě koule, převzato z [5]</i>	<i>33</i>
<i>Obr. 23: Palivo HTGR ve formě válců v grafitové mříži, převzato z [15]</i>	<i>33</i>
<i>Obr. 24: Znárodnění aktuální situace jaderné energetiky v Indii</i>	<i>36</i>
<i>Obr. 25: Palivový soubor Radkowského thoriového reaktoru</i>	<i>37</i>
<i>Obr. 26: Vstupní soubor, převzato z: [28]</i>	<i>45</i>
<i>Obr. 27: Rozmístění paliva v palivovém proutku pro tři simulované možnosti</i>	<i>46</i>
<i>Obr. 28: Simulované varianty palivových kazet</i>	<i>47</i>
<i>Obr. 29: Řez XY simulovanou aktivní zónou reaktoru</i>	<i>47</i>
<i>Obr. 30: Řez simulovaného reaktoru v ose YZ</i>	<i>48</i>
<i>Obr. 31: Výpočet v MCNPX při plném zatížení</i>	<i>49</i>
<i>Obr. 32: Změny neutronů v reálné soustavě</i>	<i>52</i>

<i>Obr. 33: Grafy závislosti k_{eff} na poměru $m_{(\text{ThO}_2)}/m_{(\text{UO}_2)}$</i>	53
<i>Obr. 34: Grafy závislosti k_{eff} na hmotnosti vsázky UO_2</i>	53
<i>Obr. 35: Příklad zápisu funkce „burn“ pro výpočet vyhořívání v MCNPX</i>	54
<i>Obr. 36: Závislost k_{eff} na počtu vyhořívajících dní</i>	55
<i>Obr. 37: Graf závislosti k_{eff} na vyhoření</i>	56
<i>Obr. 38: Závislost k_{eff} na vyhoření UO_2</i>	56
<i>Obr. 39: Obrázky popisující změny štěpných izotopů v palivu pro $r_{\text{vnější}}=5,2 \text{ mm}$</i>	57
<i>Obr. 40: Obrázky popisující změny štěpných izotopů v různém palivu</i>	58
<i>Obr. 41: Podíl produkce energie z UO_2 a ThO_2 pro U325Th40 v čase</i>	59
<i>Obr. 42: Porovnání závislosti k_{eff} na vyhoření pro standartní proutky</i>	59
<i>Obr. 43: Porovnání nadkritického $\text{ThO}_2\text{-UO}_2\text{-ThO}_2$ paliva</i>	60
<i>Obr. 44: Závislost k_{eff} na vyhoření UO_2 pro $m_{(\text{UO}_2)}=m_{(\text{ThO}_2)}$ paliva všech 3 geometrií</i>	61
<i>Obr. 45: Závislost změny štěpných izotopů pro $m_{(\text{UO}_2)}=m_{(\text{ThO}_2)}$ paliva všech 3 geometrií</i>	62
<i>Obr. 46: Poměr produkce energie UO_2 a ThO_2 po 5 letech vyhořívání</i>	62

SEZNAM TABULEK

Tab. 2-1 Energie a intenzita jednotlivých linek α přeměny ^{232}Th , data z: [10]	15
Tab. 2-2 Energie a intenzita jednotlivých linek doprovodného γ záření ^{232}Th , data z: [10].....	15
Tab. 2-3 Poločasy přeměn přírodního Th a U a štěpných ^{233}U a ^{239}Pu , data z [10].	15
Tab. 2-4 Procentuální zastoupení izotopů U v přírodním uranu, data z: [18]	17
Tab. 2-5 Odhadované zásoby thoria a uranu v jednotlivých zemích, data z [3], [4]	19
Tab. 2-6 Rozdělení jednotlivých částí neutronového spektra, data z:[22]	21
Tab. 2-7 Kritická množství štěpných izotopů ^{233}U , ^{235}U a ^{239}Pu , přepracováno z [13]	26
Tab. 2-8 Součinitel tepelné vodivosti pro ThO_2 a UO_2 , data z: [23]	27
Tab. 2-9 Účinné průřezy jednotlivých izotopů [7]	30
Tab. 2-10 Energetický výnos z jednoho štěpení izotopů ^{233}U , ^{235}U a ^{239}Pu [7]	32
Tab. 3-1 Parametry reaktoru MSR, data převzata z [5]	35
Tab. 3-2 Porovnání nákladů na jednotlivé palivové cykly u RTR a PWR, data z:[30]	38
Tab. 4-1 Vypočítaný k_{eff} pro zvětšené proutky při teplotách 20°C a 326°C	50
Tab. 4-2 Vypočítaný k_{eff} pro standardní proutky při teplotě 326°C	51
Tab. 4-3 Zkratky využívané v grafech s parametry materiálu.....	54
Tab. 4-4 Parametry paliva se stejnou hmotností UO_2 a ThO_2 ve třech geometriích	61

SEZNAM SYMBOLŮ A ZKRATEK

<i>Veličina</i>	<i>[Jednotka]</i>	<i>Název</i>
E	[eV]	Energie
I	[%]	Intenzita
k	[-]	Multiplikační koeficient
k_{eff}	[-]	Efektivní multiplikační koeficient
m	[kg]	hmotnost
n_k	[-]	Počet neutronů v aktuální generaci
r	[m]	poloměr
T	[°C]	teplota
$T_{1/2}$	[s]	Poločas přeměny
λ	[W·m ⁻¹ ·°C ⁻¹]	Součinitel tepelné vodivosti
ν	[-]	Průměrný počet neutronů na jedno štěpení
σ_a	[m ²]	Účinný průřez pro záchyt
σ_f	[m ²]	Účinný průřez pro štěpení
σ_{el}	[m ²]	Účinný průřez pro pružný rozptyl
σ_{in}	[m ²]	Účinný průřez pro nepružný rozptyl
Ψ	[m ⁻² ·s ⁻¹]	Tok neutronů

Zkratka	Název
AHWR	Advanced Heavy-Water Reactors Pokročilý těžkovodní reaktor
ADS	Accelerator-driven system Urychlovačem řízený systém
AVR	Atom Versuchs Reaktor
CANDU	CANada Deuterium Uranium Těžkovodní reaktor
CEA	Francouzská komise pro nekonvenční a jadernou energii
EU	European Union Evropská unie
HEU	Highly Enriched Uranium Vysoce obohacený uran (> 20 % ²³⁵ U)
JE	Jaderná elektrárna
JR	Jaderný reaktor
KAMINI	Kalpakkam Mini reactor Malý výzkumný rychlý reaktor v Indii
LEU	Low-Enriched Uranium Mírně obohacený uran (< 20 % ²³⁵ U)
LWR	Light Water Reactor Lehkovodní reaktor
MCNP	Monte Carlo N-Particle
MSBR	Molten-Salt Breeder Reactor Množivý reaktor s tekutými solemi
MSR	Molten-Salt Reactor Reaktor s tekutými solemi
MSRE	Molten-Salt Reactor Experiment Experimentální reaktor s tekutými solemi
PFBR	Prototype Fast Breed Reactor Prototyp rychlého reaktoru
PHWR	Pressurised Heavy Water Reactor Tlakovodní reaktor s těžkou vodou
PWR	Pressurised Water Reactor Tlakovodní reaktor
RTR	Radkowsky Thorium Reactor Radkowského thoriový reaktor
VVER	Vodo-Vodjanoj Energetičeskij Reaktor Vodo-vodní energetický reaktor

1 ÚVOD

V České republice provozujeme lehkovodní reaktory VVER využívající palivo obohacené izotopem ^{235}U . Obecně lze říci, že se lehkovodní reaktory mohou pyšnit vysokým stupněm bezpečnosti provozu. Jako palivo lze využít štěpné izotopy ^{233}U , ^{235}U a ^{239}Pu . Z těchto izotopů se v přírodě omezeně vyskytuje pouze ^{235}U . Jaderné palivo je s přibývajícím vědeckým poznáním a zkušenostmi z provozu zdokonalováno a optimalizováno. Tuto skutečnost můžeme vidět i na české JE Dukovany. I přes mnoho zdokonalení, kterými toto palivo se štěpným izotopem ^{235}U prošlo, ještě bohužel stále není dokonalé, jelikož po vyjmutí z reaktoru je silně radioaktivní. Radioaktivitu způsobuje obsah izotopů s dlouhým poločasem přeměny, které vznikly v reaktoru důsledkem interakcí původně neradioaktivního paliva s neutrony.

Skutečnost je taková, že se doposud nepodařilo palivový cyklus ekologicky a současně ekonomicky šetrně uzavřít. Z toho důvodu nelze o palivu s klidem prohlásit, že je dokonalé a ekologicky šetrné. Na druhou stranu nelze opomenout, že celá jaderná energetika je k ekologii velmi šetrná a elektřina vyprodukovaná z JE patří mezi nejekologičtější. V České republice využíváme na obou jaderných elektrárnách otevřený palivový cyklus, tedy navážení čerstvého paliva vyrobeného z vytěženého uranu a uskladňování použitého paliva bez přepracování. Opakem otevřeného cyklu je cyklus uzavřený, který využívá například Francie pyšníci se nejvyšším procentuálním podílem vyrobené elektrické energie procesem jaderného štěpení.

Přepracování paliva je energeticky velmi náročné a s dosavadními technologiemi nebude tím správným krokem k udržitelnému rozvoji jaderné energetiky. Vzhledem k tomu, že je uranové rudy zatím dostatek a vytěžený uran je pro potřeby jaderné elektrárny poměrně levný, tak se o širším přepracování paliva neuvažuje. Otázkou je, jak to bude s dostatkem uranu v budoucnu. Zásob uranu pomalu ubývá, a jelikož konzervativní jaderná energetika patří bezesporu mezi hlavní pilíře energetiky, a potažmo tedy i ekonomiky, bude pravděpodobně třeba v budoucnu vyřešit problematiku využívání alternativního paliva.

Ve vyspělých demokratických zemích ovšem o energetice nerozhoduje pouze ekonomika a racionalita, ale častokrát má silné slovo i lidské mínění a někdy nevhodné politické ambice. Právě lidské mínění je poněkud astabilní proměnná. Příkladem je například změna lidského názoru v Německu po havárii v JE Fukushima Daichi, viz Obr. 1. Vytvoření si představy o budoucí jaderné energetice je z důvodu tolika neznámých problematické. Od počátků jaderné energetiky se uskutečnil velký pokrok v bezpečnosti jaderných elektráren. Každé snižování rizik je spjata s růstem nákladů. V dnešní době již stojíme na zlomu, kdy další zvyšování bezpečnosti reaktorů III. a III+. generace staví jadernou energetiku do téměř nekonkurenčního prostředí. Z toho důvodu se uvažuje o přechodu z jaderné evoluce, kterou jsme se posledních několik desítek let ubírali, do jaderné revoluce s využíváním nových technologií případně i s jiným druhem paliva.

Jako velmi perspektivní se zdá být využití štěpného izotopu ^{233}U , který se ovšem v přírodě nevyskytuje. Tento izotop vzniká přeměnou z ^{232}Th , který je na zemi hojnější než uran. Velké vědecké úsilí a ambice má především Indie – velká země disponující asi 1,25 mld. obyvatel a hlavně země s nedostatkem uranové rudy. Právě Indie disponuje velkým nalezištěm thoria, což jejich motivaci ještě více zesiluje. Když mluvíme o thoriu jako o jaderném palivu, tak musíme nalédnout zpět do minulosti, téměř až k počátkům jaderné energetiky. Thoriové palivo bylo zkoumáno ve stejných letech jako uranové a plutoniové, ale především z důvodu nevhodných vlastností pro vojenské zneužití byl thoriový cyklus mírně pozapomenut.

<http://www.rozhlas.cz/>

Odklon od jádra si Němci chválí. Uzavírání reaktorů přesto provázejí problémy

11. března 2012 v 19:28

Naprostá většina německé veřejnosti rozhodnutí o odklonu od jaderné energetiky schvaluje. Různé průzkumy během roku dokonce ukázaly, že Němci si jsou ochotní za elektřinu, která nebude z jádra, i připlatit. Antiatomoví odpůrci ale varují, že by bylo Německo po roce 2020, do kdy má odstavit všechny zbývající reaktory, nemuselo být energeticky soběstačné.



Jaderná elektrárna (ilustrační foto)

<http://www.ceskatelevize.cz/>

Domů > Ekonomika

Němci si za zelenou elektřinu připlatí až 11 procent

15. 10. 2012 12:47, autor: cbr
aktualizováno 15. 10. 2012 16:10

Velikost textu: ☐ ☒ ☐

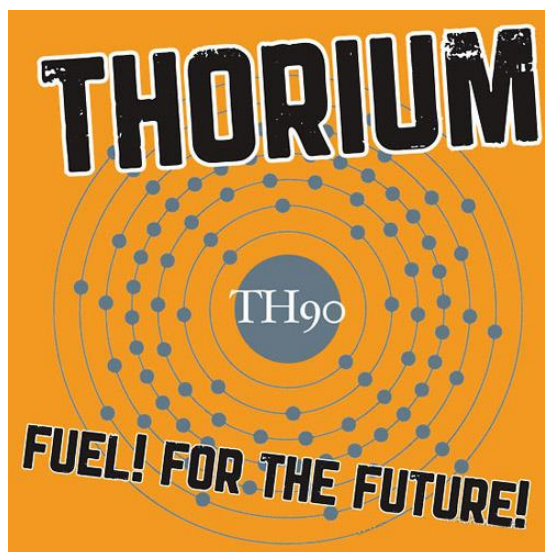
Berlín – Německé domácnosti budou na "čistou" elektrickou energii od příštího roku připlácet o 47 procent více. Přirážka za kilowatthodinu elektřiny ze slunce, větru a biomasy dosáhne podle čtyř německých provozovatelů přenosových sítí rekordních 5,3 centu. Experti odhadují, že by to mělo cenu elektřiny v Německu příští rok zvýšit až o 11 procent, nejvíce za posledních deset let.

Omezení jádra znamená jeho větší import

"Německo se do jisté míry bude muset spolehat na import jaderné elektřiny z Francie a Česka," říká Jiří Gavor, analytik poradenské společnosti ENA.

Obr. 1: Vratké lidské mínění o jaderné energetice ¹

Dosavadní úvahy a výpočty se především zaměřují na simulaci JR s palivem ve formě tyčí s obohaceným ^{235}U uprostřed reaktoru, okolo kterého je umístěno thorium. V thorium bude při vyhořívání uranu vznikat nové palivo, které současně bude podporovat vyhořívání. Pro tuto diplomovou práci ovšem byl zvolen jiný cíl. Diplomová práce bude demonstrovat situaci, kdy jsou všechny proutky totožné, tvořené válcovým palivem kombinovaným z thoria a uranu, resp. ThO_2 a UO_2 . Budou zvoleny tři geometrie palivového proutku, které budou simulovány. Výsledkem práce by mělo být zhodnocení využití thoria jako pokrytí dosud konvenčního paliva, jako střední váleček pokryt palivem, anebo jako kombinace těchto dvou variant.



Obr. 2: Je v thoriu ukryta budoucnost jaderné energetiky? ²

Nyní je tedy čas se vrátit zpět k výzkumu z šedesátých let a rozhodnout se, zda je thorium dokonalé palivo, anebo zda je alespoň dokonalejší, než dosud využívané palivo uranové. Cílem této diplomové práce je odpovědět na většinu otázek s thoriovým palivem spojených.

¹ Obrázek vytvořen z internetového zpravodajství – vlevo : http://www.rozhlas.cz/zpravy/evropa/_zprava/odklon-od-jadra-si-lide-v-nemecku-chvali-uzavirani-reaktoru-presto-provazeji-problemy--1030362, vpravo: <http://www.ceskatelevize.cz/ct24/ekonomika/199699-nemci-si-za-zelenou-elektrinu-priplati-az-11-procent/>

² Převzatý obrázek z: <http://www.realclearenergy.org>

2 THORIUM A MOŽNOSTI JEHO VYUŽITÍ

Thorium je radioaktivní kovový prvek z řady aktinoidů s chemickou značkou Th a atomovým číslem 90. V přírodě je thorium zastoupeno jediným izotopem ^{232}Th . Jeho hojnost, především v horninách zemské kůry, je důsledkem dlouhého poločasu přeměny, asi 3x delším než stáří planety Země. Pro průmyslové využití se poměrně snadno získává z monazitových písků s koncentrací Th až 10 %. Dále se vyskytuje například i v mořské vodě s koncentrací až $7\mu\text{g}\cdot\text{l}^{-1}$ [1]. Thorium je prvním izotopem thoriové rozpadové řady, viz Obr. 3. Jedná se o slabý alfa zářič, tedy izotop uvolňující při přirozené přeměně částici alfa, s následující přeměnou na ^{228}Ra . Thoriová rozpadová řada končí stabilním izotopem olova ^{208}Pb . Přeměna ^{232}Th probíhá na třech linkách alfa s energiemi uvedenými v Tab. 2-1. Doprovodné gama záření je pak vyzařováno pouze na dvou linkách.

Tab. 2-1 Energie a intenzita jednotlivých linek α přeměny ^{232}Th , data z: [10]

E [keV]	I [%]
4012,3 $\pm$ 14	78,2 $\pm$ 13
3947,2 $\pm$ 20	21,7 $\pm$ 13
3811,1 $\pm$ 14	0,069 $\pm$ 13

Tab. 2-2 Energie a intenzita jednotlivých linek doprovodného γ záření ^{232}Th , data z: [10]

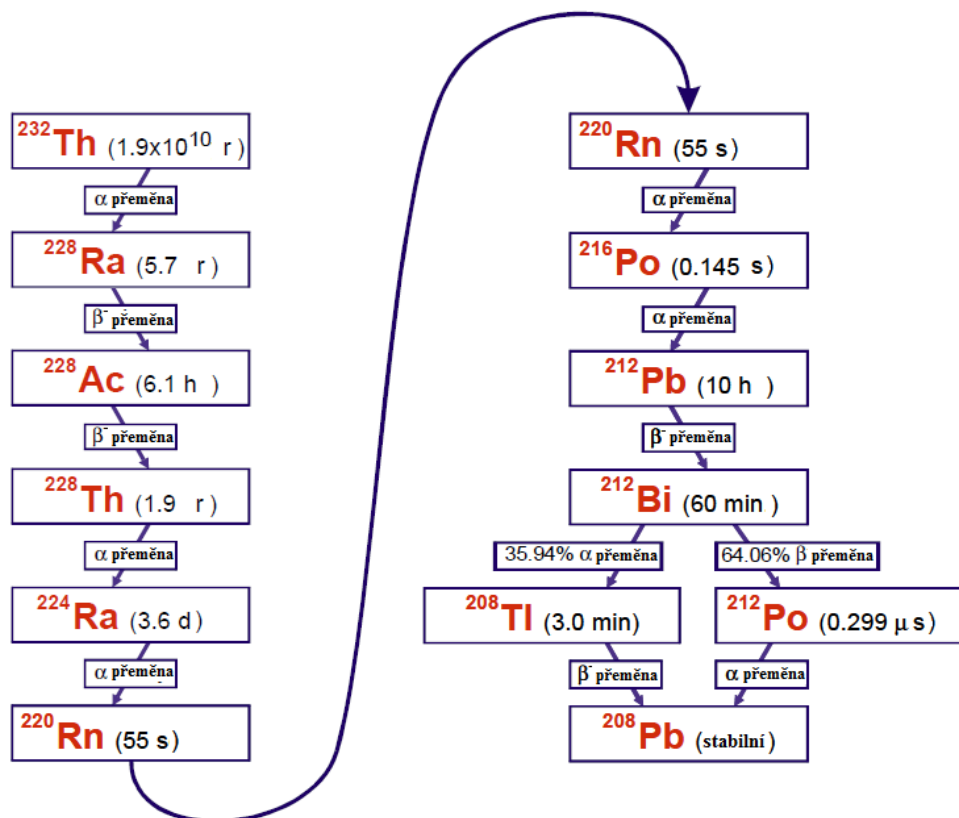
E [keV]	I [%]
63,83 $\pm$ 2	0,263 $\pm$ 13
140,86 $\pm$ 2	0,021 $\pm$ 4

Pro porovnání výskytu radioaktivních prvků je třeba si uvědomit rozdíl v poločasu přeměny. Pro názornost lze v Tab. 2-3 porovnat poločasy přeměny přírodního Th a U a také izotopů ^{233}U a ^{239}Pu , které se už v přírodě nevyskytují. Izotopy ^{233}U a ^{239}Pu jsou v tabulce zařazeny z důvodu štěpnosti³ v jaderných reaktorech, společně s přírodním ^{235}U .

Tab. 2-3 Poločasy přeměn přírodního Th a U a štěpných ^{233}U a ^{239}Pu , data z [10].

Izotop	Poločas přeměny $T_{1/2}$ [r]
^{232}Th	1,405 $\pm$ 6 $\cdot 10^{10}$
^{233}U	1,592 $\pm$ 2 $\cdot 10^5$
^{234}U	2,455 $\pm$ 6 $\cdot 10^5$
^{235}U	7,038 $\pm$ 5 $\cdot 10^8$
^{238}U	4,468 $\pm$ 3 $\cdot 10^9$
^{239}Pu	2,411 $\pm$ 3 $\cdot 10^4$

³ Pojmy „štěpnost“ a „štěpitelnost“ jsou popsány v kap.2.4



Obr. 3: Přeměnová thoriová řada, přepracováno ⁴

Aby štěpení mohlo probíhat kontinuálně bez externího dopování soustavy neutrony, je třeba zajistit soustavu se štěpnou řetězovou reakcí tak, aby nadcházející generace neutronů soustavy byla minimálně ekvivalentní ke generaci předchozí⁵. Pro porovnávání dvou po sobě jdoucích generací bude využívána veličina k_{eff} (efektivní multiplikační činitel, viz rovnice (1.6), str. 50). Izotopy, které mohou figurovat ve štěpné řetězové reakci, jsou nazývány „štěpné izotopy“. Fyzikální princip štěpení paliva a přeměny štěpitelných izotopů na štěpné je popsán v kap. 2.2.1.3. Štěpné izotopy jsou pro přehlednost vyznačeny v Tab. 2-3 modrým stínováním.

⁴ Gamma-Ray Spectrum Catalogue: Ge and Si Detector Spectra. Idaho National Engineering and Environmental Laboratory 1998, čtvrté vydání.

⁵ Je třeba zajistit kritičnost soustavy, viz

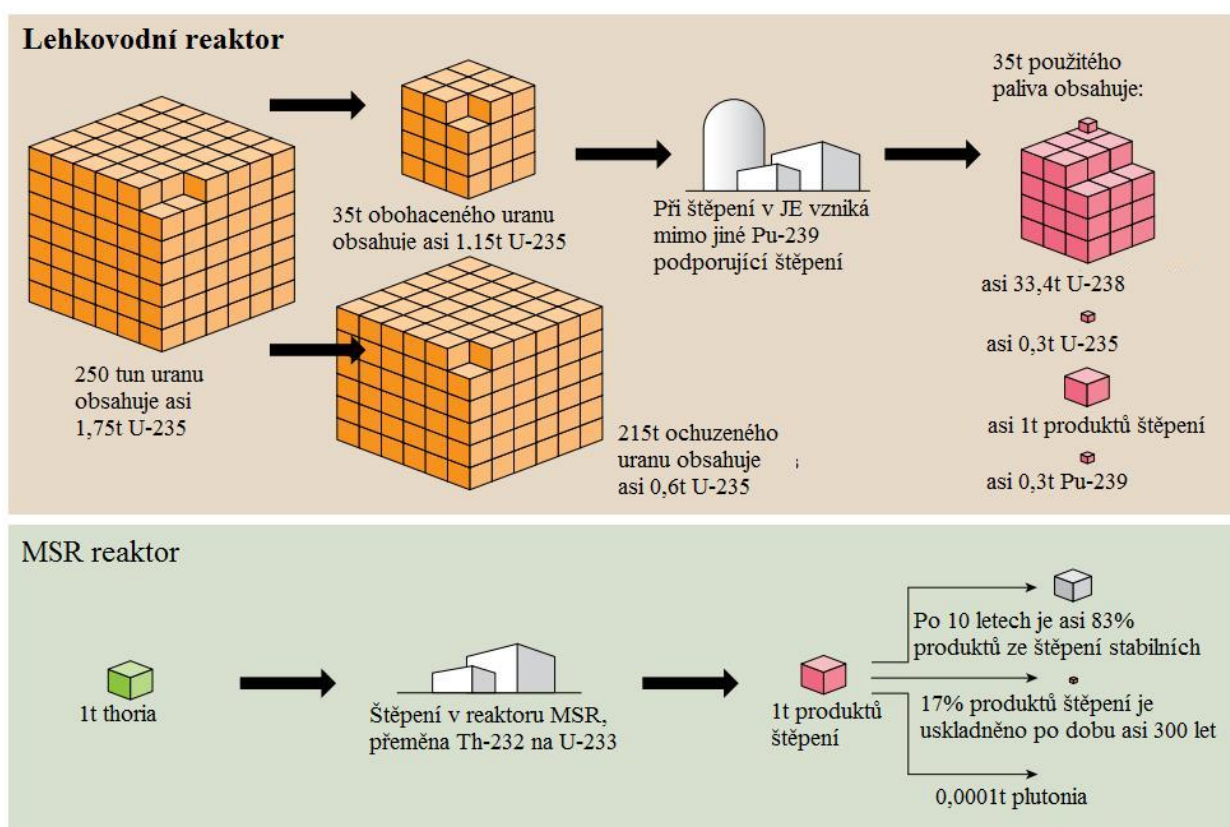
2.1 Thorium vs. uran

Jak bylo uvedeno, thorium je asi 3-4x hojnější a široce rozšířený prvek, oproti uranu. K tomu, aby byla dokonale pochopena skutečnost jeho hojnosti pro využití v jaderné energetice, je nutné ještě definovat pojem štěpnost a štěpitelnost, viz kap. 0. V klasických JR je využíváno uranové palivo s obohacením ^{235}U . Štěpný izotop ^{235}U je v přírodním uranu zastoupen asi 0,72% [10], viz Tab. 2-4. Thorium bohužel nemá v přírodě zastoupení štěpným izotopem, na rozdíl od uranu. Thorium je tedy štěpitelný izotop, nikoli štěpný, a proto ho nelze takovýmto způsobem štěpit. Musí se nejdříve přeměnit (transmutovat) na štěpný ^{233}U , který se již běžně v přírodě nevyskytuje, viz Tab. 2-3. Jsou-li nastaveny vhodné podmínky pro přeměnu ^{232}Th na ^{233}U (vhodné energie ostřelujících neutronů), až 98 – 99% bude přeměněno na štěpné izotopy ^{233}U a ^{235}U [19].

Tab. 2-4 Procentuální zastoupení izotopů U v přírodním uranu, data z: [18]

Izotop U	Přírodní zastoupení
234	0.01%
235	0.72%
238	99.27%

Po dosažení transmutace z ^{232}Th na ^{233}U lze tento štěpný izotop uvažovat jako standardní palivo, mírně se lišící od ^{235}U a ^{239}Pu , viz kap. 2.2.1.3. Palivo založené na ^{233}U má mnoho výhod oproti dnes konvenčnímu palivu, ale bohužel si nese i některé výhody. Detailnější popis pozitivních a negativních vlastností paliva je popsán na straně 19-24.

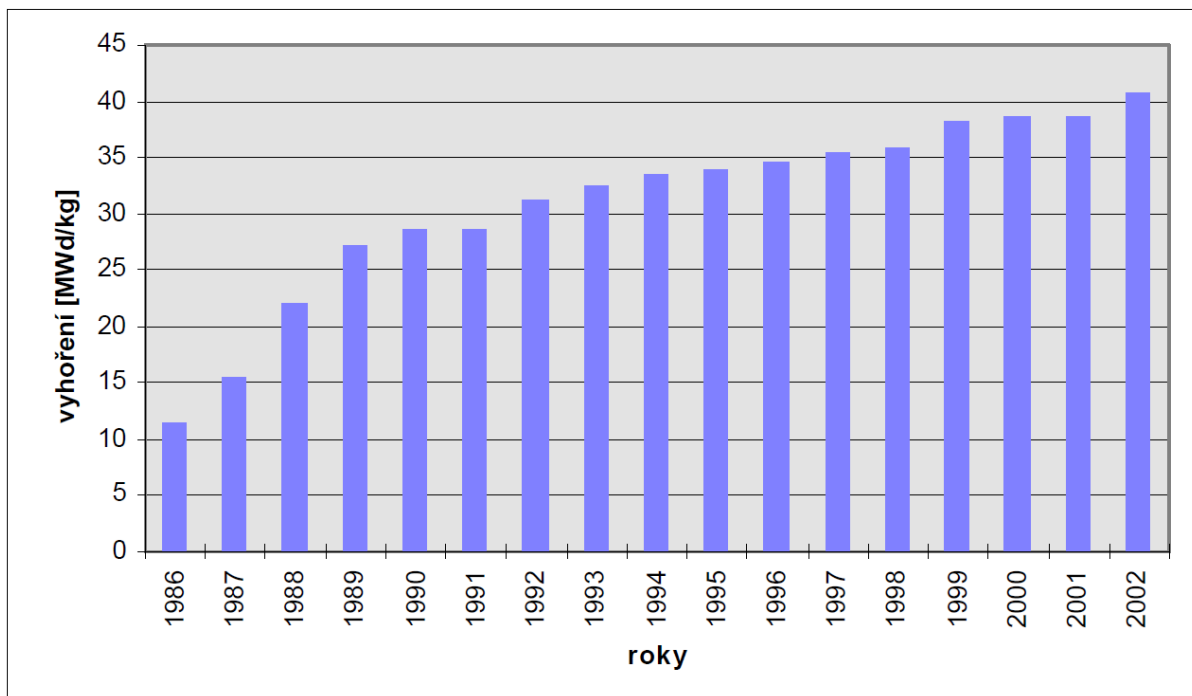


Obr. 4: Porovnání problematiky použitého paliva pro LWR a MSR ⁶

⁶ Obrázek přepracován z <http://www.thoriumreactortechnology.com/>

2.2 Thorium jako palivo v jaderných reaktorech

Z pohledu ekonomiky na produkci elektrické energie z jaderných elektráren, nemá velký význam investovat mnoho do výzkumu „revolučního“ paliva, jelikož cena paliva nemá zdaleka takový podíl na výsledné ceně vyprodukované MWh, jako je tomu například u konkurenčních elektráren uhelných a plynových. Při sloučení této skutečnosti s poměrně nízkou cenou uranu a jeho dostatkem ve střednědobém horizontu, se státy zapojené do mírového využívání jaderné energie do „revolučních“ palivových změn příliš nehrnou. Na druhou stranu se jedná o součást jaderného reaktoru, kterou je možné poměrně lehce a v krátkém čase modifikovat. Pomocí výpočetní techniky lze chování paliva modelovat a v návaznosti na výpočtech palivo poměrně lehce optimalizovat. Díky tomu dochází k „evolučním“ změnám paliva a za poměrně malé investiční náklady se dosahuje finančních úspor díky prodlouženým palivovým kampaním a zvýšení vyhořívání paliva. Pro příklad z tuzemska lze uvést jadernou elektrárnu Dukovany, která podstoupila za dobu svého provozu hned několik evolučních pokroků a mnohokrát používané palivo obměnila. Díky tomu se prodloužila palivová kampaň z projektovaných 3 let na 5 roků a zvýšilo se i vyhořívání z původních $11,36 \text{ MWd} \cdot \text{kg}^{-1}$ na nynějších více než $40 \text{ MWd} \cdot \text{kg}^{-1}$. Zvyšování vyhořívání paliva je zobrazeno na Obr. 5.



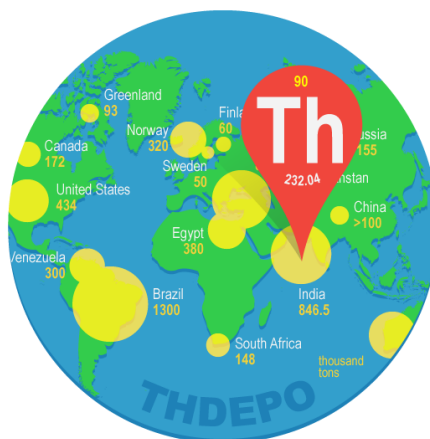
Obr. 5: Zvyšování vyhořívání v EDU, převzato z: [21]

Z dlouhodobého hlediska ovšem uran dochází. I přesto, že se nová naleziště uranu stále objevují a potenciálně těžitelný uran tedy je. Z důvodu těžby ve větších hloubkách a za stížených podmínek bude jeho cena rapidně růst a zásoby se budou snižovat.

Kombinace omezeného množství uranu s problematikou ukládání použitého paliva a možnosti jeho zneužití vyvolalo v poslední době nové studie na využití thoria jako podpůrného paliva. Thorium lze poměrně lehce v JR transmutovat na ^{233}U , který se následně štěpí společně s původním palivem ^{235}U . Thoriové palivo bylo zkoumáno ve stejných letech jako uranové, takže se nejedná o žádnou novinku, nicméně se nyní vyskytují nové studie na možnosti jeho použití.

2.2.1 Výhody thoriového paliva oproti uranu

Hlavní výhodou thoria je jeho dostatek a ekonomická těžitelnost bez nutnosti energeticky složitějšího obohacování. Thorium jako prvek je asi 3-4 x hojnější než uran [1]. Důvodem je asi 3 x delší poločas přeměny ^{232}Th oproti ^{238}U [10]. Dále má větší pravděpodobnost zachytu neutronu ve spektru pomalých neutronů. Z tohoto pohledu je pro konvenční reaktory vhodnější, než ^{238}U . Využitím thoriového cyklu lze mimo jiné zajistit lepší bezpečnost vůči zneužití a kratší dobu uskladňování použitého paliva.



