

**ZÁPADOČESKÁ UNIVERZITA V PLZNI  
FAKULTA ELEKTROTECHNICKÁ**

**KATEDRA ELEKTROENERGETIKY A EKOLOGIE**

## **DIPLOMOVÁ PRÁCE**

**Kombinace antikoroziční ochrany paliva, tepelné vodivosti  
a vyhořívajícího absorbátoru pro tlakovodní reaktory**

ZÁPADOČESKÁ UNIVERZITA V PLZNI

Fakulta elektrotechnická

Akademický rok: 2017/2018

## ZADÁNÍ DIPLOMOVÉ PRÁCE

(PROJEKTU, UMĚLECKÉHO DÍLA, UMĚLECKÉHO VÝKONU)

Jméno a příjmení: **Bc. David MAŠATA**

Osobní číslo: **E16N0107P**

Studijní program: **N2612 Elektrotechnika a informatika**

Studijní obor: **Elektroenergetika**

Název tématu: **Kombinace antikorozi ochrany paliva, tepelné vodivosti  
a vyhořívajícího absorbátoru pro tlakovodní reaktory**

Zadávací katedra: **Katedra elektroenergetiky a ekologie**

### Z á s a d y p r o v y p r a c o v á n í :

1. Proveďte rešerši výpočetních kódů a porovnejte je s výpočetním kódem UWB1 a s využitím vyhořívajících absorbátorů(BA) v jaderném palivu.
2. Popište možnosti využití thoria v jaderném palivu a HfO<sub>2</sub> jako povlaku jaderného paliva.
3. Za použití kódu UWB1 navrhnete jiná uspořádání BA a paliva kombinující tyto efekty.

Rozsah grafických prací: podle doporučení vedoucího

Rozsah kvalifikační práce: 40 - 60 stran

Forma zpracování diplomové práce: tištěná/elektronická

Seznam odborné literatury:

**Student si vhodnou literaturu vyhledá v dostupných pramenech podle doporučení vedoucího práce.**

Vedoucí diplomové práce:

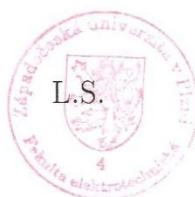
**Ing. Jana Jiříčková, Ph.D.**

Katedra elektroenergetiky a ekologie

Datum zadání diplomové práce: 10. října 2017

Termín odevzdání diplomové práce: 24. května 2018

Doc. Ing. Jiří Hammerbauer, Ph.D.  
děkan



Doc. Ing. Karel Noháč, Ph.D.  
vedoucí katedry

V Plzni dne 10. října 2017

## **Abstrakt**

Předkládaná diplomová práce je zaměřena na návrh pokročilého paliva pro jaderné elektrárny s využitím vyhořívajících absorbátorů. Zkoumá možnosti využití thoria a hafnia ve formě oxidu hafničitého a jejich vliv na neutronovou bilanci v reaktoru. Přidání těchto prvků do jaderného paliva má také pozitivní vliv na parametry paliva díky zlepšení tepelné vodivosti paliva a zvýšení odolnosti proti korozi. Cílem práce je nalezení nejvhodnější vzájemné kombinace daných absorbátorů pomocí analýzy výpočetním kódem  $U_wB_1$ .

## **Klíčová slova**

Jaderné palivo, přebytek reaktivity, vyhořívající absorbátor, thorium, hafnium,  $U_wB_1$ .

## **Abstract**

The master thesis is focused on the design of advanced nuclear power plants fuel with utilization of burnable absorbers. It analyzes possibilities of usage of thorium and hafnium dioxide and their influence on neutron balance in nuclear reactor. Adding these chemical elements into nuclear fuel also has positive effects on fuels properties due to improvement of its thermal conductivity and increase of anti-corrosion protection. The aim of this thesis is to discover the most appropriate mutual combination of these absorbers using  $U_W B_1$  computing code analysis.

## **Key words**

Nuclear fuel, reactivity excess, burnable absorber, thorium, hafnium,  $U_W B_1$ .

## **Prohlášení**

Prohlašuji, že jsem tuto diplomovou práci vypracoval samostatně, s použitím odborné literatury a pramenů uvedených v seznamu, který je součástí této diplomové práce.

Dále prohlašuji, že veškerý software, použitý při řešení této diplomové práce, je legální.

.....  
podpis

V Plzni dne 22.5.2018

David Mašata

## **Poděkování**

Tímto bych rád poděkoval vedoucí diplomové práce Ing. Janě Jiříčkové, Ph.D. a především doc. Ing. Radkovi Škodovi, Ph.D. za cenné profesionální rady, připomínky a odborné vedení práce. V neposlední řadě Ing. Janovi Závorkovi za vstřícnost a významnou pomoc při práci s výpočetním kódem U<sub>w</sub>B<sub>1</sub>.

## Obsah

<b>OBSAH</b> .....	<b>8</b>
<b>ÚVOD</b> .....	<b>10</b>
<b>SEZNAM SYMBOLŮ A ZKRATEK</b> .....	<b>11</b>
<b>1 JADERNÉ PALIVO</b> .....	<b>12</b>
1.1 JADERNÉ ELEKTRÁRNY .....	12
1.2 PALIVO V JADERNÝCH ELEKTRÁRNÁCH.....	12
1.2.1 Uran.....	13
1.2.2 Plutonium.....	13
1.2.3 Thorium.....	13
1.3 POKRYTÍ JADERNÉHO PALIVA .....	13
1.3.1 Zirkonium.....	13
1.4 MODERÁTOR A CHLADIVO .....	14
1.5 VYHOŘÍVAJÍCÍ ABSORBÁTORY .....	15
1.5.1 Gadolinium.....	15
1.5.2 Erbium .....	16
1.5.3 Dysprosium .....	16
1.5.4 Bor.....	16
<b>2 VÝPOČETNÍ KÓDY POUŽÍVANÉ V JADERNÉ ENERGETICE</b> .....	<b>17</b>
2.1 VÝPOČETNÍ KÓDY V JADERNÉ ENERGETICE .....	17
2.1.1 Deterministické výpočetní kódy .....	17
2.1.2 Metoda Monte Carlo.....	17
2.2 PŘEHLED VÝPOČETNÍCH KÓDŮ .....	18
2.2.1 Výpočetní kód MCNP.....	18
2.2.2 Výpočetní program Scale .....	18
2.2.3 Výpočetní kód Moby-dick.....	19
2.2.4 Výpočetní kód Serpent.....	20
2.2.5 Další výpočetní kódy.....	20
2.3 VÝPOČETNÍ KÓD $U_wB_1$ .....	21
2.3.1 Průběh výpočtu.....	21
2.4 VÝPOČTY BA A POROVNÁNÍ $U_wB_1$ S DALŠÍMI VÝPOČETNÍMI KÓDY .....	22
<b>3 THORIUM A HAFNIUM V JADERNÉM PALIVU</b> .....	<b>24</b>
3.1 THORIUM.....	24
3.1.1 Thorium jako jaderné palivo .....	25
3.1.2 Historie využití thoria .....	25
3.1.3 Možnosti využití thoria v současném jaderném palivu.....	27
3.1.4 Zlepšení tepelné vodivosti pomocí $ThO_2$ .....	28



3.2	HAFNIUM .....	30
3.2.1	Možnosti využití $HfO_2$ v pokrytí jaderného paliva .....	31
<b>4</b>	<b>NÁVRH USPOŘÁDÁNÍ PALIVA S VYHOŘÍVAJÍCÍMI ABSORBÁTORY .....</b>	<b>33</b>
4.1	PALIVO V JADERNÉ ELEKTRÁRNĚ DUKOVANY .....	33
4.1.1	Výpočet .....	34
4.1.2	Výsledný průběh $k_{eff}$ .....	36
4.2	TH JAKO VYHOŘÍVAJÍCÍ ABSORBÁTOR .....	36
4.2.1	Výsledný průběh $k_{eff}$ .....	37
4.3	$HfO_2$ JAKO VYHOŘÍVAJÍCÍ ABSORBÁTOR .....	37
4.3.1	Výsledný průběh $k_{eff}$ .....	38
4.4	KOMBINACE TH + $HfO_2$ .....	38
4.4.1	Výsledky .....	39
4.4.2	Validace výsledků .....	44
4.4.3	Počátek vyhořívání paliva .....	45
4.4.4	Výsledné průběhy $k_{eff}$ .....	47
4.5	ZHODNOCENÍ VÝSLEDKŮ .....	49
<b>5</b>	<b>ZÁVĚR.....</b>	<b>52</b>
	<b>SEZNAM LITERATURY A INFORMAČNÍCH ZDROJŮ.....</b>	<b>53</b>
	<b>PŘÍLOHA – GRAFY POROVNÁNÍ VÝSLEDKŮ VÝPOČTŮ .....</b>	<b>1</b>

## Úvod

Jaderná energetika stojí nyní po šedesátileté éře prudkého rozvoje na prahu těžkého rozhodnutí o jejím dalším vývoji. Jaderné elektrárny v současné době tvoří nenahraditelnou součást energetického mixu mnoha zemí napříč celým světem. Přes veškeré snahy odpůrců o odklonění od energie z jádra, nemá lidstvo aktuálně k dispozici zdroje, které by mohly okamžitě, či v nejbližší budoucnosti jaderné elektrárny nahradit.

Cílem předkládané diplomové práce je návrh vylepšeného jaderného paliva. Hlavním tématem je využití vyhořívajících absorbátorů. To jsou důležité materiály v jaderném palivu, které kompenzují přebytek reaktivity v aktivní zóně reaktoru v počátku palivové kampaně. Jako vyhořívající absorbátory jsou v návrhu použity dosud takto nepoužívané prvky – thorium a hafnium.

Dnes převážně používané palivo z oxidu uraničitého se zirkoniovým pokrytím má určité fyzikální parametry, ne zcela vyhovující podmínkám v aktivní zóně jaderného reaktoru. Přidání daných prvků do paliva povede k vylepšení těchto parametrů. Návrh kombinuje zvýšení odolnosti pokrytí paliva proti vlivu koroze použitím oxidu hafničitého jako jeho povlaku a zlepšení tepelné vodivosti přidáním thoria jako součásti palivových elementů.

Součástí práce je popis a přehled dosavadního využití uvedených prvků v jaderném palivu. Dále řešerše nejrozšířenějších výpočetních kódů používaných v jaderné energetice a jejich porovnání s novým výpočetním kódem  $U_{WB_1}$  vyvinutým na Západočeské univerzitě v Plzni.

Návrh uspořádání paliva s vyhořívajícími absorbátory je proveden pomocí kódu  $U_{WB_1}$  pro současné palivo v jaderné elektrárně Dukovany. Jsou analyzovány různé varianty zastoupení jednotlivých absorbátorů s cílem nalezení nejvhodnější kombinace podílu thoria v palivu a optimální šířky vrstvy  $HfO_2$  na pokrytí paliva.

## Seznam symbolů a zkratek

2D.....	dvourozměrný, dvoudimenzionální
2sPC .....	metoda two step predictor-corrector
3D.....	třírozměrný, třidimenzionální
at.....	atom
$A_w$ .....	atomová hmotnost (g/mol)
AZ .....	aktivní zóna jaderného reaktoru
BA .....	vyhořívající absorbátory (Burnable Absorbers)
CANDU.....	kanadský těžkovodní reaktor (Canada Deuterium Uranium)
ENDF/B-VII.1 ...	knihovna evaluovaných jaderných dat verze VII.1
JE .....	jaderná elektrárna
$k_{eff}$ .....	efektivní koeficient násobení
MCNP .....	výpočetní kód MCNP (Monte Carlo N-Particle Code)
MSR .....	reaktor využívající roztavené soli (Molten Salt Reactor)
MOX .....	jaderné palivo ze směsi oxidů uranu a plutonia (Mixed Oxide Fuel)
MWd/MTU.....	megawatt-den na metrickou tunu
N.....	atomová hustota ( $\text{at}/\text{cm}^3$ )
$N_A$ .....	Avogadrova konstanta
RMBK.....	kanálový reaktor velkého výkonu (Reaktor Bolšoj Moščnosti Kanalnyj)
THTR .....	thoriový vysokoteplotní reaktor (Thorium High-Temperature Reactor)
V.....	objem ( $\text{cm}^3$ )
VVER.....	vodo-vodní energetický reaktor
$w_f$ .....	váhový podíl
$\rho$ .....	hustota ( $\text{g}/\text{cm}^3$ )

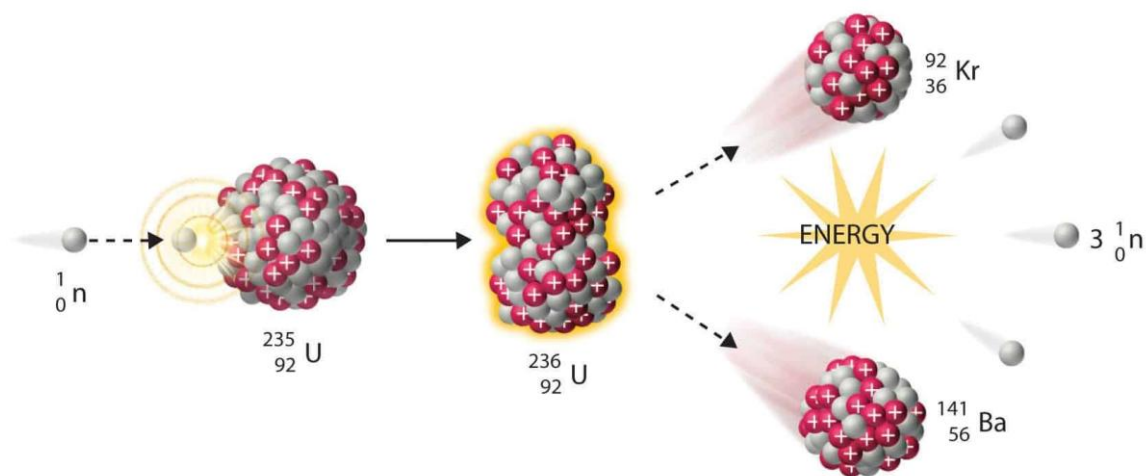
# 1 Jaderné palivo

## 1.1 Jaderné elektrárny

Jaderné elektrárny lze v současné době považovat za jeden z nejefektivnějších a zároveň nejčistších zdrojů elektrické energie, který má lidstvo k dispozici. Počátky jaderné energetiky položil Enrico Fermi v roce 1942 spuštěním první řízené štěpné řetězové reakce v reaktoru Chicago Pile-1. Následovalo připojení první jaderné elektrárny k rozvodné síti v roce 1956 ve Velké Británii. Od těchto milníků do dnešních dnů zaznamenalo toto odvětví velmi dynamický rozvoj a jaderné elektrárny se staly významnými zdroji elektrické energie po celém světě. Bylo vyvinuto, otestováno a provozováno množství různých typů jaderných reaktorů. V současné době je v provozu v 30 zemích světa 446 reaktorů s instalovaným elektrickým výkonem 391 315 MWe. [1] [2]

## 1.2 Palivo v jaderných elektrárnách

Základním vstupem každé tepelné elektrárny je zdroj energie, tedy palivo. V jaderné elektrárně je energie získávána ze štěpné reakce těžkých izotopů, kdy dochází k rozdělení atomového jádra vlivem pohlcení neutronu. Původní jádro se rozdělí na dvě dceřiná jádra s velkou kinetickou energií. Tato energie se přemění na energii tepelnou, která je dále využívána. Palivem v jaderné elektrárně je tedy štěpný materiál. Chemické prvky použitelné pro výrobu jaderného paliva jsou uran, plutonium a thorium.



Obr. 1: Štěpná reakce izotopu  $^{235}\text{U}$  [3]

### 1.2.1 Uran

Uran je neznámějším a nejrozšířenějším jaderným palivem. Jedná se o kov ze skupiny aktinoidů. V přírodě se vyskytuje ve dvou izotopech  $^{235}\text{U}$  a  $^{238}\text{U}$ . Zastoupení izotopu  $^{238}\text{U}$  v přírodě (99,27 %) i v jaderném palivu výrazně převažuje, ale tento izotop není štěpitelný pomalými neutrony v jaderném reaktoru. Izotop  $^{235}\text{U}$  takto štěpit lze, ale jeho zastoupení v přírodním uranu je nízké (0,72 %), proto je uměle zvyšováno při tzv. obohacování uranu. Procento obohacení je rozdílné a závislé na typu reaktoru. Energetické reaktory používají uran přírodní nebo s obohacením 3 – 5%  $^{235}\text{U}$  ve formě oxidu uraničitého  $\text{UO}_2$ . [4]

### 1.2.2 Plutonium

Plutonium je kov, který vzniká uměle v jaderných reaktorech přeměnou uranu ve třech izotopech  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$  a  $^{241}\text{Pu}$ , z čehož izotopy  $^{239}\text{Pu}$  a  $^{241}\text{Pu}$  jsou v reaktoru dále štěpitelné. Samostatně se plutonium jako jaderné palivo nevyužívá, je však součástí paliva MOX. MOX je směsné palivo složené z oxidu uraničitého a plutoničitého (Mixed Oxide Fuel) s podílem plutonia 5 – 9 %, vyráběné přepracováním vyhořelého uranového paliva. [4]

### 1.2.3 Thorium

Využití thoria jako jaderného paliva je detailně popisováno v kapitole 3.1.1.

## 1.3 Pokrytí jaderného paliva

Jaderné palivo není jen samotný štěpný materiál, vždy musí obsahovat určité pokrytí. To tvoří důležitou bariéru, která zabraňuje průniku štěpných produktů do chladiwa a má také nosnou funkci. Na materiál pokrytí jsou kladeny náročné požadavky z hlediska odolnosti proti chemickým, teplotním a mechanickým vlivům v aktivní zóně, dále je požadována výborná tepelná vodivost a nízká absorpce neutronů. Využívány jsou převážně slitiny zirkonia, dále slitiny hořčíku, nerezová ocel nebo grafit. [1]

### 1.3.1 Zirkonium

Zirkonium je nejčastějším materiálem využívaným jako pokrytí jaderného paliva. V čisté formě se jedná o měkký kovový prvek bílé barvy. Byl identifikován v roce 1789, ale poprvé izolován až v roce 1824. V přírodě se vyskytuje jako součást řady minerálů, z nichž nejznámější jsou zirkon a baddeleyit. Historie jeho využití v jaderné energetice je

spojená se vznikem prvních jaderných ponorek, kde se hledal nový materiál pokrytí paliva využitelný právě v reaktorech na ponorkách. [5] [6]

Zirkonium má vysokou teplotu tání 1855 °C a také velkou tepelnou vodivost. Dále splňuje podmínku pro minimální zachyt neutronů s účinným průřezem méně než 0,2 barn. Přírodní zirkonium však obsahuje okolo 2 % příměsi hafnia. Hafnium vysokým účinným průřezem i v malých koncentracích způsobuje významné zhoršení celkové absorpce neutronů, a je proto nutná co nejdokonalejší separace hafnia od zirkonia. Čisté zirkonium je chemicky stálé a velmi odolné, obzvláště proti korozi. Odolnost proti korozi je však negativně ovlivněna již malými koncentracemi jiných prvků, především dusíku. [7] [8]

Kvůli potlačení tohoto negativního vlivu a celkově pro vylepšení parametrů nutných pro použití zirkonia v náročných podmínkách jaderného reaktoru je nutné přidání příměsí dalších kovů. Je však potřeba brát v potaz několik hledisek při legování slitin pro použití v reaktorech. Především musí mít přidané prvky co nejnižší účinný průřez pro absorpci neutronů a také nesmí důsledkem pobytu v reaktoru tvořit nuklidy se silným radioaktivním zářením. Dále musí vlastnosti získaných slitin zajišťovat spolehlivost během celé doby provozu reaktoru včetně havarijních stavů. [8]

Jedním z prvků vyhovujících daným podmínkám je niob používaný zejména u reaktorů východní koncepce. Nejpoužívanější je slitina Zr + Nb s jednoprocenním zastoupením niobu. Tvoří dnes také pokrytí palivových proutků v českých jaderných elektrárnách. Západní reaktory namísto niobu využívají cín. První slitinou Zr + Sn byla slitina Zircaloy-1 s 2,5% zastoupením cínu. Další výzkum vedl k přidání malých koncentrací dalších prvků – železa, chromu a niklu a vzniku slitiny Zircaloy-2 a následně Zircaloy-4. [6] [8]

## 1.4 Moderátor a chladivo

Moderátor je látka, která zpomalováním neutronů udržuje štěpnou řetězovou reakci. V reaktoru vznikající neutrony mají příliš velkou kinetickou energii, která neumožňuje štěpení dalších jader  $^{235}\text{U}$ . Moderátor pomocí pružných srážek neutrony zpomalí, tím sníží jejich energii a zvýší pravděpodobnost dalšího štěpení. Látky využívané jako moderátory musí mít lehká jádra a nízkou vlastní absorpci neutronů. Ideálním moderátorem je těžká

voda, dále obyčejná voda nebo grafit. U velké části používaných reaktorů slouží moderátor zároveň i jako chladivo.

Chladivo je důležitou látkou, jelikož odvádí dále využívané teplo vznikající při štěpné reakci z aktivní zóny a předává ho do dalších okruhů elektrárny. Nejčastěji je používána obyčejná, popřípadě těžká voda, další možnostmi jsou plyny jako oxid uhličitý nebo helium nebo roztavený sodík. [9]

## **1.5 Vyhořívající absorbátory**

Palivo v jaderném reaktoru v průběhu kampaně postupně vyhořívá. Tím dochází ke změnám v jeho izotopickém složení a k poklesu reaktivity, která označuje odchylku reaktoru od kritického stavu, definovaného hodnotou efektivního koeficientu násobení  $k_{\text{eff}} = 1$ . Po zavezení nového paliva do reaktoru je naopak na začátku provozu kampaně reaktivita paliva příliš vysoká. Pro provozování jaderného reaktoru a pro prodloužení doby palivového cyklu je nejvhodnější konstantní hodnota reaktivity po celou dobu kampaně. Z tohoto důvodu jsou další součástí aktivní zóny reaktoru vyhořívající absorbátory (BA).