Obr. 6: Rozložení největších zásob thoria dle zemí, převzato z: [12]

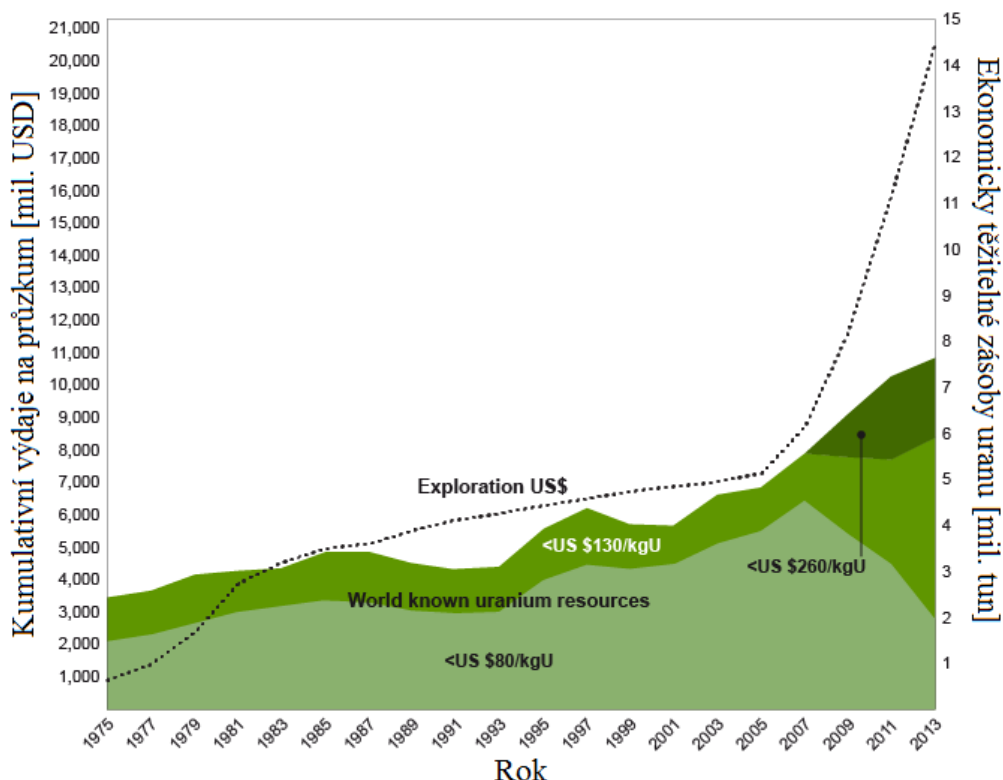
2.2.1.1 Zásoby uranu a thoria

Tab. 2-5 Odhadované zásoby thoria a uranu v jednotlivých zemích, data z [3], [4]

Thorium		Uran		
Země	[tun]	Země	[tun]	[%]
Indie	846 000	Austrálie	1 706 100	29%
Brazílie	632 000	Kazachstán	679 300	12%
Austrálie	595 000	Rusko	505 900	9%
USA	595 000	Kanada	493 900	8%
Egypt	380 000	Nigérie	404 900	7%
Turecko	374 000	Namibie	382 800	6%
Venezuela	300 000	Jižní Afrika	338 100	6%
Kanada	172 000	Brazílie	276 100	5%
Rusko	155 000	USA	207 400	4%
Jižní Afrika	148 000	Čína	199 100	4%
Čína	100 000	Mongolsko	141 500	2%
Norsko	87 000	Ukrajina	117 700	2%
Grónsko	86 000	Uzbekistán	91 300	2%
Finsko	60 000	Botswana	68 800	1%
Švédsko	50 000	Tanzanie	58 500	1%
Kazachstán	50 000	Jordánsko	33 800	1%
Ostatní země	1 725 000	Ostatní země	191 500	3%
Celkem	6 355 000	Celkem	5 902 500	

Využitím thoria jako paliva v JR by byl z dlouhodobého pohledu vyřešen problém nedostatku paliva pro dnes provozované jaderné reaktory i s uvažováním velkého rozšíření JE. Zajistil by se tím také dostatek paliva do budoucna pro vysoké energetické nároky ekonomicky rostoucích zemí třetího světa. Izotop ^{232}Th je obsažen především ve fosfátových minerálech a monazit. V tabulce Tab. 2-5 jsou uvedeny odhadované, lehko těžitelné, zásoby v zemích s největším výskytem thoria.

Hlavní rozdíl, který v tabulce není jasně nastíněn, je cena těžby jednotlivých materiálů. Těžba thoria je oproti těžbě uranu levnější [3]. Množství uranu uveřejněné v tabulce je množství, které pravděpodobně bude možné vytěžit s cenou pod $130 \$ \cdot \text{kg}^{-1}$ uranu. Zásoby uranu jsou ovšem i hlouběji, v hůře dostupných místech, kde ovšem cena na těžbu výrazně roste. Odhadované zásoby vztažené na těžební cenu jsou pro přehlednost uvedeny na Obr. 7, vtaženy na roky průzkumu. Z obrázku je patrné, že po 25 letech průzkumu byl objeven asi dvojnásobek známého uranu.



Obr. 7: Zásoby uranu vztažené na těžební cenu a roku průzkumu [4]

Navíc se štěpný uran, tedy izotop ^{235}U , v přírodě vyskytuje pouze asi z 0,72 %. Zbytek doplňuje rychlými neutrony štěpitelný ^{238}U . Thorium je v přírodě zastoupeno ze 100 % právě izotopem ^{232}Th [10], který má 3 x vyšší účinný průřez pro zachyt tepelnými neutrony oproti ^{238}U [11]. Pro štěpení ^{235}U v LWR se využívá především tzv. tepelných neutronů s energií 0,025 eV. Kromě energie jsou neutrony charakteristické také svojí teplotou pro tepelné neutrony to je asi 20 °C, resp. rychlostí, asi $2200 \text{ m} \cdot \text{s}^{-1}$. V reaktoru se ovšem tvoří celé spektrum neutronů, které závisí konkrétně na typu reaktoru, viz *Reaktorové spektrum* str.21. Neutrony o vyšších energiích ztrácejí postupně svoji energii pružným rozptylem s moderátorem (u LWR srážkami s atomy H_2O), až do snížení kinetické energie na hodnoty kinetické energie atomů moderující látky.

Na druhou stranu například rychlý reaktor neobsahuje žádný moderátor a pro zajištění řetězové reakce využívá vyššího toku neutronů s různými energiemi z celého neutronového spektra. Využívá tedy i rychlé neutrony, které v porovnání s tepelnými neutrony štěpí s nižší pravděpodobností ^{235}U a naopak přeměňují s vyšší pravděpodobností ^{238}U na palivo, tedy na izotop ^{239}Pu .

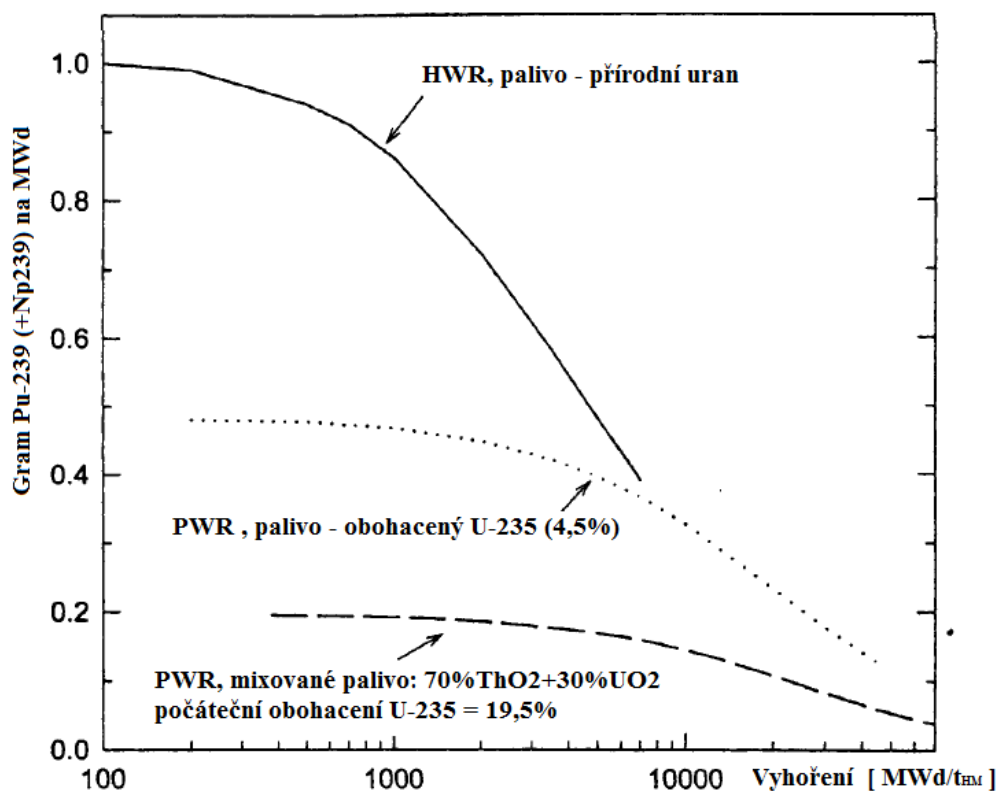
Spektrum neutronů lze rozdělit na několik částí. Dle [9] se obecně dělí na tepelné neutrony, epitermální (nadteplné) neutrony a rychlé neutrony. Přesněji je lze dělit dle Tab. 2-6.

Tab. 2-6 Rozdělení jednotlivých částí neutronového spektra, data z: [22]

Energetický rozsah	Název spektra
0 - 0,025 eV	Chladné neutrony
0,025 eV	Tepelné neutrony
0,025 - 0,4 eV	Epitermální neutrony
0,4 - 0,6 eV	Kadmiové spektrum
0,6 - 1,0 eV	Epi-kadmiové spektrum
1 - 10 eV	Pomalé neutrony
10 - 300 eV	Rezonanční neutrony
300 eV - 1 MeV	Pokročilé neutrony
1 - 20 MeV	Rychlé neutrony
>20 MeV	Relativistické neutrony

Reaktorové spektrum

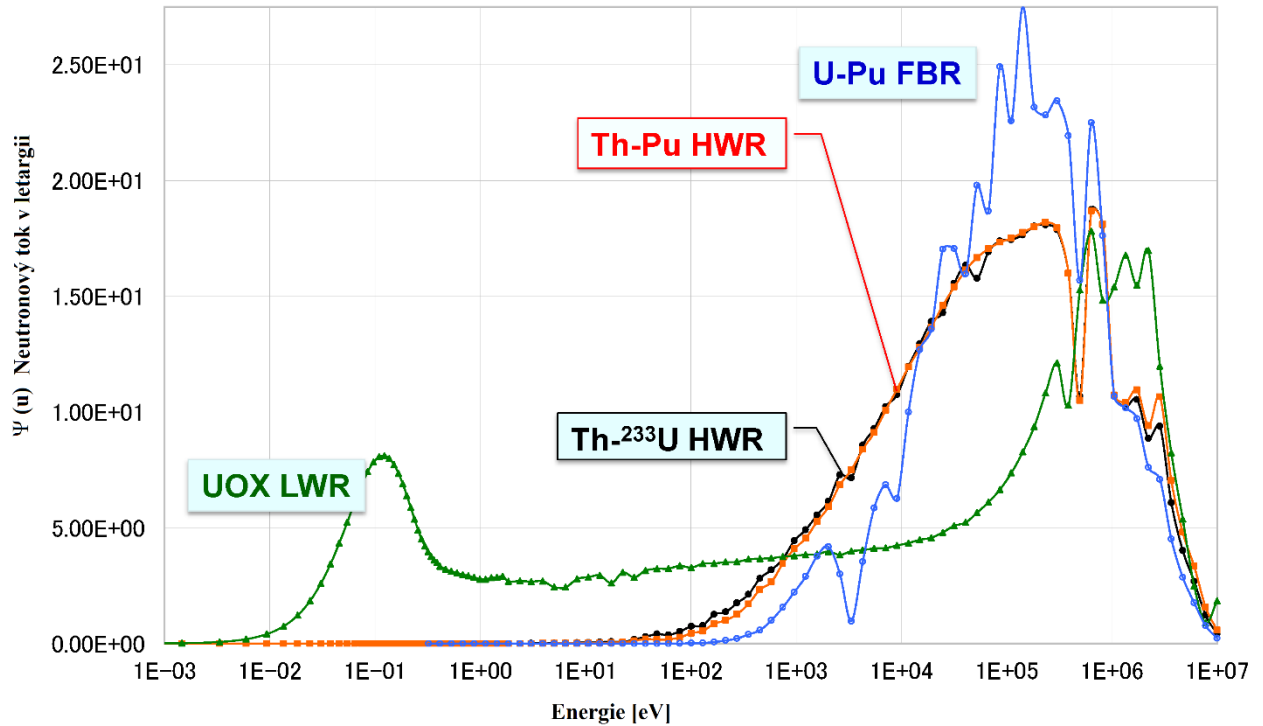
Každý reaktor má odlišné spektrum neutronů, které je závislé jak na geometrii reaktoru, tak na pracovních vlastnostech materiálů vyskytujících se v reaktoru. Na typu reaktoru, resp. na reaktorovém spektru neutronů závisí také produkce štěpných produktů, viz Obr. 13 a produkty z jiných než štěpných interakcí jader s neutrony. Hlavním pozorovaným izotopem je kromě ubývajícího ^{235}U , pak narůstající ^{239}Pu , který vzniká přeměnou z ^{238}U dle rovnice (1.3). Pozorování změny jednotlivých izotopů v palivu je mimo jiné zpracováno v praktické části DP, viz Obr. 39. Porovnání jednotlivých typů reaktorů s jejich schopnosti plodit štěpný ^{239}Pu , viz Obr. 8



Obr. 8: Graf produkce ^{239}Pu závislá na vyhoření pro HWR a LWR, přepracováno z: [19]

Reaktorová spektra jednotlivých reaktorů jsou uvedena na Obr. 9. Konkrétně se jedná o spektra pro rychlý reaktor pracujícího s U-Pu palivem, lehkododní reaktor se standartním UOX palivem a porovnání dvou spekter těžkovodního reaktoru pracujícího s Th-²³⁹Pu a Th-²³³U palivem. Spektra jsou vykreslena v závislosti $\Psi(u)$ na E . Letargie⁷ je značena u a její výpočet vychází z logaritmu poklesu energií. Lze tedy psát $u = \ln \frac{E_0}{E}$, potom tok závislý na energii v letargii bude:

$$\Psi(u) = \Psi(E) \left| \frac{\Delta E}{\Delta U} \right| = \Psi(E) \left| \frac{E_2 - E_1}{\ln E_1 - \ln E_2} \right| \quad (1.1)$$

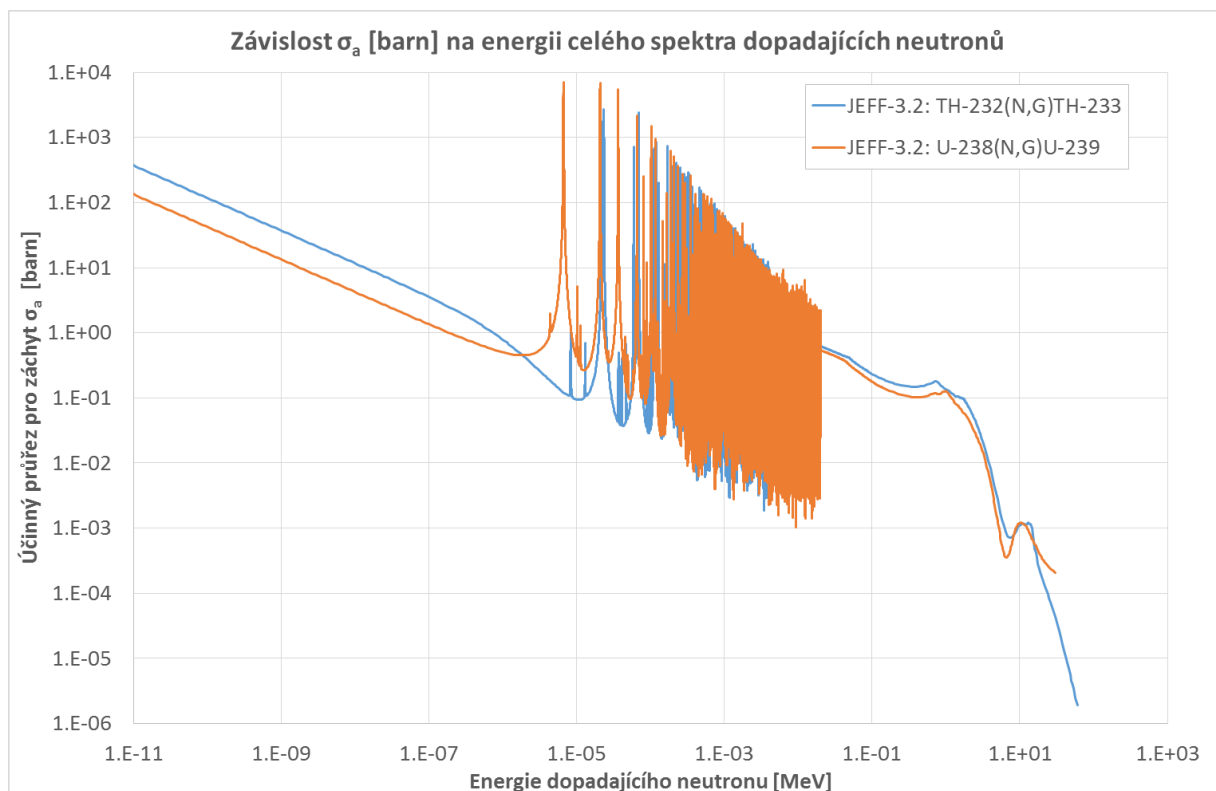


Obr. 9: Reaktorová spektra neutronů pro FRB, HWR + Th, LWR, přepracováno z: [24]

2.2.1.2 Účinný průřez

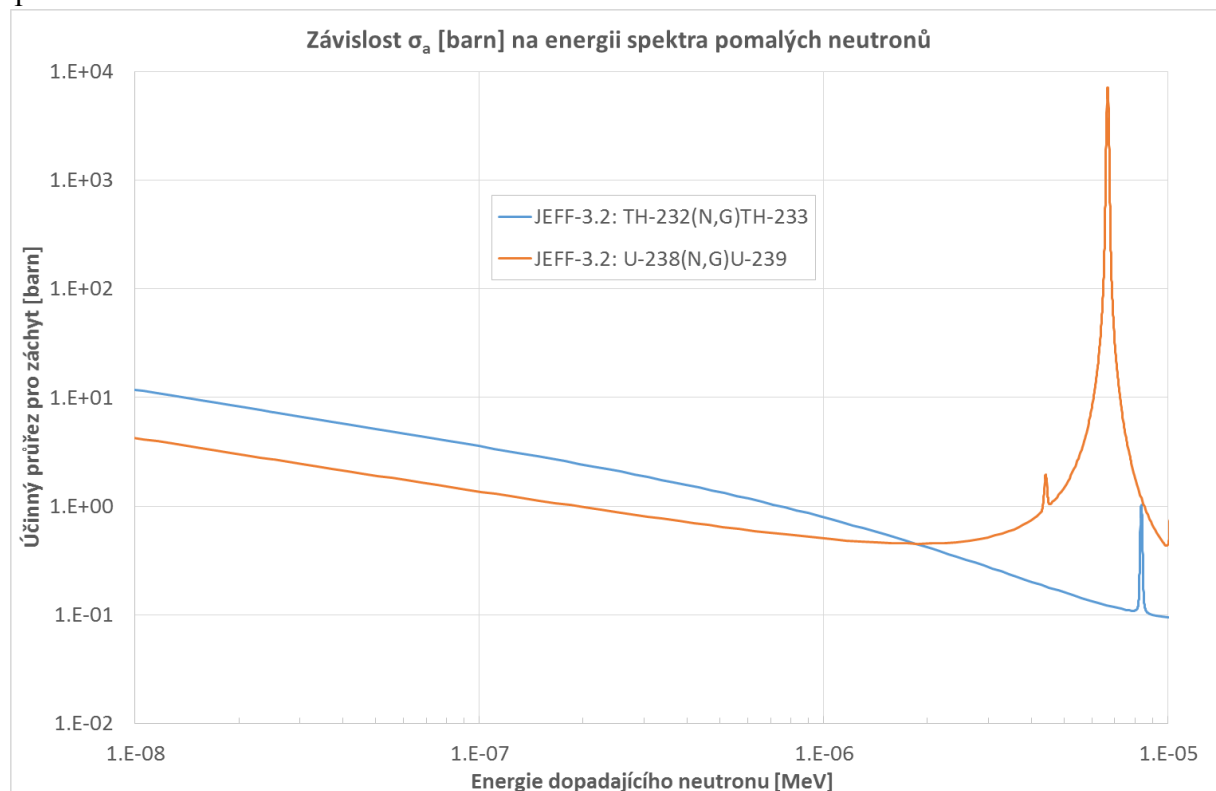
K tomu, aby se izotopy ²³²Th, resp. ²³⁸U staly štěpným palivem, musí u jejich jader dojít k zachytu neutronu a následným radioaktivním přeměnám, díky kterým se produkují štěpné izotopy ²³³U, resp. ²³⁹Pu. Pravděpodobnost, zda letící neutron bude zachycen atomovým jádrem, je daná účinným průřezem pro zachyt, stejně tak jako je pravděpodobnost štěpení jádra definovaná účinným průřezem pro štěpení. Účinný průřez se obecně značí symbolem σ , pro účinný průřez pro zachyt pak σ_a , pro štěpení σ_f a pro rozptyl σ_s [9]. Základní jednotkou je 1 m², nicméně z důvodu lepší představivosti a hlavně z historického hlediska se vžíla jednotka barn (b), přičemž převod jednotky je 1b = 10⁻²⁸ m².

⁷ Více o letargii lze dohledat v [26]



Obr. 10: Závislost účinného průřezu záchytu na energii dopadajícího neutronu, data z [11]

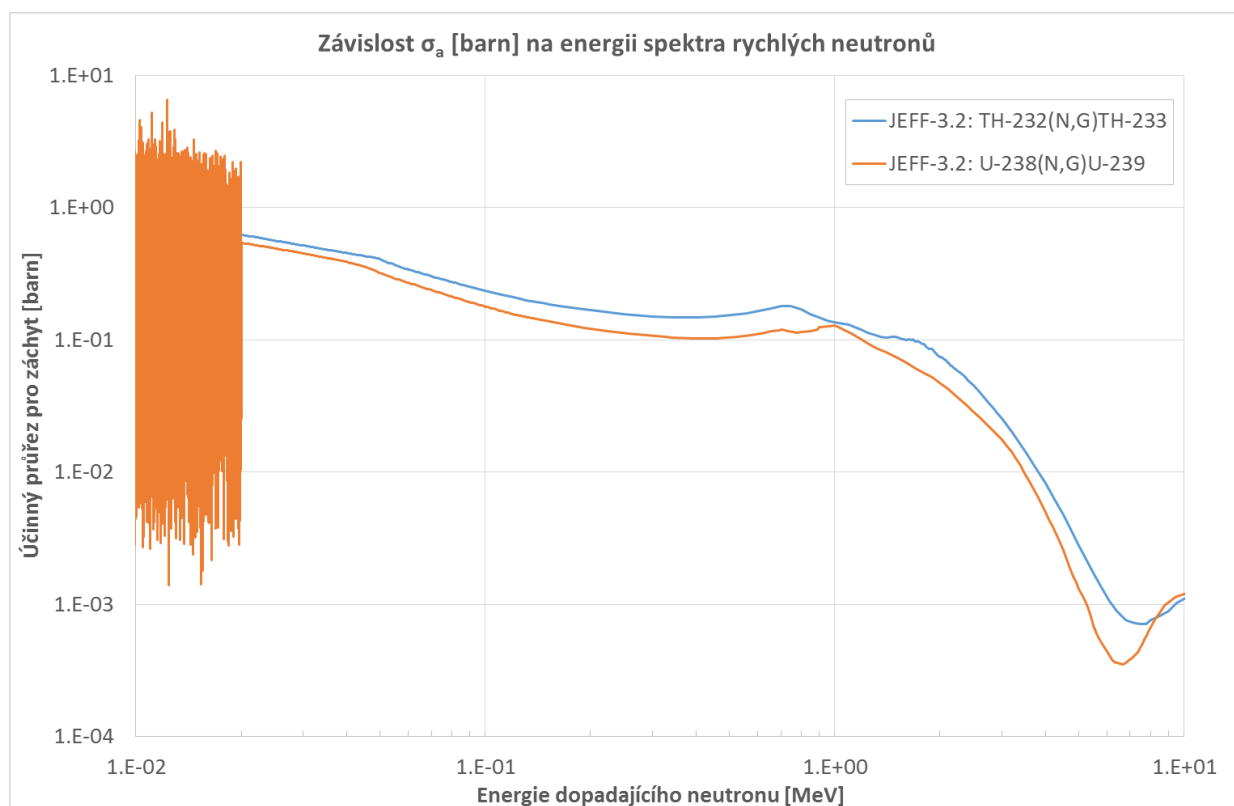
Účinný průřez obecně vyjadřuje podíl pravděpodobnosti, že pro daný terč nastane určitá interakce vyvolaná dopadem daných částic o dané energii a s daným tokem [9]. Izotop ^{232}Th má asi 3x vyšší σ_a pro oblast teplých neutronů, viz Obr. 11. Proto se hovoří o dostatečné zásobě paliva v porovnání s uranem.



Obr. 11: Závislost σ_a [barn] na E [MeV] pro pomalé neutrony, data z: [11]

Dnes využívané jaderné elektrárny jsou založeny především na štěpení pomalými neutrony. Díky zmíněnému vyššímu σ_a pro tepelné neutrony lze o ^{232}Th uvažovat jako o doplňku paliva pro dnes konvenční jaderné elektrárny. Současně ale thorium nelze využít jako štěpné palivo z důvodu štěpitelnosti, tedy neštěpnosti. Při vyhořívání thorium nejdříve pohlcuje neutrony, následnou přeměnou přechází na štěpný ^{233}U a při štěpení pak neutrony uvolňuje. Z toho důvodu lze o thoriu smýšlet jako o určitém aktivním absorbátoru, který by mohl zvyšovat vyhořívání palivových tyčí a tedy i prodlužovat délku kampaně v JR bez nutnosti většího množství zátěže. Ve skutečnosti by zátěž mohla být ještě nižší. Tím by bylo možné šetřit zásoby uranu a současně využít pozitivních přínosů thoria, viz kap. 2.2.1.

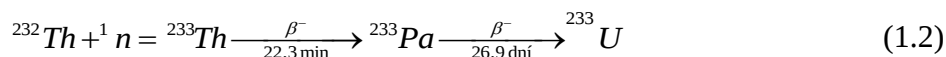
Dále je také zajímavé detailnější porovnání σ_a na spektru rychlých neutronů, tedy diskuze využití thoria v rychlých reaktorech. Pro celý zbytek spektra od epitermálních neutronů, má ^{232}Th vyšší účinný průřez pro záchyt oproti ^{238}U . Detailnější porovnání zmíněného spektra, viz Obr. 12.



Obr. 12: Závislost σ_a [barn] na E [MeV] pro rychlé neutrony, data z: [11]

2.2.1.3 Přeměna ^{232}Th na palivo ^{233}U

Po záchytu neutronu jádrem ^{232}Th nastává postupná přeměna přes ^{233}Th a ^{233}Pa na štěpný ^{233}U . Tato přeměna trvá několik dní a je dle dat dostupných z [10] popsána rovnicí (1.2).



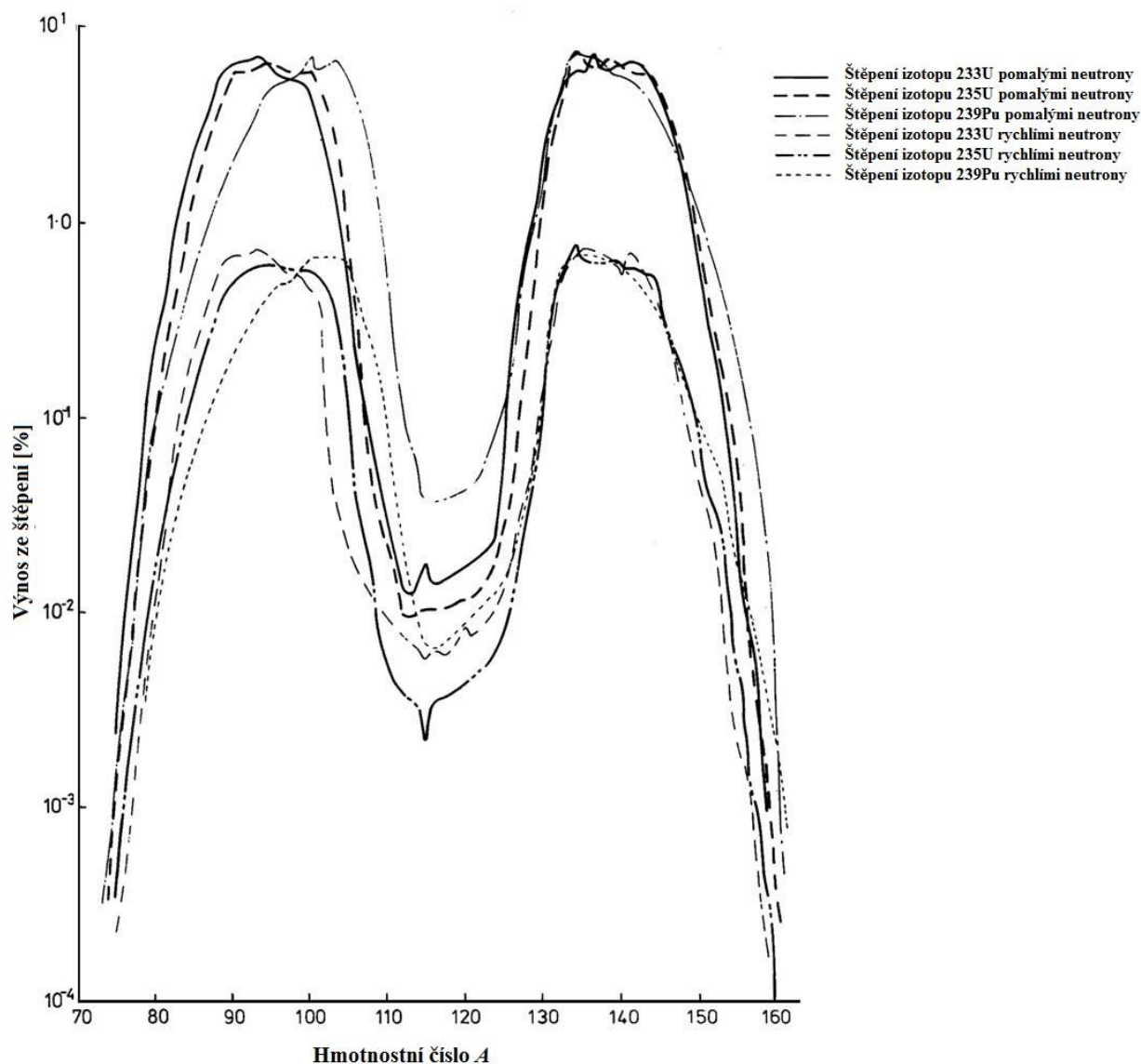
Ochrana proti zneužití paliva

Při působení neutronů na thorium může vzniknout také izotop ^{232}U , který má poločas přeměny asi 68,9 let [10] a jeho dceřiné produkty mají velmi krátké poločasy rozpadu s tvrdým gama zářením. Díky této skutečnosti lze poměrně snadno (v porovnání s přeměnou ^{238}U) detekovat případné zneužití. V případě přepravy tohoto obohaceného paliva potenciálně využitelného pro výrobu jaderné zbraně, je gama záření snadno detekovatelné poměrně jednoduchými a levnými

detektory. Současně vzniká pro potenciálního zájemce o zneužití jaderného mírového programu velký problém se zpracováním, právě z důvodu přítomnosti zmíněných tvrdých linek gama. Více k (n,2n) reakcím, které na izotop ^{208}Tl vedou, viz kap. 2.3.

Produkty ze štěpení

Při štěpení ^{233}U vzniká podobné spektrum odštěpků, jako při štěpení ^{235}U , nebo ^{239}Pu . Proces štěpení je závislý na energii ostřelujícího neutronu. Z toho důvodu lze na Obr. 13 pozorovat rozdílná spektra odštěpků pro spektrum pomalých neutronů a pro spektrum rychlých neutronů.