Vyhořívající absorbátory musí na začátku kampaně kompenzovat přebytek reaktivity pohlcováním neutronů, požadavkem je tedy vysoký účinný průřez pro absorpci neutronů. To však platí pouze v počátku palivové kampaně, později s postupným vyhoříváním paliva se tato vlastnost stává spíše nežádoucí. Proto je nutné, aby se izotopy dané látky po absorpci neutronu měnily na izotopy s co nejmenším účinným průřezem a dále neovlivňovaly reaktivitu v aktivní zóně. Tyto požadavky splňují prvky gadolinium, erbium, dysprosium a europium, tj. kovy vzácných zemin, nebo také bor. V aktivní zóně reaktoru mohou být vyhořívající absorbátory samostatně (diskrétní BA), nebo jako součást jaderného paliva (integrální BA). [4]

### **1.5.1 Gadolinium**

Gadolinium je kovový prvek, jehož izotopy vhodné jako vyhořívající absorbátory jsou  $^{157}\text{Gd}$  (účinný průřez 253 741 barn) a  $^{155}\text{Gd}$  (60 737 barn). Po absorpci neutronů se mění na izotopy  $^{156}\text{Gd}$  a  $^{158}\text{Gd}$  se zanedbatelným účinným průřezem. Hodnota účinného průřezu má vliv na rychlost vyhořívání absorbátoru, ta je tedy u gadolinia výrazně vyšší než u ostatních BA. Používá se ve formě oxidu gadolinitého  $\text{Gd}_2\text{O}_3$  a je přímo součástí jaderného

paliva, ale vždy jen části palivových elementů. Jeho nevýhodou je kromě rychlého vyhoření také snížení tepelné vodivosti paliva. Z tohoto důvodu mívají proutky obsahující  $Gd_2O_3$  nižší obohacení. Gadolinium jako vyhořívající absorbátor je používáno také v palivu českých jaderných elektráren. Koncentrace  $Gd_2O_3$  je 3,35 % pro JE Dukovany a 5 % pro JE Temelín. [10] [11]

### **1.5.2 Erbium**

Erbium lze jako vyhořívající absorbátor použít ve formě izotopu  $^{167}Er$  s účinným průřezem 650 barn. Vyhořívá tedy výrazně pomaleji než gadolinium a může být díky nižšímu účinnému průřezu součástí všech palivových elementů. Zejména pro paliva s vyšším vyhořením je vhodnější než použití gadolinia. [11]

### **1.5.3 Dysprosium**

Vyhořívající absorbátor v reaktorech CANDU je oxid dysprositý  $Dy_2O_3$ , především izotop  $^{164}Dy$  s účinným průřezem 2653 barn. Záchytem neutronu se mění na  $^{165}Dy$ . Další přírodní izotopy  $^{160}Dy$ ,  $^{161}Dy$ ,  $^{162}Dy$  a  $^{163}Dy$  mají také nezanedbatelný účinný průřez a navíc se v reaktoru postupně přeměňují na  $^{164}Dy$ , díky čemuž je doba vyhoření dysprosia jako BA vysoká. [4]

### **1.5.4 Bor**

Bor je v jaderných reaktorech hojně využívaný polokov. Kyselina boritá  $H_3BO_3$  je součástí chladiva, kde plní funkci tzv. rozpustného absorbátoru. To je látka, která stejně jako vyhořívající absorbátory umožňuje regulovat reaktivitu v reaktoru - změnou její koncentrace. Karbid bóru  $B_4C$  je materiálem pro výrobu regulačních orgánů reaktorů a s boridem zirkonia  $ZrB_2$  jsou používány jako vyhořívající absorbátory, zejména v palivu americké společnosti Westinghouse. Izotop vhodný jako absorbátor neutronů je  $^{10}B$  s účinným průřezem 3844 barn. [4]

Borid zirkonia je jako integrální vyhořívající absorbátor nanesen na povrch uranových pelet. Díky tomu nezhoršuje tepelnou vodivost jako ostatní integrální BA. Naopak karbid boru je diskrétní vyhořívající absorbátor a společně s oxidem hlinitým  $Al_2O_3$  tvoří samostatné pelety umístěné v zirkoniových trubkách v palivových souborech. Izotop  $^{10}B$  se po absorpci neutronu mění na izotopy  $^7Li$  a  $^4He$  s minimální absorpcí neutronů. [12] [13]



## **2 Výpočetní kódy používané v jaderné energetice**

### **2.1 Výpočetní kódy v jaderné energetice**

Jaderná energetika potřebuje pro své fungování vyhodnocovat ohromné množství dat. Jednak při provozu jaderné elektrárny, ale především jsou nutné důkladné počítačové analýzy a simulace před samotným spuštěním štěpné řetězové reakce. Z tohoto důvodu jsou výpočetní kódy v současné době nepostradatelným nástrojem napříč všemi jadernými odvětvími - pro bezpečnostní analýzy, návrhy a optimalizace palivových kampaní a nespočet dalších aplikací. V jaderném reaktoru jsou v průběhu štěpení analyzovány dva hlavní parametry. Neutronová bilance, popisovaná pomocí Boltzmanovy transportní rovnice neutronů a izotopické změny v palivu charakterizované Batemanovými rovnicemi.

Výpočetních kódů v současné době existuje velké množství a jsou neustále vyvíjeny a zdokonalovány. Lze je rozdělit do dvou základních skupin. Deterministické kódy, které přímo numericky řeší dané popisující rovnice, nebo statistické kódy využívající statistické metody, zejména metodu Monte Carlo. [4] [10]

#### **2.1.1 Deterministické výpočetní kódy**

Deterministická metoda v matematice spočívá ve stanovení přesného algoritmu řešení daného problému, pomocí kterého je vypočtena hledaná veličina. Deterministické kódy tímto způsobem řeší Boltzmanovu transportní rovnici neutronů. Tento způsob řešení je však pro takto komplikovanou rovnici velmi náročný na výpočetní kapacitu a transportní rovnice musí být pro výpočet zjednodušena, což zanáší určitou chybu do konečného výsledku. Využití deterministických metod převažovalo zejména v minulosti s ohledem na výpočetní kapacity hardwaru, které neumožňovaly použití statistických metod. [10] [14]

#### **2.1.2 Metoda Monte Carlo**

Metoda Monte Carlo označuje postup, kdy je výsledek daného matematického problému získán pomocí mnohokrát opakovaných náhodných pokusů. Nachází uplatnění v aplikacích, kdy by bylo deterministické řešení daného problému obtížně realizovatelné. Složité výpočty jsou nahrazeny odpovídajícím pravděpodobnostním modelem a pomocí statistických metod jsou získávány odhady dané veličiny. [14]

V neutronových výpočtech spočívá využití metody Monte Carlo na simulaci života neutronu od jeho vzniku až do konečného stavu. Jsou uvažovány všechny interakce, které mohou nastat (štěpení, absorpce, únik ze systému,...), a jsou náhodně simulovány pomocí generování pseudonáhodných čísel. Při provedení velkého množství simulací lze statisticky získat potřebné údaje o rozložení neutronů.

Výpočetní kódy používající metodu Monte Carlo nevyžadují zjednodušení řešených rovnic, ale v získaném výsledku se projevuje chyba statistických výpočtů. Z důvodu velkého počtu simulovaných jevů jsou tyto kódy náročnější na výpočetní kapacitu procesoru, a proto se dostávají do popředí až v poslední době, díky neustálému vývoji výpočetní techniky. [10]

## **2.2 Přehled výpočetních kódů**

### **2.2.1 Výpočetní kód MCNP**

Kód MCNP (Monte Carlo N-Particle code) je univerzální výpočetní kód využívající metodu Monte Carlo. Je vyvíjen v Los Alamos National Laboratory v USA již od 60. let minulého století. Poslední verzi kódu je MCPN6.2 vydaný v roce 2017, který umožňuje také výpočty vyhořívání jaderného paliva. [15]

Jedná se o typického zástupce Monte Carlo kódů. Umožňuje analýzy chování neutronů, fotonů a elektronů různých energií ve 3D geometrii pomocí náhodného generování chování a interakcí velkého množství jednotlivých částic. Výstupem je rozložení hustoty toku neutronů, stanovení koeficientu násobení a dalších parametrů systému, ale vždy zatížené určitou statistickou chybou.

Důležité pro každý výpočetní kód je vždy správné vytvoření vstupního souboru. Zde musí obsahovat specifikaci geometrie daného problému, popis materiálů a jejich účinných průřezů, umístění a druh zdroje částic, požadované výstupy a případné další parametry, které mají vliv na výpočet. [16]

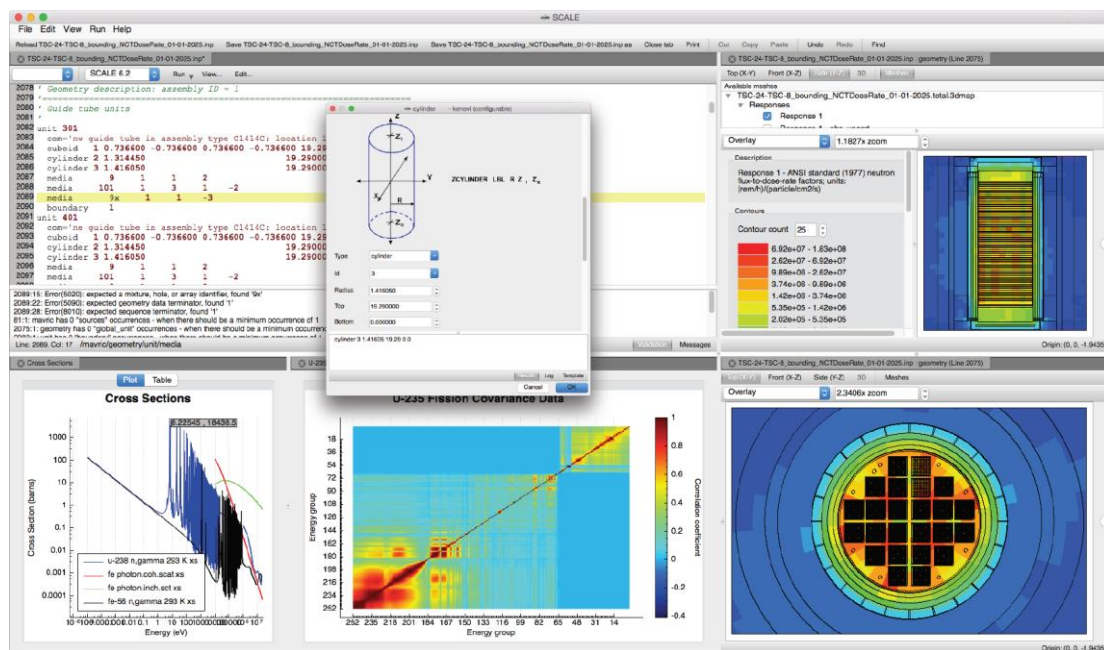
### **2.2.2 Výpočetní program Scale**

Program Scale je soubor výpočetních kódů vyvíjených v Oak Ridge National Laboratory již od roku 1969. V současné době je k dispozici již 6. verze programu a je

používán pro výpočty po celém světě. Umožňuje řešení zadaných výpočtů deterministicky i pomocí metody Monte Carlo. Díky implementaci více různých kódů pokrývá program Scale mnoho odvětví výpočtů, je univerzální a komplexní. [17]

Mezi nejznámější kódy programu Scale patří TRITON pro základní výpočty v reaktorové fyzice, kód KENO určený pro 3D řešení transportu neutronů metodou Monte Carlo a kód NEWT pro 2D deterministické řešení. Dále kód ORIGEN pro výpočty vyhořívání a dalších izotopických změn v jaderných materiálech. Pro bezpečnostní analýzy kritičnosti slouží modul CSAS. [17] [18]

Program Scale obsahuje celkem tři různé deterministické a tři Monte Carlo moduly a jeho součástí jsou také aktuální knihovny jaderných dat. Zadané problémy jsou často řešeny sekvenčně pomocí více různých kódů programu Scale. V neposlední řadě autoři vyzdvihují grafické rozhraní programu umožňující různé vizualizace a přehledné zobrazení požadovaných výsledků a celkově uživatelskou přívětivost programu. [18]



Obr. 2: Uživatelské rozhraní programu Scale [18]

### 2.2.3 Výpočetní kód Moby-dick

Výpočetní kód Moby-dick byl vytvořen v sedmdesátých letech v České republice ve společnosti ŠKODA JS a. s. Plzeň, kde je neustále vyvíjen a aktualizován. Slouží pro

neutronově-fyzikální výpočty v českých jaderných elektrárnách, tedy pro reaktory VVER-440 a VVER-1000, a také umožňuje termohydraulické analýzy aktivní zóny reaktoru. [19]

Základní algoritmus řeší málo grupové difúzní rovnice pro rozložení neutronového toku pomocí metody konečných diferencí, tedy deterministicky. Umožňuje řešení ve 2D nebo 3D s více typy prostorové sítě (trojúhelníková nebo šestiúhelníková) a s variabilní symetrií aktivní zóny. [20]

Kód Moby-dick a od něho odvozené aplikace, také vyvinuté v ČR ve Škodě JS nebo v Ústavu jaderného výzkumu Řež, pokrývají všechny oblasti výpočtů v Jaderné elektrárně Dukovany od plánování palivových vsázek a nákupu paliva, přes monitorování samotného provozu jaderného reaktoru, až po nakládání s vyhořelým palivem a dalším radioaktivním materiálem. [19]

#### **2.2.4 Výpočetní kód Serpent**

Serpent je výpočetní kód vyvíjený od roku 2004 finským technickým výzkumným centrem VVT. V porovnání s předchozími kódy se tedy jedná o poměrně moderní kód. Je velmi rozšířený a využíván zejména na univerzitách, ve výzkumných projektech nebo v závěrečných studentských pracích. [21]

Jedná se o 3D kód využívající metodu Monte Carlo. Umožňuje řešení výpočtů v reaktorové fyzice, včetně vyhořívání paliva, analýzy palivových cyklů nebo výpočty stínění. Mimo neutronové výpočty také provádí termohydraulické analýzy a uvažuje ve výpočtech jejich vliv. Kód je neustále vyvíjen a doplňován, v současnosti do druhé verze kódu Serpent 2. Tato verze mimo výpočty v reaktorové fyzice umožňuje také řešení výpočtů v nukleární medicíně nebo pro výzkum jaderné fúze. [22]

#### **2.2.5 Další výpočetní kódy**

Výpočetních kódů používaných v jaderné energetice existuje nepřehledné množství, navíc mnoho kódů je neustále vyvíjeno a jsou používány různé modifikace. Výše uvedené kódy patří mezi nejznámější a nejrozšířenější. Dalším parametrem pro výběr těchto kódů

byla možnost jejich využití pro výpočet vyhořívajících absorbátorů, popřípadě jejich aplikace na českých jaderných elektrárnách. [23]

Další známé a rozšířené kódy, vhodné i pro výpočet vyhořívajících absorbátorů jsou kód WIMS původem z Velké Británie nebo kód HELIOS ze Švédska. Oba kódy jsou deterministické. Mezi kódy pro více specifické výpočty patří například německý kód DYN3D určený pro analýzy přechodných dějů v lehkovodních reaktorech. [4] [10]

Kód Moby-dick není jediným kódem s původem v České republice. ÚJV Řež vyvinul řadu dalších kódů, nejznámější kód ANDREA, sloužící pro výpočty palivových kampaní reaktorů VVER. Taktéž americký kód ANC-H je určený pro výpočty paliva na našich jaderných elektrárnách, ale původem od bývalého dodavatele paliva společnosti Westinghouse. [4] [24]

## **2.3 Výpočetní kód $U_{WB_1}$**

Výpočetní kód  $U_{WB_1}$  byl vyvinut na Západočeské univerzitě v Plzni primárně pro studium vyhořívajících absorbátorů, ale je použitelný všeobecně pro výpočty vyhořívání jaderného paliva. Předností kódu  $U_{WB_1}$  je rychlost výpočtu vyhořívání. [25]

Ostatní výpočetní kódy řeší současně transportní rovnici a Batemanovy rovnice a jelikož jsou tyto výpočty propojeny, je jejich řešení výpočtově a tedy i časově náročné. Výpočetní doba jednoho kroku vyhořívání je řádově desítky minut. Kód  $U_{WB_1}$  zanedbává transportní rovnici v průběhu vyhořívání, čímž výrazně zkracuje dobu výpočtu jednoho kroku na cca deset sekund. Data potřebná pro řešení Batemanových rovnic (získávaná z řešení transportní rovnice) jsou nahrazena stavem jaderného paliva v polovině průběhu vyhořívání anebo určena aproximací. [26]

### **2.3.1 Průběh výpočtu**

Vstupem výpočetního kódu je textový soubor obsahující základní vstupní data popisující řešený problém, výčet datových knihoven a materiálové složení v jednotlivých regionech na počátku vyhořívání. Samotný výpočet je poté proveden novým dvoustupňovým schématem vyhořívání nazvaným 2sPC (two step predictor-corrector method).

V prvním stupni je ve třech fázích (initial, predictor a corrector) definován stav paliva na počátku a na konci vyhořívání. Jsou stanoveny účinné průřezy, koeficienty násobení a složení paliva. Transportní rovnice řeší pomocí metody Monte Carlo transport neutronů mezi 423 nuklidy pro 46 jaderných reakcí s využitím jaderných dat z knihovny ENDF/B-VII.1. Během celého výpočtu v kódu  $U_wB_1$  je transportní rovnice řešena pouze třikrát, a to jednou v každé fázi prvního stupně metody. Batemanovy rovnice řeší přeměnu 3820 definovaných nuklidů vlivem 30 jaderných reakcí. Druhý stupeň metody ve dvou částech (depletor a estimator) slouží k výpočtu izotopických změn paliva a odhadům hodnot koeficientu násobení pro jednotlivé intervaly vyhořívání.

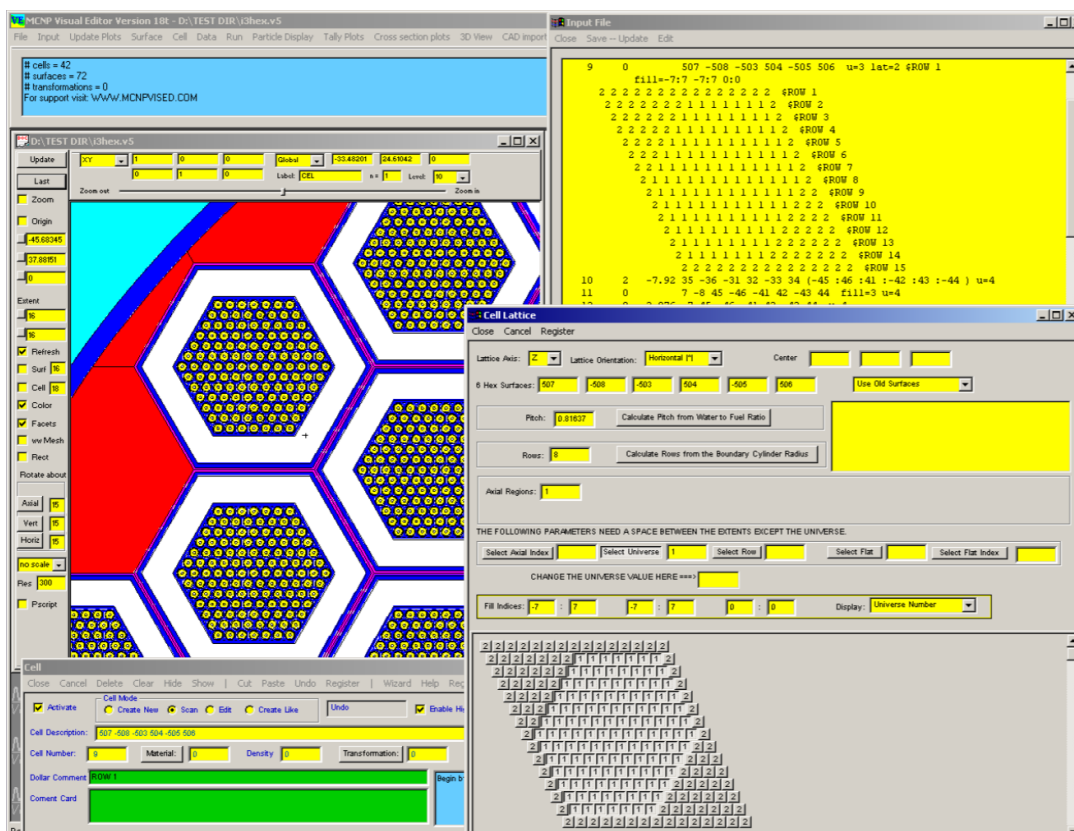
Výstupem kódu je poté opět textový soubor. Výsledkem výpočtu je průběh efektivního koeficientu násobení v průběhu vyhořívání. Soubor dále obsahuje detailní popis hustoty toku neutronů a materiálové složení paliva (zastoupení každého z daných 3820 nuklidů) ve všech definovaných regionech v jednotlivých krocích vyhoření paliva. [10]

## **2.4 Výpočty BA a porovnání $U_wB_1$ s dalšími výpočetními kódy**

Výpočetní kód  $U_wB_1$  byl vytvořen pro výpočty vyhořívání jaderných paliv a především pro analýzy vyhořívajících absorbátorů. U těchto analýz je nejdůležitějším výstupem výpočetního kódu průběh efektivního koeficientu násobení, popřípadě izotopické složení paliva v průběhu vyhořívání. Hlavní důraz je kladen na rychlost výpočtu, jelikož při analýzách BA je zkoumáno velké množství variant pro různé koncentrace a kombinace jednotlivých absorbátorů. Pro zrychlení výpočtu je provedena řada zjednodušení, které zanášejí určitou chybu do výsledku, avšak přesnost je dostatečná pro analýzu chování dané konfigurace jaderného paliva.

Výše uvedené kódy MCNP a Serpent využívají metodu Monte Carlo a společně s komplexním výpočetním programem Scale umožňují řady různých výpočtů a analýz, mají uživatelsky přívětivé grafické rozhraní a umožňují 3D modelování celé aktivní zóny. Taktéž je možné je použít pro výpočty vyhořívajících absorbátorů, avšak je nutné počítat s mnohonásobně delší dobou výpočtu a většími nároky na výpočetní kapacity. Kód  $U_wB_1$  je deterministický a umožňuje pouze 2D analýzu, kdy není modelována celá aktivní zóna, ale pouze určitá symetrická část, která je poté uvažována v nekonečné síti. Díky tomu je

modelování daného problému jednodušší, avšak zanášíme tím do výpočtu další nepřesnosti.



**Obr. 3:** Ukázka modelování v grafickém rozhraní Visual Editor pro kód MCNP [27]

Poslední kód Moby-Dick je v práci uveden zejména proto, že je vyvinut a využíván v našich jaderných elektrárnách. Je tedy určen pro výpočty v reaktorech VVER-440 a VVER-1000 v konkrétních podmínkách našich elektráren, a proto v něm není vhodné provádět analýzy různých vyhořívajících absorbátorů. Byl by však potřebným nástrojem pro konečnou analýzu finálního návrhu modifikovaného paliva před jeho použitím v reaktoru.

## 3 Thorium a hafnium v jaderném palivu

### 3.1 Thorium

Thorium (Th) je radioaktivní stříbrně bílý kov periodické soustavy patřící do skupiny aktinoidů. Působením vzduchu mění zbarvení na šedou až černou. Objeveno bylo již v roce 1828 ve Švédsku. V zemské kůře je zastoupeno třikrát více než uran a to výhradně jako izotop  $^{232}\text{Th}$  s velmi dlouhým poločasem rozpadu. [28]



*Obr. 4: Thorium [29]*

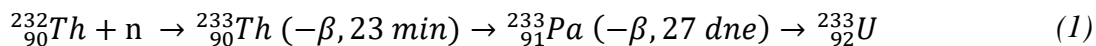
Thorium má vysokou teplotu tání 1750 °C, je poměrně měkké a jeho vlastnosti jsou vždy značně závislé na příměsích. Má řadu využití, v minulosti pro výrobu thoriových sítěk na plynové lampy nebo jako příměs do wolframových vláken žárovek, dnes je používáno pro výrobu speciálních typů skel nebo žáruvzdorných slitin.