Obr. 13: Spektrum odštěpků pro různá spektra a paliva, přepracováno z: [7]

Rozdílné teploty tání a možnosti zpracování

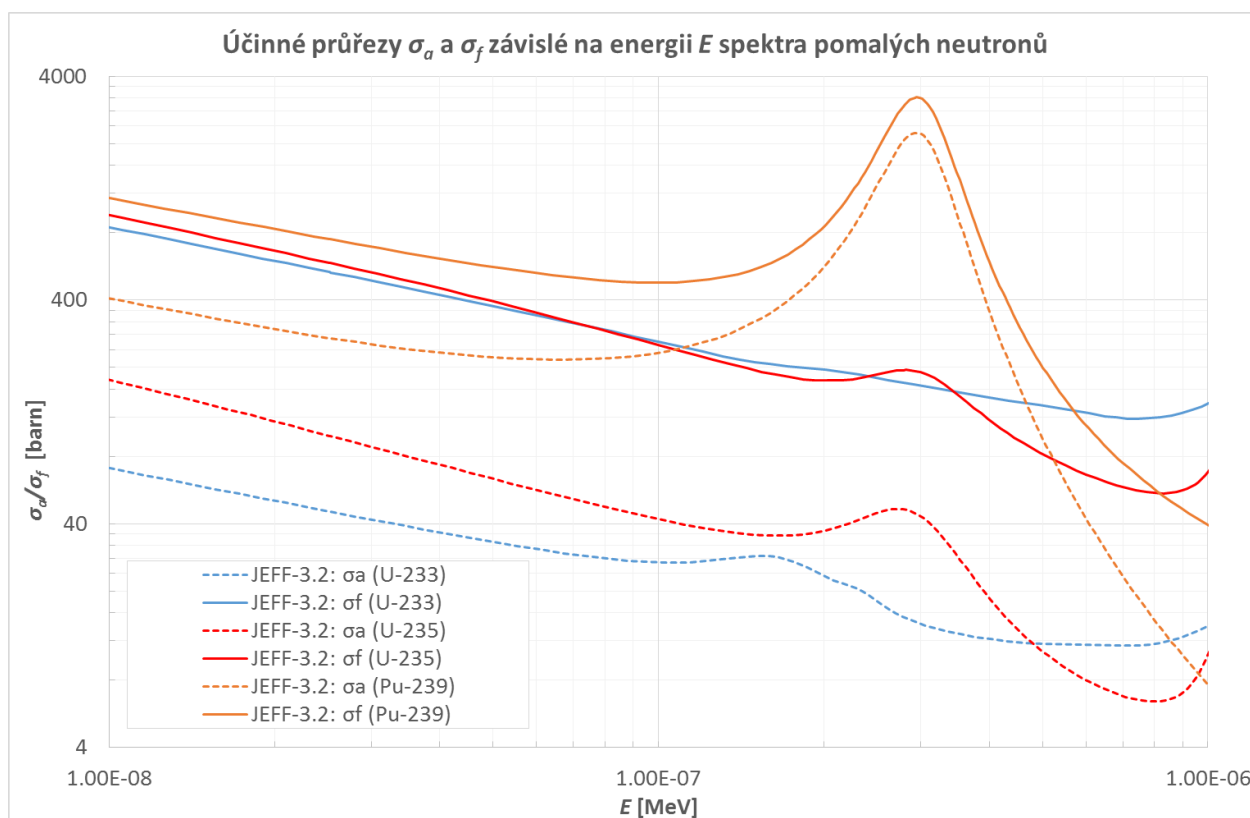
Dalším rozdílem thoria oproti konvenčním palivům je teplota tání, která je pro ThO_2 asi $3300\text{ }^\circ\text{C}$, což je asi o $500\text{ }^\circ\text{C}$ více než u UO_2 [23]. Výhodou je větší odolnost paliva v případě havárie, avšak tato skutečnost v sobě nese také značnou nevýhodu, jelikož s vyšší teplotou tání roste problematika výroby paliva. Při slinování pletek je třeba dosáhnout teploty nad $2000\text{ }^\circ\text{C}$, aby bylo možné zajistit dostatečnou hustotu pelety. V tomto případě se využívá příměsí (CaO , MgO , Nb_2O_5 , a dalších) pro dosažení potřebné hustoty i při nižší teplotě.

Kritičnost

K tomu, aby nastala štěpná řetězová reakce, je třeba určité kompaktní množství štěpného materiálu. U všech tří štěpných izotopů tedy můžeme definovat jejich kritické množství. Kritická množství pro homogenní kouli, která má největší poměr objemu k vnějšímu povrchu, o poloměru R_{krit} jsou uvedena v Tab. 2-7. Kritické množství je vyjádřeno hmotností a z daných štěpných izotopů je právě nejmenší pro ^{233}U . Důvodem je nejmenší poměr účinného průřezu pro záchyt k účinnému průřezu pro štěpení, viz Obr. 14.

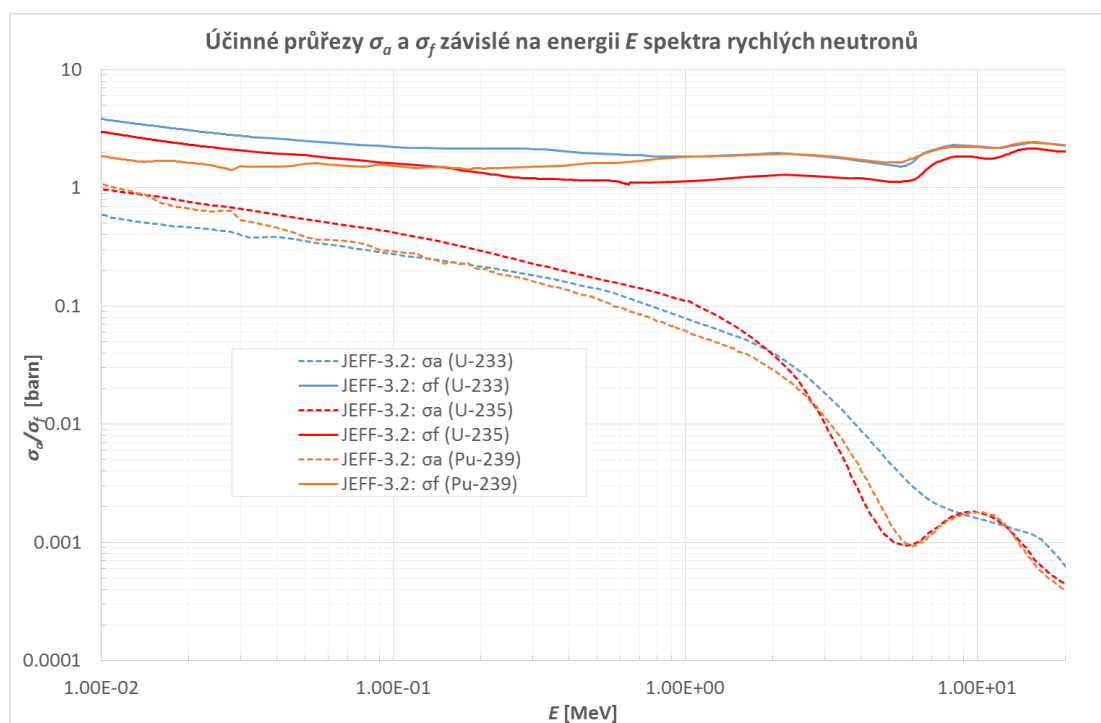
Tab. 2-7 Kritická množství štěpných izotopů ^{233}U , ^{235}U a ^{239}Pu , přepracováno z [13]

Izotop	m_{krit} [kg]	R_{krit} [cm]
^{235}U	48	9
^{239}Pu	17	6
^{233}U	16	6



Obr. 14: Závislost σ_a a σ_f na spektru pomalých neutronů pro štěpné izotopy, data z: [11]

Pokud mezi ostřelujícím neutronem a jádrem štěpného izotopu dojde k interakci, s největší pravděpodobností dojde ke štěpení a uvolní se další neutrony. Počet uvolněných neutronů je závislý na energii ostřelujícího neutronu a na ostřelovaném izotopu. Pro konvenční reaktory VVER je při štěpní tepelnými neutrony uvolněno asi 2,43 okamžitých neutronů [9]. Pokud ovšem nedojde ke štěpení, ale k záchytu jiným jádrem, neutron zanikne a s velkou pravděpodobností se z nadcházející přeměny další neutron neuvolní. Pro úplnost je na Obr. 15 zobrazena ještě zadní část spektra pro záchyt, resp. štěpení rychlými neutrony.



Obr. 15: Závislost σ_a a σ_f na spektru rychlých neutronů pro štěpné izotopy, data z: [11]

Tepelná vodivost

Tepelná vodivost je poněkud problematickou veličinou. Pro nižší teploty je tepelná vodivost ^{233}U oproti ^{235}U vyšší a zároveň při vyšších teplotách je tepelná vodivost nižší [5]. Mixované palivo Th- UO_2 ovšem nemá logicky lehce vyvoditelnou tepelnou vodivost. Dalo by se předpokládat, že při přidání thoriumu do UO_2 tepelná vodivost poklesne, nicméně bylo experimentálně zjištěno, že tepelná vodivost vzrostla⁸. Současně bylo zjištěno, že při mixování ThO_2 s PuO_2 (Th-Pu O_2), přičemž tepelná vodivost ThO_2 je nižší než PuO_2 , byla naměřena nižší tepelná vodivost než mělo ThO_2 . Při mixování těchto izotopů (směs oxidů) vystupuje na povrch problematika přechodných odporů mezi jednotlivými fázemi z různých materiálů (anglicky tzv. Kapitza resistance)⁹.

Tab. 2-8 Součinitel tepelné vodivosti pro ThO_2 a UO_2 , data z: [23]

Teplota [°C]	Součinitel tepelné vodivosti [W·cm ⁻¹ ·°C ⁻¹]	
	ThO ₂	UO ₂
100	0.1030	0.1050
200	0.0860	0.0815
400	0.0600	0.0590
600	0.0440	0.0452
800	0.0340	0.0376
1000	0.0310	0.0351
1200	0.0250	-

Další výhodou thoriového paliva je vyšší teplota tání. Pro thoriové palivo dle [23] je to asi $t_{t(\text{ThO}_2)} = 3300 \pm 100$ °C a pro uranové palivo asi $t_{t(\text{UO}_2)} = 2760 \pm 30$ °C.

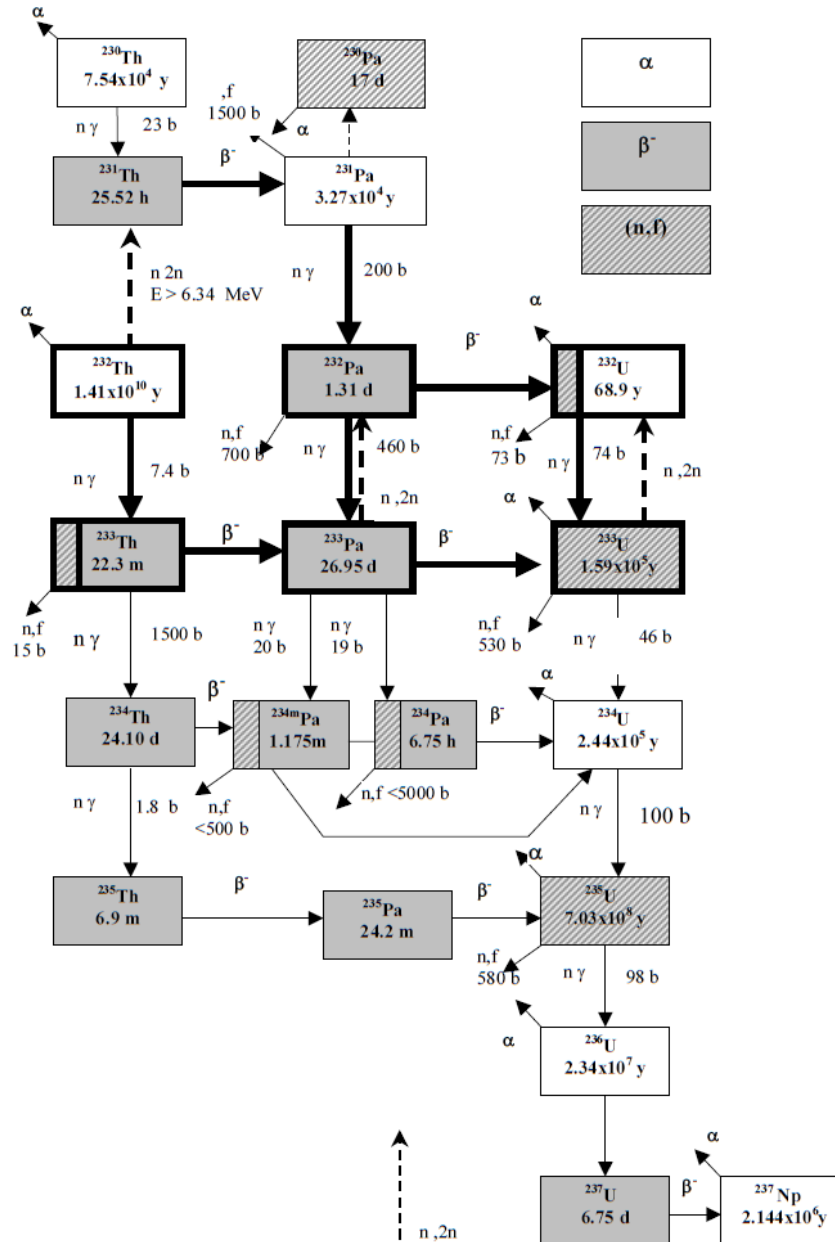
⁸ Informace pramení z [31], [31]

⁹ Za rozšíření znalostí v problematice přenosu tepla patří zvláštní poděkování Ing. Štěpánovi Foralovi.

2.3 Negativní vlastnosti thoria

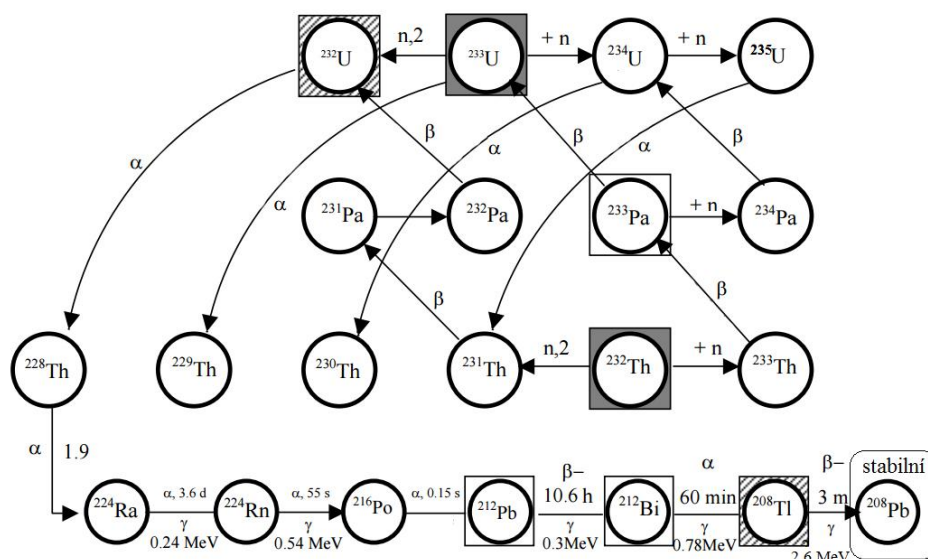
Současně s pozitivními vlastnostmi, které thorium činí výhodnějším palivem oproti uranu, si s sebou nese také negativní vlastnosti. Jednou z nich je skutečnost vyšší teploty tání, která způsobuje problematiku opracování. Pro dosažení požadované hustoty je třeba teplota při slinování více než 2000 °C. Takto vysoké teplotě ovšem lze předcházet vnořením určitých nečistot do ThO₂.

Výhodou je nižší produkce aktinidů díky lehčímu izotopu, nicméně problém, který nastává je (n, 2n) reakce jednotlivých izotopů. Graficky je problematika zobrazena na Obr. 16.



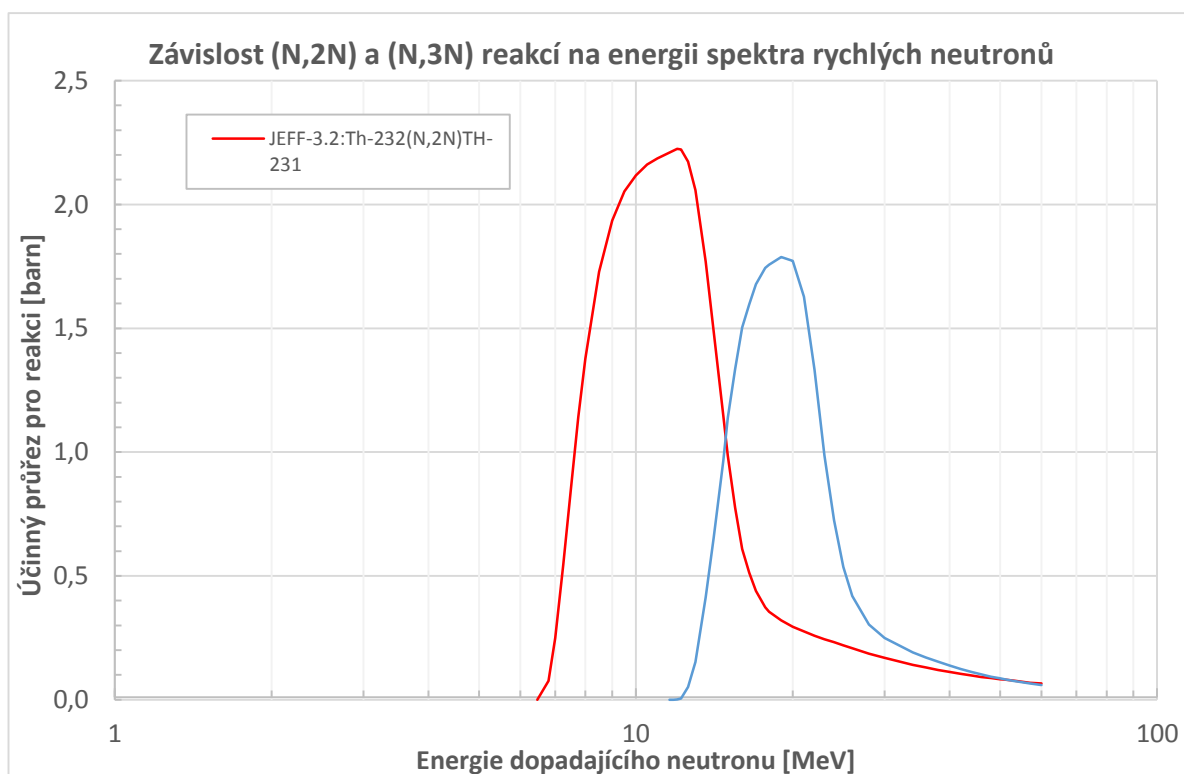
Obr. 16: Vznik ^{232}U a dalších izotopů při využití ^{232}Th v JR, převzato z [1], str 68.

Vzniklý izotop ^{232}U s poločasem 68,9 r [10] je nepříjemným izotopem při krátkodobém skladování paliva, jelikož dceřiné produkty vzniklé přirozenou přeměnou jsou silnými gama zářiči, jak lze vidět na spodní části Obr. 17.



Obr. 17: Vznik hlavních izotopů z thoriové přeměny na palivo, zpracováno z: [1]

Nevyšší podíl na produkci problematického ^{208}Tl má $(n,2n)$ reakce na jádrech ^{232}Th . Vynesený graf účinného průřezu této reakce je uveden v Obr. 18. Zde je také vynesena $(n,3n)$ reakce, z důvodu právě opačných, tedy pozitivních vlastností. Právě díky reakcím $(n,2n)$ a $(n,3n)$ vzniká více neutronů. Lepší výnos neutronů, resp. lepší ekonomika neutronů je přímo spjata s lepšími vlastnostmi paliva, vyšší k_{eff} .



Obr. 18: Účinný průřez pro $(N,2N)$ a $(N,3N)$ reakce ^{232}Th , data z: [11]

Další nevýhodou je chemická stabilita ThO_2 a problematika rozpuštění v kyselině dusičné (HNO_3). V případě přidání HF (kyselina fluorovodíková) do koncentrované HNO_3 vzniká roztok zapříčiňující korozi nerezů.

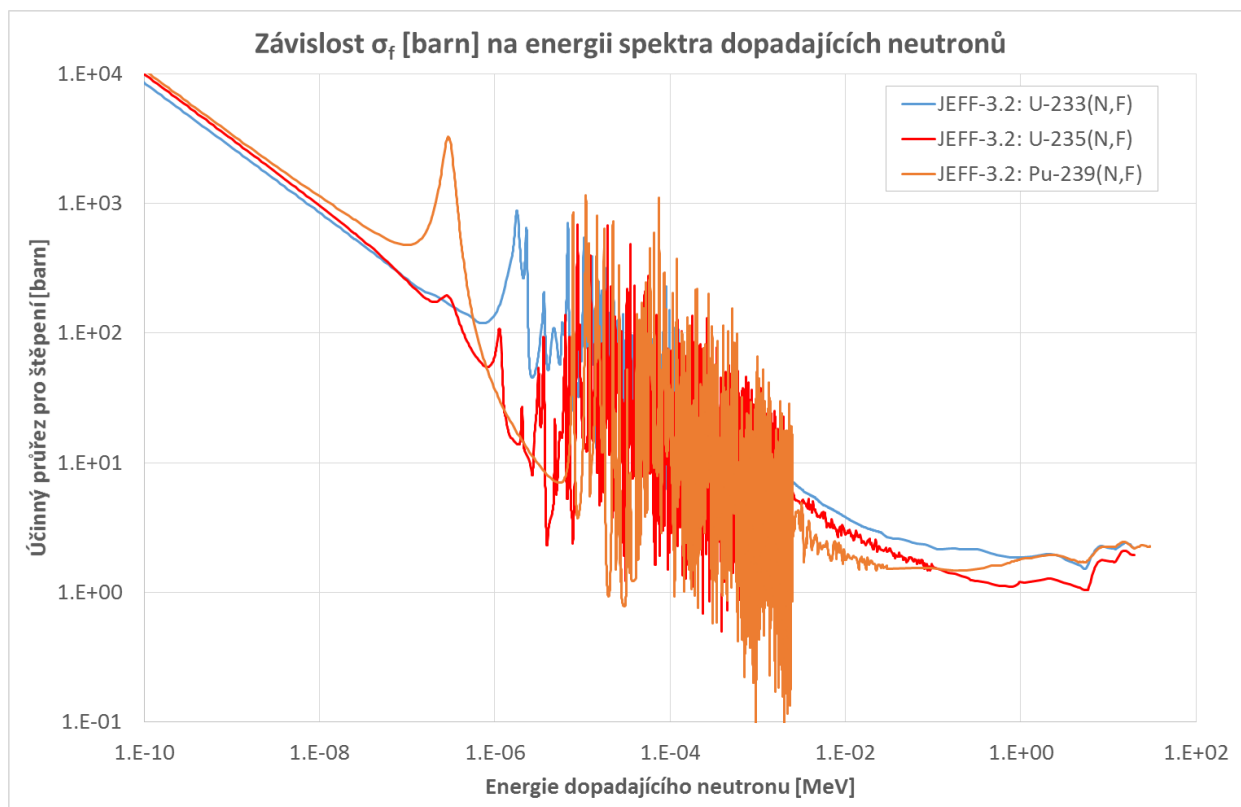
2.4 Štěpný vs. štěpitelný izotop

Když hovoříme o thoriu jako o palivu pro jaderné elektrárny, tak nelze o palivu smýšlet tak, jak je tomu u konvenčních reaktorů. Thorium, resp. izotop ^{232}Th , není štěpný izotop jako je například nám známý ^{235}U , ale je izotopem štěpitelným. Štěpné izotopy jsou izotopy podléhající štěpení při ostřelování neutrony. Do této skupiny tedy patří ^{233}U , ^{235}U a ^{239}Pu . Štěpitelné izotopy, nebo také plodivé a množivé, jsou pak takové izotopy, které mohou podléhat štěpení pouze při působení rychlých neutronů ($E \approx 1\text{--}20\text{ MeV}$). Pokud bychom tedy chtěli využít thorium jako palivo, musíme štěpitelný izotop ^{232}Th smíchat se štěpnými izotopy ^{233}U , ^{235}U , nebo třeba ^{239}Pu . V následující Tab. 2-9 lze nalézt jednotlivé účinné průřezy pro nejvíce využívané štěpné a štěpitelné izotopy a Gd reprezentující absorbátory, kde σ_{el} , σ_{in} , σ_{a} , resp. σ_{f} jsou účinné průřezy pro pružný rozptyl, nepružný rozptyl, radiační záchyt, resp. štěpení a $\bar{\nu}$ je průměrné množství okamžitých neutronů vzniklých při jednom štěpení.

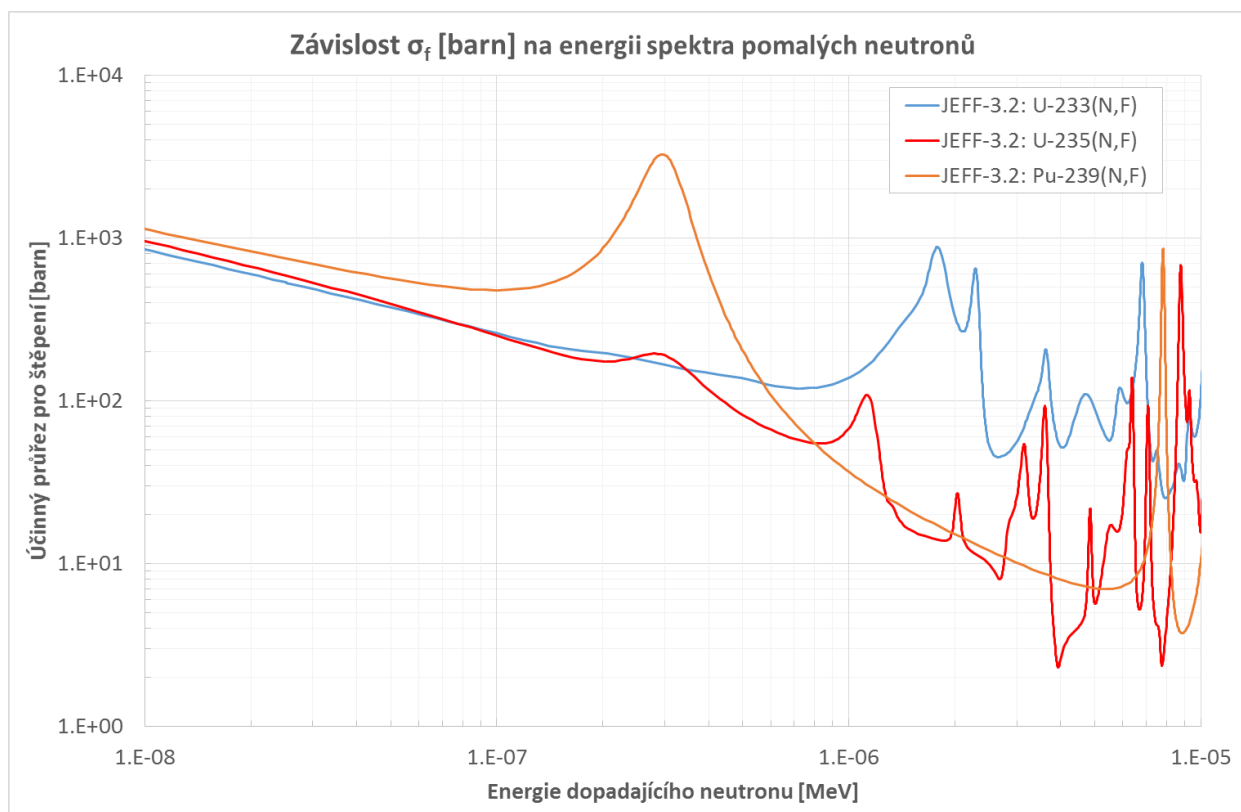
Tab. 2-9 Účinné průřezy jednotlivých izotopů [7]

	Průměr při působení tepelných neutronů				Průměr při působení průměru ze spektra				
	σ_{el} [barn]	σ_{a} [barn]	σ_{f} [barn]	$\bar{\nu}$	σ_{el} [barn]	σ_{a} [barn]	σ_{f} [barn]	σ_{in} [barn]	$\bar{\nu}$
Štěpné izotopy									
^{233}U	12,19	42,20	468,2	2,495	4,229	0,063	1,841	1,132	2,596
^{235}U	15,98	86,70	504,81	2,433	4,409	0,095	1,219	1,917	2,583
^{239}Pu	7,90	274,32	699,34	2,882	4,566	0,065	1,8	1,369	3,091
Štěpitelné izotopy									
^{238}U	9,37	2,414	$1,05 \times 10^{-5}$	2,489	4,825	0,07	0,3	2,598	2,598
^{232}Th	11,84	6,533			4,823	0,102	0,071	2,241	2,093
Absorbátory					σ_{nA} [barn]				
Cd	10,237	2918,3			4,34	0,048		1,288	

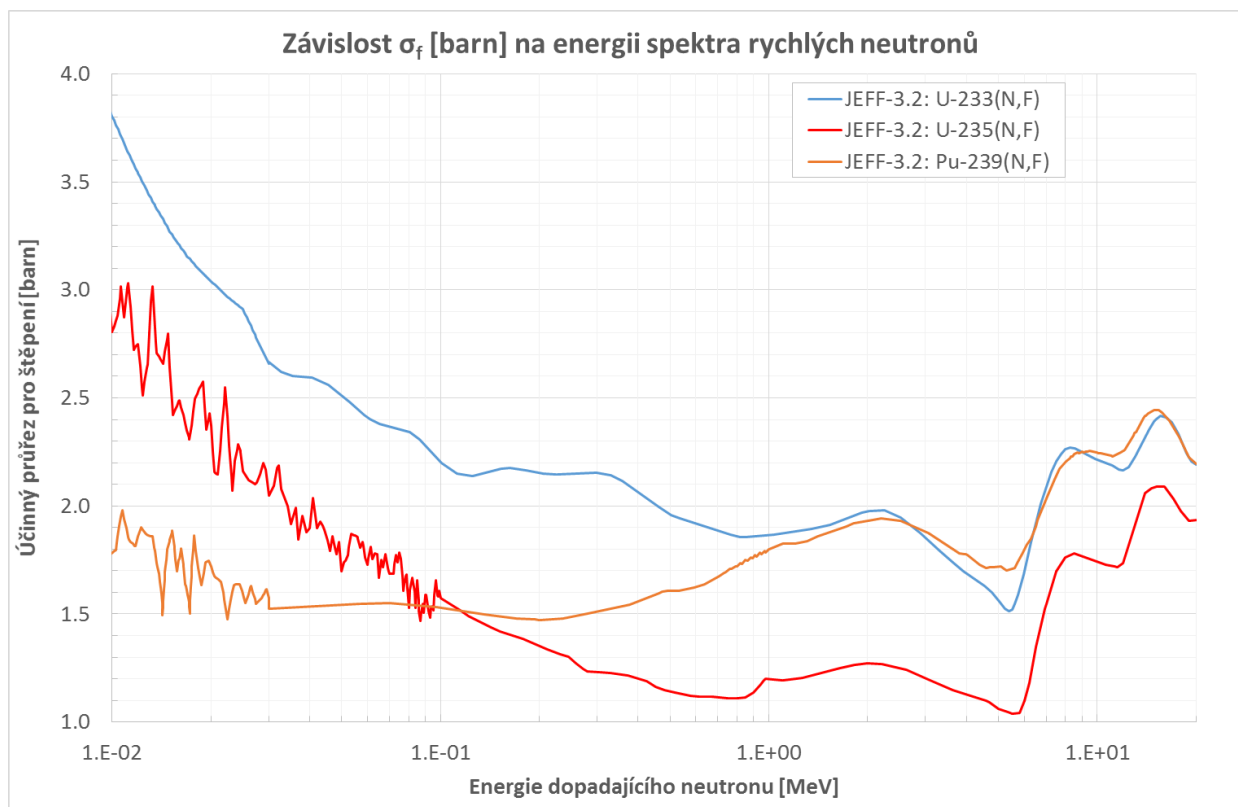
Pro porovnání účinných průřezů je nutné uvažovat celé spektrum neutronů, viz Obr. 19, ve kterém jsou uvedeny účinné průřezy pro štěpení v závislosti na energii dopadajícího neutronu. Právě i spektrum neutronů emitovaných po štěpné reakci není totožné pro všechny námi uvažované štěpné izotopy a jejich počet je taktéž závislý na energii dopadajícího neutronu.



Obr. 19: Závislost účinného průřezu štěpení pro celé spektrum neutronů, data z [11]



Obr. 20: Závislost účinného průřezu štěpení pro pomalé neutrony, data z [11]



Obr. 21: Závislost účinného průřezu štěpení pro rychlé neutrony, data z [11]

Z hlediska porovnání ^{233}U , ^{235}U a ^{239}Pu jako paliva je důležité porovnání zisku energie ze štěpení těchto izotopů uvedeno v Tab. 2-10. Pokles zisku energie z jednoho štěpení ^{233}U , oproti dnes konvenčnímu ^{235}U je asi 3 %. Tento pokles výnosu je zanedbatelný v porovnání s pozitivou, která thoriové palivo nabízí.

Tab. 2-10 Energetický výnos z jednoho štěpení izotopů ^{233}U , ^{235}U a ^{239}Pu [7]

	^{233}U	^{235}U	^{239}Pu
Okamžitě uvolněná energie	[MeV]	[MeV]	[MeV]
Kinetická energie štěpných produktů	168,2	169,1	175,8
Kinetická energie okamžitých neutronů	4,9	4,8	5,9
Kinetická energie γ -záření	7,7	7	7,8
Energie z přeměny štěpných produktů			
Energie z přeměny β^-	5,2	6,5	5,3
Energie z anti-neutrin	6,9	8,8	7,1
Energie ze zpožděného γ -záření	5	6,3	5,2
Suma	197,9	202,5	207,1

V tabulce lze ještě odečíst energii z antineutrin, které neodevzdají energii v reaktoru. Zároveň lze přičíst dodatečný zdroj energie, kterým je vazebná energie uvolněná při absorpci okamžitých neutronů nepodílejících se na dalším štěpení. Pro ^{233}U , ^{235}U , resp. ^{239}Pu je tato energie asi 9,1 MeV, 8,8 MeV, resp. 11,5 MeV. Při uvažování těchto energií je tedy výsledný výnos z jednoho štěpení pro oba izotopy uranu téměř totožný (rozdíl 1,2 % ve prospěch ^{235}U). Produkty štěpení jednotlivých štěpných izotopů jsou uvedeny na Obr. 13.