Radioaktivita izotopu  $^{232}\text{Th}$  je slabá, jedná se o alfa rozpad s poločasem rozpadu 14 miliard let. Thorium tedy není štěpný materiál, ale lze z něho získat štěpný  $^{233}\text{U}$ . Výhodami thoria oproti uranu jsou lepší tepelná vodivost a menší koeficient teplotní roztažnosti. Dané vlastnosti předurčují thorium perspektivním pro využití v jaderných reaktorech. [8] [28]



### 3.1.1 Thorium jako jaderné palivo

Nevýhodou thoria je absence štěpného izotopu. Pro jeho možné energetické využití je nutná nejprve absorpce neutronu izotopem  $^{232}\text{Th}$  a následný rozpad dle rozpadové řady:



Kde až vznikající izotop  $^{233}\text{U}$  je vhodným štěpným palivem. Problémem je tedy nutnost zdroje neutronů pro přeměnu  $^{232}\text{Th}$  (tj. přítomnost štěpných izotopů  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ , popřípadě  $^{233}\text{U}$ ) a také delší doba poločasu rozpadu z protaktinia na uran. Vzniklý izotop  $^{233}\text{U}$  je poté možné separovat a použít pro výrobu nového paliva, popřípadě je možnost přímého využití izotopu vznikajícího v daném palivu. [8] [30]

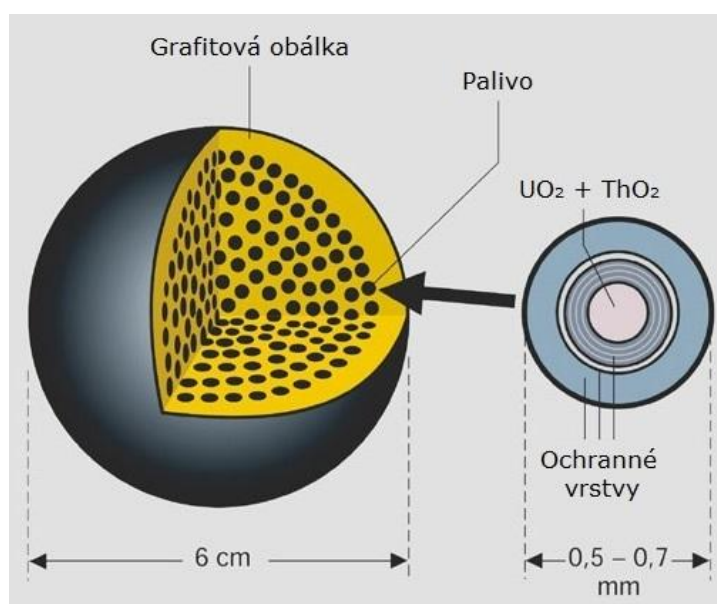
Reaktor využívající thoriové palivo musí mít velmi dobrou neutronovou bilanci kvůli neutronům pohlceným thoriem bez štěpení, a tedy bez uvolnění dalších neutronů. Díky postupné přeměně thoria se však v průběhu času zvyšuje koncentrace štěpného  $^{233}\text{U}$  a tím se zvyšuje neutronový výkon paliva v kontrastu s postupným vyhoříváním původních štěpných izotopů paliva. Jedná se proto o zajímavou alternativu oproti využívání vyhořívajících absorbátorů. Prozatím je však obtížné provozovat energetický reaktor s thoriem tak, aby produkce  $^{233}\text{U}$  byla vyšší než spotřeba štěpných izotopů v palivu. [30]

Velmi významnou výhodou thoria jako paliva je nižší produkce transuranů než při použití paliva s  $^{238}\text{U}$ . Perspektivní možností je kombinace MOX paliva thorium + plutonium. Plutonium a další transurany z přepracování vyhořelého uranového paliva jsou v této kombinaci „spotřebovány“ k přeměně thoria na  $^{233}\text{U}$ . Dochází tak ke vzniku nižšího podílu transuranů v porovnání se současným MOX palivem uran + plutonium a vyhořelé palivo má poté výrazně nižší radiační zátěž. [4] [30]

### 3.1.2 Historie využití thoria

Thoriu je pro řadu jeho vlastností převažujících nad uranem věnována značná pozornost již od počátku jaderné energetiky. Ačkoliv se historickým vítězem stalo suverénně uranové palivo a je dnes používáno prakticky ve všech jaderných reaktorech, výzkum možností využití thoria v řadě různých typů reaktorů neustále probíhá.

První spuštění energetického reaktoru s thoriovým palivem proběhlo v USA v roce 1967. Jednalo se o plynem chlazený vysokoteplotní reaktor o výkonu 40 MWe s palivem vytvořeným z mikrokuliček ze směsi thoria a vysoce obohaceného uranu. Tento koncept byl poté použit komerčně u 330 MWe reaktoru v elektrárně Fort St. Vrain v Coloradu, v provozu mezi lety 1976 až 1989. Následoval 300 MWe reaktor THTR v Německu, provozován od roku 1983 do roku 1989. Využíval stejnou směs paliva, ale ve tvaru koulí, kterých bylo v aktivní zóně reaktoru celkem 670 000 (z toho pouze polovina obsahovala samotné palivo).



**Obr. 5:** Palivo reaktoru THTR [31]

Pokusy s palivem s příměsí thoria byly prováděny také na tlakovodních reaktorech. Na lehkovodním reaktoru Shippingport bylo thorium úspěšně testováno mezi lety 1977 až 1982. Dnes na lehkovodních reaktorech probíhají výzkumy zaměřené na využití thoriového MOX paliva. Perspektivní z hlediska využití thoria jsou zejména těžkovodní reaktory. Na reaktorech CANDU v Kanadě je výzkum možností použití thoria prováděn již více než 50 let. Přidání thoria do paliva CANDU jednak zvyšuje vyhoření přírodního uranu a také je zde možnost využití uzavřeného palivového cyklu přepracováním vznikajícího <sup>233</sup>U. Na vývoj těžkovodních reaktorů s thoriem se dnes dále zaměřují Indie nebo Čína.

Posledním uvažovaným typem jsou reaktory MSR s palivem ve formě roztavených solí. Ačkoliv byl první reaktor tohoto typu zprovozněn již v roce 1965 a dokonce byly

provedeny pokusy s  $^{233}\text{U}$ , jedná se o v současnosti nevyužívané reaktory. Jsou však perspektivou do budoucnosti, jako jeden typ reaktorů IV. generace, a je uvažováno využití paliva na bázi thoria. [30]

### **3.1.3 Možnosti využití thoria v současném jaderném palivu**

Thorium se zdá být do budoucnosti atraktivním palivem pro jaderné elektrárny, avšak má před sebou ještě dlouhou a komplikovanou cestu. Případné nové palivo by navíc čekalo dlouhé období testů, kontrol a licencování před samotným uvedením do provozu. V současné době náklady na uranové palivo nepředstavují příliš významnou položku v provozu jaderných zařízení, a proto zde ani z této strany není přílišná snaha o vývoj nového paliva, který je naopak velmi ekonomicky náročný. [30]

Zajímavé z hlediska krátkodobějšího vývoje je však využití zejména fyzikálních parametrů thoria, které výrazně překonávají v současnosti nejpoužívanější oxid uraničitý. Přidání určité koncentrace sloučenin thoria do paliva z  $\text{UO}_2$  by mohlo přinést vylepšení parametrů současného paliva a tím minimalizovat jeho nevýhody. Navíc, vzhledem ke svým vlastnostem z hlediska absorpce neutronů, bude přidané thorium plnit v palivu funkci vyhořívajícího absorbátoru.

Největší nevýhodou oxidu uraničitého je horší tepelná vodivost, což je u jaderného paliva rozhodující parametr, jelikož odvod tepla je zásadní problematikou v jaderné elektrárně. Konkrétně se zde jedná o odvod tepla z vnitřku palivového elementu na jeho povrch, kde je teplo předáno chladivu. Díky tomu je teplota na povrchu palivové peletky nižší, naopak uvnitř, právě kvůli špatné tepelné vodivosti  $\text{UO}_2$ , může teplota dosahovat hodnoty až  $1700\text{ }^\circ\text{C}$ . Tento rozdíl teplot způsobuje nerovnoměrné rozpínání palivové peletky, což způsobuje pnutí a mechanické namáhání a může vést až jejímu k poškození nebo popraskání.

Dále během provozu reaktoru dochází vlivem štěpení a radiace ke změnám ve složení paliva. Kromě změn v krystalických mřížkách jednotlivých prvků vzniká řada nových izotopů a prvků, a to v pevné formě, ale i v plynné - tzv. štěpné plyny (například vodík nebo xenon). Tyto plyny způsobují napuchání paliva, čili růst objemu peletek. Vznikající plyny také nepříznivě chemicky reagují s materiálem pokrytí proutku.

Kromě napuchání zvětšují palivové elementy svůj objem také z důvodu nezanedbatelné teplotní roztažnosti oxidu uraničitého. K uvedeným jevům dochází v hermeticky uzavřeném palivovém proutku, který je kvůli lepšímu přenosu tepla naplněn heliem o tlaku 500 – 700 kPa. Vlivem zvětšování objemu dochází k růstu tlaku tohoto plnicího plynu, ale především ke zmenšování mezery mezi pokrytím a palivovým elementem až k dotyku paliva a vnitřního pokrytí proutku.

Všechny výše uvedené vlastnosti  $\text{UO}_2$  by při překročení limitních parametrů mohly vést k porušení těsnosti palivového proutku. To je nežádoucí stav, jelikož by došlo ke kontaminaci primárního okruhu reaktoru štěpnými produkty. Dopady prakticky všech nevýhod by mohly být zmírněny využitím thoria v palivu, jelikož se vyznačuje větší tepelnou vodivostí, menší teplotní roztažností a také lepší odolností proti změnám vlivem radioaktivního záření, včetně nižšího vývinu štěpných plynů. [8] [19]

### **3.1.4 Zlepšení tepelné vodivosti pomocí $\text{ThO}_2$**

Ve výpočtové části práce je uvažováno přidání thoria do paliva na bázi  $\text{UO}_2$  za účelem zlepšení tepelné vodivosti. Výpočty v této práci jsou provedeny z hlediska vlivu thoria na neutronovou bilanci v reaktoru a možnosti využití  $\text{ThO}_2$  jako vyhořívajícího absorbátoru. Problematikou tepelné vodivosti se zabýval ve své diplomové práci „Použití  $\text{ThO}_2$  ke zvýšení tepelné vodivosti LWR paliv“ Ing. Jan Kubáň, který provedl tepelné výpočty pro několik variant přidání thoria do uranového jaderného paliva.

První variantou bylo použití thoria v palivových peletkách vytvořených ze směsi oxidu thoričitého a uraničitého. Pro dosažení patrného zlepšení tepelné vodivosti je nutné, aby  $\text{ThO}_2$  v dané směsi výrazně převažovalo. Tepelné výpočty byly provedeny pro koncentrace 80 %, 90 % a 96 %. Bylo dosaženo snížení maximálních teplot v palivu o 17 °C pro 80% koncentraci, 91 °C pro 90% a 154 °C pro 96%. Tuto variantu jsem neshledal jako vhodnou pro použití v této práci, jelikož jejím cílem je přidání thoria ve funkci vyhořívajícího absorbátoru do paliva aktuálně používaného v JE Dukovany. Tímto by došlo k razantní změně složení, parametrů a výrobního procesu celého paliva.

Druhou variantou je přidání thoria do palivového proutku ve formě vrstev mezi palivovými peletkami. Nedojde tím fakticky k zlepšení tepelné vodivosti samotného palivového elementu, avšak takto umístěný vhodný materiál s vyšší tepelnou vodivostí

díky lepšímu odvodu tepla taktéž přinese snížení maximálních teplot v palivu. Nevhodné je v této formě použití  $\text{ThO}_2$ , kvůli nevelkému rozdílu koeficientů tepelné vodivosti mezi  $\text{ThO}_2$  a  $\text{UO}_2$ .

Perspektivní se naopak ukázalo použití přírodního thoria v této formě. Zlepšení odvodu tepla lze dosáhnout koncentracemi thoria v řádech jednotek procent. Ing. Kubáň provedl tepelné výpočty pro řadu variant tloušťky thoriové vrstvy, výšky palivové peletky a mezery mezi thoriovým plíškem a pokrytím palivového proutku. V mezních případech se podařilo dosáhnout snížení maximální teploty v palivu až o  $500\text{ }^\circ\text{C}$ . Jako nejvhodnější konfigurace byla určena 5% koncentrace thoria, při výšce peletky 6 mm, tloušťce vrstvy 0,3 mm a mezeře mezi thoriovou vrstvou a pokrytím  $20\text{ }\mu\text{m}$ , kdy byla maximální teplota v palivu nižší o  $292\text{ }^\circ\text{C}$ . [32]



**Obr. 6:** Vizualizace návrhu paliva s vrstvami Th mezi palivovými peletkami [32]

Koncept s přidáním thoria ve formě vrstev mezi palivové peletky byl zvolen jako výchozí pro hodnocení vlivu přidání thoria ve výpočtové části práce.

### 3.2 Hafnium

Hafnium (Hf) je lesklý stříbrný kovový prvek periodické soustavy. Bylo objeveno v Dánsku v roce 1923 při výzkumu minerálu zirkonu –  $ZrSiO_4$ . Hafnium je všemi vlastnostmi a parametry velmi podobné zirkoniu (neexistují dva více podobné prvky) a v přírodě se vyskytuje vždy pouze v jeho přítomnosti v zastoupení od jednoho do několika procent.



*Obr. 7: Hafnium [33]*

Přírodní hafnium je tvořeno šesti izotopy. Má vysokou teplotu tání  $2\,227\text{ °C}$ , je chemicky stálé, odolné vůči kyselinám a velice odolné proti korozi díky vznikající ochranné vrstvě oxidu nebo nitridu při kontaktu s kyslíkem. Díky svým vlastnostem se používá pro výrobu odolných žáruvzdorných slitin. Na rozdíl od zirkonia má hafnium výrazně vyšší účinný průřez pro absorpci neutronů, a je proto také využíváno pro výrobu regulačních orgánů jaderných reaktorů. [34]

Hafnium se získává separací ze zirkoniových sloučenin. Jak je uvedeno v kapitole 1.3.1, zirkonium je díky nízkému účinnému průřezu ideálním prvkem pro pokrytí palivových článků v jaderných reaktorech. Hafnium vysokým účinným průřezem výrazně zhoršuje parametry pokrytí, a je proto nutné oddělení těchto dvou prvků. Jednotlivé stabilní izotopy hafnia se však v účinném průřezu značně liší v rozmezí 375 až 13 barn. Ve správné koncentraci a formě by tedy hafnium přidané k jadernému palivu mohlo plnit funkci vyhořívajícího absorbátoru. [7] [34]

Jednou z nejstabilnějších forem hafnia je oxid hafničitý  $HfO_2$ . Jedná se o inertní bílý prášek s vysokou teplotou tání  $2758\text{ °C}$ . Používá se pro výrobu termočlánků nebo

v optických aplikacích. V posledních letech je prováděn výzkum možností jeho využití jako substrátu pro integrované obvody nové generace, kde by nahradil v současnosti používaný oxid křemičitý. Hafnium ve formě  $\text{HfO}_2$  by také mohlo být možné použít jako tenkou ochrannou vrstvu na současném zirkoniovém pokrytí jaderného paliva. [35]

### **3.2.1 Možnosti využití $\text{HfO}_2$ v pokrytí jaderného paliva**

Současné pokrytí jaderného paliva ze zirkonia má i přes mnoho kladných vlastností některé nevýhody. Jedná se zejména o odolnost proti korozi v dlouhodobějším horizontu nebo při nestandardních provozních stavech. Eliminace těchto negativních jevů by mohla být možná přidáním vrstvy oxidu hafničitého, která se jeví vhodná díky podobnosti zirkonia a hafnia a stejně jako thorium bude v palivu plnit funkci vyhořívajícího absorbátoru.

Zirkoniové slitiny tvoří na svém povrchu vrstvu oxidu zirkoničitého, která je chrání před korozním účinkem vody. I přesto v reaktoru, kde se voda nebo pára vyskytují, dochází vlivem chemických procesů k průniku iontů kyslíků touto vrstvou až k samotnému kovu, což způsobuje jeho pomalou oxidaci. Vrstva oxidu tím navíc neustále narůstá a od určité tloušťky se díky mikropórům a trhlinkám vznikajícím uvnitř může začít narušovat a docházet až k jejímu odlupování. [8]

Kromě kyslíku je zirkonium náchylné také na vliv vodíku, který taktéž difúzí prostupuje až k zirkoniové slitině, se kterou reaguje za vzniku hydridů. Dochází k jevu, který se nazývá Delayed hydride cracking, při němž vlivem těchto hydridů vznikají neustále se rozšiřující trhlinky ve slitině způsobující křehnutí materiálu. V historii tento jev vedl až k popraskání pokrytí paliva u reaktorů CANDU nebo RBMK a i dnes je jedním z parametrů určujícím životnost zirkoniových slitin. [36]

Poslední negativní vlastností je nepříznivá reakce naopak z vnitřku palivového proutku, tj. mezi zirkoniem a uranovým palivem. Jedná se o tzv. Pellet clad-interaction, kdy vlivem mechanických účinků důsledkem napučání paliva a chemických účinků agresivních štěpných produktů může dojít ke korozi a poškození zirkoniového pokrytí. Také tento jev se objevoval v průběhu historického vývoje reaktorů a byla provedena řada modifikací jaderného paliva pro jeho eliminaci. [37]

Z výše uvedeného je patrné, že zirkonium rozhodně není v současnosti zcela dokonalým materiálem pro použití v jaderných reaktorech a je nutný další výzkum možností zlepšení jeho parametrů. Jednou z variant je přidání vrstvy  $\text{HfO}_2$  pro zvýšení antikorozi odolnosti zirkoniového pokrytí. Bylo experimentálně zkoumáno v diplomové práci Ing. Jiřího Závorky „Vyhořívající absorbátory jaderných paliv s použitím hafnia.“

Pomocí speciální technologie tenkého povlakování byly na zirkoniových vzorcích vytvořeny čtyři šířky vrstvy z  $\text{HfO}_2$  - 25 nm, 50 nm, 100 nm a 200 nm, každá v leštěném a neleštěném provedení. Takto tenké vrstvy není možné nanášet s dokonalou přesností na jednotky nanometrů, proto výsledné vzorky vykazovaly drobné odchylky od výchozích hodnot. Byl také definován limit maximální tloušťky 500 nm, po jehož překročení dochází k porušení integrity vrstvy a odlupování.

Získané vzorky byly vystaveny vlivu přehřáté páry krátkodobě na 60 minut při teplotě 1000 °C a dlouhodobě 72 hodin při teplotě 400 °C. Vliv koroze byl hodnocen pomocí hmotnostního přírůstku po expozici a koeficientu ECR (Equivalent Cladding Reacted), který udává procentuální tloušťku oxidace daného pokrytí. Získané hodnoty byly porovnány s referenčním vzorkem ze zirkonia.

Snížení hmotnostního přírůstku prokazatelně vykazovaly téměř všechny použité vrstvy u krátkodobé expozice, kdy hodnota koeficientu ECR u referenčního vzorku byla 15,7 %. Lepších výsledků bylo dosaženo u tenčích vrstev, konkrétně nejlépe u vrstvy 55 nm leštěného  $\text{HfO}_2$  se snížením ECR na 9,16 %. Taktéž u dlouhodobé expozice byl prokázán pozitivní účinek zirkoniové vrstvy. Zde však byly rozdíly v koeficientu ECR pouze v řádu desetin procent. Je nutné brát v úvahu, že dlouhodobá expozice probíhala pouze 72 hodin, což je v porovnání s délkou palivové kampaně velmi krátký časový úsek.

Důležitým faktem je, že ochranná vrstva z hafnia byla vždy nanášena pouze z jedné strany zirkoniového vzorku. Při pokrytí celého povrchu vzorku by tedy bylo dosaženo ještě lepších výsledků. Provedeným experimentem byl prokázán pozitivní vliv vrstvy  $\text{HfO}_2$  na odolnost zirkoniového materiálu proti korozi a bude uvažován v hodnocení výsledků výpočtové části této práce. [38]



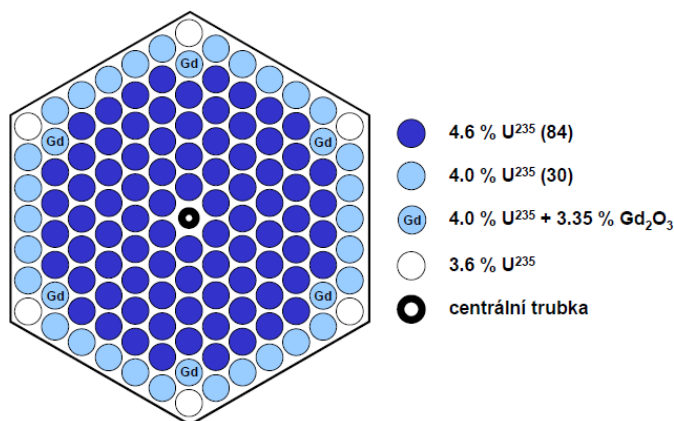
## 4 Návrh uspořádání paliva s vyhořívajícími absorbátory

Výpočtová část práce je zaměřena na stanovení optimální kombinace koncentrací thoria a oxidu hafničitého, které budou plnit funkci vyhořívajících absorbátorů v palivu v současnosti používaném v jaderné elektrárně Dukovany, tj. v reaktoru VVER-440. Vlastnosti daných sloučenin navíc přispějí k vylepšení fyzikálních parametrů paliva – tepelné vodivosti a odolnosti proti korozi. Výpočty jsou provedeny pomocí výpočetního kódu  $U_{WB1}$ . Všechny použité vstupní soubory jsou umístěny na příloženém CD.

Pro analýzy vyhořívajících absorbátorů je zásadní jejich vliv na průběh efektivního koeficientu násobení ( $k_{eff}$ ). Tato veličina popisuje neutronovou bilanci v reaktoru a udává schopnost udržení štěpné řetězové reakce. Je definována podílem počtu neutronů účastnících se štěpné reakce ve dvou po sobě jdoucích generacích. Grafy průběhů  $k_{eff}$  v závislosti na vyhoření paliva jsou výstupem všech provedených výpočtů v této práci. Soubor s číselnými hodnotami  $k_{eff}$  všech výpočtů je taktéž na příloženém CD.[8]

### 4.1 Palivo v jaderné elektrárně Dukovany

Palivo v jaderné elektrárně Dukovany od prvního spuštění elektrárny v roce 1985 prodělalo řadu změn. Nejvýznamnější je postupný přechod z původního tříletého až na současný pětiletý palivový cyklus. Jednotlivé modifikace paliva spočívaly především v úpravách obohacení a konfigurace jednotlivých proutků v palivové kazetě, ale také ve změně tloušťky obálky souboru nebo materiálu distančních mřížek. Od roku 2003 jsou součástí kazet proutky obsahující oxid gadolinia sloužící jako vyhořívající absorbátor. [19]



Obr. 8: Radiální řez palivovým souborem v JE Dukovany [19]

Výhradním dodavatelem paliva pro JE Dukovany je ruská společnost TVEL. Současné palivo má označení Gd2M+. Jeho parametry jsou uvedeny v následující tabulce:

Průměr tablety (mm)	7,8
Výška tablety (mm)	9 - 12
Vnitřní průměr pokrytí proutku (mm)	7,93
Vnější průměr pokrytí proutku (mm)	9,1
Celková délka proutku (mm)	2601,5
Krok mříže proutků (mm)	12,3
Hustota tablety (g/cm <sup>3</sup> )	10,4 - 10,7
Střední obohacení (%)	4,38
Hmotnost uranu v kazetě (kg)	135,5
Počet kazet v AZ	312

**Tab. 1:** Parametry paliva Gd2M+ [4]

#### 4.1.1 Výpočet

Pro možnost analýzy vlivu přidání Th a HfO<sub>2</sub> je nutné znát průběh koeficientu násobení palivové vsázky tvořené pouze z obohaceného oxidu uraničitého se standardním zirkoniovým pokrytím bez modifikací. Pro výpočet je použit vzorový soubor pro reaktor VVER-1000, který je součástí manuálu k výpočetnímu kódu U<sub>w</sub>B<sub>1</sub>. Izotopické složení všech prvků aktivní zóny (palivo, pokrytí, moderátor,...) je ve vstupním souboru definováno v hustotách atomů daného nuklidu v objemu  $V = 10^{24} \text{ cm}^3$ . Pro každý nuklid je atomová hustota určena pomocí vztahu:

$$N = \frac{\rho w_f N_A}{A_w} \quad (2)$$

kde  $N \text{ (at/cm}^3\text{)}$  je atomová hustota nuklidu v objemu  $V$ ,  $\rho \text{ (g/cm}^3\text{)}$  hustota materiálu,  $w_f \text{ (-)}$  váhový podíl nuklidu v materiálu,  $N_A \text{ (at/mol}\cdot\text{cm}^2\text{/barn)}$  Avogadrova konstanta a  $A_w \text{ (g/mol)}$  je atomová hmotnost nuklidu. [25]

Pokrytí je totožné v obou typech reaktorů VVER-1000 i VVER-440. Stejně tak je ve výpočtech v rámci této práce uvažována stejná koncentrace kyseliny borité a tedy složení moderátoru. Jsou proto ponechány výchozí hodnoty atomových hustot. Zanedbán je oxid gadolinia jako BA, jelikož jeho funkci budou plnit přidané sloučeniny.



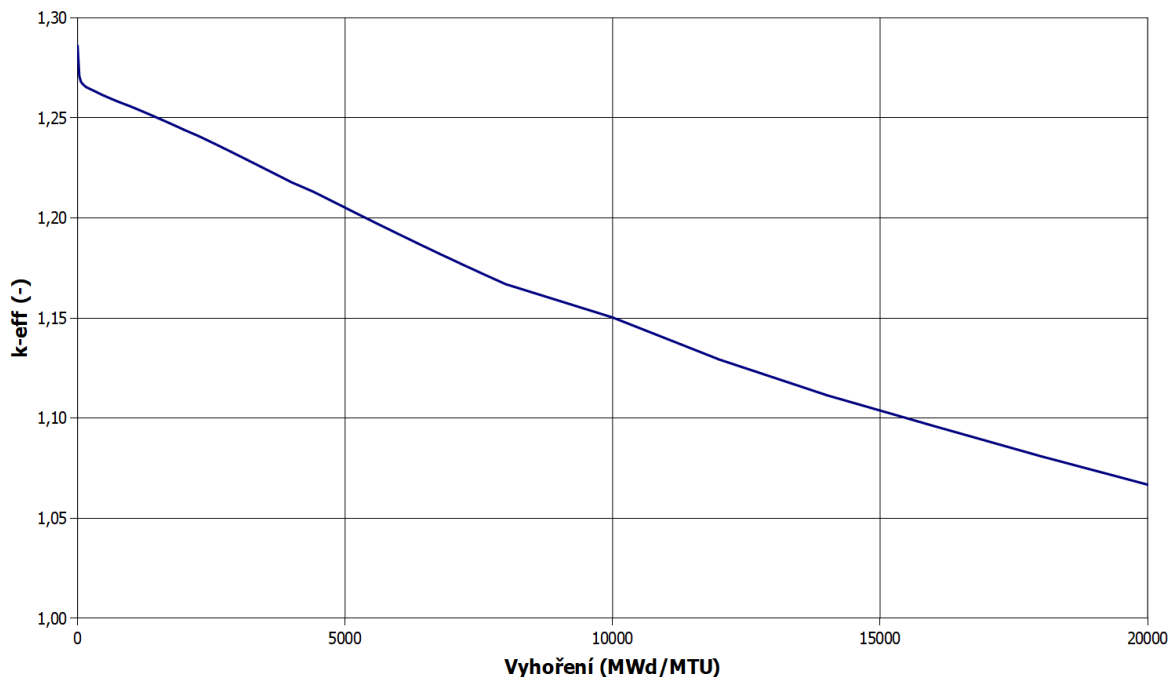
```

16      87      80170  1.76347E-05
362    3514    922350  1.02874E-03
365    3518    922380  2.21749E-02
117    1039    400900  2.19170E-02      nuclear densities in region 2 (clad)
118    1041    400910  4.77956E-03
119    1042    400920  7.30565E-03
121    1044    400940  7.40363E-03
123    1046    400960  1.19276E-03
124    1081    410930  4.22623E-04
304    2594    721740  1.05594E-08
305    2596    721760  3.47139E-07
306    2597    721770  1.22753E-06
307    2600    721780  1.80037E-06
308    2603    721790  8.98867E-07
309    2606    721800  2.31514E-06
      1       1      10010  5.01551E-02      nuclear densities in region 3 (mod)
     10      41      50100  4.98826E-06
     11      42      50110  2.00784E-05
     15      86      80160  2.50775E-02
eof

```

Tab. 2: Vstupní soubor pro výpočetní kód  $U_wB_1$  [25]

#### 4.1.2 Výsledný průběh $k_{eff}$



Obr. 9: Průběh závislosti  $k_{eff}$  na vyhoření pro palivo z  $UO_2$

## 4.2 Th jako vyhořívající absorbátor

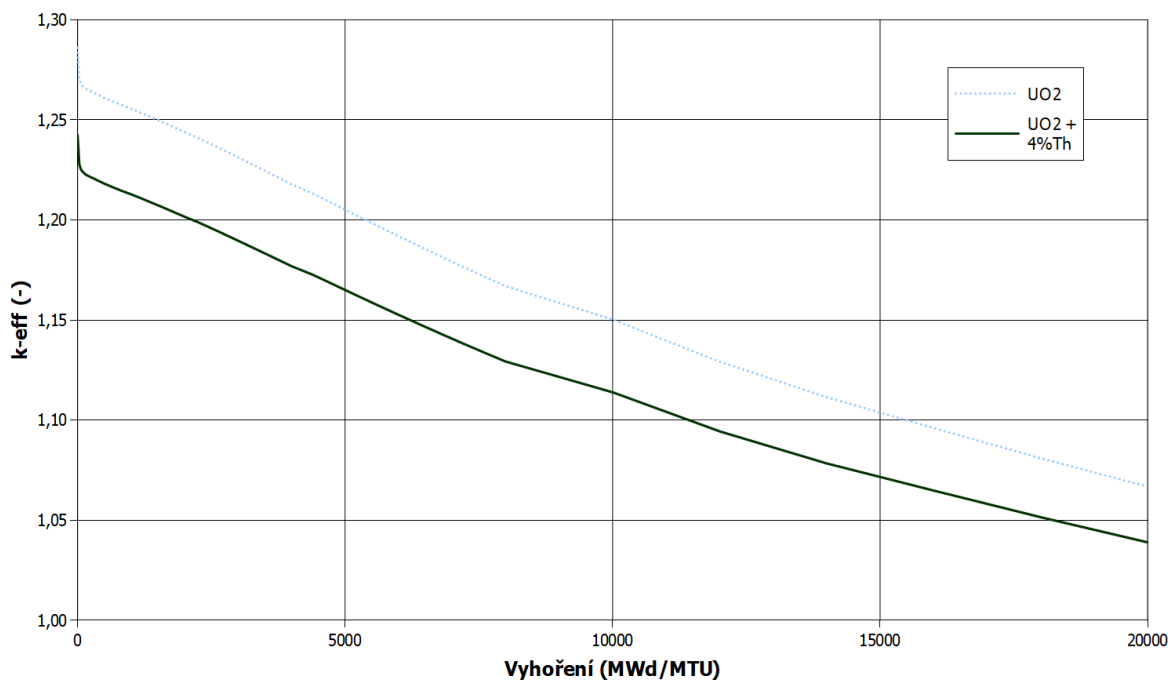
Cílem vyhořívajícího absorbátoru je snížení počátečního přebytku reaktivity v aktivní zóně. Pro účely této práce byla stanovena optimální úroveň, které je požadováno dosáhnout

přidáním BA na  $k_{\text{eff}} = 1,2$  při vyhoření 2250 MWd/MTU. Na konci kampaně by při ideálním vyhořívání paliva hodnota  $k_{\text{eff}}$  měla být co nejbližší nad  $k_{\text{eff}} = 1$ . Výsledkem výpočtu uranového paliva byla při daném vyhoření 2250 MWd/MTU hodnota koeficientu násobení  $k_{\text{eff}} = 1,24103$ . Snížení na požadovanou úroveň lze dle provedených výpočtů docílit koncentrací 4 % přírodního thoria (izotopu  $^{232}\text{Th}$ ) v palivu. Ve vstupním souboru byly modifikovány atomové hustoty regionu paliva, zbytek je ponechán bez změny:

nuclear densities in region 1 (fuel)			
15	86	80160	4.44449E-02
16	87	80170	1.69294E-05
349	3459	902320	1.07966E-03
362	3514	922350	9.87593E-04
365	3518	922380	2.12879E-02

Tab. 3: Modifikovaná část vstupního souboru pro  $\text{UO}_2$  s 4 % Th

#### 4.2.1 Výsledný průběh $k_{\text{eff}}$



Obr. 10: Průběh závislosti  $k_{\text{eff}}$  na vyhoření pro palivo z  $\text{UO}_2$  + 4 % Th

#### 4.3 HfO<sub>2</sub> jako vyhořívající absorbátor

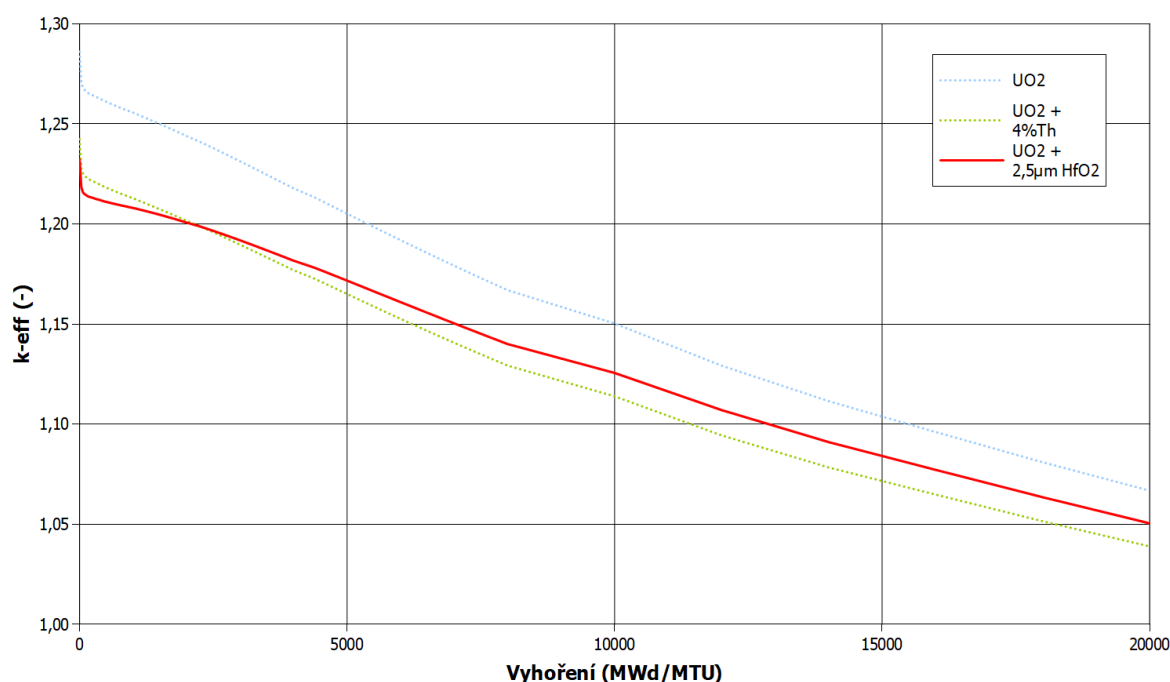
Oxid hafničitý bude kvůli vlivu na odolnost paliva proti korozi přidán v tenké vrstvě na zirkoniové pokrytí. Výchozí koncentrací HfO<sub>2</sub> chceme dosáhnout stejné úrovně koeficientu násobení při vyhoření 2250 MWd/MTU jako přidáním 4 % thoria, tj.  $k_{\text{eff}} = 1,2$ . Odpovídající hodnotou je vrstva HfO<sub>2</sub> o šířce 2500 nm. Do vstupního kódu je pro výpočet

přidán další region o odpovídající šířce, obsahující atomové hustoty dle zastoupení jednotlivých izotopů v přírodním hafniu. Teplota v přidaném regionu je uvažována stejná, jako je teplota moderátoru, jelikož se jedná o velmi tenkou vrstvu v přímém kontaktu s moderátorem. Ostatní části kódu jsou opět ponechány beze změn.

Izotop	Procentuální zastoupení v přírodním Hf (%)	Atomová hustota v HfO <sub>2</sub> (at/cm <sup>3</sup> )
174	0,16	5,22572E-05
176	5,26	1,71795E-03
177	18,60	6,07490E-03
178	27,28	8,90981E-03
179	13,62	4,44838E-03
180	35,08	1,14573E-02

Tab. 4: Atomové hustoty jednotlivých izotopů v HfO<sub>2</sub> [7]

#### 4.3.1 Výsledný průběh $k_{eff}$



Obr. 11: Průběh závislosti  $k_{eff}$  na vyhoření pro palivo z UO<sub>2</sub> s vrstvou 2500 nm HfO<sub>2</sub>

#### 4.4 Kombinace Th + HfO<sub>2</sub>

Každý z použitých absorbátorů v průběhu vyhořívání vykazuje rozdílný vliv na hodnotu  $k_{eff}$ . Thorium způsobuje v počátku vyhořívání nižší snížení přebytku reaktivity, ale jeho vliv je stálejší a pomaleji vyhořívá. Naopak HfO<sub>2</sub> má v počátku větší vliv na hodnotu

$k_{\text{eff}}$ , ale výrazně rychleji vyhořívá a tento vliv se důsledkem toho v průběhu vyhořívání snižuje. Cílem vyhořívajícího absorbátoru je co nejvyrovnanější úroveň reaktivity po celou dobu palivové kampaně, čehož by mohlo být dosaženo vhodnou vzájemnou kombinací těchto dvou absorbátorů.

V prvním souboru výpočtů byla prováděna změna koncentrace jednotlivých absorbátorů o 5 % z výchozí hodnoty. Vliv této změny byl však příliš malý, proto jsou v grafech zobrazeny pouze koncentrace s krokem změny o 10 % zvýšení zastoupení jednoho z absorbátorů a 10 % snížení druhého dle následující tabulky:

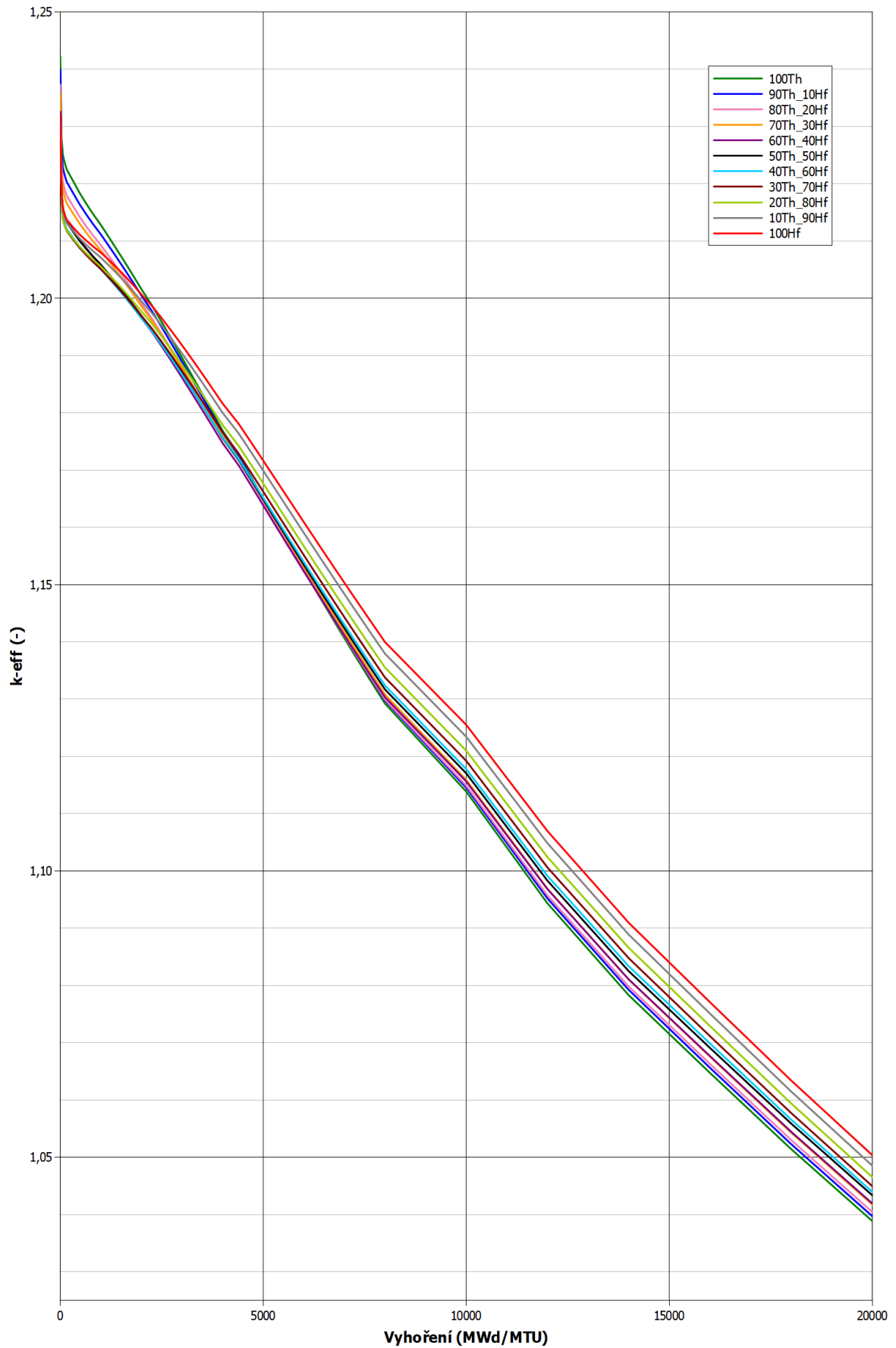
Zastoupení v procentech výchozí koncentrace (%)		Zastoupení v palivu (%)	Šířka vrstvy (nm)	Označení
Th	HfO <sub>2</sub>	Th	HfO <sub>2</sub>	
100	0	4,0	0	100Th
90	10	3,6	250	90Th_10Hf
80	20	3,2	500	80Th_20Hf
70	30	2,8	750	70Th_30Hf
60	40	2,4	1000	60Th_40Hf
50	50	2,0	1250	50Th_50Hf
40	60	1,6	1500	40Th_60Hf
30	70	1,2	1750	30Th_70Hf
20	80	0,8	2000	20Th_80Hf
10	90	0,4	2250	10Th_90Hf
0	100	0	2500	100Hf

**Tab. 5:** Zastoupení jednotlivých absorbátorů pro výpočet kombinace Th a HfO<sub>2</sub>

Pro každou uvedenou koncentraci byl modifikován vstupní soubor přepočítáním atomových hustot v regionu paliva a změnou šířky regionu vrstvy pokrytí. Všechny výpočty byly prováděny na notebooku Lenovo Z50-70 vybaveném dvoujádrovým procesorem Intel Core i7 s maximální frekvencí 3,1 GHz, operační paměti 8 GB a SSD diskem. Doba jednoho výpočtu byla přibližně 56 minut.

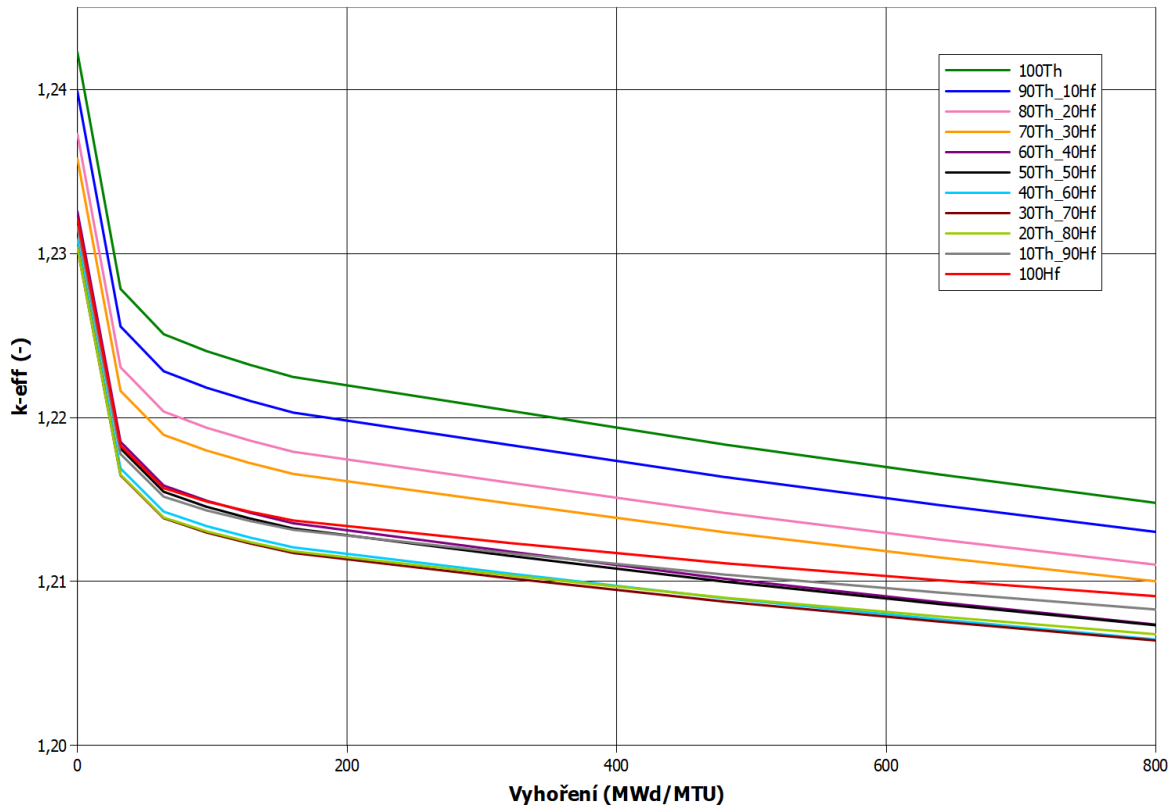
#### 4.4.1 Výsledky

První graf (Obr. 12) zobrazuje závislost  $k_{\text{eff}}$  na vyhoření paliva po celou analyzovanou dobu vyhořívání do 20 000 MWd/MTU. Další grafy detailně zachycují oblast v počátku (Obr. 13) a na konci (Obr. 14) vyhořívání.