3 SOUČASNÝ VÝZKUM A VÝVOJ JADERNÉHO PALIVA S OBSAHEM THORIA

Výzkumem thoriového cyklu se zabývali a zabývají vědecké týmy po celém světě, ale největší odhodlání k úspěchu má bezesporu Indie nedisponující uranovými nalezišti. Dalším aspektem logicky vedoucím k výzkumu alternativních thoriových paliv a obecně reaktorů IV. generace je skutečnost malého podílu jaderné energetiky na výrobě elektrické energie v této velmi lidnaté zemi. Zde spotřebovaná elektrická energie pochází zatím pouze asi z 3,5 % z jaderné energetiky. Vzhledem k vizi Indie o jejím ekonomickém růstu, který je nepochybně spjat s dostupností elektrické energie, je potřeba hledat a budovat nové zdroje energie.

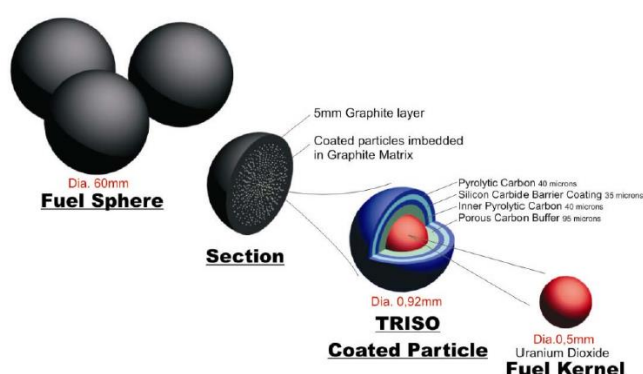
3.1 Historie využívání thoriového paliva v jaderných reaktorech ¹⁰

Historie výzkumu thoriového paliva sahá až do počátku jaderných let. Za největší výhodu bylo považováno omezení produkce transuranů. Vzhledem ke skutečnosti, že thorium není štěpný izotop, prvenství v oblasti jaderného paliva získal ²³⁵U.

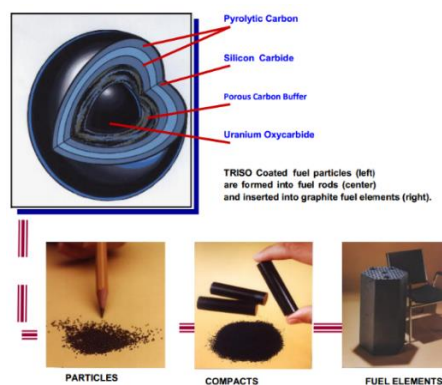
Po spuštění prvních lehkovodních reaktorů Shippingport 1957 (PWR) a Dresden 1960 (BWR) na sebe thoriové reaktory nenechaly dlouho čekat. První reaktory využívající thorium byly Elk River a Peach Bottom spuštěny 1963, resp. 1966. Thorium bylo později testováno také na prvním PWR reaktoru Shippingport. Počáteční nadšení ve výzkumu thoria bylo způsobeno dle prvotních průzkumů poměrně malými zásobami uranu, viz Obr. 7. Dalšími průzkumy bylo zjištěno větší množství uranu, a proto zájem o thorium pomalu upadal z důvodu absence štěpného izotopu. Státy s malými zásobami uranu a velkými zásobami thoria ovšem ve výzkumu nadále pokračovali.

3.1.1 Vysokoteplotní plynem chlazené reaktory

V minulosti bylo thorium hojně využíváno ve směsi s HEU uzavřené v grafitovém obalu tvaru koule. Koule byla volena z důvodu nejvyššího poměru objemu k povrchu, aby se omezilo úniku neutronů. Tato koncepce byla využita například v německém reaktoru AVR. Reaktor s výkonem asi 13 MW_e [6] obsahoval asi 100 000 kusů těchto koulí, viz Obr. 22. Toto palivo se pyšnilo vysokým vyhoříváním až 150 000 MWd/kg_{HM}



Obr. 22: Palivo HTGR reaktorů ve formě koule, převzato z [5]



Obr. 23: Palivo HTGR ve formě válců v grafitové mříži, převzato z [15]

¹⁰ Kapitola vychází ze zdrojů [2], [3], [5] a [6]

Dalším reaktorem využívajícím palivo ve tvaru koule, byl **THTR** kde s výkonem 300 MW_e. V reaktoru bylo umístěno asi 670 000 koulí. Podobnými reaktory byly **Dragon** (20 MW_t), **Peach Bottom** (40 MW_e), a **Fort St. Vrain** (330 MW_e) s tím rozdílem, že využívali palivo ve formě válečku v grafitové mříži, viz Obr. 23.

3.1.2 Lehkovodní reaktory

Mezi zástupce lehkovodních reaktorů patří několik tlakovodních reaktorů, již zmíněný Shippingport, ve kterém byl v letech 1977-1982 úspěšně proveden experiment potvrzující kladný výnos neutronů při množení a štěpení ²³³U z izotopu ²³²Th. Ozařování a výzkum thoriového paliva byl prováděn na reaktorech **Borax IV**, **Elk River**, a **Indian Point**. Situace s výzkumem v oblasti thoria se ovšem rapidně změnila po havárii v Three-Mile Island, USA roku 1979. Druhou těžkou ránu obdržela jaderná energetika roku 1986 po havárii v Černobylu. Nejistota jaderné energetiky a nepříznivé lidské mínění ukončili jadernou euforii a tím se i logicky snížil požadavek na množství uranu. Z toho důvodu byly výzkumy na thoriové palivo ve velké míře ukončeny. Výzkum se přesunul na zvýšení bezpečnosti jaderných reaktorů a především zlepšení PR v oblasti jaderné energetiky. Dostatek uranu byl ještě zvýrazněn uvolněním paliva určeného pro vojenské účely. Na konci 70. let se USA rozhodlo ustoupit od možnosti uzavřeného palivového cyklu. Z toho důvodu nebyl v USA prostor pro přepracování ²³³U z thoriového cyklu a tedy další důvod k ukončení thoriového výzkumu.

Thorium začalo být znovu diskutováno po roce 1990, když bylo plutonium spíše označováno jako odpad a schopnost thoria „spalovat“ plutonium byla vítaná. Z důvodu možnosti zneužití HEU bylo rozhodnuto o využívání LEU s cílem, nebo resp. prioritami:

- Zajištění dostatku zásob štěpných izotopů pro rozvoj jaderné energetiky
- Omezení toxicity použitého paliva
- Ekonomičnosti jaderné energetiky schopné konkurovat konvenčním elektrárnám
- Mírového využití jaderné energetiky, zvýšení dohledu

3.1.3 Reaktory CANDU

Tento typ [2] reaktorů se může pyšnit vysokou ekonomikou neutronů, možností výměny paliva v průběhu vyhořívání bez nutnosti odstávky, jednoduchou skladbou paliva umožňující vyzkoušení možností využívání thoriového paliva v energetických reaktorech.

Díky thoriu se zvyšuje vyhoření přírodního uranu z důvodu „soběstačnosti“ štěpení thoria. Dnes je stále ekonomický otevřený cyklus z důvodu poměrně levného paliva. Izotop ²³²Th přeměněný na ²³³U je štěpený během kampaně a po ukončení kampaně je ekonomické jeho separování a přepracování, jelikož jeho množství je asi 5 x větší než množství ²³⁹Pu při štěpení ²³⁵U. Důležité je zmínit nižší toxicitu v použitém palivu. Výhodou je poměr produkovaných neutronů na jedno štěpení, přičemž neutronové spektrum je složeno z převážně tepelných neutronů. ThO₂ je chemicky stabilnější a při štěpení produkuje méně aktinidů než uranové palivo.

Díky produkovaní tepelných neutronů je thoriové palivo po určité době schopno štěpit vlastní produkty ²³³U. Thorium je možné využít v reaktoru CANDU pro mírové využití plutoniového paliva z jaderných zbraní. Pro palivo tvořené asi 2,6 % zbrojního plutonia v ThO₂ palivu CANFLEX s grafitovým středem obklopeným 35 palivovými tyčemi a 2 vnějšími palivovými kroužky bylo dosaženo vyhoření asi 30 MWd/kg_{HM} pro těžké prvky a tím spálení více než 94 % štěpného plutonia.

Nespornou výhodou je také lepší dohled nad problematikou jaderného zneužití k vojenským účelům, jelikož při vložení ^{232}Th do neutronového toku vzniká kromě již zmíněné konverze na ^{233}U také přes (n,2n) reakce ^{232}Th přeměna až na ^{208}Tl produkující silné gama záření o energii 2,6 MeV [10]. Právě v těžkovodních reaktorech je možnost zneužití jaderné energie pro vojenské účely největší z důvodu možnosti kontinuální výměny paliva.

Při pokusech o využití thoria jako štěpitelného paliva ke štěpnému přírodně obohacenému uranovému palivu, bylo dosaženo o 21 % lepšího využití uranového paliva v případě, kdy byly u reaktoru odstraněny řídící tyče (lepší cirkulace chladiva). U druhého reaktoru, který byl ve stejné koncepci, tedy s řídícími tyčemi, bylo dosaženo lepšího využití uranového paliva o 14%. Reaktivita chladicího média je o poznání nižší.

3.1.4 MSR reaktory

Úplně jiným typem reaktoru je reaktor s tekutými solemi (MSR) s palivem ve formě fluoridových solí. Velká očekávání přináší tento typ reaktoru především z hlediska přepracování a zvýšení množivé schopnosti. MSR mají velký potenciál, ale zároveň velké požadavky na konstrukční materiál. V prvním testovacím reaktoru MSRE bylo testováno několik možných variant, včetně všech 3 využívaných štěpných izotopů (^{233}U , ^{235}U a ^{239}Pu).

Reaktor MSRE byl rozestavěn v roce 1962 a hned v roce 1965 byly uskutečněny první experimenty s dosažením kritičnosti. Jako palivo reaktor využíval směs lithia, beryllia, zirkoniových solí a štěpného HEU. Během provozu bylo přidáno 600 g ^{239}Pu a zbylý uran ^{235}U byl odseparován a nahrazen ^{233}U . Tím se uskutečnilo první využití ^{233}U v jaderném reaktoru. Reaktor s tímto izotopem pracoval úspěšně od ledna do května roku 1969. Tento experimentální reaktor potvrdil skvělou flexibilitu reaktorů s tekutými fluoridy a v rámci experimentu bylo naměřeno mnoho cenných dat pro následující výpočty. Na základě zkušeností s reaktorem se přešlo k přípravě dalšího typu reaktoru MSBR, který byl zaměřen na množení štěpného ^{233}U z lehkého dostupného ^{232}Th v oblasti tepelného spektra neutronů. Tento projekt bohužel nebyl nikdy realizován.

Tab. 3-1 Parametry reaktoru MSR, data převzata z [5]

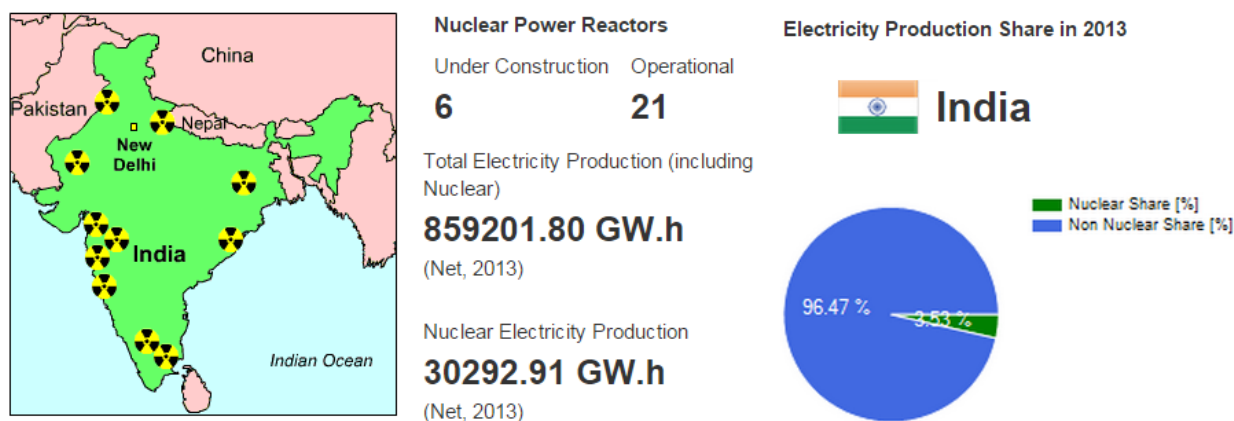
Tepelný výkon	8 MW _t
Palivo	$^7\text{LiF}-\text{BeF}_2-\text{ZrF}_4-^{235}\text{UF}_4$
	$^7\text{LiF}-\text{BeF}_2-\text{ZrF}_4-\text{UF}_4-\text{PuF}_3$
	$^7\text{LiF}-\text{BeF}_2-^{233}\text{UF}_4$
Moderátor	graphite
Konstrukční materiál	INOR-8
Chladivo	LiF-BeF ₂

3.2 Současný výzkum thoria jako paliva pro jaderné reaktory

Ačkoli výzkum thoriového cyklu začal časově téměř společně s výzkumem uranového a plutoniového cyklu, tento výzkum nebyl ani zdaleka tak konstantní a úspěšný, jako výzkum druhých dvou zmíněných cyklů. Velkým boom, který thoriový cyklus vyvolal, uhasnul především z důvodu odklonu lidského mínění od jaderného smýšlení po havárii v Three Mile Island roku 1979, resp. v Černobylu roku 1986. Výzkum thoria byl v mnoha zemích ukončen hlavně z důvodu absence štěpného paliva. To je poměrně zásadní nevýhoda oproti ostatním štěpným izotopům. Dalším důvodem k odstoupení od thoriového výzkumu především v USA byla skutečnost uvolněním štěpitelného materiálu z vojenských rezerv pro mírové využití jaderné energie. Současné se z důvodu průzkumů zvětšily odhady uranových nalezišť.

Indický výzkum

Jediná země konstantně vedoucí výzkum thoriového paliva je Indie. Důvodem k tomuto výzkumu bylo logické vyústění kombinace velkého množství lidí osídlujících tento stát, velmi mizivá naleziště uranu a velká naleziště thoria. Právě Indie vidí budoucnost svého ekonomického růstu právě v thoriovém palivovém cyklu. V roce 1970 nebyla Indie zahrnuta do dohody o využívání mírové jaderné energetiky z důvodu zájmu o jaderné zbraně. Indie měla velkou touhu ovládnout thoriové palivový cyklus ke komerčnímu využití. Hlavní motivací bylo uvalení embarga, čímž byl nákup uranového paliva ze zemí mírově využívajících jadernou energetiku znemožněn. Po zrušení embarga byl výzkum thoria mírně omezen, jelikož Indie začala jednat o nákupu reaktorů III. a III.+ generace z Evropy, Ruska a USA. V lednu 2015 byl dle [6] podíl výroby energie jadernými elektrárnami, která činila za rok 2013 asi 30 TWh, mírně nad hranicí 3,5 %. Přechodem Indie na jadernou energetiku by se velmi zvýšila ekologie celého státu, jelikož provozované tepelné elektrárny jsou značně zastaralé s vysokými emisemi ¹¹.



Obr. 24: Znázornění aktuální situace jaderné energetiky v Indii ¹²

¹¹ Ekologická situace v Indii je v porovnání s evropskými poměry ve špatném stavu z důvodu vysokého procenta chudých.

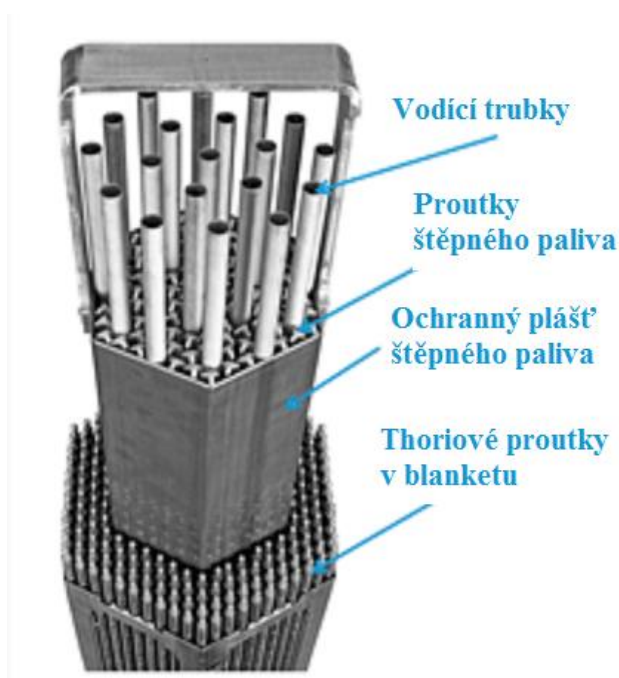
¹² Obrázek vpravo převzatý z http://www.atomicarchive.com/Almanac/IndianFacilities_static.shtml, data z [6]

Jaderný program Indie byl připravován bez kontaktu s ostatními zeměmi, z důvodu zmíněného embarga. V devadesátých letech měly jaderné elektrárny Indie nejnižší koeficient ročního využití na světě (cca 60 %) [6] především z důvodu problematiky dodávky paliva. V roce 2001-2002 se koeficient ročního využití pohyboval kolem 85 % a poté opět klesal. V případě, že by Indie získala prvenství v ekonomicky komerčně využívaném thoriovém cyklu, měla by velkou šanci na strmý růst ekonomiky jednak z důvodu dostatku elektrické energie, a také z možnosti exportu reaktorové technologie, resp. těžkého průmyslu. Tato skutečnost by mohla nastat pouze v případě, že by cena energie z komerčně využívaných thoriových reaktorů mohla soupeřit na trhu s cenami z ostatních zdrojů. Výhodou Indie je volný přístup k ložní dopravě.

Jaderný program byl rozdělen do 3 částí. První část je zaměřena na využívání PHWR s přírodním uranem jako palivem a LWR k produkci plutonia. Druhá část je zaměřena na využití vyprodukovaného plutonia v reaktoru PFBR (500 MW_e) v Kalpakkam, kde je také přepracovací závod. Tento reaktor bude mít za úkol spalovat štěpné plutonium a množit štěpný ^{233}U ze štěpitelného ^{232}Th umístěného v blanketu reaktoru společně s uranem. Tím se produkuje štěpný ^{233}U společně s plutoniem. Ačkoli tento reaktor ještě není v provozu, experimenty na thoriové palivo již několik let probíhají v malém reaktoru KAMINI¹³, který je v provozu od roku 1985 s výkonem 30 kW_t. Třetí finální část Indického jaderného programu plánuje výstavbu AHWR, který bude spalovat ^{233}U vyprodukovaný v předchozím kroku. Uskutečněním tohoto plánu by Indie získala 2/3 vyprodukované energie z JR právě z thoria.

Projekt Radkowského thoriového (RTR) reaktoru

Tento projekt je založen na využívání thoriového paliva souběžně s běžným štěpným palivem a to přímo v jednom palivovém souboru. Tím vzniká spousta výhod, v palivovém cyklu, především odpadá nutnost přepracování paliva a výroba ^{233}U , jelikož tento izotop postupně samovolně vyhořívá, stejně jako je tomu v praktické části této DP, viz kap. 4.3.



Obr. 25: Palivový soubor Radkowského thoriového reaktoru ¹⁴

¹³ Informace o indickém jaderném programu vychází ze zdroje [16]

¹⁴ Přepracováno z: <http://www.energyandcapital.com/articles/thorium-nuclear-energy-investing/4529>

Thorium je obsaženo v blanketu palivového souboru a tato část tedy plodí štěpný materiál díky neutronům produkovaným z klasického štěpení ^{235}U nebo ^{239}Pu . Štěpné palivo je nazýváno „seed“ a je umístěno uprostřed palivového souboru. Palivo je obohaceno izotopem ^{235}U na 20 % [1]. Výhodou je pohyblivost a vyměnitelnost obou částí palivového souboru nezávisle na sobě. Díky takovéto koncepci jaderného reaktoru by se eliminovalo množství štěpného plutonia a zároveň by se zvýšilo vyhořívání paliva. Kombinovaný palivový soubor je uveden níže na Obr. 25.

Největší výhodou je zisk ^{233}U bez nutnosti přepracování paliva současně s nízkou produkcí vyšších aktinoidů, především plutonia. Nižší náklady a vyšší bezpečnost proti jadernému zneužití v kombinaci s vyhořením až 150 MWd/kg_{HM} a prodloužením kampaně na 10 let posouvá tento projekt do předních řad. Rozdíl v ceně palivového cyklu není až tak velká, jak by se mohlo předpokládat, z důvodu vysoké ceny za obohacení u RTR. V tabulce níže je zohledněna pouze cena za palivový cyklus, ale výsledná cena za MWh bude snižovaná vyšší ekonomikou elektrárny, která bude zajištěna prodloužením kampaně.

Tab. 3-2 Porovnání nákladů na jednotlivé palivové cykly u RTR a PWR, data z:[30]

	Cena v 10 ⁶ USD	
	RTR	PWR
Náklady na výrobu paliva	14.9	47.8
Cena za přírodní U/Th	45.1	52.4
Náklady na obohacení	216.3	162.6
Náklady na chemickou konverzi, ztráty při výrobě paliva	5.8	7.0
Náklady na uskladnění paliva	20.8	25.2
Náklady na transport použitého paliva, uskladnění	17.4	38.5
Celková suma	320.4	333.5
Relativní cena palivového cyklu	0.96	1.00

3.3 Země vedoucí výzkum na využití thoria

Pokud není uvedeno jinak, zpracovaná kapitola vychází ze zdroje [2].

Austrálie

Austrálie, která je v pořadí třetí zemí s nevyšším výskytem thoria, viz Tab. 2-5, aktuálně thorium netěží. V minulosti ovšem vytěžila velké množství monazitu s velkým podílem Th (asi 9%) a do budoucna plánuje v případě úspěchu thoriového cyklu jadernou energetiku s palivem ve formě thoria využít¹⁵.

Brazílie

Program na výzkum thoriového cyklu zde začal v roce 1965 ve spolupráci s CEA¹⁶ ve Francii a během 60. a 70. let byl zaměřen především na PHWR¹⁷. Program zaměřený na PWR pak začal v roce 1979 ve spolupráci s Německem. Byly zde zkoumány především možnosti využití thoriových tyčí v klasickém reaktoru PWR a jejich chování v energetických reaktorech. Výstupem z projektů bylo zjištění zajímavých vlastností thoriového paliva při recyklování plutonia a prodloužení vyhořívání konvenčního paliva.

Kanada

Kanada je nedílně spojena s reaktory CANDU, které byly vyvinuty z důvodu touhy Kanady po nezávislosti na obohacovacích závodech. Reaktory CANDU pracují s mírně obohaceným palivem, nebo s přírodním obohacením. Mají vysokou ekonomiku neutronů, a proto jsou vhodné ke spalování thoriového paliva [14]. Právě těmito reaktorům vložila důvěru v posledních letech i Indie v elektrárně Tarapur 3 a 4 [6] s vidinou využití thoria. Hlavním důvodem bylo embargo uvržení na Indii, a tudíž odříznutí Indie od přísunu uranu. Od zrušení embargo Indie nakupuje uran na světovém trhu a reaktory provozuje pouze s uranem.

Atomic Energy of Canada Ltd (AECL) zkoumala několik technik zpracování thoria a thoriového paliva. Ve výzkumném reaktoru NRU bylo zavezeno a ozařováno Pu-Th, U-Th a čisté thoriové palivo. Byl zde vyvinut programový kód pro modelování chování thoriového paliva.

Francie

Ve Francii bylo v 60. letech zavezeno thoriové palivo (thorium subassemblies) do energetického reaktoru s následnými pokusy o přepracování. V pozdějších letech bylo provedeno několik simulací na vyhořívání a prodlužování kampaně paliva ve třech odvětvích. U reaktorů PWR a u rychlých reaktorů pro Pu-Th palivo a Th-233U palivo v uzavřeném cyklu. Dále pak u ADS reaktorů MSR.

Thorium-plutoniové palivo bylo ozařováno v rychlém reaktoru Phenix. Výsledkem byl projekt MASURCA zkoumající podkritickou zónu s thoriem řízenou 14 MeV pulzovým neutronovým zdrojem.

Německo

Bohaté zkušenosti Německa s provozem reaktoru spalujícího thorium jsou především díky téměř 20 letému provozu reaktoru AVR. Reaktor AVR byl prototyp reaktoru využívající kulové

¹⁵ Informace vychází z [2] a [33]

¹⁶ CEA - Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives / The French Alternative Energies and Atomic Energy Commission / Francouzská komise pro nekonvenční a jadernou energii

¹⁷ PHWR – Pressurised Heavy Water Reactor / Tlakovodní reaktor s těžkou vodou

palivo s výkonem 13 MWe (PRIS). Jako palivo využíval vysoce obohacený uran (HEU) s thoriem a pracoval s výstupní teplotou 950 °C a vyhořením více než 140 MWd/kg_{HM}. Po uzavření dohody o nešíření jaderných zbraní bylo nutné změnit palivo na nízko obohacený uran. Druhý vysokoteplotní reaktor THTR využíval nejdříve také jako palivo HEU s ThO₂ a jeho provoz byl zastaven čistě z ekonomických a politických důvodů. Po ukončení provozu reaktorů se výzkum této oblasti přesunul do Jihoafrické republiky.

Indie

Velký výzkum thoria, design reaktoru AHWR s využitím thoriového paliva. Cílem Indie bylo produkovat 75 % energie z thoria. K výzkumu thoria byl využíván výzkumný reaktor CIRUS, kde byly ozařovány thoriové palivové proutky. Dále byl prováděn výzkum na (U,Th) MOX a (Pu,Th)MOX palivo. Ve výzkumu byl zapojen také výzkumný reaktor PURNIMA využívající 233U, stejně jako 30 kW výzkumný reaktor KAMINI využívající 233U s hliníkovým pláštěm. Indie také vykládá velký výzkum na technologii ADS.

Japonsko

Výzkum technologie ADS s využitím thoria, který získávali z USA. Hlavní výzkum probíhal v Kyoto University Research Reactor a kromě ADS se zaměřili také na získání thoria přímo z hornin.

Korejská republika

Studium thoria zde bylo zaměřeno na reaktory PWR, konkrétně palivo tvořené z ThO₂-UO₂. Hlavním cílem bylo zajistit nižší radiotoxicitu a snížení potřeb na těžbu uranu. Dalším projektem byl HYPER, podkritický, urychlovačem řízený reaktor využívající thorium jako plodivé palivo. Univerzitní výzkumy se týkaly především reaktorů PWR, CANDU, ADS a MSR. Byl zde vyvinut „Advanced Molten-salt Break-even Inherently-safe Dual-missioning Experimental and Test Reactor“ nazývaný AMBIDEXTER - uzavřený systém využívající kombinaci Th-²³³U paliva¹⁸.

Nizozemsko

Zaměřeno především na LWR, ADS a rychlé reaktory, na spalování plutonia z jaderných zbraní a snižování dlouhodobé radioaktivity jaderného paliva.

Polsko

V roce 1980 mělo Polsko ve výstavbě 4 jaderné bloky v lokalitě Zarnowiec, bohužel ale bylo v roce 1990 rozhodnuto o zrušení výstavby. Polsko má největší zásoby uhlí v EU. Nyní ale plánuje výstavbu nových dvou bloků. Také byl uvažován podíl na výstavbě dvou bloků v Litvě ve spolupráci Litvy, Polska, Lotyšska a Estonska. Výzkum thoriového palivového cyklu probíhá na různých akademických institucích.

Švédsko

Švédsko se podílelo v roce 1964 na projektu vysokoteplotního plynem chlazeného reaktoru Dragon, společně s dalšími zeměmi. Ačkoli má Švédsko taky poměrně velké zásoby thoria, žádný větší výzkum zde není veden.

¹⁸ Detailně popsáno v [2], str. 286

Rusko

Výzkumu thoria byl započat souběžně s výzkumem uranu. Hlavní výzkum vedený v Kurčatově institutu byl zaměřený na reaktory VVERT, MSR a HTGR. Dále v IPPE pro reaktory VVER, MSR a FR, pak v ITEV reaktory HWR a ADS a další výzkum byl veden v JINR. Ruské výzkumy byly velmi rozsáhlé a uvolnily mnoho dat o thoriu včetně vytvořených knihoven s daty. Ruský výzkum patří mezi nejlepší nejen v oblasti thoria.

Turecko

Turecká agentura pro atomovou energii se zajímala o možnosti využití thoria. V minulosti vyráběly thoriové a thorium-uranové pelety.

Spojené království

Spojené království provozovalo reaktor Dragon, ve kterém bylo thoriové palivo zkoumáno. V dnešní době není vedený větší výzkum v oblasti thoria.

USA

Spojené státy americké zaměřili vývoj thoriové energetiky na reaktory MSR. USA má velké zásoby thoria, ale současně není ekonomicky tlačeno do vývoje nových thoriových technologií. Současně je americká energetika zaměřena na využívání břidlicového plynu a jaderná energetika částečně stagnuje. I přesto je vedeno několik výzkumných týmů na využití thoriového cyklu. USA má za sebou mnoho úspěšných pokusů s thoriovým palivem ve svých reaktorech a je proto předním hráčem ve vývoji nové thoriové koncepce.

3.4 Využitelnost thoria podle typů reaktorů

Thoriové palivo lze využít v mnoha typech jaderných reaktorů. Existují nové studie zaměřené na jaderné reaktory využívající thoriový cyklus. Stejně tak jsou prováděny studie na využití thoria jako aditiva do konvenčního uranového paliva.

AHWR

Pokročilý těžkovodní reaktor je Indický reaktor, který patří do 3. pilíře indického mírového jaderného programu a vychází z koncepce reaktoru CANDU. Reaktor vyniká dlouhou životností, až nad 100 let [5] s vysokým vyhořením vloženého paliva.

CANDU

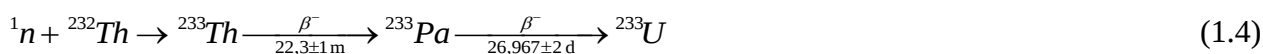
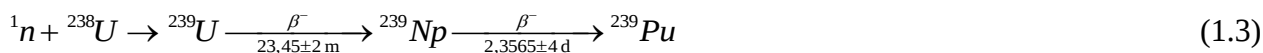
PHWR je v pořadí třetím nejpoužívanějším reaktorem. Jedná se o typ tlakového těžkovodního reaktoru (chlazený a moderovaný těžkou vodou). V aktivní zóně tedy nedochází k varu vody. Vývoj tohoto typu byl veden dvěma směry, reaktory s tlakovou nádobou a reaktory s tlakovými kanály. Reaktor s tlakovou nádobou nepatří mezi perspektivní, jelikož růst výkonu je úměrný velikosti tlakové nádoby. Hlavní snahu ve vývoji a výrobě typu s tlakovými kanály projevila Kanada, která usilovala o nezávislost na obohacovacích závodech, z důvodu velkých zásob uranu na svém území. Výsledkem této snahy je jediný reaktor s horizontálním uspořádáním aktivní zóny CANDU. Reaktor používá jako palivo přírodní uran v kovové formě. Reaktor se vyznačuje schopností výměny paliva z obou stran za provozu. Pro typický reaktor 600 MWe je velikost 7 m v průměru s výškou 5,9 m. Tlak těžké vody je 9,3 MPa s teplotou na výstupu z reaktoru 305 °C. Díky moderaci těžkou vodou dochází k lepší ekonomice neutronů, a proto patřil tento reaktor mezi jedny z prvních reaktorů, ve kterých bylo thorium zkoumáno. Více o propojení CANDU reaktoru s thoriovým cyklem je popsáno v kap. 2.1.3. Pro reaktory CANDU lze navrhnout takovou zónu, která bude využívat ^{239}Pu pro počáteční štěpení a následně reaktor přejde do soběstačnosti při spalování namnoženého ^{233}U . Tímto procesem lze získat až 80 % energie z thoria a zbytek z počátečního štěpného paliva.

FBR

Rychlé reaktory FBR mají velmi dlouhou historii, ale pouze 2 zástupce v současně provozovaných jaderných reaktorech (BN-600 v Rusku a BN-20 v Číně). Reaktor během svého provozu vyprodukuje více paliva, než sám zvládne spálit, proto se nazývá množivý. Na štěpné řetězové reakci se podílí rychlé neutrony, a proto reaktor nemá moderátor. Chladičem již nemůže být voda, jelikož by plnila nechtěnou funkci moderátoru. Z toho důvodu se užívá jako chladič tekutý sodík, olovo, anebo případně směs olova a bismutu¹⁹. V dnešní době jsou průmyslově vyvinuty pouze rychlé množivé reaktory chlazené tekutým sodíkem LMFR (Liquid-metal-cooled, fast breeder reactor). V reaktorech tohoto typu se využívá středně až vysoce obohacené palivo ^{235}U nebo ^{239}Pu (17 % až 90 %). Nejrozšířenější formou paliva jsou tabletky obohaceného UO_2 obalené tenkou vrstvou nerezové oceli. Palivové články mají šestiboký průřez a jednotlivé palivové tyče jsou umístěny v trojúhelníkové mříži. Reaktor může díky rychlým neutronům rozštěpit v pomalých reaktorech neštěpitelné izotopy, jako je ^{238}U , nebo ^{232}Th na štěpitelné izotopy

¹⁹ Na využití směsi PbBi provádí rozsáhlý výzkum Rusko, které má s těmito reaktory letité zkušenosti z reaktorů využívaných na ponorkách. Do zkušeností s rychlými reaktory lze zařadit i několikaletý provoz demonstračního reaktoru BN-350, který sloužil k odsolování mořské vody (přednáška prof. G. I. Tošinského: „Zkušenosti s provozem reaktorů chlazených směsí olova a bismutu na jaderných ponorkách a možnosti jejich použití v civilní jaderné energetice“, VUT v Brně, 26.3.2013).