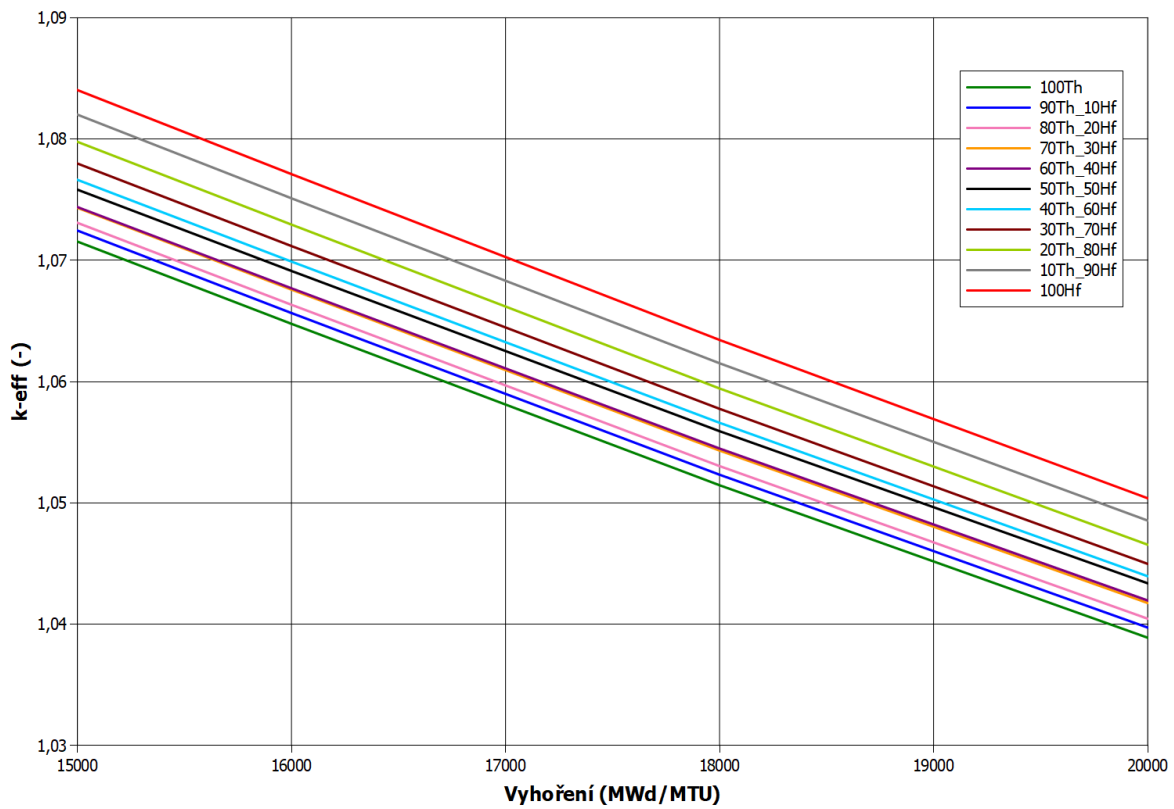


Obr. 12: Průběh závislosti  $k_{eff}$  na vyhoření





Obr. 13: Průběh závislosti  $k_{eff}$  na vyhoření v počátku vyhořívání

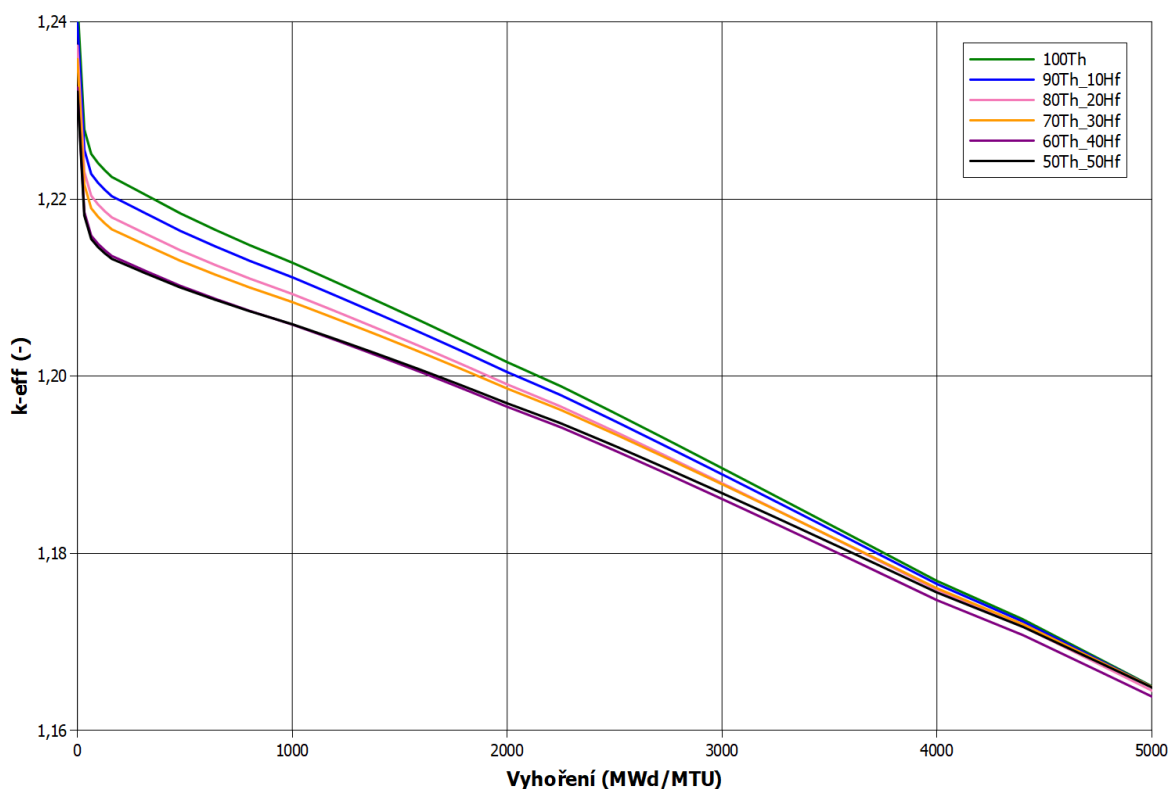


Obr. 14: Průběh závislosti  $k_{eff}$  na vyhoření na konci vyhořívání

Ve výsledných grafech lze pozorovat několik trendů. Na konci intervalu vyhořívání je patrné, že vliv přidávaných sloučenin odpovídá jejich koncentraci. Jednotlivé průběhy jsou ohraničeny výchozími hodnotami koncentrací Th a HfO<sub>2</sub> a s rostoucím zastoupením daného absorbátoru se průběh  $k_{eff}$  přibližuje k průběhu jeho výchozí koncentrace.

Není tomu však stejně po celou dobu vyhořívání, a to zejména v první čtvrtině, tj. do vyhoření 5000 MWd/MTU. Varianty s vyšším zastoupením thoria (90 %, 80 % a 70 %) zde mají podobný tvar průběhu  $k_{eff}$ , jako palivo se 100 % Th, ale se zvyšující se koncentrací HfO<sub>2</sub> jsou hodnoty  $k_{eff}$  nižší. Převažuje zde tedy vliv HfO<sub>2</sub>, který je na počátku vyhořívání výraznější. V průběhu kampaně však HfO<sub>2</sub> vyhořívá rychleji a dané průběhy se postupně přibližují k průběhu  $k_{eff}$  paliva s výchozí koncentrací Th.

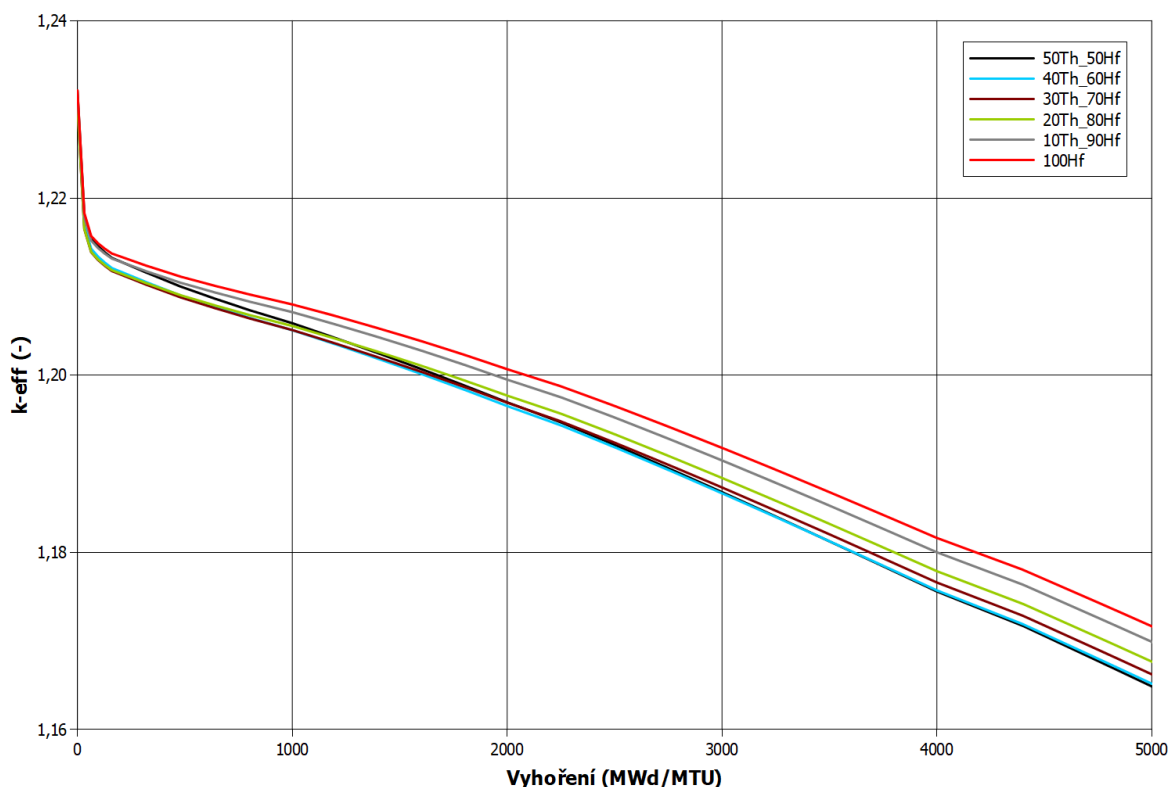
U koncentrací 50 % Th a 60 % Th již není vliv thoria (ani HfO<sub>2</sub>) převažující a tvar průběhů  $k_{eff}$  se u těchto koncentrací neshoduje s žádným z výchozích. Navíc jsou do vyhoření přibližně 2000 MWd/MTU průběhy  $k_{eff}$  obou koncentrací shodné. Zajímavé je, že kombinace 60 % Th + 40 % Hf vykazuje po vyhoření přibližně 2000 MWd/MTU nejvyšší snížení reaktivity ze všech analyzovaných variant.



**Obr. 15:** Průběh závislosti  $k_{eff}$  na vyhoření pro koncentrace 50 % až 100 % Th

Jinak je tomu u koncentrací s převážujícím zastoupením oxidu hafničitého. Zde jsou tvary průběhů  $k_{eff}$  přibližně shodné s průběhem paliva pouze s přidáním vrstvou  $HfO_2$ . Vliv přidání 10 % Th se však v tomto případě projevuje výrazněji než snížení stejného zastoupení  $HfO_2$  a hodnoty  $k_{eff}$  u koncentrací 90 %, 80 %, 70 % a 60 %  $HfO_2$  jsou důsledkem toho nižší než u paliva pouze s  $HfO_2$  bez přidání Th. Kromě koncentrace 10 % Th + 90 %  $HfO_2$  však není v grafu pozorovatelný vliv změny koncentrace, jelikož další průběhy (80 %, 70 % a 60 %  $HfO_2$ ) jsou navzájem velmi podobné, zejména do vyhoření přibližně 1500 MWd/MTU.

Opět je zde pozorovatelné rychlejší vyhořívání  $HfO_2$ . Na konci zobrazeného intervalu, v 5000 MWd/MTU jsou zřejmé větší rozestupy průběhů se zastoupením 10 %, 20 %, 30 % a 40 % Th, jelikož v této oblasti již převládá vliv výchozí koncentrace pomaleji vyhořívajícího thoria.



**Obr. 16:** Průběh závislosti  $k_{eff}$  na vyhoření pro koncentrace 50 % až 100 %  $HfO_2$

V získaných výsledcích lze identifikovat několik nejistot, zejména u průběhů se zastoupením thoria od 60 % do 20 %. Není proto možné stanovit jednoznačný závěr a je nutné provést ověření správnosti výsledků.

#### 4.4.2 Validace výsledků

Základním parametrem určujícím přesnost výpočtu je počet výpočtových kroků, které definují jednotlivé úrovně vyhoření paliva. Pro ověření správnosti výsledků byly pro všechny koncentrace provedeny nové výpočty s větším počtem kroků. Použité úrovně pro všechny tři provedené sady výpočtů jsou uvedeny v následující tabulce. Výpočty byly prováděny již pouze s desetiprocentním krokem změny koncentrace jednotlivých absorbátorů. Nejprve bylo aplikováno zjemnění po celou dobu vyhořívání z původních 39 kroků na 60. Následně druhé zjemnění především v první pětina vyhořívání, celkem na 92 kroků, pro možnost analýzy chování  $k_{\text{eff}}$  v prvních desítkách hodin po zavezení paliva.

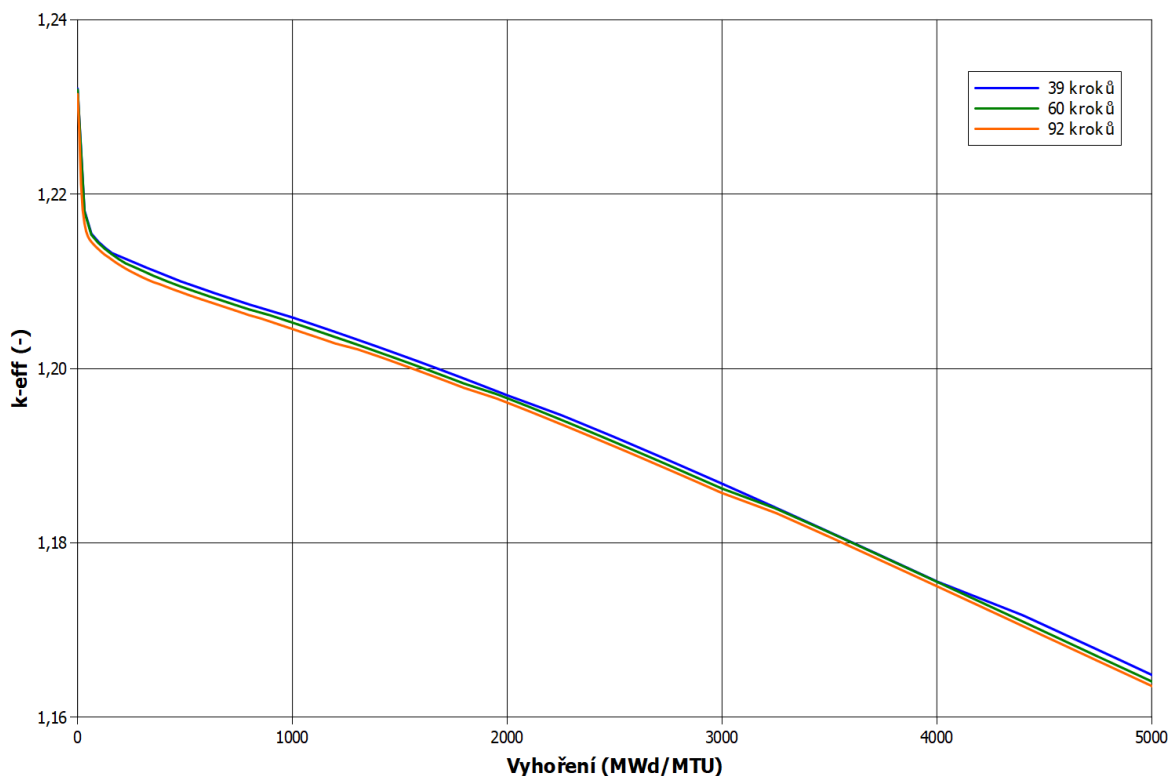
<b>Úroveň vyhoření (MWd/MTU) 39 kroků</b>	0	32	64	96	128	160	320	480
	640	800	1000	1200	1400	1600	1800	2000
	2250	2500	2750	3000	3250	3500	3750	4000
	4400	4800	5200	5600	6000	6400	6800	7200
	7600	8000	10000	12000	14000	16000	18000	20000

<b>Úroveň vyhoření (MWd/MTU) 60 kroků</b>	0	32	64	96	128	160	192	224
	288	352	416	480	544	608	672	736
	800	900	1000	1100	1200	1300	1400	1500
	1600	1700	1800	1950	2100	2250	2400	2550
	2700	2850	3000	3250	3500	3750	4000	4250
	4500	4750	5000	5400	5800	6200	6600	7000
	7400	7800	8200	8600	9000	10000	11000	12000
	13000	14000	16000	18000	20000			

<b>Úroveň vyhoření (MWd/MTU) 92 kroků</b>	0	8	16	24	32	40	48	56
	64	72	80	88	96	104	112	120
	128	144	160	176	192	208	224	240
	256	272	288	304	320	336	352	384
	416	448	480	512	544	576	608	640
	672	704	736	768	800	850	900	950
	1000	1050	1100	1150	1200	1300	1400	1500
	1600	1700	1800	1950	2100	2250	2400	2550
	2700	2850	3000	3250	3500	3750	4000	4250
	4500	4750	5000	5400	5800	6200	6600	7000
	7400	7800	8200	8600	9000	10000	11000	12000
	13000	14000	16000	18000	20000			

Tab. 6: Definované úrovně vyhoření pro jednotlivé výpočty kódem  $U_{WB1}$

V následujícím grafu jsou zobrazeny všechny tři získané průběhy  $k_{\text{eff}}$  pro koncentraci 50 % Th + 50 % HfO<sub>2</sub> pro vyhoření do 5000 MWd/MTU. Grafy pro ostatní koncentrace jsou umístěny v příloze práce. Jsou patrné odchylky v jednotlivých průbězích, což potvrzuje vliv počtu kroků na konečné výsledky.



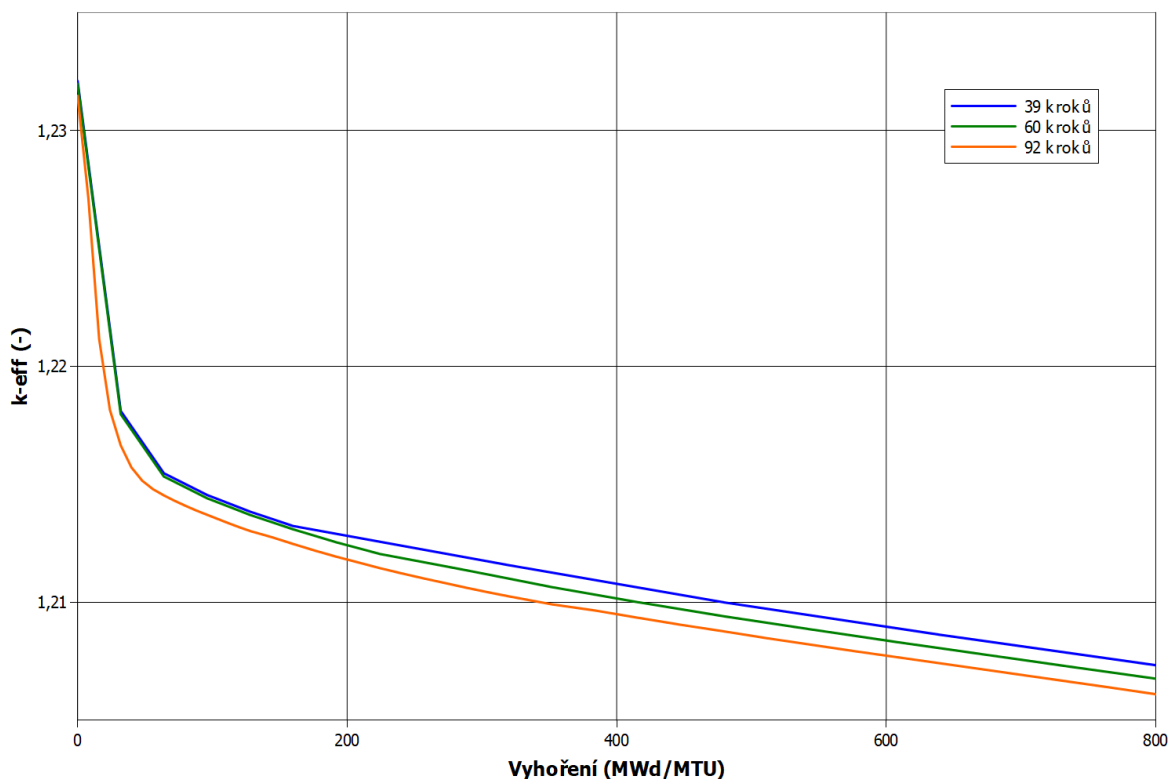
*Obr. 17: Porovnání výsledků výpočtů pro koncentraci 50 % Th + 50 % HfO<sub>2</sub>*

Zjemnění kroků způsobilo u některých koncentrací výsledný průběh  $k_{\text{eff}}$  s nižší hodnotou, u některých naopak s vyšší. Taktéž se liší odchylky mezi jednotlivými průběhy během vyhořívání. Dokonce lze pozorovat, že v části vyhořívání jsou průběhy shodné, ale ve zbytku grafu rozdílné. Nelze tedy jednoznačně definovat vliv zjemnění. Je však nutné tuto okolnost brát v úvahu, jednak při sestavování vstupního souboru pro kód a především při hodnocení výsledků.

#### 4.4.3 Počátek vyhořívání paliva

Jak je patrné ze všech grafů, v oblasti těsně po počátku vyhořívání dochází k nejrychlejšímu poklesu hodnoty  $k_{\text{eff}}$ . Je to způsobeno vznikem izotopů xenonu a samaria s vysokým účinným průřezem absorpcí neutronů. Chyby ve výpočtu vzniklé v této oblasti se poté projevují po celý zbytek intervalu vyhořívání.

Je proto vhodné se na tuto oblast detailně zaměřit a zvolit zde nejmenší interval výpočtových kroků. V následujícím grafu je zobrazeno porovnání získaných hodnot  $k_{\text{eff}}$  pro koncentraci 50 % Th + 50 % HfO<sub>2</sub>. Grafy pro zbylé vypočítané koncentrace jsou také umístěny v příloze.

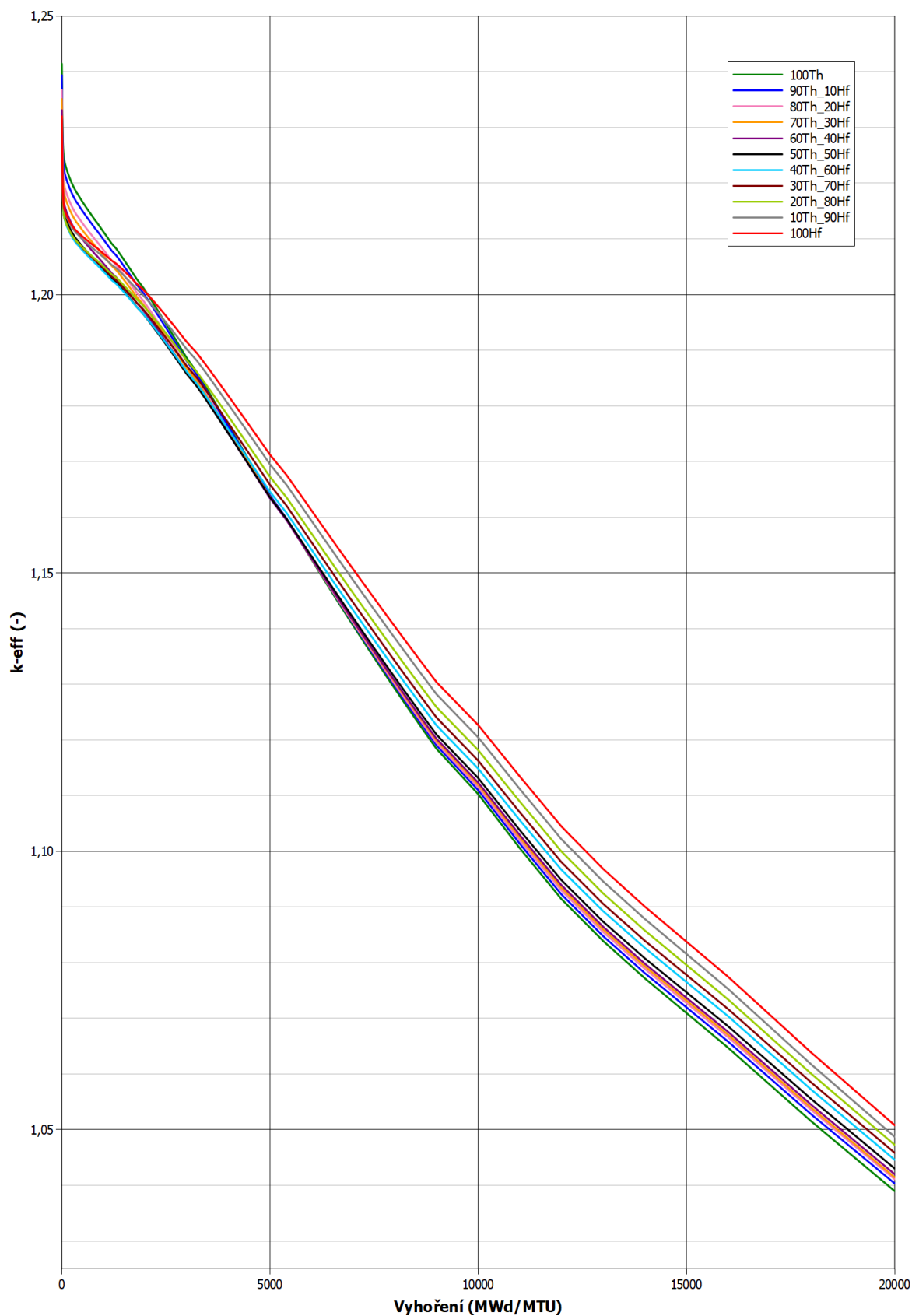


**Obr. 18:** Porovnání výsledků výpočtů pro 50 % Th + 50 % HfO<sub>2</sub> v počátku vyhořívání

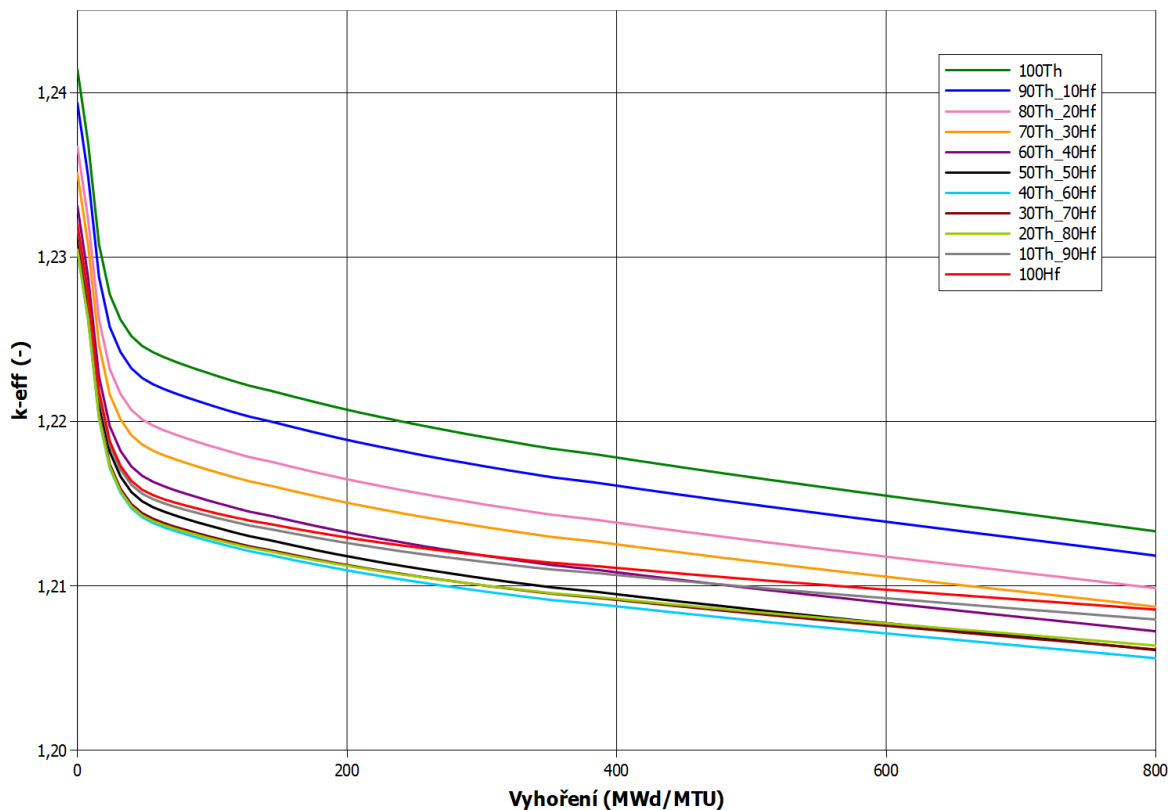
Opět lze pozorovat rozdíly v získaných průbězích. Je zde také patrný vliv aproximace mezi jednotlivými vypočtenými body vyhoření, kdy tvar průběhu  $k_{\text{eff}}$  s největším počtem kroků je v této oblasti výrazně hladší v porovnání s ostatními. Je tedy pravděpodobné, že jemnějším krokem výpočtu získáme přesnější výsledky.

Z hlediska nároků na čas a výpočetní kapacity však není možné provádět výpočet po celou dobu vyhoření s minimálním krokem a je nutné najít optimální poměr přesnosti a rychlosti výpočtu. Pro účely této práce jsou jako nejpřesnější výsledky pro vyhodnocení vlivu přidávaných absorbátorů uvažovány následující průběhy  $k_{\text{eff}}$  získané výpočtem s 92 kroky.

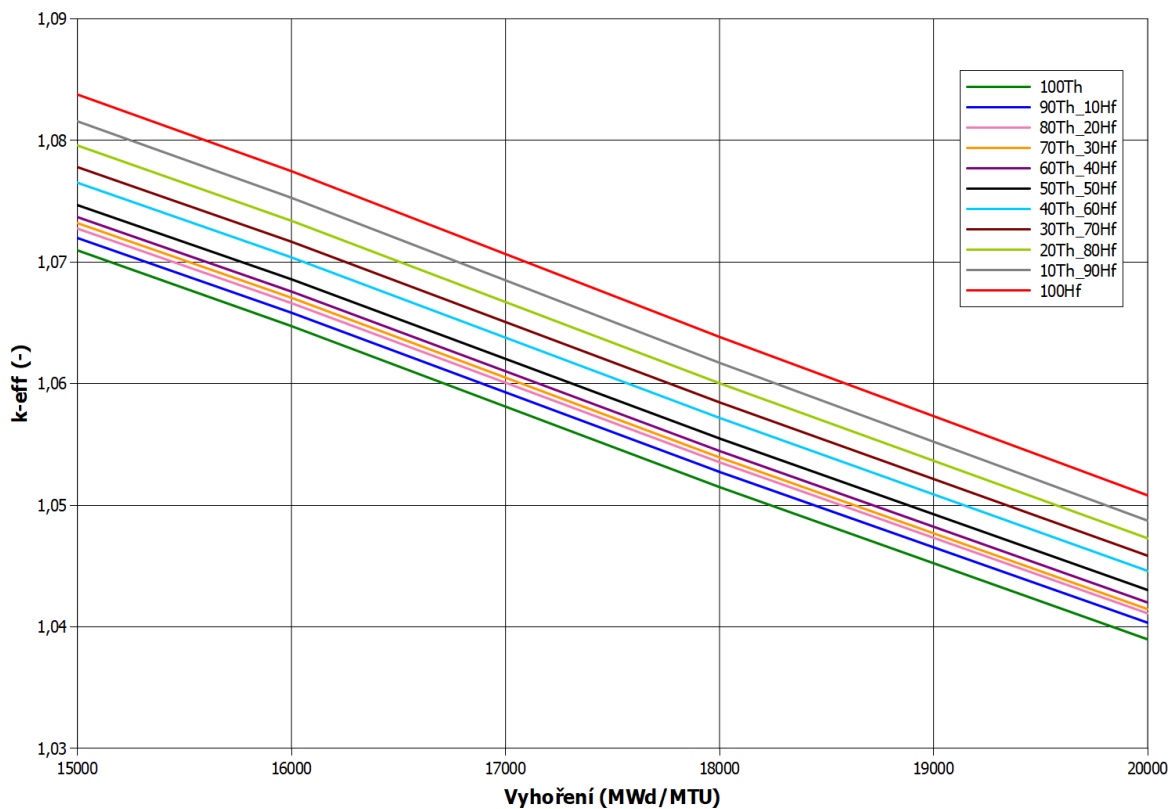
#### 4.4.4 Výsledné průběhy $k_{eff}$



Obr. 19: Výsledný průběh závislosti  $k_{eff}$  na vyhoření



Obr. 20: Výsledný průběh závislosti  $k_{eff}$  na vyhoření v počátku vyhořívání

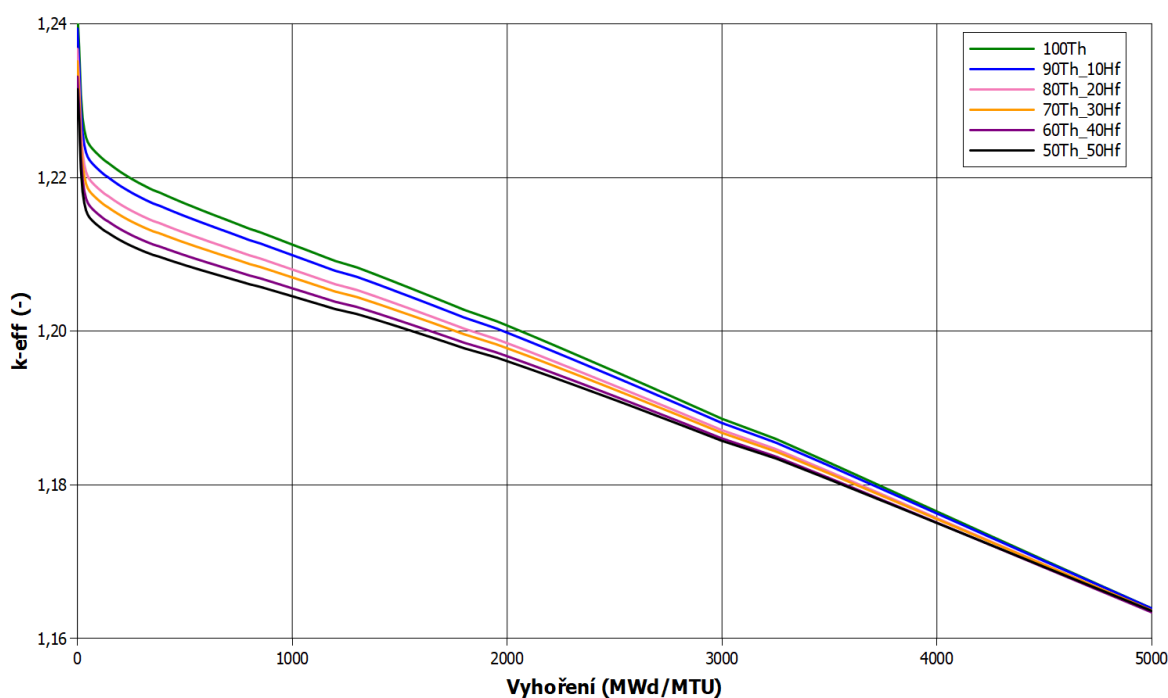


Obr. 21: Výsledný průběh závislosti  $k_{eff}$  na vyhoření na konci vyhořívání



## 4.5 Zhodnocení výsledků

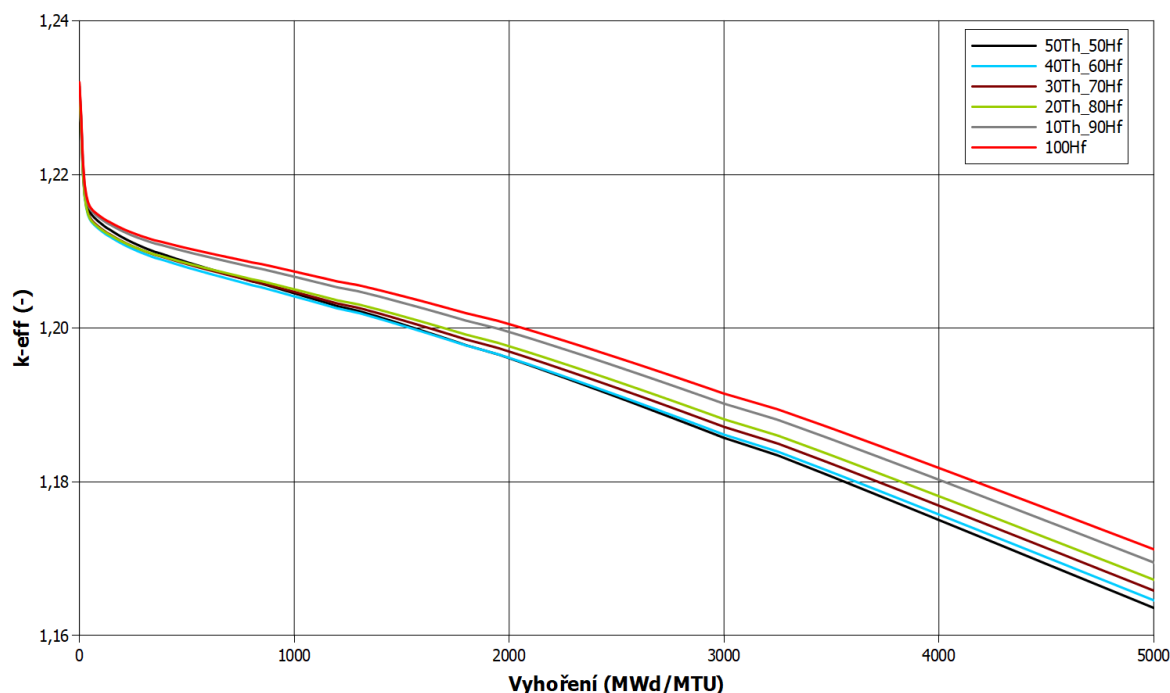
Po provedení zjemnění výpočtových intervalů lze pozorovat v grafech několik rozdílů od výsledků získaných prvním výpočtem. Nejpatrnější je viditelný rozdíl mezi průběhem  $k_{\text{eff}}$  u variant 50 % Th + 50 % HfO<sub>2</sub> a 60 % Th + 40 % HfO<sub>2</sub>. Tato koncentrace již v tomto případě nevykazuje největší snížení hodnoty  $k_{\text{eff}}$ . Lze pozorovat, že všechny průběhy se zastoupením od 90 % do 50 % Th odpovídají tvarem průběhu  $k_{\text{eff}}$  paliva pouze s thoriem. Je zde však patrný vliv přidání HfO<sub>2</sub> a zejména jeho rychlejší vyhořívání, které způsobuje, že se tyto průběhy postupně v průběhu vyhořívání přibližují.



**Obr. 22:** Výsledný průběh závislosti  $k_{\text{eff}}$  na vyhoření pro koncentrace 50 % až 100 % Th

Nejdůležitějším rozdílem je patrnější odstup průběhů koncentrací 20 % Th, 30 % Th a 40 % Th. Díky tomu lze stanovit poslední uvedenou koncentraci 40 % Th + 60 % HfO<sub>2</sub> jako neoptimálnější díky největšímu snížení reaktivity v počátku vyhořívání. Tvary těchto průběhů stejně jako v předchozím výpočtu přibližně odpovídají průběhu s přidáním výchozí koncentrace HfO<sub>2</sub>.

Celkově lze po zpřesňujícím výpočtu stanovit, že hodnota 50 % Th + 50 % HfO<sub>2</sub> je zlomová pro určení tvaru výsledného průběhu  $k_{\text{eff}}$  dané kombinace, tj. zda je více shodný s průběhem u absorbátoru tvořeného pouze thoriem nebo pouze HfO<sub>2</sub>.



**Obr. 23:** Výsledný průběh závislosti  $k_{eff}$  na vyhoření pro koncentrace 50 % až 100 %  $HfO_2$

Výslednou nejvhodnější kombinací je tedy zastoupení 40 % Th + 60 %  $HfO_2$  z výchozích hodnot 4 % Th z celkového objemu paliva a vrstvy 2 500 nm  $HfO_2$ . Jedná se tudíž o koncentraci 1,6 % přírodního thoria v palivu a vrstvu  $HfO_2$  o šířce 1500 nm na zirkoniovém pokrytí palivového proutku.

Přidání thoria bylo uvažováno ve formě tenkého plíšku mezi jednotlivé palivové peletky. Výška palivové peletky v elektrárně Dukovany je uváděna v rozmezí 9 – 12 mm. Při stejném průměru thoriového plíšku, jako je průměr peletky, by tloušťka plíšku byla 144 – 192  $\mu m$ . Tato konfigurace by však dle tepelných výpočtů Ing. Kubáně přinesla minimální vliv na snížení teploty v palivu.

Lepších výsledků v odvodu tepla je dosahováno jednak při větším průměru thoriového plíšku, definovaném minimální mezerou mezi thoriem a vnitřní stranou pokrytí proutku, a jednak při menší výšce peletky. Pokud bychom uvažovali parametry, při kterých Ing. Kubáň dosáhl nejoptimálnějších výsledků, tj. 6 mm vysoká peletka a mezera mezi thoriem a pokrytím 20  $\mu m$ , získali bychom koncentrací 1,6 % thoria snížení maximální teploty v palivu o přibližně 190° C. [32]

Vrstva  $\text{HfO}_2$  na pokrytí proutku by dle získaných výsledků měla mít šířku 1500 nm. Dle provedených experimentů je však limitní hodnota 500 nm, po jejímž překročení dochází k porušení stálosti vrstvy a odlupování. Navíc je lepších výsledků z hlediska antikorozi ochrany dosaženo tenčími vrstvami o rozměru řádově desítky nanometrů. Bylo by proto nutné použít povlak zirkoniového pokrytí pouze o dané šířce a následně přidat  $\text{HfO}_2$  také jako příměs do samotného palivového elementu. [38]

Vzhledem k malému rozdílu mezi jednotlivými průběhy a taktéž s přihlédnutím k chybě, která byla pozorována při jednotlivých výpočtech kódem  $U_{wB_1}$ , by bylo teoreticky možné uvažovat jako vhodné také koncentrace 30 % Th + 70 %  $\text{HfO}_2$  a 20 % Th + 80 %  $\text{HfO}_2$ . Přínosem těchto koncentrací by byl nižší vliv na reaktivitu ve vyšších úrovních vyhořívání. Zajímavé je také chování koncentrace 50 % Th + 50  $\text{HfO}_2$ , která vykazuje největší snížení  $k_{\text{eff}}$  v rozmezí přibližně od 2000 do 5000 MWd/MTU.

Získané výsledky by bylo nutné podrobit dalším detailním analýzám. V první fázi by bylo vhodné ověření správnosti výpočtu kódu  $U_{wB_1}$  jiným výpočetním kódem. Taktéž by bylo pro získání přesnějších výsledků možné analyzovat vyhořívání a chování jednotlivých izotopů daných prvků. Dalším krokem by bylo aplikování výše uvedených modifikací paliva a následně přesné namodelování výsledného uspořádání paliva ve 3D kódu. Posledním krokem by byla analýza výpočetním kódem Moby-dick pro konkrétní podmínky v reaktoru VVER-440 v JE Dukovany. Toto však již není předmětem této DP.

Aplikování získaných poznatků do praxe by bylo velmi komplikované. Bylo by modifikováno složení samotných palivových elementů a také jejich rozměr. Stejně tak by musel být upraven systém výroby proutků kvůli přidání vrstev thoria. Všechny modifikace by samozřejmě měly vliv na ekonomickou stránku výroby jaderného paliva.

Diplomová práce však ukazuje jeden ze směrů, kterým by se mohl ubírat vývoj nových jaderných paliv. Kombinace použitých absorbátorů je možná. Z hlediska vlivu na neutronovou bilanci se vhodně projevuje větší vliv  $\text{HfO}_2$  na snížení reaktivity v počátku vyhořívání a následně pomalejší vyhořívání thoria. Taktéž je ověřen přínosný vliv těchto prvků na uvedené zlepšení fyzikálních parametrů paliva.

## 5 Závěr

Předkládaná diplomová práce byla zaměřena na návrh vylepšeného jaderného paliva s využitím thoria a oxidu hafničitého jako vyhořívajících absorbátorů. Hlavním cílem bylo nalezení optimální kombinace zastoupení těchto dvou prvků v jaderném palivu v současnosti používaném v JE Dukovany.

Pro analýzy vlivu přidaných sloučenin na neutronovou bilanci v reaktoru byl využit nový rychlý výpočetní kód  $U_{WB1}$  vyvinutý na Západočeské univerzitě v Plzni. Práce obsahuje rešerši nejrozšířenějších výpočetních kódů používaných v jaderné energetice a jejich porovnání s kódem  $U_{WB1}$ .

Součástí práce je přehled o dosavadním využití thoria a oxidu hafničitého v jaderném palivu. Jsou shrnuty výsledky předchozích experimentů zaměřených na zlepšení tepelné vodivosti jaderného paliva přidáním thoria a odolnosti zirkoniového pokrytí paliva proti korozi díky tenké ochranné vrstvě  $HfO_2$ .