^{239}Pu a ^{233}U , jak lze vidět v následujících rovnicích. Pro množivou reakci je výhodnější využít ^{239}Pu , jelikož se při štěpení uvolní průměrně 3,05 neutronů oproti 2,5 u ^{235}U).



Právě reaktory množící z thoria ^{233}U jsou tím hlavním, sekundárním, pilířem Indického programu. Reaktory budou množit ^{233}U pro reaktory, které nebudou schopny mít kladný zisk štěpných produktů ze štěpitelného ^{232}Th .

HTGR

V minulosti byly vyvinuty dva druhy vysokoteplotních plynem chlazených reaktorů s prismatickým palivem, resp. palivem ve tvaru koulí, přičemž oba typy pracovaly s thoriovým palivem. Výhodou kulového paliva byla kontinuální výměna (cirkulace paliva), a proto lepší přeměna thoria na štěpný ^{233}U . Centrum vývoje těchto reaktorů bylo v Německu, ovšem po ukončení vývoje těchto reaktorů bylo centrum přesunuto do Jižní Afriky. Velký zájem na vývoji těchto reaktorů má ovšem i Čína. Právě ta vede nově i výzkum přímo na vysokoteplotní reaktory. Čína má v provozu výzkumný reaktor HTR-10 a ve výstavbě dva bloky 210 MW_e, přičemž při výstavbě využívá zkušeností z provozovaného výzkumného reaktoru.

LWR

Lehkovodní reaktor má perspektivu využívat thoriové palivo jako doplněk uranového paliva při shodných geometriích palivových proutků, resp. palivových souborů. Lze využít například mixované palivo ve formě peletek, nebo jiné pokročilé palivo. Detailní popis viz kap. 3.1.2.

MSR

Reaktory s tekutými solemi patří mezi velmi všestranné reaktory a díky tomu je velmi vhodné jejich využití i při spalování thoria. Právě v tomto reaktoru je dosaženo nejvyššího stupně vyhoření, resp. nejlepší konverze ^{232}Th na ^{233}U . Více o reaktoru MSR je uvedeno v kap. 2.1.4.

Radkovského thoriový reaktor

Reaktor vychází z koncepce podobné VVER reaktoru, přičemž využívá částečně jiného typu palivových souborů. Využívá thorium, které je obsaženo v blanketu palivového souboru. Tato část tedy plodí štěpný materiál díky neutronům produkovaným z klasického štěpení ^{235}U nebo ^{239}Pu . Štěpné palivo je nazýváno „seed“ a je umístěno uprostřed palivového souboru, viz Obr. 25. Výhodou je pohyblivost a vyměnitelnost obou částí palivového souboru nezávisle na sobě. Díky takovéto koncepci jaderného reaktoru by se eliminovalo množství štěpného plutonia a zároveň by se zvýšilo vyhořívání paliva.

4 VYUŽITÍ VÝPOČETNÍHO PROGRAMU MCNPX

Odborné studie, resp. vědecké články zabývající se především tematikou thoriového paliva se zaměřují především na výpočty vyhořívání paliva a změnu k_{eff} po dobu hoření. V těchto publikacích se autor většinou zabývá konkrétním typem reaktoru s variabilním rozmístěním paliva ve formě různě obohaceného uranu a štěpitelného ^{232}Th . Ve většině studií se uvažuje konvenční geometrie palivových souborů, tedy případu, kdy jsou peletky v palivovém proutku s pokrytím umístěny v palivovém souboru. Umístění paliva je variabilní a výsledkem bývá vyhodnocení nejpříznivější varianty z uvažovaných rozložení. Uvažuje se například vložení palivových souborů se štěpným ^{235}U do středu reaktoru (válcový objem), okolo kterého jsou palivové soubory štěpitelného ^{232}Th v geometrii dutého válce. Další variantou je rozmístění thoriových souborů v různých místech reaktoru naplněného UO_2 palivem, nebo například vytvoření smíchaného paliva Th-UO_2 s různou koncentrací thoria.

Pro tuto diplomovou práci byla uvažována demonstrace paliva složeného z oxidu uraničitého a oxidu thořičitého ovšem mez smíchání těchto dvou materiálů. Bylo rozhodnuto o vytvoření tří variant vrstvení těchto materiálů. Varianty byly zvoleny dle předcházejících zběžných výpočtů závislosti k_{eff} na vrstvení materiálu. Více o samotné simulaci a výpočtech je uvedeno v kap. 4.3.

4.1 Popis programu MCNPx

Využívaná verze MCNPX-2.70 je nejnovější modifikací, od druhé světové války vyvíjeného, kódu MCNP „Monte Carlo Neutron – Particle Transport Code“. Jedná se o jeden z nejdůležitějších a nejvyužívanějších kódů pro neutronové výpočty. Program vznikl v Los Alamos National Laboratory a lze ho objednat z Radiation Shielding Information Center (RSIC) v Oak Ridge National Laboratory, USA. Oficiální verze programu při složitém objednání stojí asi 800 USD, nicméně licence byla při splnění kritérií obdržena zdarma. V období 1.-12.9.2014 totiž RSIC uvolnila zdarma objednávky v tomto datovém rozptylu podané. Pro výpočet jsou využívány americké knihovny ENDF/B, ENDL, ACTL s možností využívat i západoevropské knihovny (JEFF), japonské (JENDL), ruské (BRONDL), čínské (CENDL) a další.

4.1.1 Historie

První využití techniky Monte Carlo²⁰ je velmi složité zjistit, ale první kroky k využití Monte Carlo pro stopování pohybu částic byly uskutečněny v Los Alamos během druhé světové války. Hlavní podíl na matematickém aparátu metody měl především Enrico Fermi, John von Neumann a Stanisław Ulam. Do vývoje byla zapojena spousta lidí, nicméně tito tři patřili mezi ty hlavní, ještě společně s Robertem Richtmyerem. V roce 1947 Fermi vynalezl mechanický aparát pro studium pohybu neutronů nazvaný FERMIAC. O tři roky později byla do vývoje zapojena skupina vědců, zaměřena čistě na výzkum transportu neutronů a možnosti řešení základních úloh spojených s transportem, pomocí Monte Carlo. V návaznosti na výzkum byl napsán kód MCS na výpočet pohybu neutronů, který byl spuštěn na počítači MANIAC. Rozšířený byl pak v roce 1965 kódem MCS. První verze MCNP byla uvolněna v červnu 1977. Od té doby se kód stále zdokonaloval, byly například i zařazeny knihovny ENDF a výpočetní program se několikrát slučoval s dalšími kódy, aby poskytoval komplexní možnosti výpočtů.

²⁰ Historie MCNP vychází z [27]

4.1.2 Současnost a využití MCNP

Pro nastínění významnosti MCNP, jako aparátu pro modelování a simulace v dnešní době, lze uvést zápis z manuálu MCNPX 2.7: „Od uvolnění MCNPX verze 2.1 v říjnu 1997 si software oficiálně pořídilo na 1800 uživatelů ve více než 400 mezinárodních institucích“. Při porovnání počtu zájemců s počtem nových vědců v oblasti takovýchto výpočtů zainteresovaných, se jedná o poměrně velké číslo.

Dnešní využití pro výpočty

Ve většině vědeckých článků zacházejících do podstaty transportu částic, se obecně využívá Monte Carlo kódu, většinou ve formě výpočetního programu MCNP. Software je využíván při výpočtech jaderné energetiky, jak pro simulace paliva, tak například pro dozimetrii a simulaci výskytu ionizujícího záření za stíněním. Dnešní verze MCNPX 2.7 je opravdu velmi komplexní a lze ji využít pro mnoho zajímavých výpočtů a simulací.

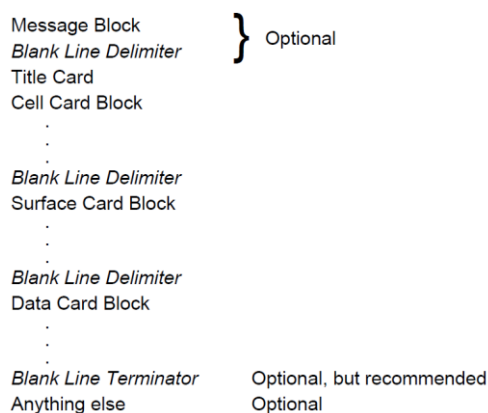
Na MCNPX lze pohlížet taky jako na určitý spojník mezi dnešní a budoucí energetikou. Díky simulacím v MCNPX se může jaderná energetika posunout do určitého pozitivního směru, kam by se třeba bez možnosti využít Monte Carlo kódu nedostala.

4.1.3 Popis vstupního kódu /Input/

Vstupní kód, anglicky input file, je prostý soubor bez přípon s libovolným názvem. Pro psaní kódu byl využit program *UltraEdit-32 Professional Text/Hex Editor*. Jedná se o velmi kvalitní a přehledný textový editor pracující v řádcích a sloupcích. Pro zahájení výpočtu ze vstupního souboru *NAZEV* je nutné otevřít MCNP příkazový řádek a příkazem *mcnp6 i=NAZEV* spustit výpočet. V případě pojmenování vstupního souboru jako *inp* není nutné do spouštěcího příkazu volat název souboru, postačí tedy příkaz *mcnp6*.

Vstupní soubor

Vstupní soubor se skládá ze třech hlavních částí – definicí buněk (objemy ohraničené povrchy), definicí povrchů a definicí materiálů. Jednotlivé bloky jsou odděleny volným řádkem. Pro komentáře lze na začátku komentovaného řádku využít písmeno „c“ s následnou mezerou před komentářem. Pro popsání vstupního kódu je vybrán Obr. 26 z manuálu MCNPX [28], který bude následně popsán.



Obr. 26: Vstupní soubor, převzato z: [28]

Ve vstupním souboru lze libovolně využít Vložení zprávy s následným volným řádkem na začátek vstupního souboru. Následně povinný blok „Cell Card Block“, který se skládá z názvu

vstupního souboru, na dalším řádku následovaným definicí jednotlivých buněk. Za definicí buněk opět následuje prázdný řádek a pak definice povrchů geometrie „Surface Card Block“.

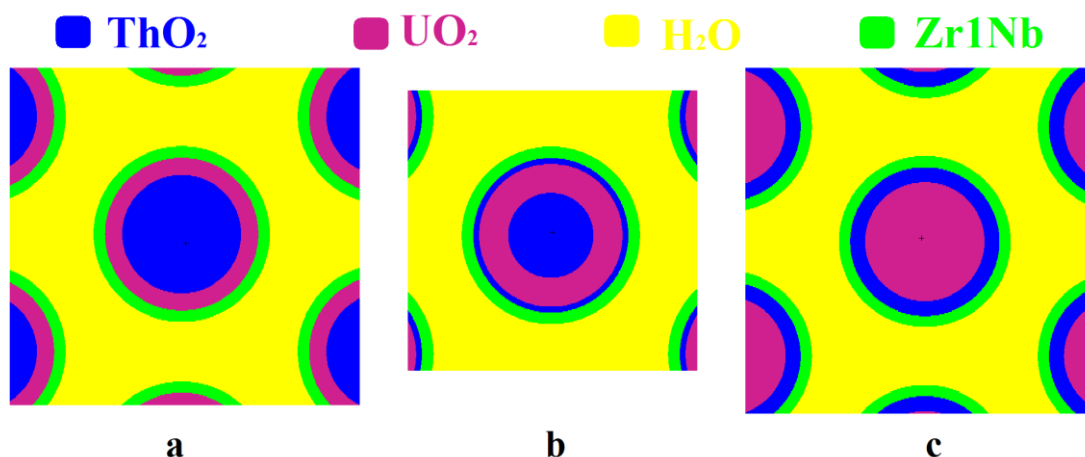
Poslední blok „Data Card Block“ je od předchozího opět oddělen prázdným řádkem a obsahuje definici využívaných materiálů a definici výpočtů, které jsou vyžadovány. Na konci vstupního souboru lze po vynechání řádku ještě doplnit další potřebné definice, pro které nebyl dosud vymezený prostor.

4.2 Geometrie výpočtového modelu

Pro výpočet tedy bylo zvoleno výchozích parametrů jaderného reaktoru VVE 440, který je využíván například v JE Dukovany. Pro požadovanou simulaci bylo nutné reaktor zjednodušit, jednak z důvodu komplikované geometrie pro modelování, ale především z důvodu předejití komplikovaných a dlouho trvajících výpočtů.

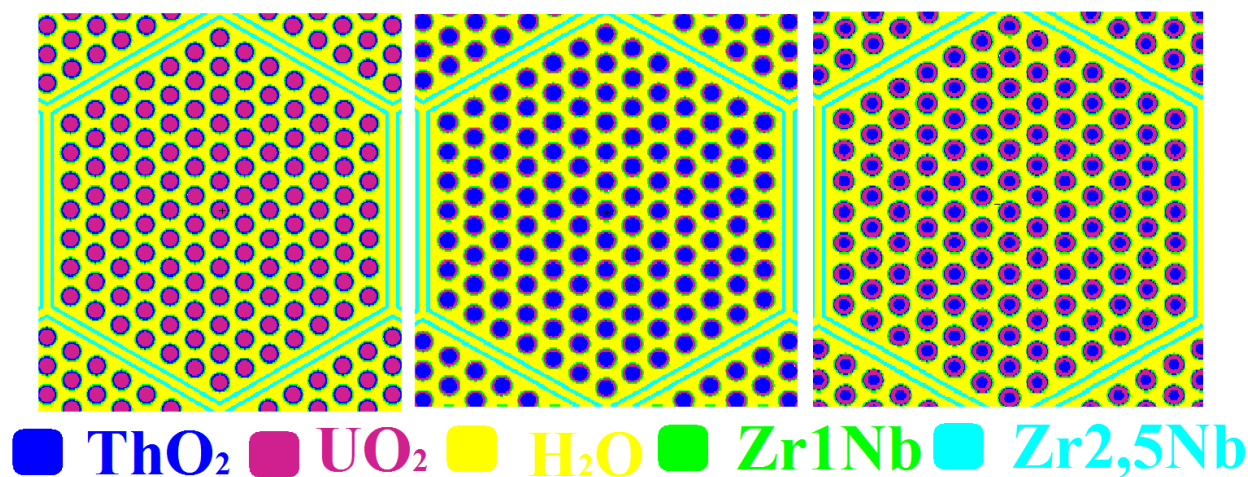
4.2.1 Popis jednotlivých částí geometrie

Aktivní zóna byla tvořena postupně od elementárních částí, které se následně spojovaly do větších celků, až vznikl celý reaktor. V první řadě byl vytvořen palivový proutek, tvořený válcem UO_2 obklopeným těsným dutým válcem ThO_2 . Palivový proutek je obklopen pokrytím z materiálu Zr1Nb . Jaderný reaktor VVER 440 využívá palivové proutky o vnějším průměru 9,1 mm s krokem mezi proutky 12,2 mm [21]. Vzdálenost povrchů dvou sousedících proutků je tedy minimálně 3,1 mm. Tento prostor zajišťuje chlazení proutků, resp. odvádění výkonu z reaktoru. Pro simulaci bylo uvažováno tři možnosti rozložení vrstev paliva v proutku, viz Obr. 27, přičemž každá varianta byla počítána pro dva rozměry vnějších průměrů 9,2 mm a 10,4 mm. Je zřejmé, že v reálném případě by u varianty s vnějším průměrem 10,4 mm bylo třeba diskutovat problematiku chlazení.



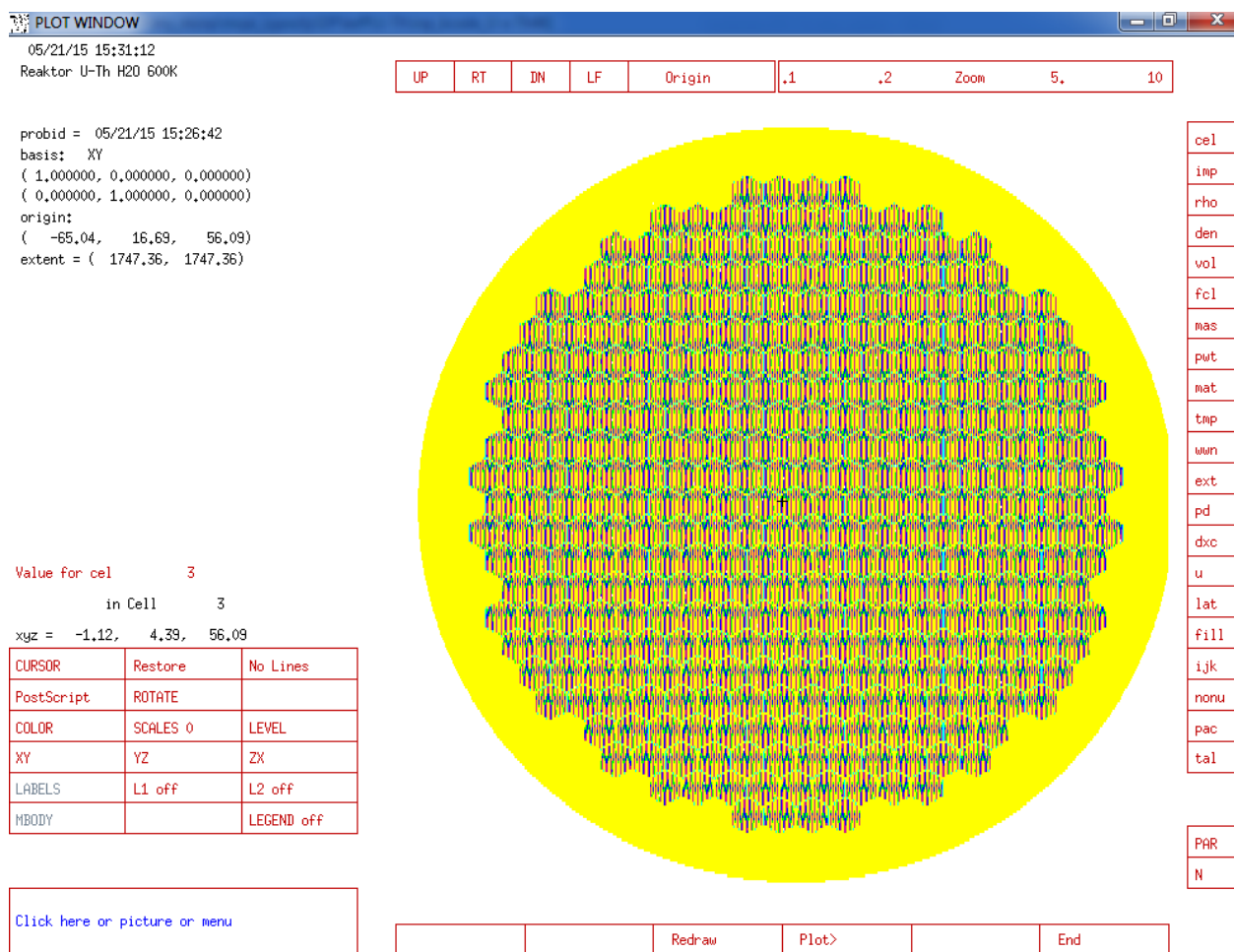
Obr. 27: Rozmístění paliva v palivovém proutku pro tři simulované možnosti

Jelikož reaktor VVER 440 disponuje hexagonální mříží, tedy palivové proutky jsou umístěny v hexagonální obálce paliva, okolo proutků bylo třeba vytvořit šestiúhelníkovou mříž, pomocí níž budou proutky vkládány do obálky. Obálka je tvořená 2 mm silným plechem Zr2,5Nb . Do obálky je umístěno 126 palivových proutků. Mezi proutky a obálkou protéká chladicí medium. Skutečný reaktor VVER 440 obsahuje 349 palivových souborů (palivových kazet), z nichž 312 je pevných a 47 regulačních. Pro tuto simulaci je uvažováno 349 totožných kazet. Pro kopírování palivových proutků a následně i kazet bylo využito kombinací funkcí *universe*, resp. *lattice* (*lat*=2), viz vstupní soubor /input/ str. 67.



Obr. 28: Simulované varianty palivových kazet

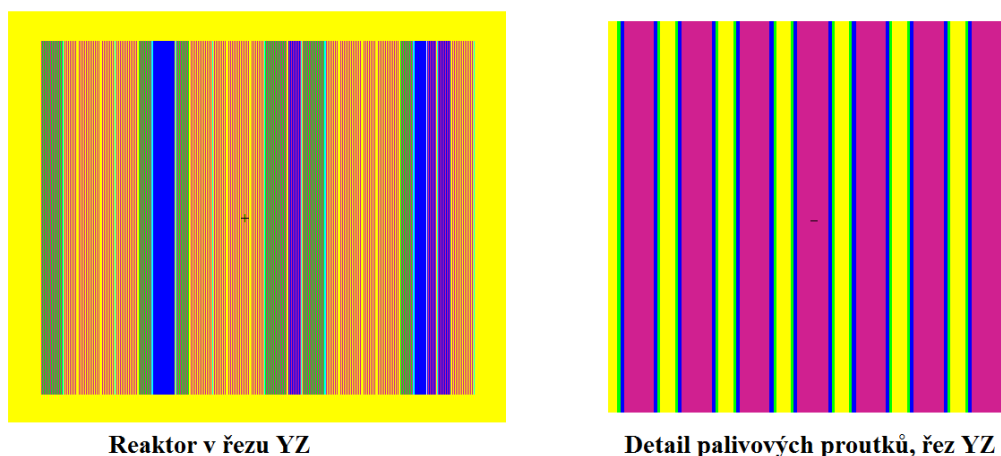
Výsledná aktivní zóna je přibližného tvaru válce, okolo kterého je umístěna voda ve tvaru dutého válce o tloušťce stěny 20 cm. Vrchní část nad palivem je vyplněna taktéž stěnou o tloušťce 20 cm, stejně jako spodní část. Celá zóna (řez reaktorem XY) i s vykreslovacím prostředím MCNPX je pak vykreslena v Obr. 29.



Obr. 29: Řez XY simulovanou aktivní zónou reaktoru

4.2.2 Zahrnutá zjednodušení

Do simulace byla zavedena spousta drobných zjednodušení oproti reálnému reaktoru VVER 440. Zahrnutá zjednodušení byla diskutována a byl zvažován jejich dopad na výsledek simulace. Po diskusi bylo zhodnoceno, že pro akademickou studii chování paliva s thoriem jako aditivem, nejsou zjednodušení natolik zkreslující, aby se jejich dopad výrazně projevil na výsledcích simulace. Jedním z výsledků, na který zjednodušení téměř nemělo vliv, je porovnání jednotlivých geometrií a zhodnocení nejlepšího uspořádání paliva. Pro toto porovnání bylo využito relativních hodnot, a proto není výsledek ovlivněn zavedenými zjednodušeními. V simulaci nejsou uvažovány palivové peletky. Jsou uvažované palivového válce bez vertikálního dělení na dílčí peletky. Řez reaktoru v ose YZ na Obr. 30 je vztažen ke geometrii „c“, viz Obr. 27.



Obr. 30: Řez simulovaného reaktoru v ose YZ

Materiálové zjednodušení

V simulaci jsou zavedeny krom konstrukčních zjednodušení také zjednodušení materiálová. Při simulaci bylo počítáno se stejnou a konstantní teplotou všech materiálů. Zvolená teplota výpočtu činila 600 K. Právě to je cca teplota na výstupu z reaktoru VVER 1000 (320 °C). Skutečná výstupní teplota reaktoru VVER 440 je asi 297 °C²¹. Zvolená teplota ovšem bude mít vliv na neutronické vlastnosti paliva a způsobuje mírné nadhodnocení k_{eff} , jelikož skutečné palivo má vyšší teplotu. Pro oxid urančitý je uvažováno obohacení ^{235}U na 4,95 %, přičemž zbytek uranu tvoří právě pouze s 95,05 % izotop ^{238}U . Minoritní příměsi tedy nebyly uvažovány. Pro výpočetní teplotu 600 K je uvažováno hustoty $\rho_{\text{UO}_2(600\text{K})} = 10,50 \text{ g} \cdot \text{cm}^{-3}$. Oxid thoričitý je složen z thoria tvořeného 100 % v přírodě se vyskytujícího izotopu ^{232}Th a dvou molekul kyslíku ^{16}O o celkové hustotě $\rho_{\text{ThO}_2(600\text{K})} = 10,00 \text{ g} \cdot \text{cm}^{-3}$ pro 600 K. Pro lehkou vodu H_2O je uvažováno hustoty při 600 K dle zdroje [29] $\rho_{\text{H}_2\text{O}(600\text{K})} = 0,692 \text{ g} \cdot \text{cm}^{-3}$, pro D_2O pak $\rho_{\text{D}_2\text{O}(600\text{K})} = 0,763 \text{ g} \cdot \text{cm}^{-3}$. Pro jednotlivé izotopy byla využita knihovna ENDF71x pro 600 K, odkazovaná dle MCNPX koncovkou „.81c“. Pro lehkou vodu byla využita knihovna lwtr.26t a pro těžkou vodu knihovna hwtr.26t.

Je zanedbáno různých netěsností a tolerancí paliva, takže jednotlivé vrstvy na sebe těsně přiléhají. Pro materiál pokrytí paliva bylo zvoleno ZrNb. Bylo uvažováno v přírodě se vyskytujícího Zr s jednotlivými izotopy, s příměsí 1 % Nb. Pro materiál obálky paliva pak bylo

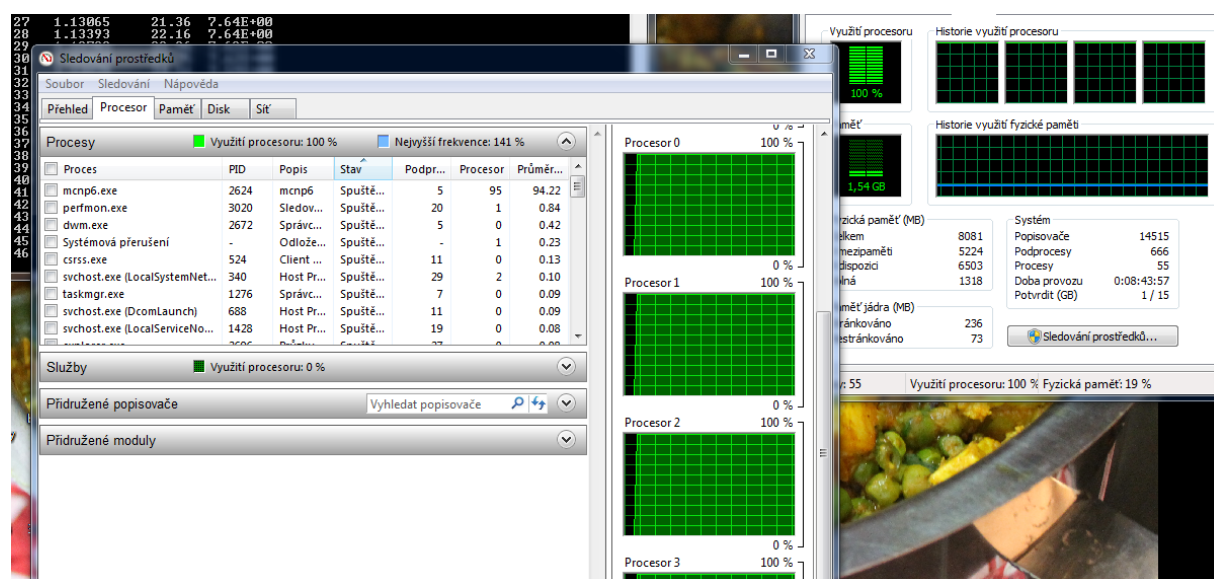
²¹ Data teplot na výstupu z prezentace: Heraltová, J. *Jaderné reaktory*. FJFI ČVUT, KJR - odkaz

využito stejného Zr s příměsí 2,5 % Nb. Jak pro obálku paliva, tak pro pokrytí je uvažovaná hustota při 600 K $\rho_{\text{Zr1Nb/Zr2,5Nb (600 K)}} = 6,51 \text{ g} \cdot \text{cm}^{-3}$

4.3 Výpočet v MCNPX

Výpočet byl prováděn na osobním notebooku Toshiba Satellite U940-101 s procesorem Intel Core i5 3317U 1.7 GHz a pamětí RAM 8192 MB. Konfigurace notebooku byla pro výpočty dostatečná. Nicméně zmíněný typ notebooku patří do kategorie levnějších ultrabooků, a proto nemá dostatečně řešeno chlazení pro plné využití procesoru. Pro výpočty k_{eff} na jednom jádře trval výpočet při 15 000 neutronů a 250 generacích asi 90-110 min. Z toho důvodu byla nutnost snížit počet generovaných neutronů a generací, čímž se nepatrně snížila i přesnost výpočtů. Výpočty k_{eff} byly prováděny při 10 000 neutronů a 210 generacích, přičemž se prvních 60 generací nezapočítávalo.

Výpočet vyhořívání paliva byl mnohem složitější a časově náročnější. Z toho důvodu byl výpočet rozložen do všech 4 jader. Výpočet na více jádrech se volí v příkazovém řádku příkazem „tasks n“, kde „n“ definuje počet zapřažených jader. Pro příklad, vstupní soubor NAZEV se na 3 jádrech spustí příkazem `MCNP6 i=NAZEV tasks 3`. Zapřažením čtyř jader docházelo k výraznému přehřívání notebooku i přes využívání chladicí desky. Využití jiného výpočetního zařízení nebylo možné, jelikož licence je určena pouze pro vlastní zařízení (nebylo právně možné například využít spojení více výpočetních zařízení do tzv. klastru). Nicméně výsledky výpočtů jsou s dosaženou přesností pro tuto práci dostačující.



Obr. 31: Výpočet v MCNPX při plném zatížení

Výpočty vyhořívání byly prováděny převážně přes noc, jelikož při plném výkonu všech 4 jader procesoru trvaly asi 6-10 hodin v závislosti na skladbě paliva ²².

²² Seznámení se s MCNPX a vytvoření geometrie reaktoru trvalo několik týdnů. Po vytvoření geometrie byly spuštěny první výpočty a začalo „ladění“ vstupního souboru. Bylo poměrně složité začít počítat bez předchozí znalosti MCNP a bez možnosti kontroly výsledků. Z toho důvodu bylo asi 60-70% dosažených výpočtů přepracováno.

4.3.1 Výpočet efektivního multiplikačního činitele

První prováděné výpočty byly zaměřeny na efektivní multiplikační koeficient k_{eff} . K těmto výpočtu se využívá funkce *kcode*, která je zadána 4 hlavními hodnotami. Konkrétně počtem produkovaných neutronů v každé generaci, odhadem výsledku k_{eff} , počtem neutronů, které jsou odříznuty od počítání a počtem generací. Funkci lze pro příklad zapsat: *kcode 15000 1.0 60 250*.

Tab. 4-1 Vypočítaný k_{eff} pro zvětšené proutky při teplotách 20°C a 326°C

Poloměr R [mm]				k_{eff} [-]		Poměr [-] $m_{(ThO_2)}/m_{(UO_2)}$	Hmotnost m [t]	
ThO ₂	UO ₂	ThO ₂	Zr1Nb	t = 20 °C	t = 326 °C		UO ₂	ThO ₂
0.0	3.5	4.6	5.2	0.9055	0.9556	0.687	43.33	29.79
0.0	3.7	4.6	5.2	0.9761	1.0257	0.516	48.42	24.97
0.0	4.0	4.6	5.2	1.0841	1.1291	0.305	56.59	17.25
0.0	4.1	4.6	5.2	1.1198	1.1631	0.245	59.46	14.54
0.0	4.2	4.6	5.2	1.1559	1.1959	0.189	62.39	11.77
0.0	4.3	4.6	5.2	1.1906	1.2295	0.136	65.40	8.93
2.1	4.4	4.6	5.2	1.1580	1.1912	0.393	52.88	20.76
2.2	4.4	4.6	5.2	1.1501	1.1829	0.432	51.36	22.20
2.3	4.4	4.6	5.2	1.1417	1.1736	0.476	49.77	23.70
2.4	4.4	4.6	5.2	1.1309	1.1633	0.525	48.10	25.27
2.5	4.4	4.6	5.2	1.1192	1.1531	0.580	46.37	26.91
2.6	4.4	4.6	5.2	1.1084	1.1399	0.642	44.57	28.62
2.6	4.3	4.6	5.2	1.0645	1.0981	0.760	41.49	31.53
2.4	4.3	4.6	5.2	1.0896	1.1236	0.626	45.03	28.18
2.2	4.3	4.6	5.2	1.1106	1.1453	0.520	48.28	25.11
2.0	4.3	4.6	5.2	1.1268	1.1624	0.435	51.25	22.30
1.9	4.3	4.6	5.2	1.1347	1.1692	0.399	52.63	21.00
1.8	4.3	4.6	5.2	1.1405	1.1769	0.366	53.94	19.76
2.7	4.6	0.0	5.2	1.1880	1.2178	0.497	49.06	24.37
2.8	4.6	0.0	5.2	1.1743	1.2043	0.556	47.11	26.21
2.9	4.6	0.0	5.2	1.1612	1.1898	0.623	45.10	28.12
3.0	4.6	0.0	5.2	1.1451	1.1752	0.700	43.01	30.09
3.1	4.6	0.0	5.2	1.1288	1.1570	0.786	40.85	32.13
3.2	4.6	0.0	5.2	1.1078	1.1378	0.886	38.63	34.23
3.3	4.6	0.0	5.2	1.0870	1.1180	1.002	36.33	36.41
3.4	4.6	0.0	5.2	1.0633	1.0930	1.138	33.96	38.65
3.5	4.6	0.0	5.2	---	1.0664	1.299	31.52	40.95
3.6	4.6	0.0	5.2	---	1.0369	1.494	29.00	43.33
3.7	4.6	0.0	5.2	---	1.0028	1.732	26.42	45.77
3.8	4.6	0.0	5.2	---	0.9637	1.999	24.22	48.20

Cílem výsledků ze simulací je rozhodnutí, která ze tří počítaných geometrií struktury paliva má nejvyšší efektivní multiplikační činitel v závislosti na navázce UO_2 , resp. poměru $m_{(\text{ThO}_2)}/m_{(\text{UO}_2)}$. Hmotnostní poměr materiálů je zajímavý z důvodu již zmíněného prodlužování palivových cyklů. Čím více thoria je v reaktoru obsaženo, tím větší část se ho přemění na štěpný ^{233}U . Pro výpočet k_{eff} se plození nového paliva neuvažuje. Výpočet je uváděn pro nulový výkon nezávislý na čase. Snahou bylo simulovat takové palivo, které bude mít k_{eff} v rozmezí 1,0–1,3 a následně se dle výsledků rozhodnout na další postup.