Analyzováno bylo celkem 11 variant vzájemné kombinace daných absorbátorů. Od výchozích hodnot 4% koncentrace thoria v palivu a vrstvy  $HfO_2$  o šířce 2500 nm, vždy s krokem změny o 10 % z daných hodnot. Pro ověření správnosti získaných výsledků byly všechny sady výpočtů provedeny celkem třikrát a to s definovanými 39, 60 a 92 úrovněmi vyhoření paliva. Bylo zjištěno, že počet výpočtových kroků má nezanedbatelný vliv na přesnost získaných výsledků.

Jako nejvhodnější kombinace byla stanovena koncentrace 1,6 % přírodního thoria ve formě tenkých plíšků mezi jednotlivými palivovými peletkami a vrstva 1500 nm oxidu hafničitého na zirkoniovém pokrytí palivových proutků. Pro možnost využití těchto výsledků by bylo nutné provést řadu dalších výpočtů a následně modifikovat samotné jaderné palivo.

Práce však analyzovala jednu z možných cest vývoje jaderných paliv. Danou kombinaci absorbátorů lze v této formě v palivu využít a dle výsledků dříve provedených experimentů tím dojde k významnému vylepšení parametrů paliva.

## Seznam literatury a informačních zdrojů

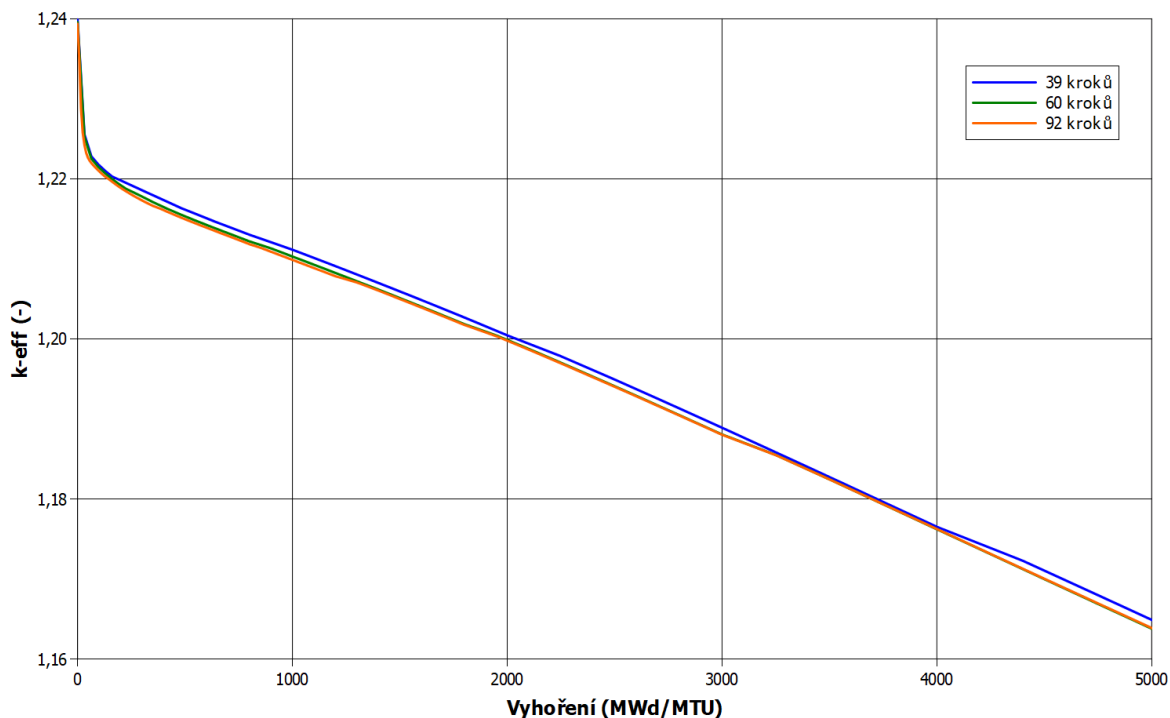
- [1] KLIK, František a DALIBA Jaroslav. *Jaderná energetika*. 2. vydání. Praha: Vydavatelství ČVUT, 2002. ISBN 80-01-02550-0.
- [2] Skupina ČEZ. *Jaderná energetika* [online]. 2017 [Cit 21. 11. 2017]. Dostupné z: <https://www.cez.cz/cs/vyroba-elektriny/jaderna-energetika.html>
- [3] Nuclear Power for Everybody. *Nuclear Fission* [online]. [Cit 24. 4. 2018]. Dostupné z: <https://www.nuclear-power.net/nuclear-power/fission/>
- [4] SKLENKA, Lubomír a HERALTOVÁ, Lenka. *Provozní reaktorová fyzika*. 2. vydání. Praha: Vydavatelství ČVUT, 2016. ISBN 978-80-01-05901-2.
- [5] Encyclopædia Britannica. *Zirconium* [online]. 2018 [Cit 26. 3. 2018]. Dostupné z: <https://www.britannica.com/science/zirconium>
- [6] KRISHNAN, R. a ASUNDI, M. K. Zirconium alloys in nuclear technology [online]. 1980 [Cit 26. 3. 2018]. Dostupné z: DOI: 10.1007/BF02843474
- [7] International Atomic Energy Agency. *Nuclear Data Services* [online]. [Cit 26. 3. 2018]. Dostupné z: <https://www-nds.iaea.org>
- [8] KURSA, Miroslav a SZURMAN, Ivo. *Materiály pro jadernou techniku*. Vysoká škola báňská – Technická univerzita Ostrava, 2013. ISBN 978-80-248-3377-4
- [9] HEŘMANSKÝ, Bedřich. *Jaderná zařízení I*. 2. vydání. Praha: Vydavatelství ČVUT, 1990. ISBN 80-01-00405-8
- [10] LOVECKÝ, Martin. *Zvyšování účinnosti jaderného paliva použitím vyhořívajících absorbátorů*. Plzeň, 2016. Dizertační práce. Západočeská univerzita v Plzni. Fakulta elektrotechnická. Katedra elektroenergetiky a ekologie
- [11] FRÝBORT, Jan. *Využití erbia jako vyhořívajícího absorbátoru*. *Jaderná energetika, transmutační a vodíkové technologie v pracích mladé generace - 2011*. 1. vydání. Praha: Česká nukleární společnost, 2012. ISBN 978-80-02-02360-9
- [12] Westinghouse. *Wet Annular Burnable Absorber (WABA) Assembly*. [online]. 2017 [Cit 28. 11. 2017]. Dostupné z: <http://www.westinghousenuclear.com/Portals/0/operating%20plant%20services/fuel/fuel%20products/NFCM-0016%20WABA.pdf>
- [13] Westinghouse. *Integral Fuel Burnable Absorber (IFBA) Fuel Cycles and IFBA/Gad Hybrid Fuel Cycles*. [online]. 2017 [Cit 28. 11. 2017]. Dostupné z: <http://www.westinghousenuclear.com/Portals/0/operating%20plant%20services/fuel/fuel%20products/NFCM-0015%20IFBA.pdf>
- [14] FABIAN, František a KLUIBER, Zdeněk. *Metoda Monte Carlo a možnosti jejího využití*. 1. vydání. Praha: Prospektrum, 1998. ISBN 80-7175-058-1.

- [15] WERNER, Christopher, J. *MCNP User's Manual Code Version 6.2*. Los Alamos National Laboratory, 2017. ISBN LA-UR-17-29981
- [16] X-5 Monte Carlo Team. *MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5 Volume I: Overview and Theory*. Los Alamos National Laboratory, 2013. ISBN LA-UR-03-1978
- [17] OAK RIDGE National Laboratory. *SCALE Overview*. [online]. 2017 [Cit 2. 1. 2018]. Dostupné z: <https://www.ornl.gov/scale/overview>
- [18] REARDEN, B. T., JESSEE, M. A.. *SCALE Code System* [online]. OAK RIDGE National Laboratory, 2017 [Cit 2. 1. 2018]. Dostupné z: [https://www.ornl.gov/sites/default/files/SCALE\\_6.2.pdf](https://www.ornl.gov/sites/default/files/SCALE_6.2.pdf)
- [19] BURKET, Daniel. *Palivové vsázky se zdokonaleným palivem na Jaderné elektrárně Dukovany*. Praha, 2003. Dizertační práce. České vysoké učení technické v Praze. Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská.
- [20] GULER, C., LEVINE, S., IVANOV, K., SVARNY, J., KRYSL, V., MIKOLAS, P. a SUSTEK, J.. Development of the VVER core loading optimization system. *Annals of Nuclear Energy* [online]. 2004, **31**, 747-772 [cit. 29. 12. 2017]. Dostupné z: DOI:10.1016/j.anucene.2003.09.005.
- [21] LEPPÄNEN, Jaakko, PUSA, Marria, VIITANEN Tuomas, VALTAVIRTA, Ville a KALTIAISENAHO, Toni. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. *Annals of Nuclear Energy* [online]. 2015, **82**, 142-150 [cit. 19. 1. 2018]. Dostupné z: DOI:10.1016/j.anucene.2014.08.024
- [22] VTT Technical Research Centre of Finland Ltd. *Serpent Overview* [online]. [Cit 20. 1. 2018]. Dostupné z: <http://montecarlo.vtt.fi/index.htm>
- [23] Nuclear Energy Agency. *Data Bank Computer Program Services* [online]. [Cit 21. 1. 2018]. Dostupné z: <http://www.oecd-nea.org/dbprog/>
- [24] Ústav jaderného výzkumu Řež. *Andrea* [online]. [Cit 20. 1. 2018]. Dostupné z: <http://orf.ujv.cz/cs/produkty/andrea>
- [25] LOVECKÝ, Martin. *UWBI User's Manual* [online]. Plzeň: Západočeská univerzita v Plzni, Fakulta elektrotechnická, 2017 [cit. 15. 1. 2017]. Dostupné z: <http://home.zcu.cz/~lovecky/>
- [26] LOVECKÝ, Martin, PITERKA, Luboš, PREHRADNÝ, Jan a ŠKODA, Radek. *Výpočetní kód UWBI pro vyhořívání jaderného paliva*. In: *Jaderná energetika v pracích mladé generace: Sborník referátů ze semináře 4. až 6. prosince 2013*, FEKT, VUT Brno. Praha: Česká nukleární společnost, o. s., 2014. ISBN: 978-80-02-02513-9

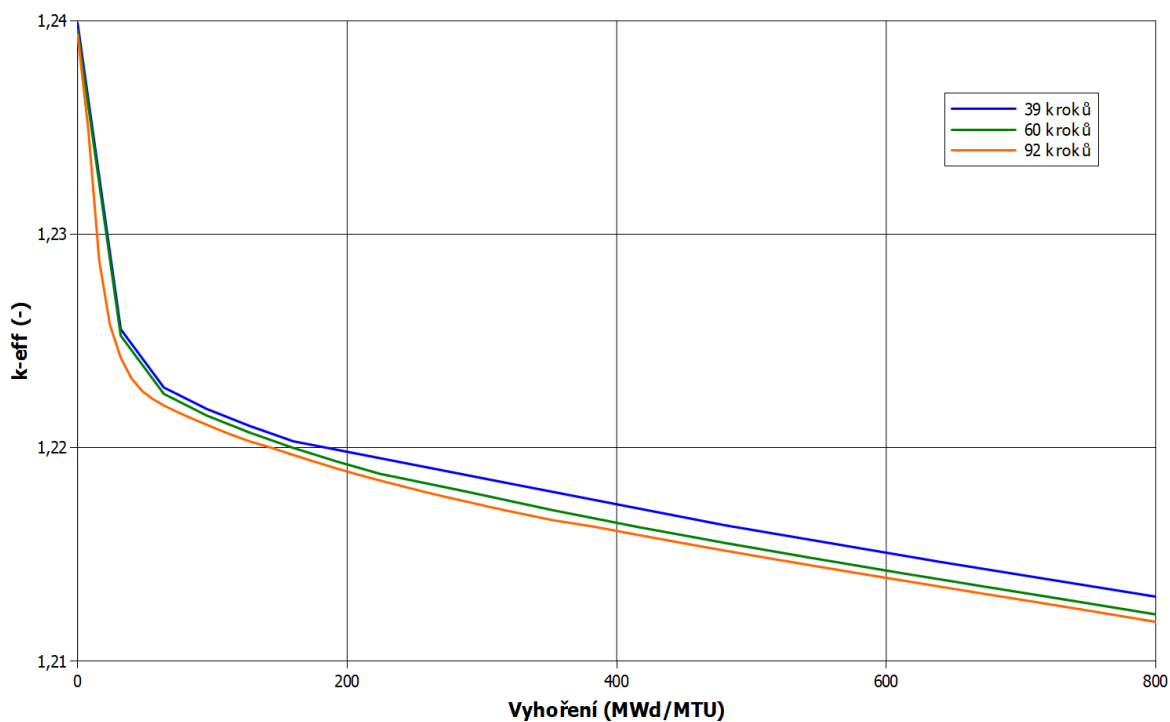
- [27] SCHWARZ, R. A., SCHWARZ, A. L. a CARTER, L. L. *Wizards and Visualization Features for MCNP Geometries and Sources* [online]. 2006 [Cit. 16. 5. 2018]. The American Nuclear Society's 14th Biennial Topical Meeting of the Radiation Protection and Shielding Division, Carlsbad New Mexico, USA. April 3-6, 2006. Dostupné z: [http://mcnpvised.com/Downloads/carlsbad\\_2006.pdf](http://mcnpvised.com/Downloads/carlsbad_2006.pdf)
- [28] Encyclopædia Britannica. *Thorium* [online]. 2017 [Cit 7. 3. 2018]. Dostupné z: <https://www.britannica.com/science/thorium>
- [29] Periodictable.com. *Thorium* [online]. 2003 [Cit 30. 4. 2018]. Dostupné z: <http://periodictable.com/Elements/090/>
- [30] World Nuclear Association. *Thorium* [online]. 2017 [Cit 9. 3. 2018]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/thorium.aspx>
- [31] Kernfragen.de. *Kugelhaufenreaktor* [online]. [Cit 29. 4. 2018]. Dostupné z: <http://www.kernfragen.de/lexikon/kugelhaufenreaktor>
- [32] KUBÁŇ, Jan. *Použití ThO<sub>2</sub> ke zvýšení tepelné vodivosti LWR paliv*. Praha, 2016. Diplomová práce. České vysoké učení technické v Praze. Fakulta strojní.
- [33] Wikipedia, The Free Encyclopedia. *Hafnium* [online]. 2009 [Cit 30. 4. 2018]. Dostupné z: <https://en.wikipedia.org/wiki/Hafnium>
- [34] Encyclopædia Britannica. *Hafnium* [online]. 2017 [Cit 5. 3. 2018]. Dostupné z: <https://www.britannica.com/science/hafnium>
- [35] Reade International. *Hafnium Oxide Powder* [online]. [Cit 6. 4. 2018]. Dostupné z: <https://www.reade.com/products/hafnium-oxide-powder-hfo2>
- [36] International Atomic Energy Agency. *Delayed hydride cracking in zirconium alloys in pressure tube nuclear reactors*. Vienna: IAEA, 2013. ISBN 92-0-110504-5
- [37] Nuclear Energy Agency. *Pellet-clad Interaction in Water Reactor Fuels*. Seminar Proceedings, Aix-en-Provence, France, 9-11 March 2004. OECD, 2005.
- [38] ZÁVORKA, Jiří. *Vyhořívající absorbátory jaderných paliv s použitím hafnia*. Praha, 2016. Diplomová práce. České vysoké učení technické v Praze. Fakulta strojní.

## Příloha – grafy porovnání výsledků výpočtů

Koncentrace 90 % Th + 10 % HfO<sub>2</sub>



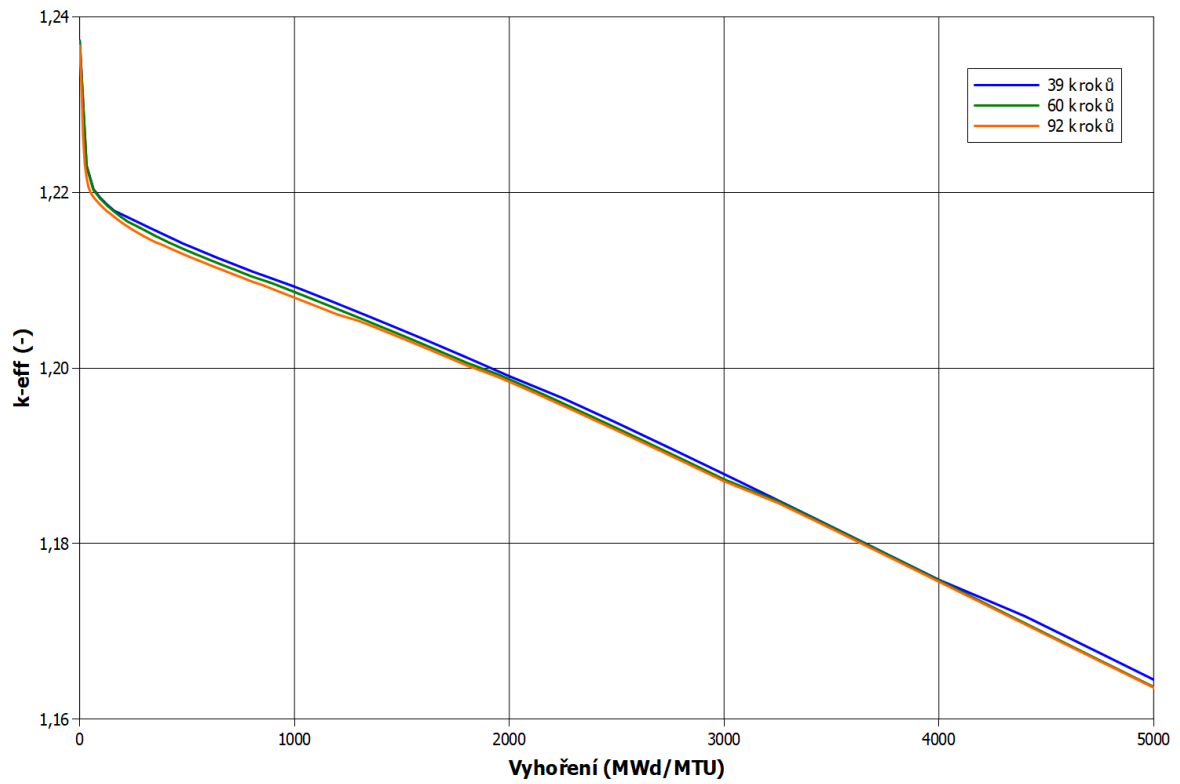
Obr. P1: Porovnání výsledků výpočtů pro koncentraci 90 % Th + 10 % HfO<sub>2</sub>



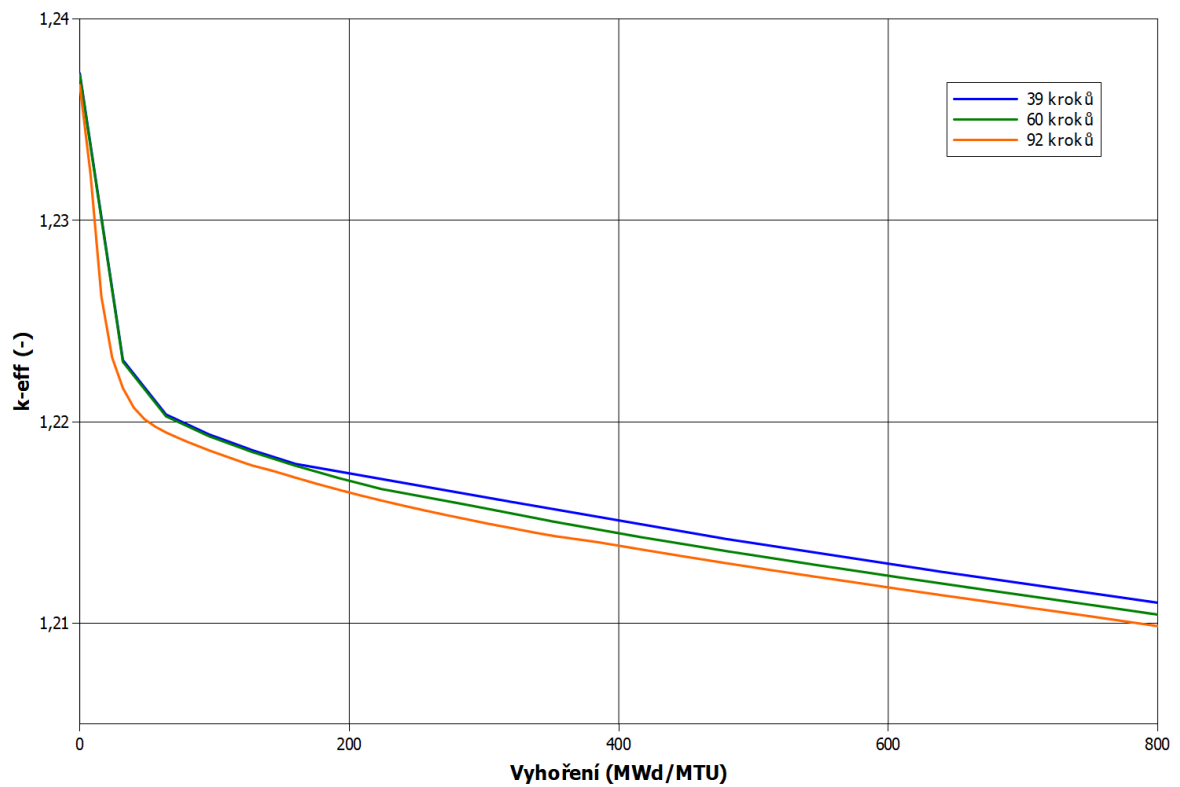
Obr. P2: Porovnání výsledků výpočtů pro 90 % Th + 10 % HfO<sub>2</sub> v počátku vyhořívání