V Tab. 4-1 jsou uvedeny efektivní multiplikační činitelé pro teplotu 20 °C a 326 °C, nicméně v dalším zhodnocení a výpočtech již nebudou hodnoty pro $t = 20$ °C uvažovány. Výpočty proběhly z důvodu nevhodně zadané knihovny a jsou uvedeny pro ilustraci změny k_{eff} s teplotou. Pro standartní proutky s poloměrem 4,6 mm, resp. s průměrem 9,2 mm bylo počítáno pouze s teplotou 326 °C a lehkou vodou H_2O jako moderátor, viz výsledky v Tab. 4-2.

Tab. 4-2 Vypočítaný k_{eff} pro standartní proutky při teplotě 326 °C

Poloměr R [mm]				k_{eff} [-]	Poměr [-]	Hmotnost m [t]	
ThO ₂	UO ₂	ThO ₂	Zr1Nb	t=326 °C	$m_{(\text{ThO}_2)}/m_{(\text{UO}_2)}$	UO ₂	ThO ₂
0.0	3.5	4.0	4.6	1.1862	0.289	43.33	12.54
0.0	3.7	4.0	4.6	1.2677	0.159	48.42	7.72
0.0	3.0	4.0	4.6	0.9793	0.735	31.83	23.40
0.0	3.3	4.0	4.6	1.1029	0.444	38.52	17.08
0.0	3.4	4.0	4.6	1.1457	0.363	40.89	14.84
0.0	3.2	4.0	4.6	1.0606	0.532	36.22	19.26
0.0	3.25	4.0	4.6	1.0816	0.487	37.36	18.18
2.2	3.7	4.0	4.6	1.1403	0.764	31.30	23.90
2.4	3.7	4.0	4.6	1.0102	0.962	28.05	26.98
2.5	3.7	4.0	4.6	1.0802	1.087	26.32	28.62
2.6	3.7	4.0	4.6	1.0544	1.237	24.51	30.32
2.8	3.7	4.0	4.6	0.9911	1.640	20.69	33.93
3.0	4.0	0.0	4.6	1.1256	1.215	24.76	30.09
3.1	4.0	0.0	4.6	1.0880	1.421	22.60	32.13
3.2	4.0	0.0	4.6	1.0475	1.680	20.37	34.23

4.3.1.1 Multiplikační činitel

Multiplikační činitel k je formulován jako poměr počtu dvou po sobě jdoucích generací neutronů n_{k-1} a n_k . Dle [9] lze tedy psát

$$k = \frac{n_k}{n_{k-1}}, \quad (1.5)$$

kde výsledek multiplikačního koeficientu současně popisuje stav reaktoru. K tomu, aby v reaktoru mohlo probíhat samovolné kontrolované štěpení jader, je nutné zajistit právě kritický, nebo resp. lehce nadkritický, stav reaktoru. Jednotlivé stavy reaktoru vyjádřeny pomocí k_{eff} jsou:

$k < 1$ - jedná se o podkritický reaktor

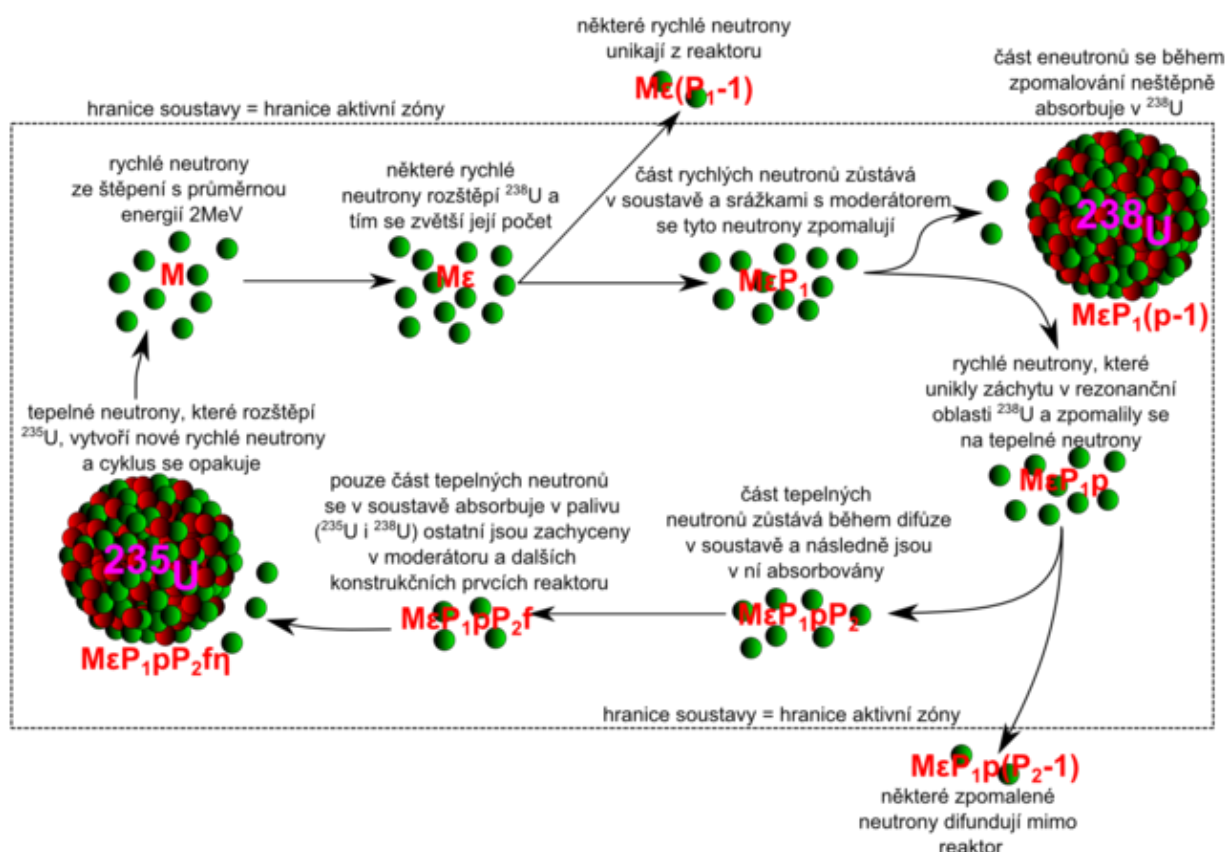
$k = 1$ - jedná se o kritický reaktor

$k > 1$ - jedná se o nadkritický reaktor

V případě, že je uvažována reálná soustava, kde dochází k úniku neutronů, nutno definovat efektivní multiplikační činitel k_{eff} , rovnicí:

$$k_{eff} = k_{\infty} \Lambda, \quad (1.6)$$

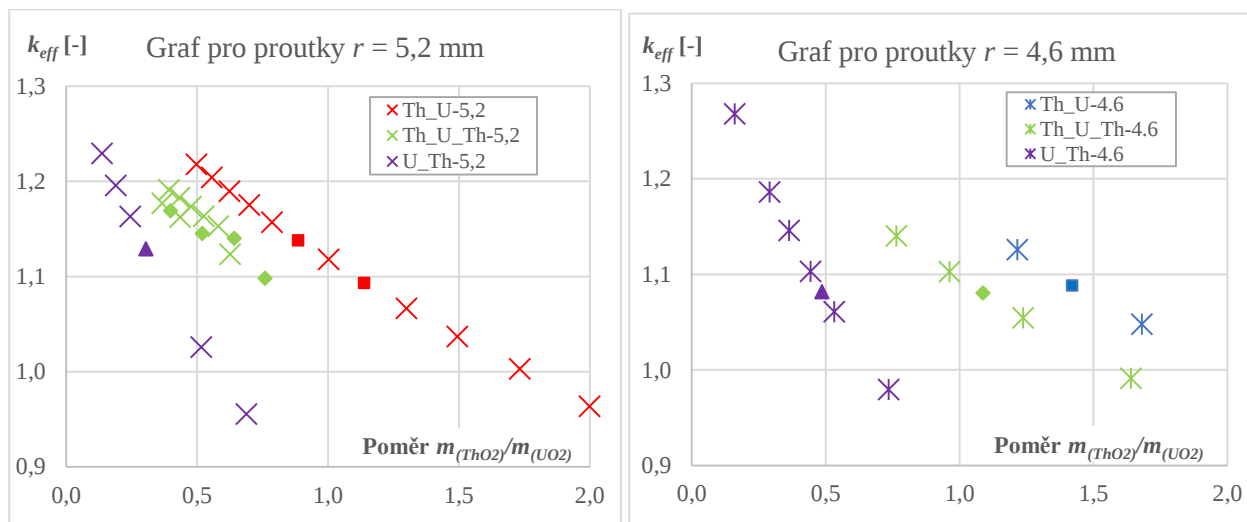
kde k_{∞} je multiplikační činitel pro nekonečné prostředí. Využívá se v případech, kdy lze zanedbat únik neutronů. Veličina Λ je pravděpodobnost setrvání neutronu v soustavě.



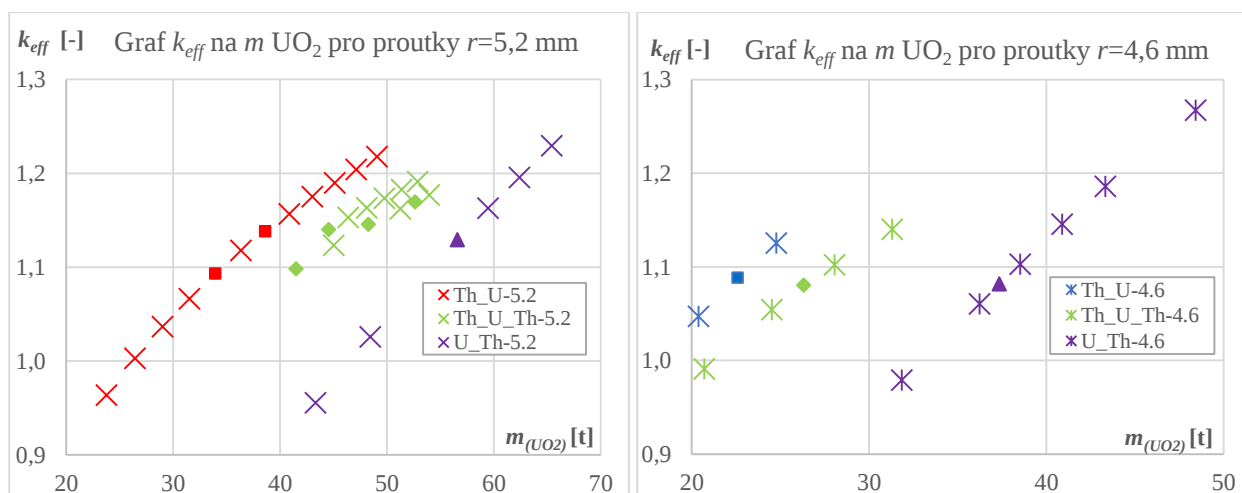
Obr. 32: Změny neutronů v reálné soustavě²³

²³ Převzato z <http://wikipedia.org>

Efektivní multiplikační čítel byl počítán jak pro palivové proutky s průměrem 9,2 mm, tak pro zvětšené palivové proutky s průměrem 10,4 mm. Pro menší proutky bylo počítáno méně variant, z důvodu hledání pouze jedné vhodné kombinace tří geometrií s cca podobným $k_{eff} \approx 1,08$.



Obr. 33: Grafy závislosti k_{eff} na poměru $m_{(ThO_2)}/m_{(UO_2)}$



Obr. 34: Grafy závislosti k_{eff} na hmotnosti vsázky UO_2

Nejvhodnějším palivem se čistě z pohledu na k_{eff} zdá být to, které má nejvyšší k_{eff} a zároveň nejnižší hmotnost UO_2 , resp. nejvyšší hmotnostní poměr thoriového paliva k uranovému. Bohužel tímto způsobem není možné nejvhodnější geometrii paliva určit. Neméně je totiž důležitá závislost k_{eff} na době vyhořívání a na vyhoření UO_2 . Kdyby nebyla uvažovaná druhá zmíněná závislost, mohlo by se stát, že pokles k_{eff} by byl tak strmý, že by po několika dnech byl reaktor podkritický.

V každém grafu jsou vyznačeny výrazně odlišnou značkou varianty, které byly vybrány pro následný výpočet vyhořívání a detailnější porovnání.

4.3.2 Výpočet vyhořívání /Burn Card/

Simulaci vyhořívání lze vyvolat zapsáním funkce *burn* do vstupního kódu (na následující řádek za *kcode*). Funkce *burn* nabízí definici různých proměnných a tím charakterizaci výpočtů pro žádaný případ. Konkrétní možnosti zápisu *burn* viz [28]. Při výpočtu bylo užíváno pouze definice časových intervalů pro výpočet, definice odebíraného tepelného výkonu, definice sledovaných materiálů, dále pak jejich objemy a vymezení izotopů. Vymezení nežádoucích izotopů je výhodné použít na izotopy, které nemají pro sledování význam, a současně se v materiálu po interakci původních jader s neutrony vyskytují. Funkce ve vstupním souboru pak vypadá např., viz Obr. 35.

```
burn          TIME=182.5 9r
              POWER=1375
              MAT=1,2
              MATVOL=3531245.6706,5389922.2566
              OMIT=1,18,06012,06013,06014,07014,07015,07016,08016,08017,08018, &
                  09018,09019,10020,90234,92240,93235,93236,94236,94237, &
                  2,18,06012,06013,06014,07014,07015,07016,08016,08017,08018, &
                  09018,09019,10020,90234,92240,93235,93236,94236,94237
```

Obr. 35: Příklad zápisu funkce „burn“ pro výpočet vyhořívání v MCNPX

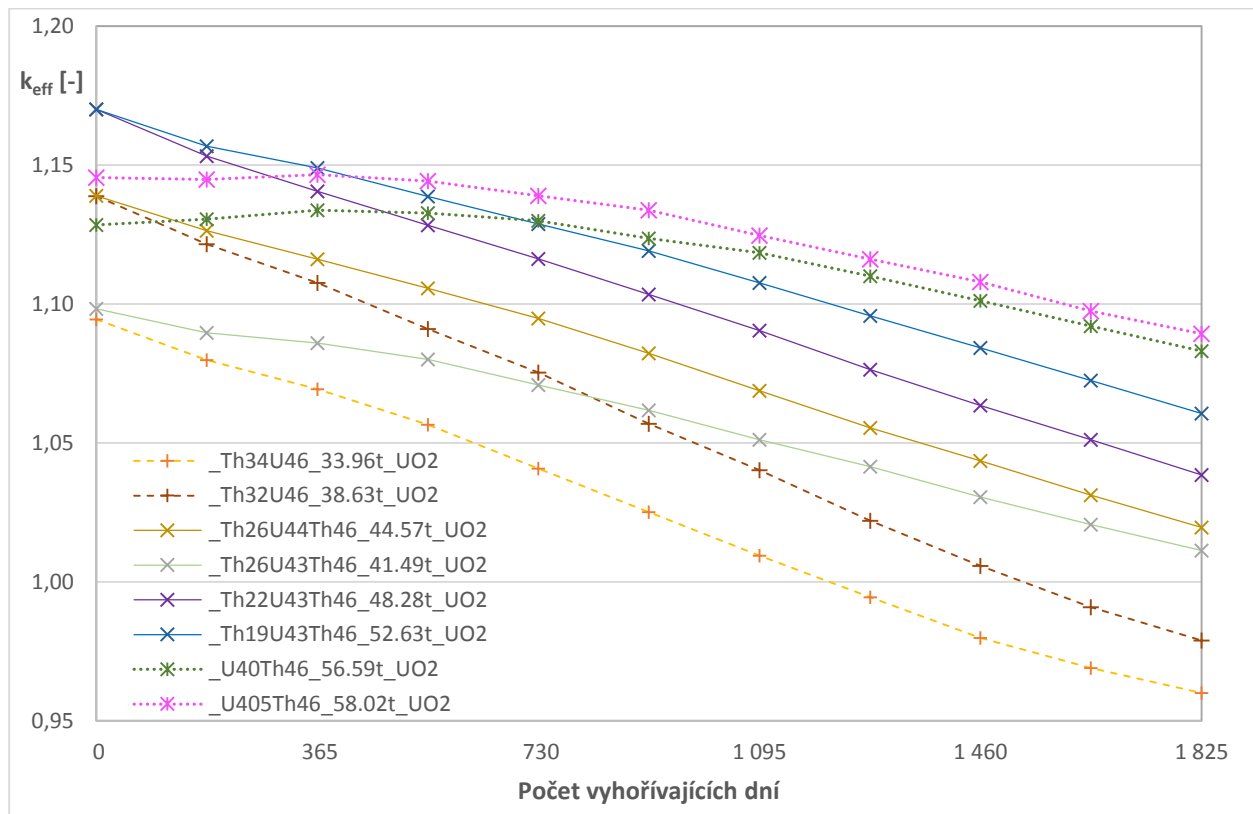
Při simulaci vyhořívání bylo pozorováno několik veličin. Pro vybrané geometrie s průměrem $d_{\text{vnější}} = 10,4$ mm a cca totožným počátečním k_{eff} je vyneseno graf závislosti k_{eff} na vyhořívání celé vsázky ($\text{UO}_2 + \text{ThO}_2$), viz Obr. 37. V legendě grafů je kromě zkratky názvu uvedeno i množství uranového paliva pro lepší orientaci v charakteristice paliva. Geometrie paliva je zkráceně uvedena v názvu, nebo legendě každého grafu.

Tab. 4-3 Zkratky využívané v grafech s parametry materiálu²⁴

Zkrácený název	Poloměr r [mm]				Poměr [-] $m_{(\text{ThO}_2)}/m_{(\text{UO}_2)}$	Hmotnost m [t]	
	ThO ₂	UO ₂	ThO ₂	Zr1Nb		UO ₂	ThO ₂
U40Th46	0.0	4.0	4.6	5.2	0.3048	56.59	17.25
U405Th46	0.0	4.05	4.6	5.2	0.2741	58.02	15.91
U325Th40	0.0	3.3	4.0	4.6	0.4866	37.36	18.18
Th26U44Th46	2.6	4.4	4.6	5.2	0.6421	44.57	28.62
Th26U43Th46	2.6	4.3	4.6	5.2	0.7599	41.49	31.53
Th22U43Th46	2.2	4.3	4.6	5.2	0.5200	48.28	25.11
Th19U43Th46	1.9	4.3	4.6	5.2	0.3989	52.63	21.00
Th25U37Th40	2.5	3.7	4.0	4.6	1.0875	26.32	28.62
Th32U46	3.2	4.6	0.0	5.2	0.8863	38.63	34.23
Th34U46	3.4	4.6	0.0	5.2	1.1382	33.96	38.65
Th31U40	3.1	4.0	0.0	4.6	1.4215	22.60	32.13
VVER_0495	0.7	3.8	3.85	4.55	0.0000	48.97	00.00
VVER_0382	0.7	3.8	3.85	4.55	0.0000	48.97	00.00

²⁴ Pro všechny geometrie paliva je využíváno obohacené uranové palivo izotopem ^{235}U na 4,95 %, vyjímaje palivo VVER_0382, které má definované obohacení 3,82 %. Pro obě paliva nazvaná VVER_ je využito palivo pouze s materiálem UO_2 , a proto poloměry uvedené ve sloupci pro ThO_2 , nepopisují thorium, ale helium, které vyplňuje volné plochy v palivu (duté palivo + netěsnost). Jedná se o šedě podbarvená data.

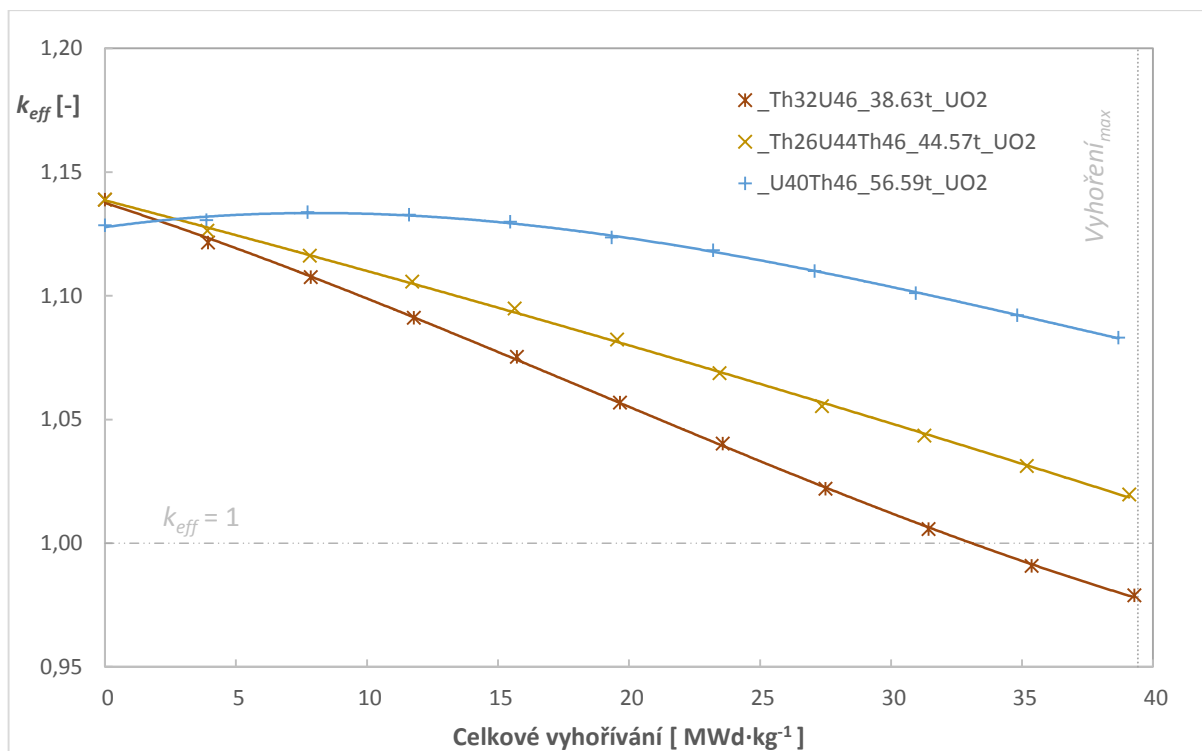
Z grafu na Obr. 36 je vyloučeno palivo VVER_0495 a VVER_0382 z důvodu výrazně rozdílného průběhu křivky a tím narušování přehlednosti grafu v daném rozlišení. Kompletní graf závislý na vyhoření viz příloha str. 69.



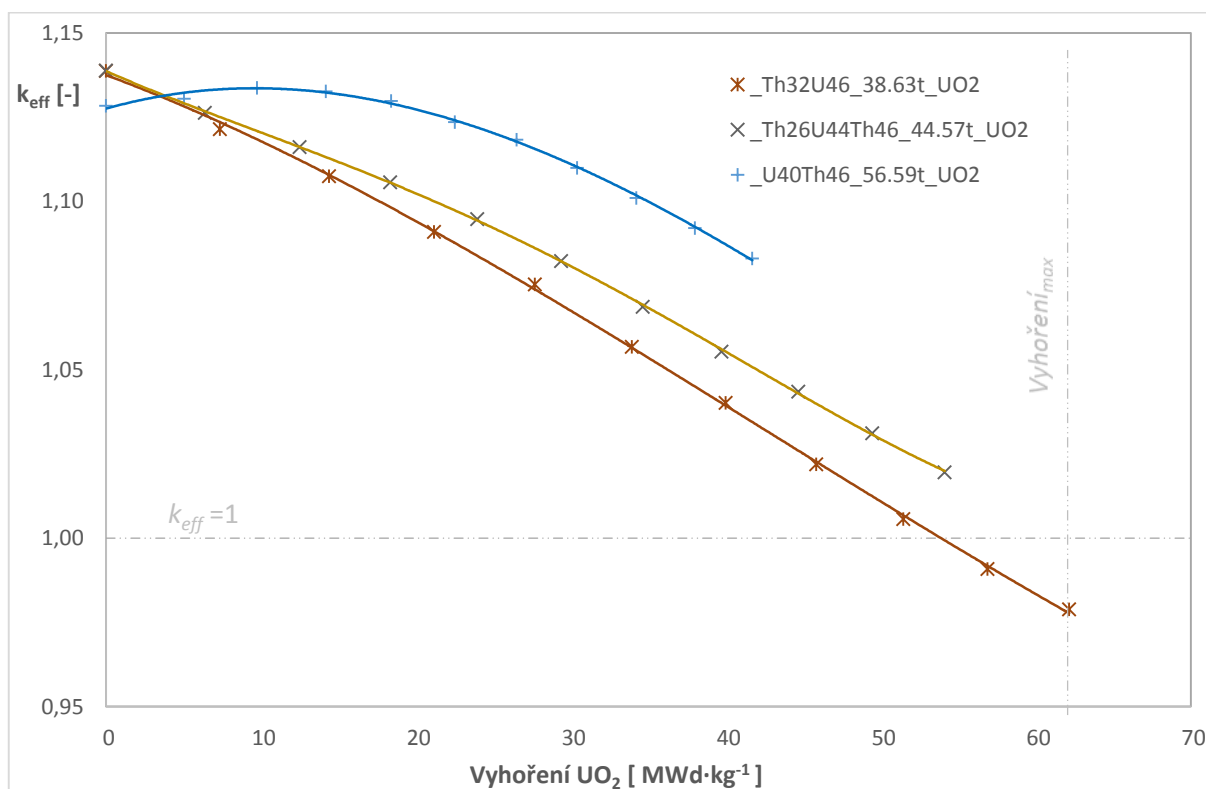
Obr. 36: Závislost k_{eff} na počtu vyhořívajících dní

S palivem VVER budou některá paliva porovnávána v jiných závislostech. Palivo označené jako VVER zastupuje palivový proutek UO_2 , tzv. „profilovaný standart“ s geometrickými a materiálovými parametry dle [21] na straně 25, tedy $r_{vnější} = 4,55 \text{ mm}$, resp. $d_{vnější} = 9,1 \text{ mm}$. Bylo počítáno se standartním bohatením 3,82 %, resp. zvýšeným 4,95 % využívaným pro ostatní geometrie.

Kromě dosud pozorovaného efektivního multiplikačního činitele, který s počtem vyhořených dní klesá, je nutné pozorovat i samotné vyhořívání paliva po dobu uvažované kampaně. Důležitá závislost k_{eff} na celkovém vyhořívání paliva je vynesena na Obr. 37, nicméně tato závislost není zcela vypovídající. Vhodnější je sledování vyhořívání pouze uranového paliva, které je dražší a má omezenější naleziště. Thoriové palivo je uvažováno především jako doplněk zajišťující vyšší vyhoření UO_2 . Závislost k_{eff} na vyhoření UO_2 viz Obr. 38. Všechny počítané geometrie mají vynesenu závislost k_{eff} na vyhoření UO_2 v příloze na str. 69.

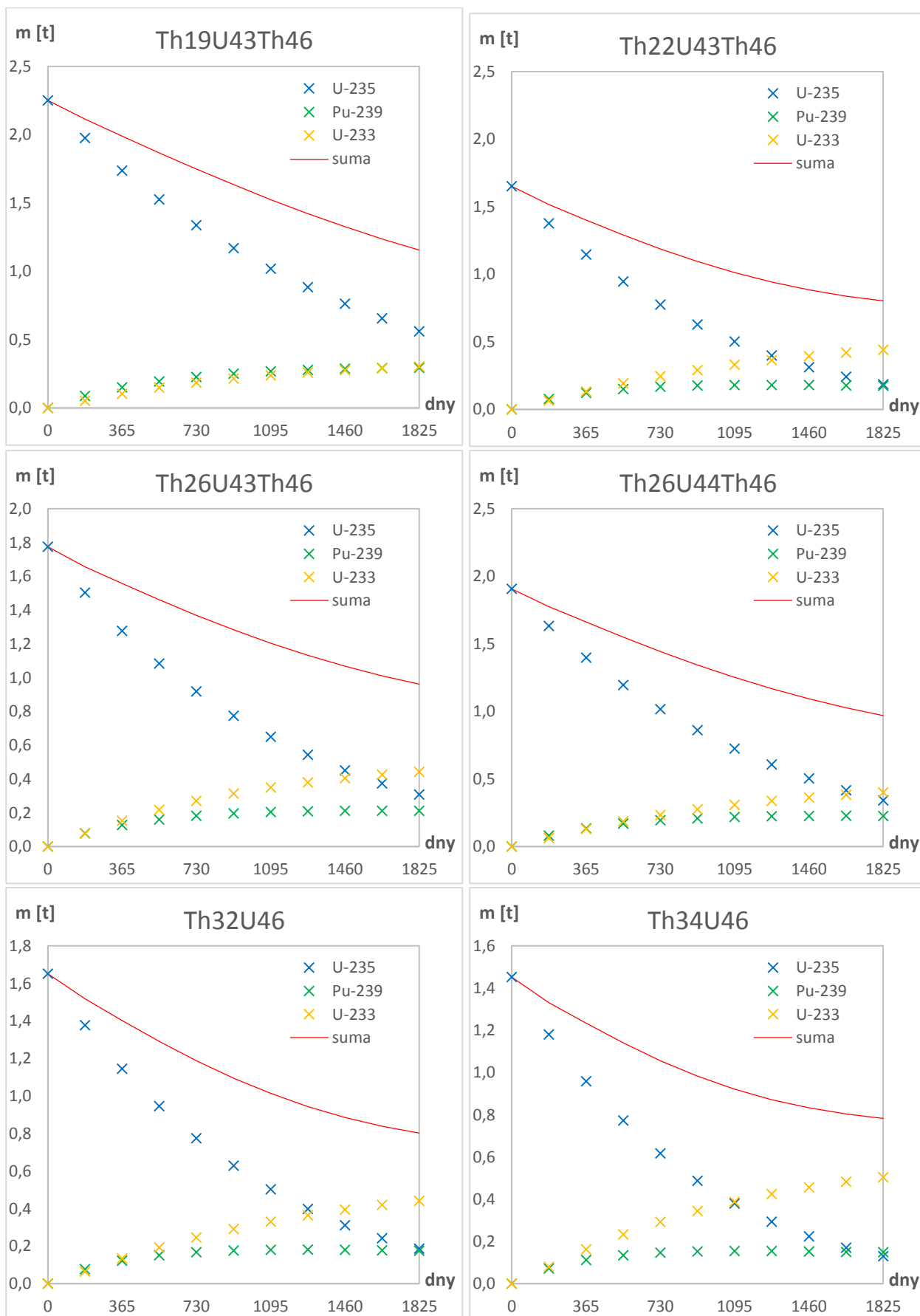


Obr. 37: Graf závislosti k_{eff} na vyhoření

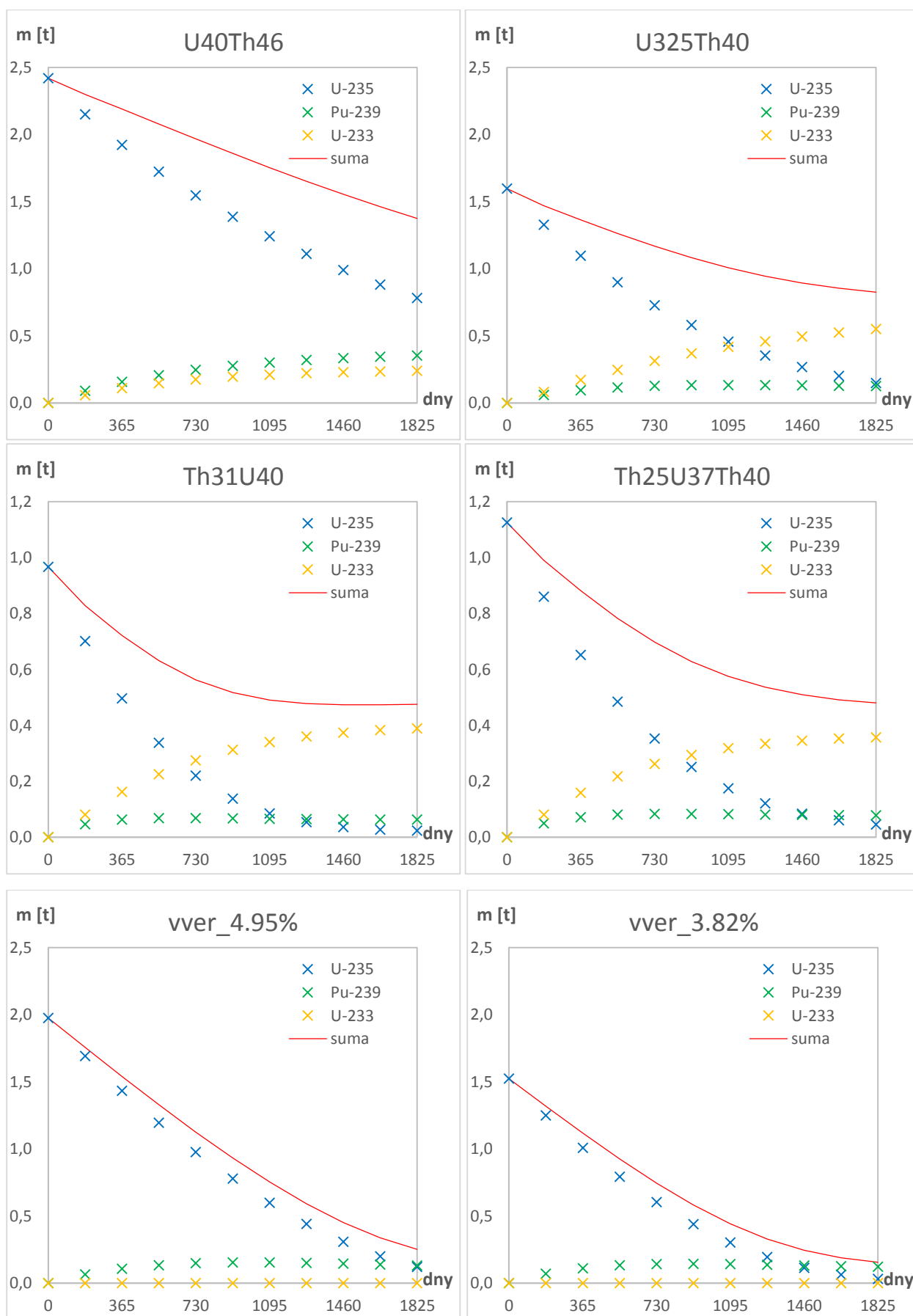


Obr. 38: Závislost k_{eff} na vyhoření UO_2

Dále byly pozorovány změny vyhořívání a růstu, resp. poklesu celkem asi 20 izotopů u každého vyhořívání. Pro ověření předpokladů bylo třeba především pozorovat růst nově vzniklých štěpných produktů ze štěpitelných izotopů, resp. pokles původního štěpného paliva. Výsledky simulací viz Obr. 39 a Obr. 40. Zkratky jednotlivých geometrií jsou popsány v Tab. 4-3, str. 54.

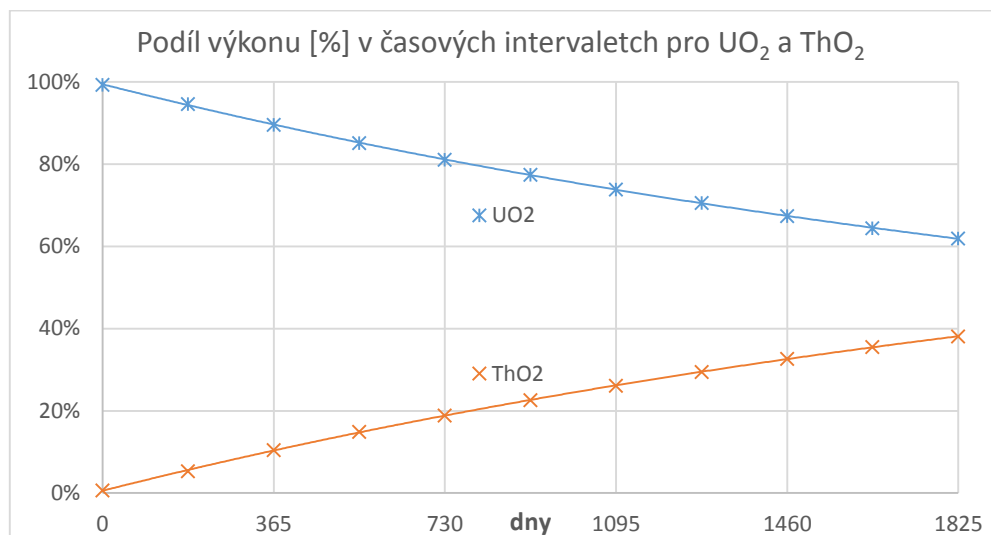


Obr. 39: Obrázky popisující změny štěpných izotopů v palivu pro $r_{\text{vnější}}=5,2$ mm



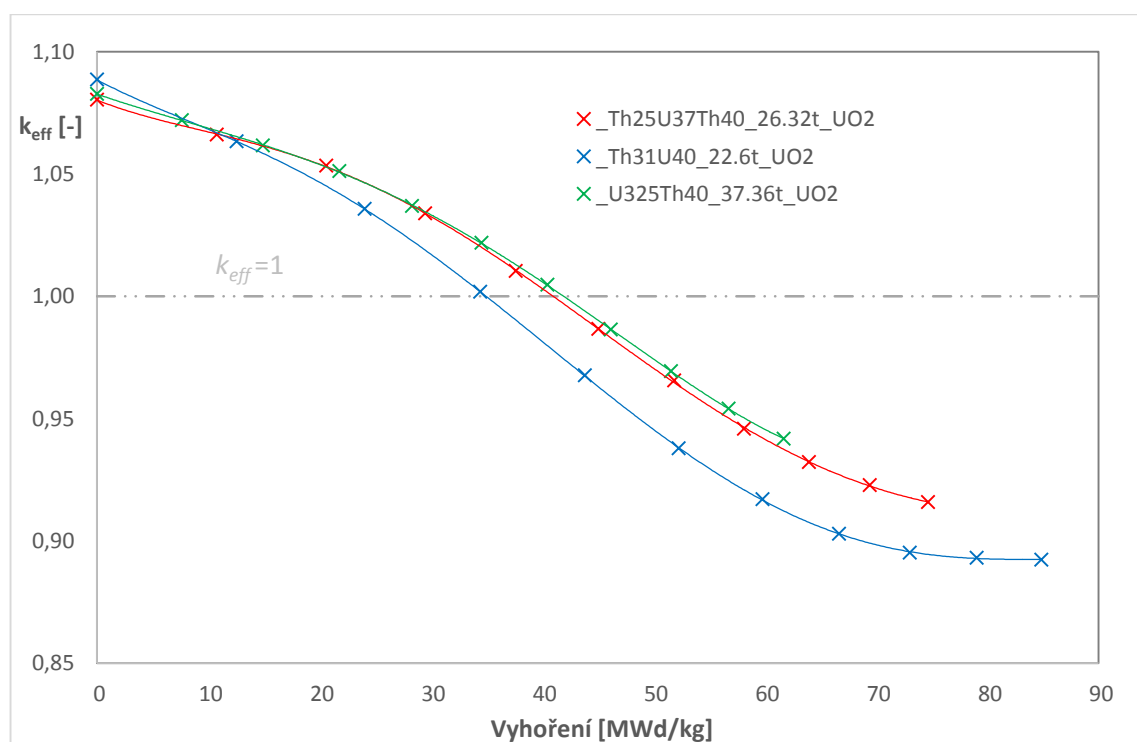
Obr. 40: Obrázky popisující změny štěpných izotopů v různém palivu

Dle změn štěpných izotopů v palivu se také mění poměr příspěvků jednotlivých materiálů na produkci odebíraného konstantního výkonu. Program totiž není, na rozdíl od reaktoru, závislý na dosažení kritičnosti. MCNPX pouze počítá s konstantním vyvedením výkonu po dobu zadaných časových intervalů a k těmto zadaným údajům pak dopočítává k_{eff} , vyhoření, aktivitu, tok neutronů, a další veličiny. Graf závislosti podílu UO_2 a ThO_2 na produkci konstantního výkonu je pro zvolený materiál $Th325U40$ uveden na Obr. 41. Porovnání simulovaných geometrií dle poměru produkované energie z jednotlivých materiálů na konci pozorovaného období, viz Obr. 46.



Obr. 41: Podíl produkce energie z UO_2 a ThO_2 pro $U325Th40$ v čase

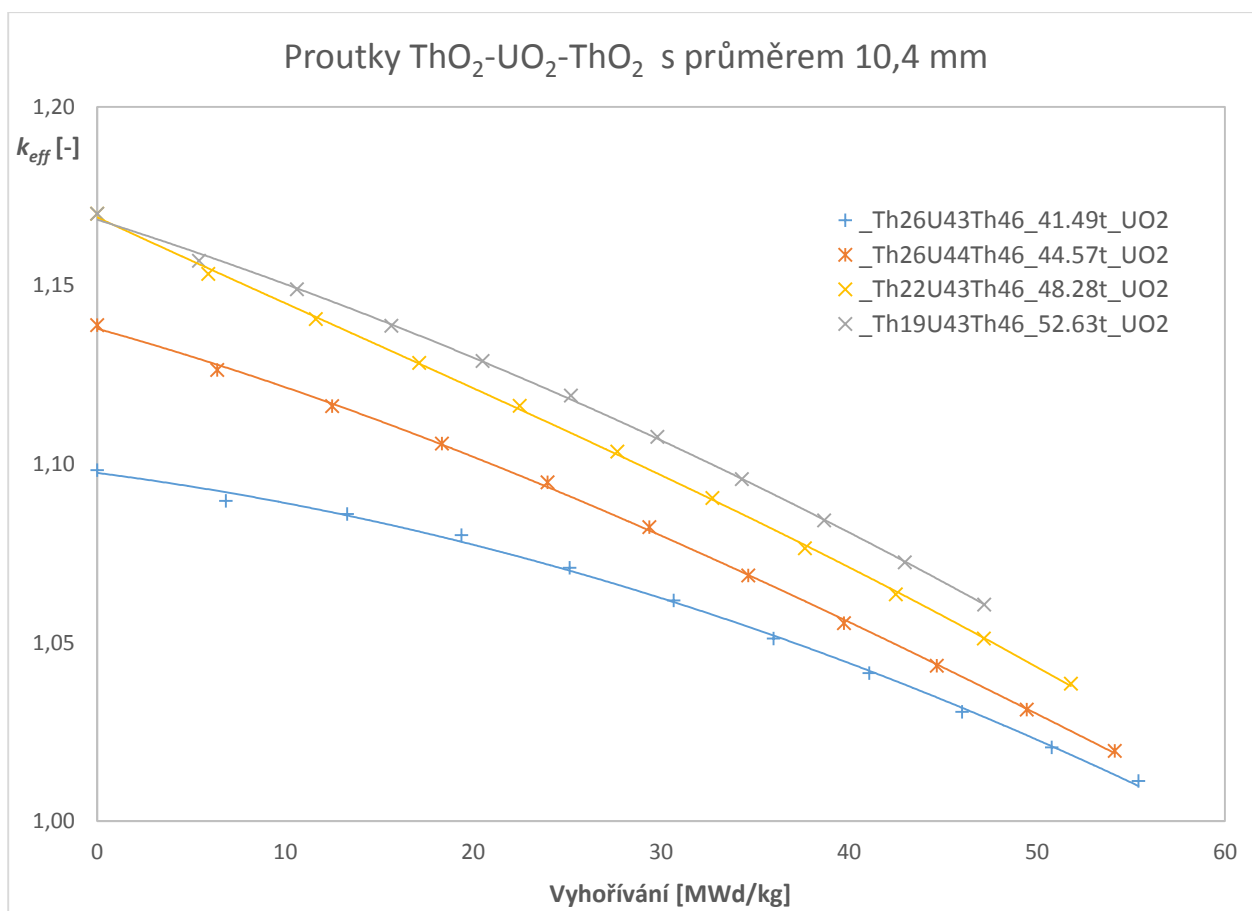
Z výpočtů standartní geometrie s $r_{vnější} = 4,6$ mm bylo upuštěno, jelikož při smysluplné kombinaci UO_2 a ThO_2 nebylo dosaženo zajímavých výsledků. Jak je vidět na Obr. 41, bylo dosaženo vysokého podílu ThO_2 na produkci energie, ale po se 740 dnech odebrání výkonu 1375 MW se soustava stala podkritickou, viz Obr. 42.



Obr. 42: Porovnání závislosti k_{eff} na vyhoření pro standartní proutky

Při simulaci je pro zjednodušení uvažováno navezení plného reaktoru čerstvým palivem a po pěti letech vyvezení použitého paliva a znovu navezení čerstvého paliva. V případě, že by bylo uvažováno například v dnešní době využívaného 5 letého cyklu, viz JE Dukovany, simulovaná paliva z Obr. 42 by byla pravděpodobně použitelná, stejně jako palivo $Th32U46$ z Obr. 38. V takovém případě se každý rok vyveze, resp. naveze právě pětina použitého, resp. čerstvého paliva. Tím je zajištěn konstantnější průběh k_{eff} po dobu vyhořívání. Zmíněné palivo $Th32U46$ dosahuje vyhoření až 63 MWd/kg, ovšem necelý poslední rok vyhořívání je již z pohledu simulace podkritické.

Nutné poznamenat, že v této práci není cílem nalézt a spočítat palivo využitelné v dnešních JE. Cílem je rozhodnout o nejvhodnějším rozvržení paliva a podložit tuto studii dostatkem dat ze simulací. Z toho důvodu bylo rozhodnuto o zaměření se na výpočet zvětšených proutků, poskytujících možnost větší navážky a současně větší variabilitu struktury geometrie.



Obr. 43: Porovnání nadkritického ThO_2 - UO_2 - ThO_2 paliva

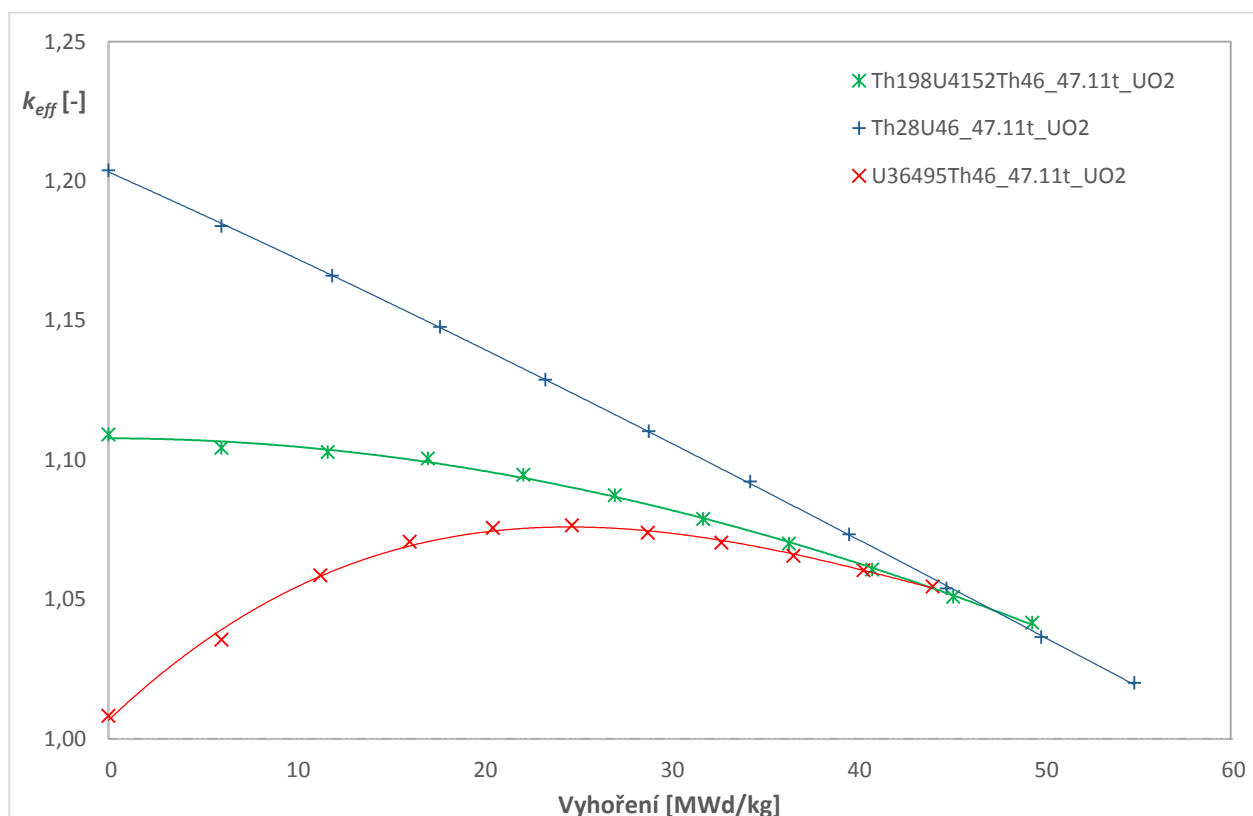
Při porovnání všech simulovaných ThO_2 - UO_2 - ThO_2 paliva s $r_{vnějším} = 5,2$ mm bylo zjištěno, že z daného výběru je nejvýhodnějším palivem $Th26U43Th46$ s hmotností UO_2 asi 41,5 t. Toto palivo zůstává i po 5 letech konstantního odběru 1375 MW nadkritické s dostatečnou rezervou. Dosahuje současně poměrně vysokého vyhoření 55 MWd/kg.

4.4 Shrnutí výsledků simulace

Výpočet byl proveden celkem pro 16 geometrií paliva, viz příloha str. 69. Dosažené výsledky lze zhodnotit pro jednotlivé geometrie v různých parametrech. Samotnými výpočty, které byly provedeny, bylo vyprodukováno asi 50 GB dat, přičemž 30 GB smysluplných výsledků je zálohováno. Výstupní soubor poskytuje mnoho dat, která mohou být využita pro různá porovnávání. V této práci bylo využíváno především k_{eff} , vyhořívání sledovaných materiálů, hmotnosti produkovaných izotopů, poměr sledovaných materiálů na produkci energie a průměrného počtu nově generovaných okamžitých neutronů. Nejdůležitější výsledky jsou uvedeny v grafech. Pro shrnutí byly vypočteny ještě tři dosud nepočítané geometrie. Hlavním cílem bylo demonstrovat palivo tří geometrií o totožné hmotnosti UO_2 a ThO_2 . Hmotnost paliva UO_2 byla stanovena na 47,11 t a $m_{(ThO_2)}/m_{(UO_2)} = 0,566$. Definice rozměrů paliva je v Tab. 4-4, resp. závislost na Obr. 44.

Tab. 4-4 Parametry paliva se stejnou hmotností UO_2 a ThO_2 ve třech geometriích

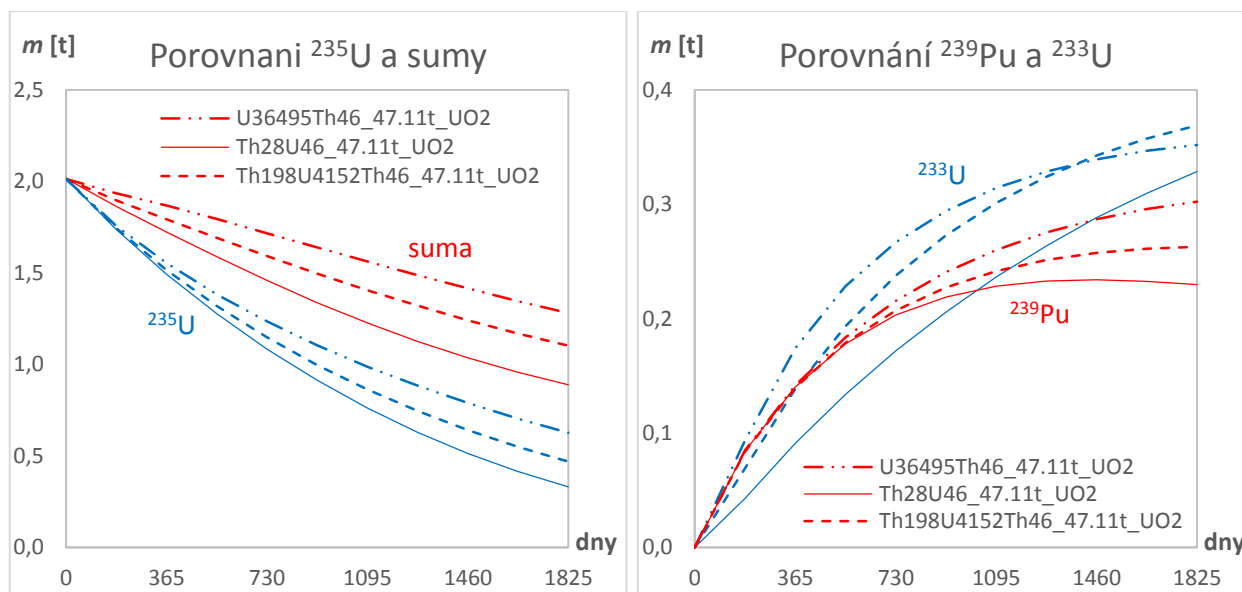
poloměr r [mm]				k_{eff} (326°C) [-]	Poměr [-] $m_{(ThO_2)}/m_{(UO_2)}$	hmotnost m [t]	
ThO_2	UO_2	ThO_2	Zn1Nb			UO_2	ThO_2
2.80	4.6000	0.0	5.2	1.2039	0.556	47.11	26.21
0.00	3.6495	4.6	5.2	1.0083	0.556	47.11	26.21
1.98	4.1520	4.6	5.2	1.1091	0.556	47.11	26.21



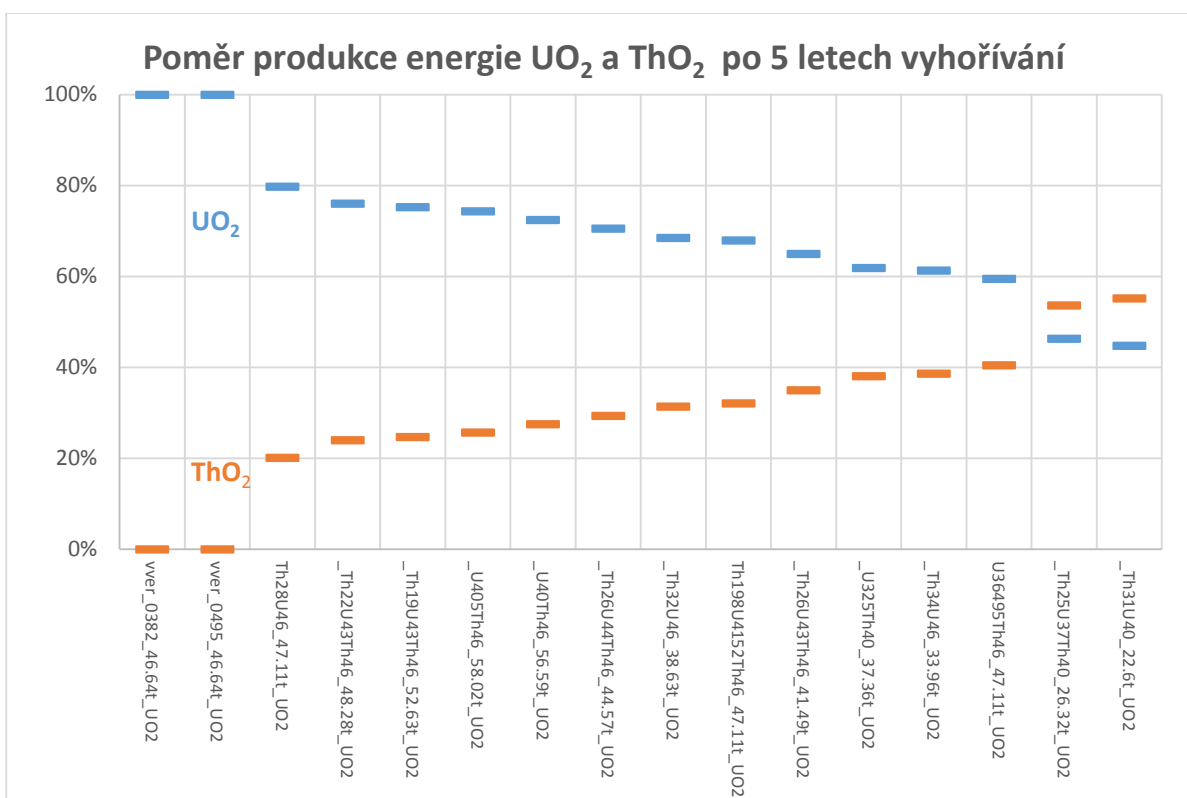
Obr. 44: Závislost k_{eff} na vyhoření UO_2 pro $m_{(UO_2)}=m_{(ThO_2)}$ paliva všech 3 geometrií

Z výsledků plyne, že pro stejnou navážku je z pohledu vyhořívání nejvhodnější zvolit palivo $Th28U46$ jelikož dosahuje vyhoření až 56 MWd/kg při stále nadkritickém stavu. Nevýhodou je nutnost řízení kritičnosti, např. kyselinou boritou. Rozdíl k_{eff} mezi počátkem vyhoříváním koncem vyhořívání (5 r) je téměř 0,2. I přesto je v porovnání se simulovaným

VVER palivem, viz příloha str. 71, rozdíl k_{eff} menší oproti oběma počítaným palivům (obohacení 4,95 % i 3,82 %).



Obr. 45: Závislost změny štěpných izotopů pro $m(\text{UO}_2)=m(\text{ThO}_2)$ paliva všech 3 geometrií



Obr. 46: Poměr produkce energie UO_2 a ThO_2 po 5 letech vyhořívání

Nárůst štěpných izotopů v palivu vznikajících, resp. úbytek ^{235}U při štěpení, je zaznačen dvěma grafy na Obr. 45. Z důvodu malého zastoupení paliva ThO_2 (asi 1/3) v celkové navázce, je vznik štěpného ^{233}U asi $0,35 \pm 0,05$ t pro všechny uvažované varianty, přičemž nejvyšší produkce ^{233}U je u paliva Th198U4152Th46 . Na konci pozorovaného vyhořívání ($t=5$ r) je nejvyšší podíl energie generované z ThO_2 , oproti UO_2 , u paliva U36495Th46 . Na Obr. 46 je zmíněný poměr vynesena v grafu společně se všemi ostatními geometriemi.

5 ZÁVĚR

Tato diplomová práce nabízí přehled nad problematikou thoriového paliva, historií využívání, až po možnosti využití v současnosti. Dále práce diskutuje výhody a nevýhody thoria, resp. thoriového paliva ve formě ThO_2 oproti dnes konvenčnímu UO_2 palivu. Stěžejní část práce je zaměřena na praktickou část, zahrnující simulaci, resp. výpočty ve výpočetním programu MCNPX. Výpočetní kód byl využit pro simulaci reaktoru VVER 440 s palivem obsahující thorium. Reaktor VVER 440 byl pro simulaci zvolen z důvodu provozu tohoto typu v tuzemské JE Dukovany. Geometrie aktivní zóny byla totožná s geometrií reaktoru VVER 440. Byly simulovány dvě velikosti palivových proutků, jednak proutky standartní, ale i proutky zvětšené. Zvětšené proutky byly zvoleny proto, aby bylo dosaženo kritičnosti reaktoru i při 5 letém vyhořívání bez jakékoli manipulace s palivem. Palivové proutky byly modelovány jako vrstvy paliva UO_2 a ThO_2 ve třech typech uložení vrstev. Bylo uvažováno uložení $\text{UO}_2\text{-ThO}_2$, $\text{ThO}_2\text{-UO}_2\text{-ThO}_2$ a $\text{ThO}_2\text{-UO}_2$ s různými poloměry daných vrstev. Celkem bylo provedeno 50 výpočtů efektivního multiplikačního koeficientu pro různé geometrie proutku, resp. 33 výpočtů paliva se zvětšenými proutky a 17 výpočtů standartních proutků. Z těchto výpočtů pak bylo vybráno 11 vhodných kombinací pro následující simulaci vyhořívání, společně se 2 geometriemi palivového proutku bez thoria pro možnost porovnávání. Nejvyššího vyhoření dosáhlo palivo složené z válce ThO_2 o poloměru 3,4 mm, obklopeného UO_2 s vnějším poloměrem 4,6 mm. V tomto palivu bylo obsaženo necelých 34 t UO_2 , resp. 1,45 t ^{235}U a 38,5 t ThO_2 . Po 5 letech (1825 dní) vyhořívání bylo v reaktoru pouze 0,13 t ^{235}U , dále pak asi 0,15 t ^{239}Pu a 0,50 t ^{233}U . Při vyhořívání paliva přechází produkce energie postupně z původního UO_2 na ThO_2 , resp. na nově vzniklý ^{233}U . Po pěti letech je to konkrétně asi 62 % produkované energie z původního UO_2 a asi 38 % pak z ThO_2 . Toto palivo ovšem přechází do podkritičnosti při konstantním odebrání výkonu 1375 MWt asi po 1200 dnech vyhořívání. Simulace byla provedena pro jednorázové vložení paliva a vyhořívání po dobu 5 let bez jakýchkoli změn v aktivní zóně, tzn. bez doplnění čerstvým palivem, bez jakýchkoli rotací a překládek paliva. V případě, že by bylo palivo využíváno v kampani s výměnou paliva a doplňováním čerstvých kazet, potlačil by si pokles k_{eff} a bylo možné ještě prodloužit palivovou kampaň. Tím pádem by bylo možné využít taktéž simulované palivo standartních rozměrů, kde k_{eff} při simulaci poklesl do podkritičnosti po cca 2 letech. Nejzajímavější bylo palivo Th31U40 , kde vyhořívání dosahovalo více jak 85 MWd/kg a na konci sledovaného vyhořívání bylo z původního ThO_2 generováno až 55 % energie. Pro shrnutí a k jasnému porovnání výsledků byly ještě simulovány tři paliva s naprosto stejnou hmotností UO_2 a tedy i poměrů hmotností $m_{(\text{UO}_2)}=m_{(\text{ThO}_2)}$, ovšem v jiných variacích poskládání vrstev. Při tomto srovnání opět zvítězila varianta $\text{ThO}_2\text{-UO}_2\text{-ThO}_2$, která měla lineární pokles k_{eff} a dosáhla nejvyššího vyhoření.

Při výpočtech bylo dosaženo zajímavých výsledků a tato práce tak může sloužit jako odrazový můstek pro další zkoumání stejných, nebo podobných možností vrstvení paliva. Při navazování na tuto práci je doporučena přesnější analýza a zpřesnění výpočtů zahrnutím přesných teplot jednotlivých materiálů a dalších parametrů. Bylo by zajímavé sledovat vlastnosti paliva při pravidelné výměně, resp. doplňování čerstvého paliva. Bylo by možné tím prodloužit palivovou kampaň a zvýšit vyhoření paliva. Přínosem diplomové práce je popis a simulace dosud nesimulovaného paliva. Tento druh paliva by ovšem bylo problematické vyrobit. V případě navazování na tuto práci je doporučeno zaměřit se na situaci blíže využitelnou v současných jaderných reaktorech. Jednou z možností je například simulace paliva obsahující palivové proutky s pravidelně se střídajícími peletkami ThO_2 a UO_2 .

POUŽITÁ LITERATURA

- [1] IAEA. *Thorium fuel cycle - Potential benefits and challenges*. [cit. 2014-12-29]. Wargramer Strasse 5, Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency, 2005.
- [2] IAEA. *Thorium fuel utilization: Options and trends*. [cit. 2015-01-06]. Wargramer Strasse 5, Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency, Nov. 2002.
- [3] World Nuclear Association. *Thorium*. [online] [cit. 2015-01-16]. aktualizováno: 09/2014. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/info/current-and-future-generation/thorium/>
- [4] World Nuclear Association. *Supply of Uranium*. [online] [cit. 2015-01-16]. aktualizováno: 10/2014. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org>
- [5] FRÝBORT, J., *Thorium fuel cycle*. PhD Thesis, Faculty of Nuclear Sciences and Physical Engineering, Czech Technical University in Prague, Praha 2003.
- [6] IAEA.: Power Reactor Information System. [online]. [cit. 2015-01-02]. Dostupné z: <http://www.iaea.org/pris/>
- [7] National Physical Laboratory – Kaye & Laby. *Tables of Physical & Chemistry Constant Atomic and nuclear physic*. [online]. [cit. 2015-01-02]. Dostupné z: http://www.kayelaby.npl.co.uk/atomic_and_nuclear_physics/
- [8] Goldberg, M. S., Rosner, R. *Nuclear Reactors: Generation to Generation*. American Academy of Arts and Sciences, 2011 [cit. 2015-01-04]. ISBN: 0-87724-090-6. Dostupné z: <http://www.amacad.org/pdfs/nuclearreactors.pdf>
- [9] Raček, J. Jaderná zařízení. Brno, NOVOPRESS s.r.o., 2009, ISBN 978-80-214-3961-0
- [10] Ekström P.L., Firestone B.R. *WWW Table of Radioactive Isotopes* [databáze online]. LBNL Berkeley, USA a LUND University, Švédsko, verze z ledna 2004. Dostupné z: <http://ie.lbl.gov/toi/>
- [11] Mutsunobu T., Kawano T. *ENDF Data Selection (N_F) [SIG] Cross sections / E=20MeV Lab=SAEI+ Date=090105*. JEFF-3.1.2. [databáze online] [cit. 2015-01-16]. Dostupné z: <https://www-nds.iaea.org/exfor/endl.htm>
- [12] IAEA. *Integrated Nuclear Fuel Cycle Information Systems*. [online]. [cit. 2015-01-15]. Dostupné z: <https://infcis.iaea.org/Default.asp>
- [13] Ullman, V. Astro Nukl Fyzika: Jaderná a radiační fyzika/Jaderné reakce a jaderná energie. [online]. [cit. 2015-01-20]. Dostupné z: <http://astronuklfyzika.cz/JadRadFyzika3.htm>
- [14] Wagner, V. Rychlé jaderné reaktory a využití thoria v indické jaderné energetice. [online]. [cit. 2015-01-20]. Dostupné z: <http://hp.ujf.cas.cz/~wagner>
- [15] IAEA. *High Temperature Gas Cooled Reactor Fuels and Materials*. International Atomic Energy Agency. Vienna, 2010. [online]. [cit. 2015-01-17]. Dostupné z: <http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications>
- [16] IAEA. *Fifteen Years of Operating Experience of KAMINI Reactor*. [online]. [cit. 2015-01-17]. Dostupné z: <http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF>
- [17] Svoboda, J. *Nekonvenční zdroje jaderné energie*. Brno: Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, 2013. 72 s. Vedoucí bakalářské práce Ing. Karel Katovský, Ph.D.

- [18] Jeferson Lab. *Isotopes of the Element Uranium*. [online]. [cit. 2015-2-25]. Dostupné z: <http://education.jlab.org/itselemental/iso092.html>
- [19] Kanga, J., Hippelb F. U-232 and the Proliferation-Resistance of U-233 in Spent Fuel. *Science & Global Security*. 2001, č. 9, s. 1-32. [online]. [cit. 2015-2-25]. Dostupné z: <http://fissilematerials.org/library/sgs09kang.pdf>
- [20] Duchene, M. *The Thorium Fuel Cycle: A Proliferation Resistance Focus Shift*. PONI Fall Conference, 2011. [online]. [cit. 2015-3-15]. Dostupné z: <http://csis.org>
- [21] Burket, D. *Palivové vsázky se zdokonaleným palivem na Jaderné elektrárně Dukovany*. Dizertační práce. 2003. [online]. [cit. 2015-3-22]. Dostupné z: <http://www.danes.burket.cz/files/burketdp.pdf>
- [22] Carron, N. J. *An Introduction to the Passage of Energetic Particles through Matter*. 2007. Taylor & Francis Group. Santa Barbara, California, USA. [cit. 2015-5-12]
- [23] Peterson, S., Adams, R. E., Douglas, D. A. *Properties of thorium, its alloys, and its compounds*. OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY. 1965. [online]. [cit. 2015-5-15]. Dostupné z: <http://web.ornl.gov>
- [24] Takaki, N., Mardiansah, D. Core Design and Deployment Strategy of Heavy Water Cooled Sustainable Thorium Reactor. 2012. [online]. [cit. 2015-5-15]. Dostupné z: <http://www.mdpi.com>
- [25] Moshman, J. *A Monte Carlo estimation of the high energy neutron flux distribtrtion in the orm. graphite reactor*. Oak Ridge National Laboratory. 1955. [online]. [cit. 2015-5-15]. Dostupné z: <http://web.ornl.gov>
- [26] Stacey, M. W., *Nuclear Reactor Physics*. 2007. ISBN 978-3-527-40679-1 [cit. 2015-5-16].
- [27] Briesmeister, J. F. *MCNP-A General Monte Carlo Code for Neutron and Photon Transport*. Los Alamos National Laboratory. Version 3A. [online]. [cit. 2015-4-10]. Dostupné z: <http://www.iaea.org/inis>
- [28] Pelowitz, D.B. *MCNPXTM USER'S MANUAL: Version 2.7.0*. Duben 2011.
- [29] Timothy, W. M., Temperature and density dependence of the light and heavy water ultraviolet absorption edge. 2006. DOI: 10.1063/1.2338521. [online]. [cit. 2015-5-16]. Dostupné z: <http://scitation.aip.org>
- [30] Kasten, R. P. *Review of the Radkowsky Thorium Reactor Concept*. Science & Global Security, 1998. č. 7. s. 237-269. [online]. [cit. 2015-5-16]. Dostupné z: <http://scienceandglobalsecurity.org>
- [31] Björk, K. I. *Commercial thorium fuel manufacture and irradiation: Testing (Th, Pu)O₂ and (Th,U)O₂ in the "Seven-Thirty" program*. Annals of Nuclear Energy. Srpen 2014. [online]. [cit. 2015-5-19]. Dostupné z: <http://www.sciencedirect.com>
- [32] Cozzo, C. *Thermal diffusivity and conductivity of thorium-plutonium mixed oxides*. Journal of Nuclear Materials. [online]. [cit. 2015-5-19]. Dostupné z: <http://www.sciencedirect.com>
- [33] Applying geoscience to Australia's most important challenges: Thorium. *Australian Government, Geoscience Australia*. [online]. [cit. 2015-5-19]. Dostupné z: <http://www.ga.gov.au>

ÚVOD K PŘÍLOHÁM

Na následujících stranách budou uvedeny přílohy. Jedná se o nadrozměrné obrázky a tabulky, které by zapříčinili nehomogenost textu při vložení do diskutované kapitoly. Poslední přílohou je krátký popis experimentu, který byl uskutečněn na ČVUT v Praze na Katedře jaderných reaktorů. Tento experiment byl vyhodnocen jako neúspěšný, a proto je umístěn až v příloze.

Seznam příloh:

<i>Příloha A – vstupní soubor.....</i>	<i>Obrázek 1</i>	<i>str. 67</i>
<i>Příloha B – výsledky jednotlivých simulací</i>	<i>Tabulka 1</i>	<i>str. 69</i>
<i>Příloha C – grafické znázornění získaných výsledků simulace</i>	<i>Obrázek 2</i>	<i>str. 71</i>
<i>Příloha D – popis experimentu.....</i>	<i>Experiment</i>	<i>str. 72</i>

```

Reaktor Th-U-Th H2O 600K
1 2 -10.00 -1 u=2 imp:n=1 vol=51.3939 $ ThO2 stepne thorium
20 1 -10.50 -11 1 u=2 imp:n=1 vol=89.1791 $ UO2 palivo
21 2 -10.00 -12 11 u=2 imp:n=1 vol=20.2991 $ ThO2 stepne thorium
3 4 -6.51 -2 12 u=2 imp:n=1 $ Zr1Nb obalka proutku
4 3 -0.692 2 u=2 imp:n=1 $ H2O okoli proutku
5 3 -0.692 -9 10 -5 6 -8 7
    lat=2 u=3 fill=-7:7 -7:7 0:0
    3 14r
    3 6r 2 6r 3
    3 5r 2 7r 3
    3 4r 2 8r 3
    3 3r 2 9r 3
    3 2r 2 10r 3
    3 1r 2 11r 3
    3 2 12r 3
    3 2 11r 3 1r
    3 2 10r 3 2r
    3 2 9r 3 3r
    3 2 8r 3 4r
    3 2 7r 3 5r
    3 2 6r 3 6r
    3 14r
60 0 -21 20 -16 17 -19 18 fill=3 u=1 imp:n=1
61 5 -6.51 #60 u=1 imp:n=1
71 0 -27 26 -22 23 -25 24 fill=1 u=4 imp:n=1
72 3 -0.692 #71 u=4 imp:n=1
81 3 -0.692 -272 262 -222 232 -252 242 lat=2 u=5 fill=-12:12 -12:12 0:0
    5 24r
    5 15r 4 3r 5 4r
    5 12r 4 8r 5 2r
    5 10r 4 11r 5 1r
    5 9r 4 12r 5 1r
    5 7r 4 15r 5
    5 6r 4 16r 5
    5 5r 4 17r 5
    5 4r 4 18r 5
    5 4r 4 17r 5 1r
    5 3r 4 18r 5 1r
    5 2r 4 19r 5 1r
    5 2r 4 18r 5 2r
    5 1r 4 19r 5 2r
    5 1r 4 18r 5 3r
    5 1r 4 17r 5 4r
    5 4 18r 5 4r
    5 4 17r 5 5r
    5 4 16r 5 6r
    5 4 15r 5 7r
    5 1r 4 12r 5 9r
    5 1r 4 11r 5 10r
    5 2r 4 8r 5 12r
    5 4r 4 3r 5 15r
    5 24r
9 0 -28 -3 4 fill=5 imp:n=1
10 3 -0.692 -29 -30 31 (28:3:-4) imp:n=1
13 0 #9 #10 imp:n=0
c -----Povrchy valcu (proutku)-----
1 cz 2.6 $ hranice Th - U |
11 cz 4.3 $ hranice U - Th |
12 cz 4.6 $ hranice Th - Zr1Nb |
2 cz 5.2 $ hranice Zr1Nb - H2O |
3 pz 2420 $ top proutku |
4 pz 0 $ bottom proutku |
c -----Hexagonal proutku-----
5 p 1.73205 1 0 12.3 $ pravo nahore |\ |
6 p 1.73205 1 0 -12.3 $ levo dole \ |
7 p 1.73205 -1 0 -12.3 $ pravo dole | /
8 p 1.73205 -1 0 12.3 $ levo nahore / |
9 py 6.15 $ |
10 py -6.15 $ |
c -----Vnitřní kazeta-----

```

Obrázek 1: Vstupní soubor pro výpočet geometrie Th26U43Th46

```

c -----vnitrni kazeta-----
16 p 1 1.73205 0 142.02 $ pravo nahore      |\      |
17 p 1 1.73205 0 -142.02 $ levo dole         \|\      |
18 p -1 1.73205 0 -142.02 $ pravo dole       |/\      |
19 p -1 1.73205 0 142.02 $ levo nahore       /|\      |
20 px -71.01                                $          |
21 px 71.01                                $          |
c -----Obalka kazety-----
22 p 1 1.73205 0 145.02 $ pravo nahore      |\      |
23 p 1 1.73205 0 -145.02 $ levo dole         \|\      |
24 p -1 1.73205 0 -145.02 $ pravo dole       |/\      |
25 p -1 1.73205 0 145.02 $ levo nahore       /|\      |
26 px -72.51                                $          |
27 px 72.51                                $          |
c -----H2O okolo kazety-----
222 p 1 1.73205 0 148.02 $ pravo nahore     |\      |
232 p 1 1.73205 0 -148.02 $ levo dole        \|\      |
242 p -1 1.73205 0 -148.02 $ pravo dole      |/\      |
252 p -1 1.73205 0 148.02 $ levo nahore      /|\      |
262 px -74.01                                $          |
272 px 74.01                                $          |
c -----H2O okolo zony, reflektor-----
28 cz 1510                                $ vnitrni valec vody reaktoru |
29 cz 1710                                $ venkovni valec vody reaktoru |
30 pz 2620                                $ vrhni plocha ohraniceni vody |
31 pz -200                                $ venkovni plocha vody      |
c -----

kcode 12000 1.0 50 210
sdef pos=0 0 0 rad=d1
    axs=0 0 1 ext=d2
    si1 0 1510
    sp1 -21 1
    si2 0 2420
    sp2 -21 0
    burn TIME=182.5 9r
        POWER=1375
        MAT=1,2
        MATVOL=3921563.24,3165417.69
        OMIT=1,18,06012,06013,06014,07014,07015,07016,08016,08017,08018, &
            09018,09019,10020,90234,92240,93235,93236,94236,94237, &
            2,18,06012,06013,06014,07014,07015,07016,08016,08017,08018, &
            09018,09019,10020,90234,92240,93235,93236,94236,94237

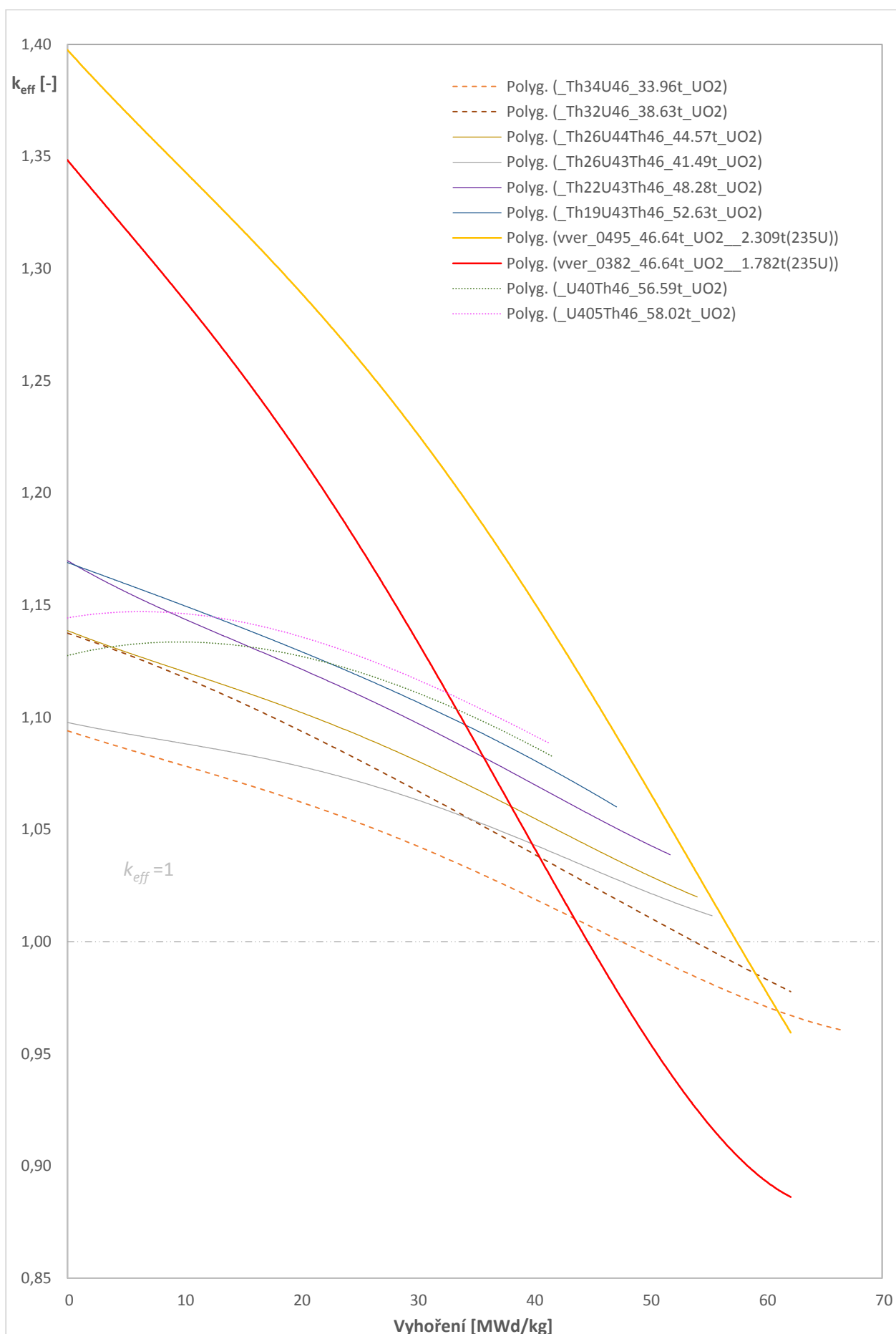
print
c UO2 - palivo
    m1 8016.81c 2.0
        92235.81c 0.0495
        92238.81c 0.9505
c ThO2 - stepny material
    m2 8016.81c 2.0
        90232.81c 1.0
c H2O - moderator
    m3 1001.81c 2.0
        8016.81c 1.0
    mt3 lwtr.26t
c Zr1Nb - pokryti paliva
    m4 40090.81c 0.5093550
        40091.81c 0.1110780
        40092.81c 0.1697850
        40094.81c 0.1720620
        40096.81c 0.0277200
        41093.81c 0.01
c Zr2.5Nb - obalka kazety
    m5 40090.81c 0.5016375
        40091.81c 0.1093950
        40092.81c 0.1672125
        40094.81c 0.1694550
        40096.81c 0.0273000
        41093.81c 0.025

```

Tabulka 1 - Výsledky simulace pro jednotlivé struktury geometrie paliva

	Čas	Výkon	k_{eff}	Tok n.	$\bar{\nu}$	Výnos 1f	Vyhořívání [MWd/kg]			Zdroj
	[dny]	[MW]	[-]	[n·cm ⁻²]	[-]	[eV]	součet	UO2	ThO2	[nts/sec]
_U40Th46_56.59t_UO2	0.0	1375	1.1285	3.62E+14	2.47	200.94	0.00	0.00	0.00	1.06E+20
	182.5	1375	1.1305	3.62E+14	2.51	201.69	3.87	5.04	0.09	1.07E+20
	365.0	1375	1.1337	3.61E+14	2.54	202.14	7.74	9.75	1.26	1.08E+20
	547.5	1375	1.1328	3.62E+14	2.55	202.48	11.60	14.18	3.32	1.08E+20
	730.0	1375	1.1299	3.64E+14	2.57	202.76	15.47	18.41	6.00	1.09E+20
	912.5	1375	1.1236	3.68E+14	2.58	203.01	19.34	22.51	9.14	1.09E+20
	1095.0	1375	1.1184	3.71E+14	2.60	203.23	23.21	26.50	12.62	1.10E+20
	1278.0	1375	1.1100	3.75E+14	2.61	203.43	27.08	30.40	16.38	1.10E+20
	1460.0	1375	1.1011	3.80E+14	2.62	203.63	30.94	34.23	20.38	1.10E+20
	1642.0	1375	1.0921	3.85E+14	2.63	203.81	34.81	38.00	24.56	1.11E+20
_U405Th46_58.02t_UO2	1825.0	1375	1.0831	3.89E+14	2.64	203.98	38.68	41.71	28.92	1.11E+20
	0.0	1375	1.1455	3.55E+14	2.47	200.95	0.00	0.00	0.00	1.06E+20
	182.5	1375	1.1449	3.55E+14	2.51	201.69	3.87	4.92	0.09	1.07E+20
	365.0	1375	1.1465	3.56E+14	2.54	202.15	7.73	9.55	1.23	1.08E+20
	547.5	1375	1.1443	3.57E+14	2.55	202.50	11.60	13.93	3.25	1.08E+20
	730.0	1375	1.1389	3.60E+14	2.57	202.79	15.46	18.13	5.91	1.09E+20
	912.5	1375	1.1338	3.63E+14	2.58	203.05	19.33	22.20	9.03	1.09E+20
	1095.0	1375	1.1247	3.68E+14	2.60	203.27	23.19	26.18	12.50	1.10E+20
	1278.0	1375	1.1162	3.72E+14	2.61	203.49	27.06	30.07	16.28	1.10E+20
	1460.0	1375	1.1079	3.77E+14	2.62	203.69	30.92	33.90	20.28	1.10E+20
_Th19U43Th46_52.63t_UO2	1642.0	1375	1.0975	3.82E+14	2.63	203.87	34.79	37.67	24.49	1.11E+20
	1825.0	1375	1.0892	3.87E+14	2.64	204.05	38.65	41.39	28.87	1.11E+20
	0.0	1375	1.1701	3.39E+14	2.47	200.92	0.00	0.00	0.00	1.05E+20
	182.5	1375	1.1568	3.44E+14	2.51	201.75	3.89	5.41	0.09	1.07E+20
	365.0	1375	1.1489	3.48E+14	2.54	202.28	7.77	10.63	0.68	1.08E+20
	547.5	1375	1.1387	3.53E+14	2.56	202.70	11.65	15.64	1.76	1.08E+20
	730.0	1375	1.1288	3.59E+14	2.58	203.04	15.54	20.50	3.25	1.09E+20
	912.5	1375	1.1191	3.64E+14	2.59	203.34	19.42	25.21	5.08	1.09E+20
	1095.0	1375	1.1076	3.70E+14	2.61	203.60	23.31	29.80	7.20	1.10E+20
	1278.0	1375	1.0957	3.77E+14	2.62	203.84	27.19	34.29	9.60	1.10E+20
_Th22U43Th46_48.28t_UO2	1460.0	1375	1.0842	3.83E+14	2.63	204.06	31.08	38.68	12.23	1.11E+20
	1642.0	1375	1.0725	3.89E+14	2.65	204.28	34.96	42.97	15.09	1.11E+20
	1825.0	1375	1.0606	3.96E+14	2.66	204.47	38.85	47.19	18.15	1.12E+20
	0.0	1375	1.1701	3.27E+14	2.47	200.92	0.00	0.00	0.00	1.05E+20
	182.5	1375	1.1532	3.34E+14	2.51	201.81	3.90	5.90	0.08	1.07E+20
	365.0	1375	1.1406	3.39E+14	2.54	202.40	7.79	11.62	0.51	1.08E+20
	547.5	1375	1.1283	3.45E+14	2.57	202.85	11.69	17.13	1.33	1.09E+20
	730.0	1375	1.1163	3.52E+14	2.59	203.22	15.59	22.47	2.47	1.09E+20
	912.5	1375	1.1034	3.58E+14	2.60	203.55	19.48	27.67	3.89	1.10E+20
	1095.0	1375	1.0904	3.65E+14	2.62	203.83	23.38	32.73	5.58	1.10E+20
_Th26U43Th46_41.49t_UO2	1278.0	1375	1.0764	3.73E+14	2.63	204.09	27.27	37.66	7.50	1.11E+20
	1460.0	1375	1.0635	3.80E+14	2.65	204.33	31.17	42.48	9.64	1.11E+20
	1642.0	1375	1.0511	3.86E+14	2.66	204.55	35.07	47.18	11.99	1.12E+20
	1825.0	1375	1.0385	3.93E+14	2.67	204.74	38.96	51.80	14.53	1.12E+20
	0.0	1375	1.0982	3.68E+14	2.46	200.88	0.00	0.00	0.00	1.05E+20
	182.5	1375	1.0897	3.73E+14	2.51	201.82	3.92	6.84	0.10	1.07E+20
	365.0	1375	1.0860	3.76E+14	2.54	202.38	7.83	13.29	0.71	1.08E+20
	547.5	1375	1.0801	3.80E+14	2.56	202.79	11.74	19.37	1.80	1.09E+20
	730.0	1375	1.0709	3.86E+14	2.58	203.12	15.66	25.14	3.28	1.09E+20
	912.5	1375	1.0618	3.91E+14	2.60	203.39	19.57	30.67	5.10	1.10E+20
_Th26U43Th46_41.49t_UO2	1095.0	1375	1.0511	3.98E+14	2.61	203.63	23.49	35.98	7.20	1.10E+20
	1278.0	1375	1.0414	4.04E+14	2.63	203.83	27.40	41.08	9.56	1.11E+20
	1460.0	1375	1.0306	4.10E+14	2.64	204.01	31.32	46.01	12.15	1.11E+20
	1642.0	1375	1.0206	4.17E+14	2.65	204.18	35.23	50.78	14.95	1.11E+20
	1825.0	1375	1.0112	4.22E+14	2.65	204.32	39.15	55.40	17.94	1.12E+20

_Th26U44Th46_44.57t_UO2	0.0	1375	1.1389	3.49E+14	2.46	200.89	0.00	0.00	0.00	1.05E+20
	182.5	1375	1.1263	3.55E+14	2.51	201.81	3.91	6.38	0.09	1.07E+20
	365.0	1375	1.1162	3.60E+14	2.54	202.40	7.82	12.49	0.60	1.08E+20
	547.5	1375	1.1057	3.67E+14	2.56	202.84	11.73	18.34	1.51	1.09E+20
	730.0	1375	1.0948	3.73E+14	2.58	203.19	15.63	23.96	2.77	1.09E+20
	912.5	1375	1.0823	3.81E+14	2.60	203.50	19.54	29.38	4.33	1.10E+20
	1095.0	1375	1.0688	3.88E+14	2.62	203.77	23.45	34.64	6.16	1.10E+20
	1278.0	1375	1.0554	3.96E+14	2.63	204.01	27.36	39.73	8.25	1.11E+20
	1460.0	1375	1.0435	4.04E+14	2.64	204.22	31.27	44.67	10.56	1.11E+20
	1642.0	1375	1.0312	4.10E+14	2.65	204.42	35.18	49.46	13.10	1.11E+20
_Th32U46_38.63t_UO2	1825.0	1375	1.0196	4.18E+14	2.67	204.58	39.09	54.13	15.84	1.12E+20
	0.0	1375	1.1388	3.49E+14	2.46	200.88	0.00	0.00	0.00	1.05E+20
	182.5	1375	1.1215	3.58E+14	2.51	201.91	3.93	7.35	0.09	1.07E+20
	365.0	1375	1.1076	3.66E+14	2.54	202.55	7.86	14.40	0.51	1.08E+20
	547.5	1375	1.0910	3.75E+14	2.57	203.05	11.79	21.17	1.26	1.09E+20
	730.0	1375	1.0754	3.85E+14	2.59	203.45	15.72	27.67	2.29	1.09E+20
	912.5	1375	1.0569	3.95E+14	2.61	203.80	19.65	33.94	3.59	1.10E+20
	1095.0	1375	1.0402	4.06E+14	2.63	204.10	23.58	39.99	5.14	1.11E+20
	1278.0	1375	1.0220	4.17E+14	2.65	204.37	27.50	45.83	6.93	1.11E+20
	1460.0	1375	1.0057	4.28E+14	2.66	204.60	31.43	51.46	8.95	1.12E+20
_Th34U46_33.96t_UO2	1642.0	1375	0.9909	4.38E+14	2.67	204.80	35.36	56.89	11.18	1.12E+20
	1825.0	1375	0.9789	4.46E+14	2.68	204.96	39.29	62.15	13.62	1.12E+20
	0.0	1375	1.0944	3.68E+14	2.46	200.85	0.00	0.00	0.00	1.05E+20
	182.5	1375	1.0798	3.77E+14	2.51	201.96	3.94	8.34	0.09	1.07E+20
	365.0	1375	1.0693	3.84E+14	2.55	202.61	7.88	16.23	0.59	1.08E+20
	547.5	1375	1.0566	3.94E+14	2.57	203.08	11.83	23.66	1.47	1.09E+20
	730.0	1375	1.0408	4.03E+14	2.60	203.46	15.77	30.72	2.69	1.10E+20
	912.5	1375	1.0251	4.13E+14	2.62	203.78	19.71	37.44	4.20	1.10E+20
	1095.0	1375	1.0095	4.24E+14	2.63	204.05	23.65	43.85	5.99	1.11E+20
	1278.0	1375	0.9945	4.34E+14	2.65	204.27	27.59	49.96	8.03	1.11E+20
vver_0495_46.64t-UO2	1460.0	1375	0.9798	4.44E+14	2.66	204.45	31.54	55.80	10.32	1.12E+20
	1642.0	1375	0.9691	4.52E+14	2.67	204.60	35.48	61.38	12.82	1.12E+20
	1825.0	1375	0.9601	4.59E+14	2.68	204.72	39.42	66.75	15.52	1.12E+20
	0.0	1375	1.3970	2.90E+14	2.46	200.99	0.00	0.00	0.00	1.05E+20
	182.5	1375	1.3649	3.01E+14	2.50	201.77	6.22	6.22	0.00	1.06E+20
	365.0	1375	1.3310	3.14E+14	2.53	202.37	12.43	12.43	0.00	1.07E+20
	547.5	1375	1.2969	3.28E+14	2.56	202.90	18.65	18.65	0.00	1.08E+20
	730.0	1375	1.2594	3.45E+14	2.58	203.40	24.86	24.86	0.00	1.09E+20
	912.5	1375	1.2201	3.64E+14	2.61	203.91	31.08	31.08	0.00	1.10E+20
	1095.0	1375	1.1738	3.88E+14	2.63	204.46	37.29	37.29	0.00	1.11E+20
vver_0495_46.64t-UO2	1278.0	1375	1.1243	4.17E+14	2.67	205.06	43.51	43.51	0.00	1.12E+20
	1460.0	1375	1.0691	4.51E+14	2.70	205.74	49.73	49.73	0.00	1.13E+20
	1642.0	1375	1.0129	4.91E+14	2.74	206.48	55.94	55.94	0.00	1.14E+20
	1825.0	1375	0.9600	5.32E+14	2.78	207.24	62.16	62.16	0.00	1.15E+20
	0.0	1375	1.3484	3.12E+14	2.47	200.99	0.00	0.00	0.00	1.05E+20
	182.5	1375	1.3105	3.26E+14	2.52	202.07	6.22	6.22	0.00	1.07E+20
	365.0	1375	1.2693	3.44E+14	2.55	202.85	12.43	12.43	0.00	1.08E+20
	547.5	1375	1.2276	3.64E+14	2.59	203.54	18.65	18.65	0.00	1.09E+20
	730.0	1375	1.1783	3.89E+14	2.62	204.21	24.86	24.86	0.00	1.10E+20
	912.5	1375	1.1258	4.18E+14	2.66	204.91	31.08	31.08	0.00	1.11E+20
vver_0495_46.64t-UO2	1095.0	1375	1.0674	4.54E+14	2.70	205.67	37.29	37.29	0.00	1.13E+20
	1278.0	1375	1.0103	4.95E+14	2.74	206.47	43.51	43.51	0.00	1.14E+20
	1460.0	1375	0.9572	5.37E+14	2.78	207.27	49.72	49.72	0.00	1.15E+20
	1642.0	1375	0.9145	5.76E+14	2.82	207.95	55.94	55.94	0.00	1.16E+20
	1825.0	1375	0.8858	6.04E+14	2.85	208.44	62.16	62.16	0.00	1.17E+20



Obrázek 2: Závislost k_{eff} na vyhořívání pro všechny geometrie

Experiment

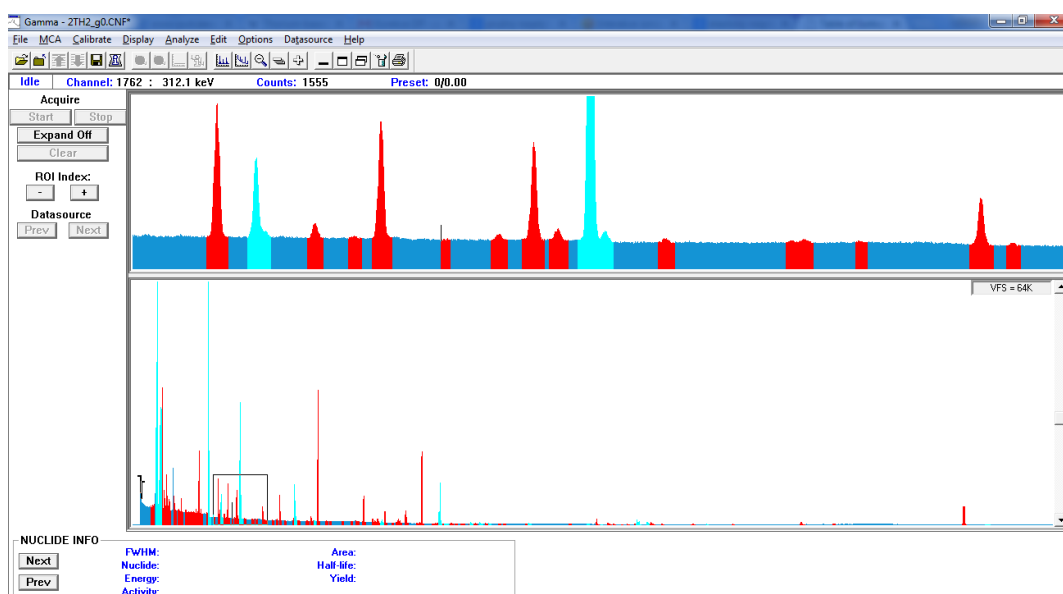
Experimentální ověření úvah na výzkumném reaktoru VR-1

Původním cílem bylo experimentálně ověřit teoretické předpoklady chování paliva vloženého do toku neutronů různých reaktorových spekter. Myšlenkou bylo demonstrovat množení štěpného ^{233}U ve vzorku při třech možnostech vrstvení UO_2 a ThO_2 pod třemi různými reaktorovými spektry. Bylo tedy uvažováno využít školního reaktoru VR-1 v Praze, jehož spektrum neutronů odstíněno (moderováno) A) lehkou vodou, B) těžkou vodou a C) grafitem. Aby výsledky byly srovnatelné, bylo třeba zajistit stejnou geometrii, tedy objem všech tří moderátorů.

Při skutečném měření se k zajištění shodné geometrie zvolil plastový kanystr, který byl před vložením do reaktoru pečlivě očištěn technickým lihem. Kanystr byl v první řadě napuštěn lehkou vodou H_2O a na přední stranu byly umístěny nakonec pouze dva vzorky fólií Th a kombinace Th-U-Th. Pro měření neutronů byly ještě přidány zlaté folie. Kanystr byl uložen do radiálního kanálu reaktoru tak, aby neutrony procházeli přes vodu do folií. Z důvodu časového nedostatku bylo ozařování zkráceno na 30 min. Po ozaření prvního vzorku byl vložen druhý vzorek s těžkou vodou. Tím bylo simulováno spektrum neutronů v těžkovodním reaktoru.

Ačkoli byl příjezd na reaktor asi v 9 hod ráno a odjezd asi v 19 hod večer, více vzorků se bohužel nepodařilo změřit, jelikož se při přípravě, resp. ozařování objevilo několik problémů. Nakonec tedy byly změřeny pouze 4 vzorky. Dvě thoriové folie a dvě kombinace Th-U-Th pro dvě spektra neutronů. Fólie se následně měřily na detektoru HPGe pomocí gama spektrometrie. Nejprve se měřilo ihned po ozaření po krátkou dobu, aby se změřily krátkodobé izotopy. Později se měřily dlouhodobé izotopy po delší dobu.

Výsledky z měření bohužel nemají žádný přínos, a proto nejsou ani v práci publikované. Důvodem byla nevhodná konfigurace a především krátká doba ozařování. Pro smysluplné výsledky by bylo třeba experiment zopakovat a ozařovat fólie po delší dobu. Pro ilustraci viz Obrázek 3, který zobrazuje zpracování spektra thoriové folie umístěné za lehkou vodou. Z důvodu krátkého ozařování nebylo možné ani po 14 dnech od měření detekovat výskyt izotopu ^{233}Pa na gama lince 312,17 keV [10], který je součástí přeměny ^{232}Th na ^{233}U , viz rovnice (1.4). I přesto, že čas měření vzorku byl více než dostatečný, asi 66 h.



Obrázek 3: Spracování spekter z experimentu