### Koncentrace 80 % Th + 20 % HfO<sub>2</sub>

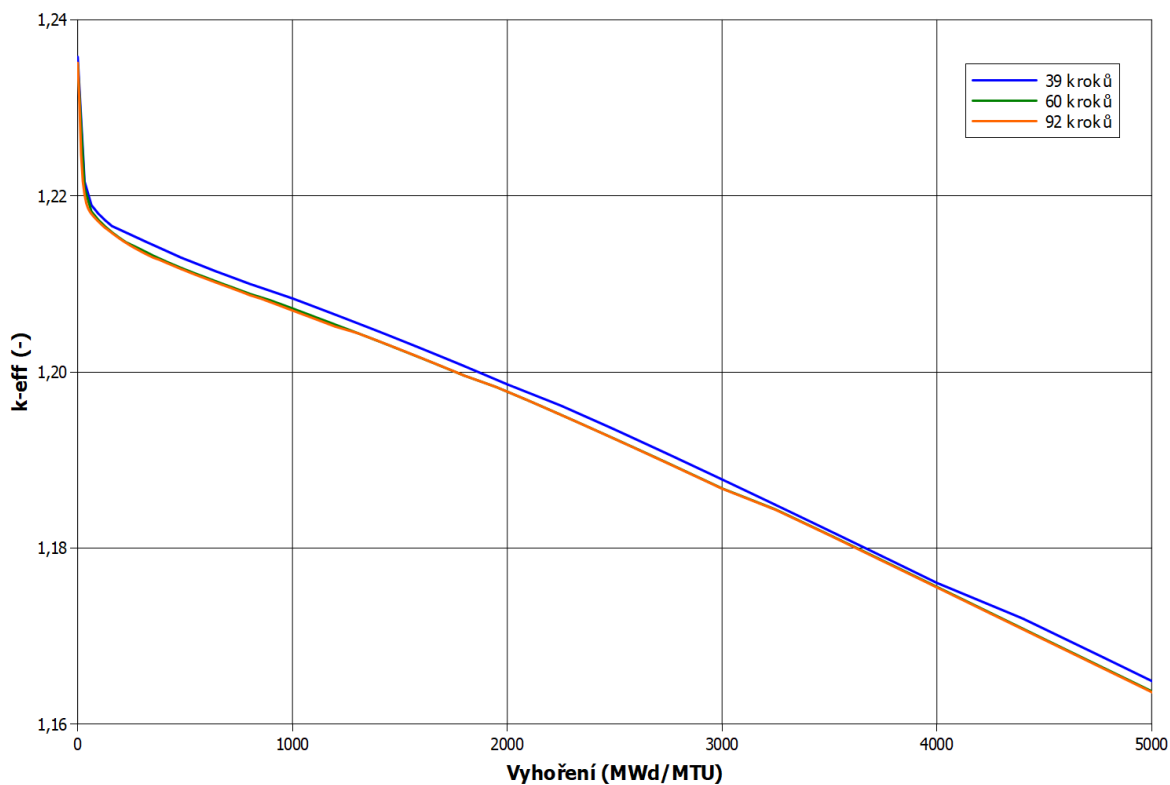


Obr. P3: Porovnání výsledků výpočtů pro koncentraci 80 % Th + 20 % HfO<sub>2</sub>

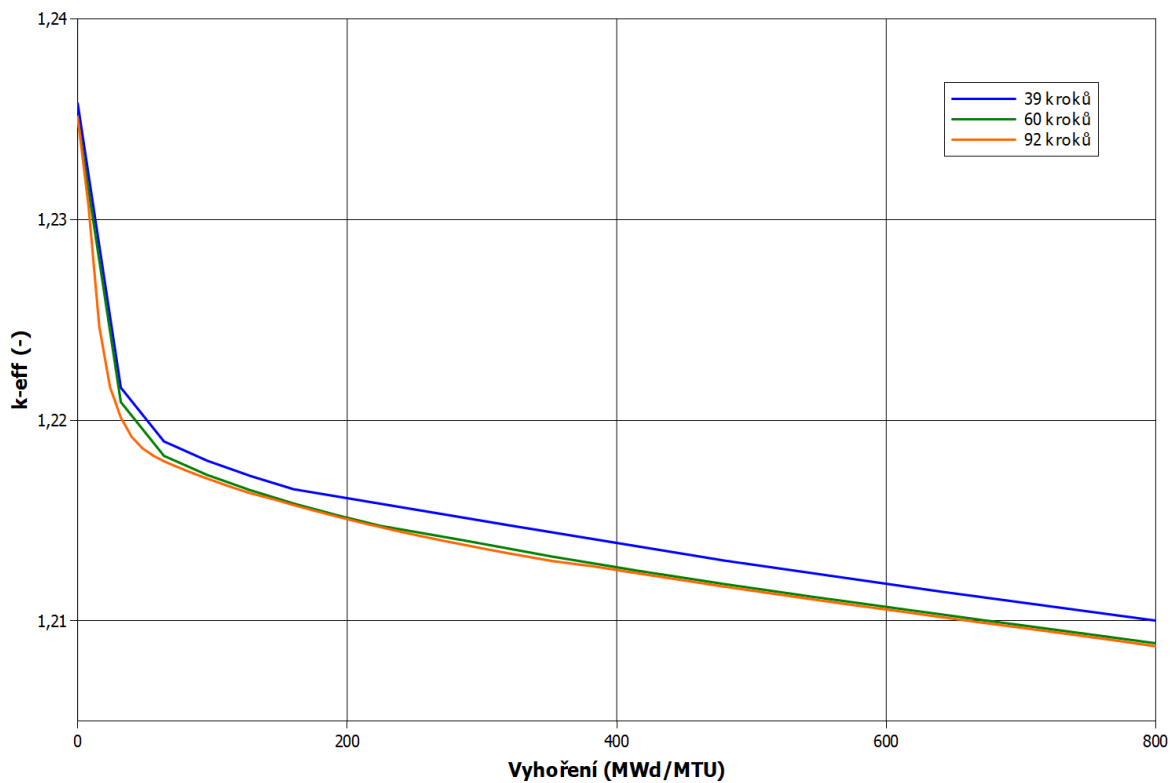


Obr. P4: Porovnání výsledků výpočtů pro 80 % Th + 20 % HfO<sub>2</sub> v počátku vyhořívání

### Koncentrace 70 % Th + 30 % HfO<sub>2</sub>

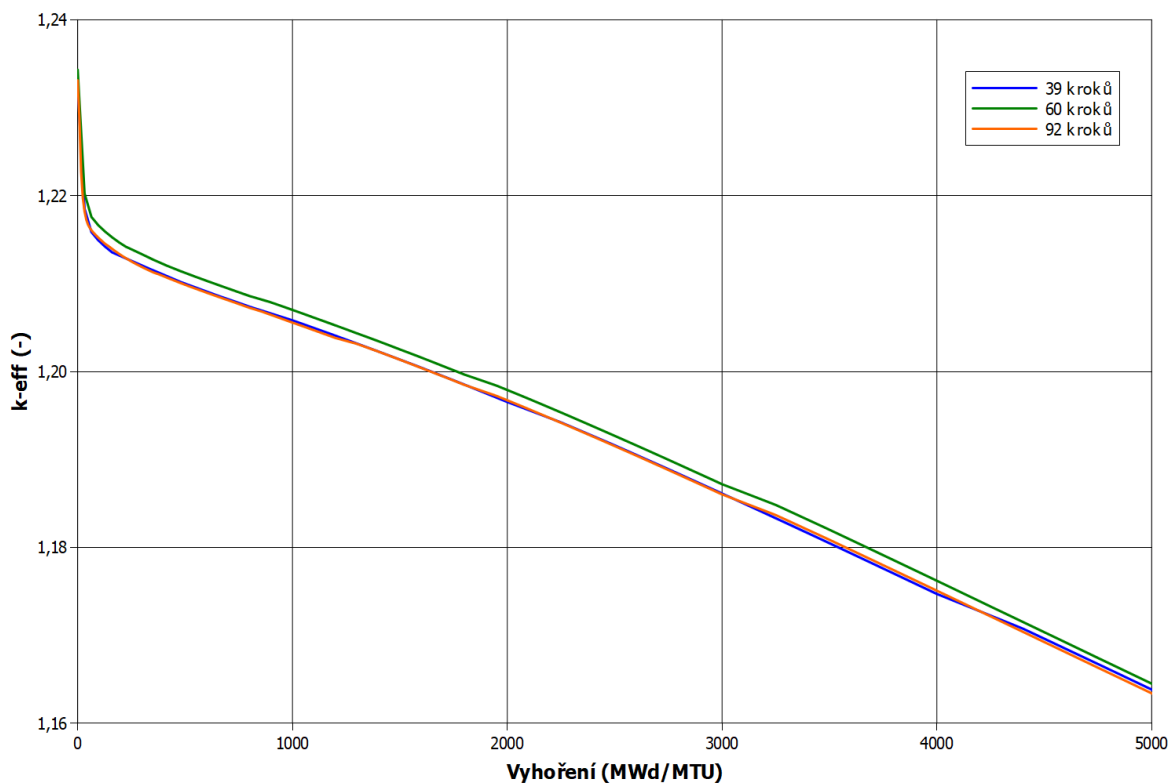


*Obr. P5: Porovnání výsledků výpočtů pro koncentraci 70 % Th + 30 % HfO<sub>2</sub>*

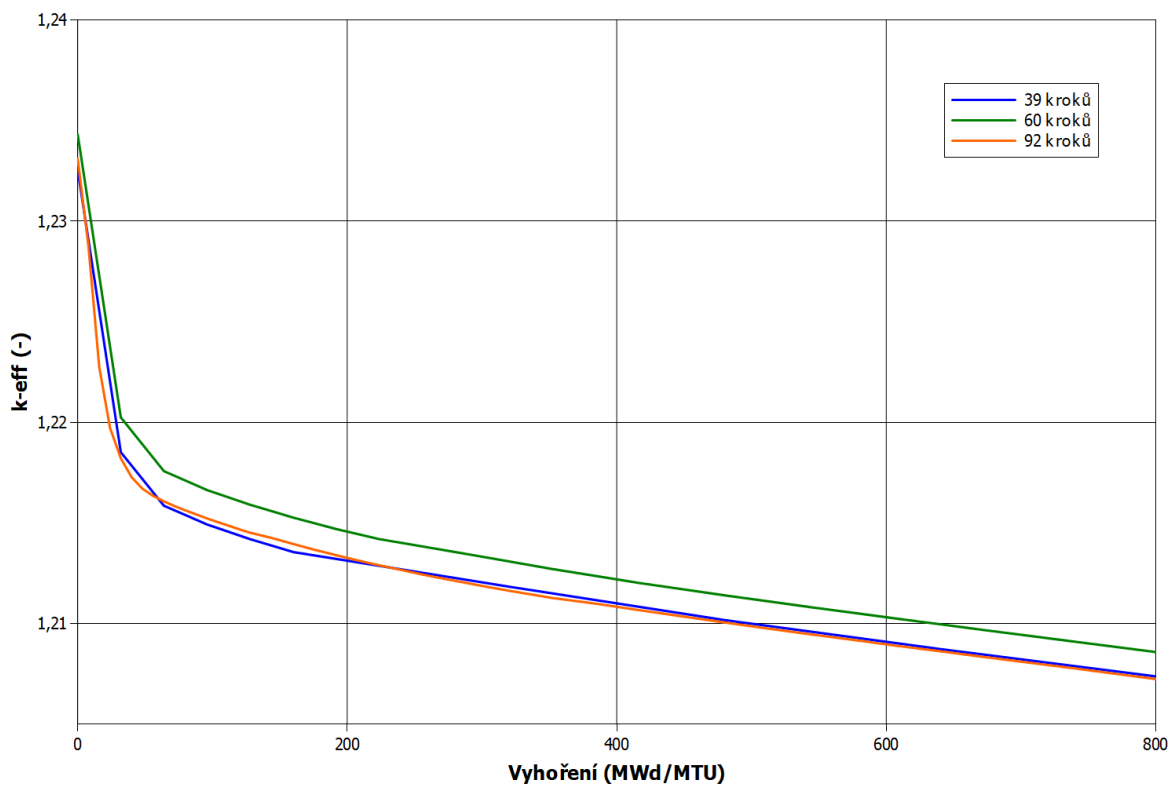


*Obr. P6: Porovnání výsledků výpočtů pro 70 % Th + 30 % HfO<sub>2</sub> v počátku vyhořívání*

### Koncentrace 60 % Th + 40 % HfO<sub>2</sub>

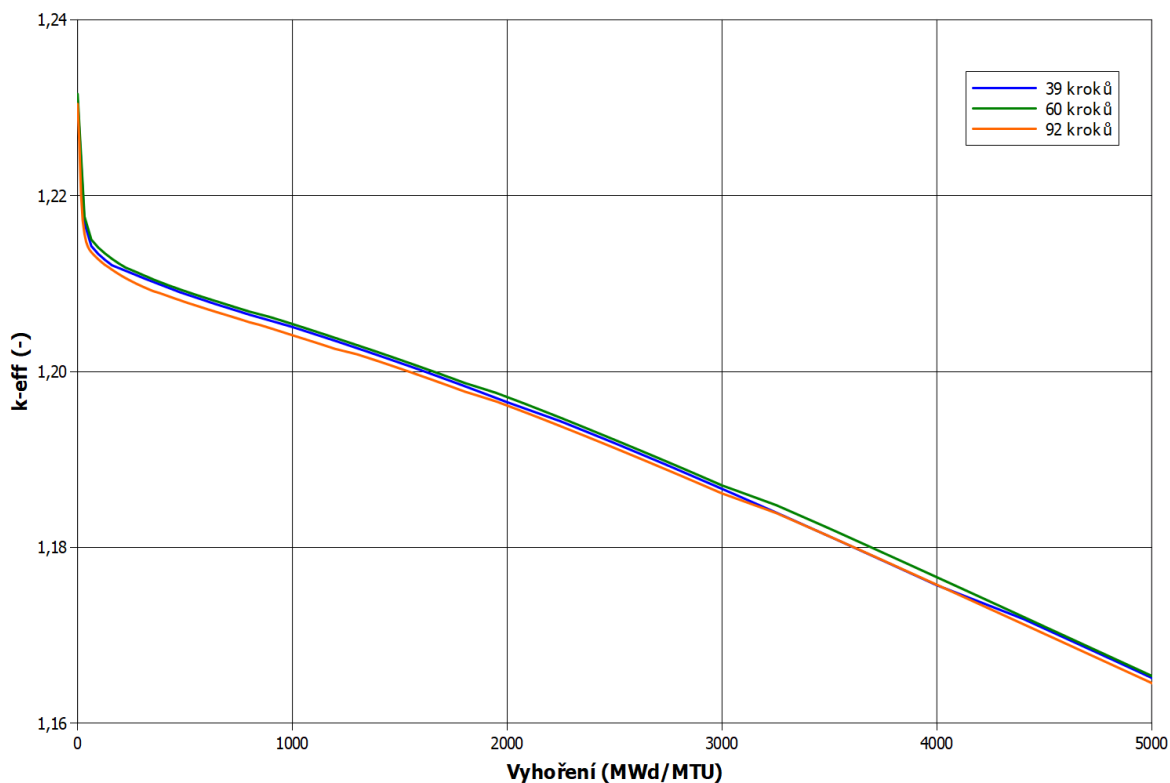


Obr. P7: Porovnání výsledků výpočtů pro koncentraci 60 % Th + 40 % HfO<sub>2</sub>

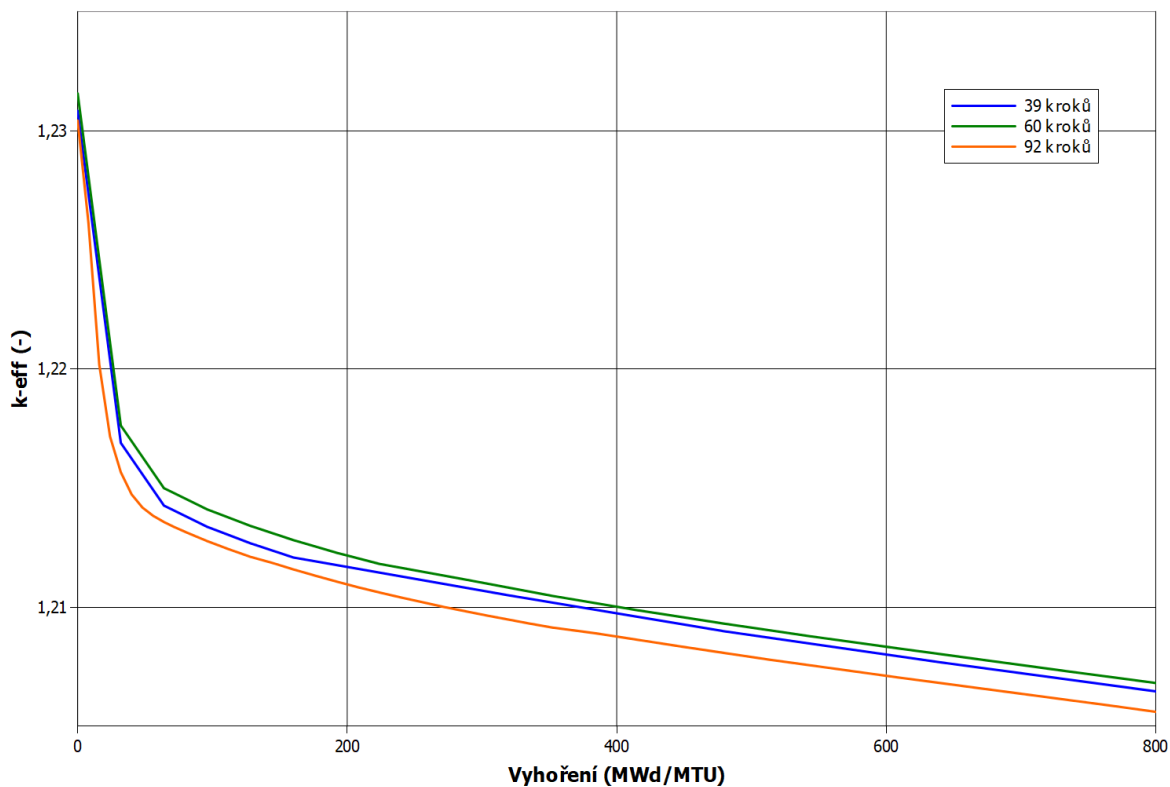


Obr. P8: Porovnání výsledků výpočtů pro 60 % Th + 40 % HfO<sub>2</sub> v počátku vyhořívání

### Koncentrace 40 % Th + 60 % HfO<sub>2</sub>

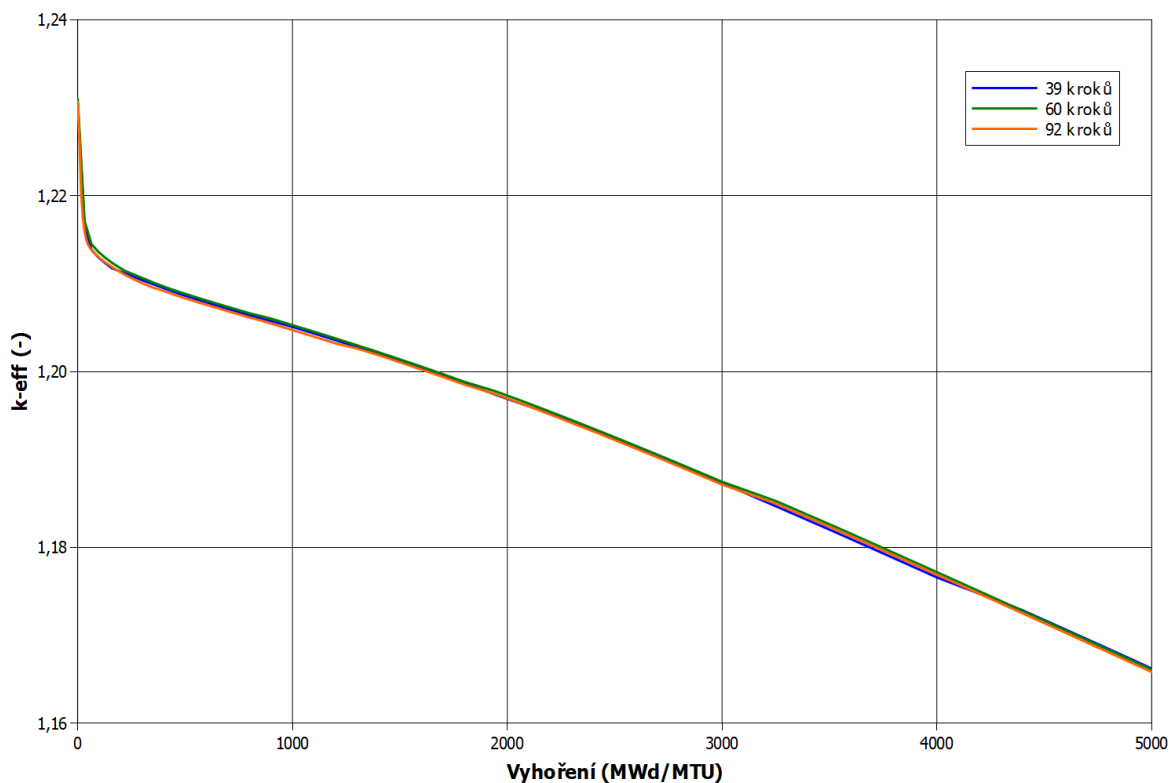


Obr. P9: Porovnání výsledků výpočtů pro koncentraci 40 % Th + 60 % HfO<sub>2</sub>

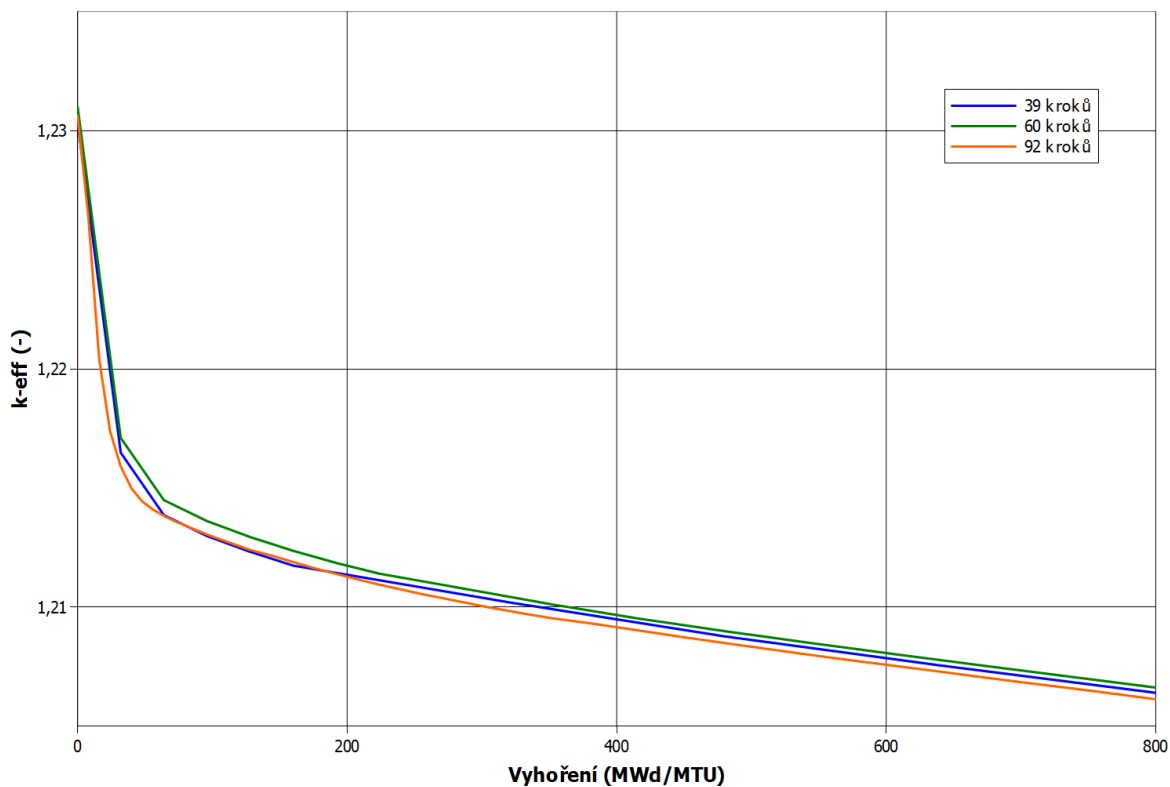


Obr. P10: Porovnání výsledků výpočtů pro 40 % Th + 60 % HfO<sub>2</sub> v počátku vyhořívání

### Koncentrace 30 % Th + 70 % HfO<sub>2</sub>

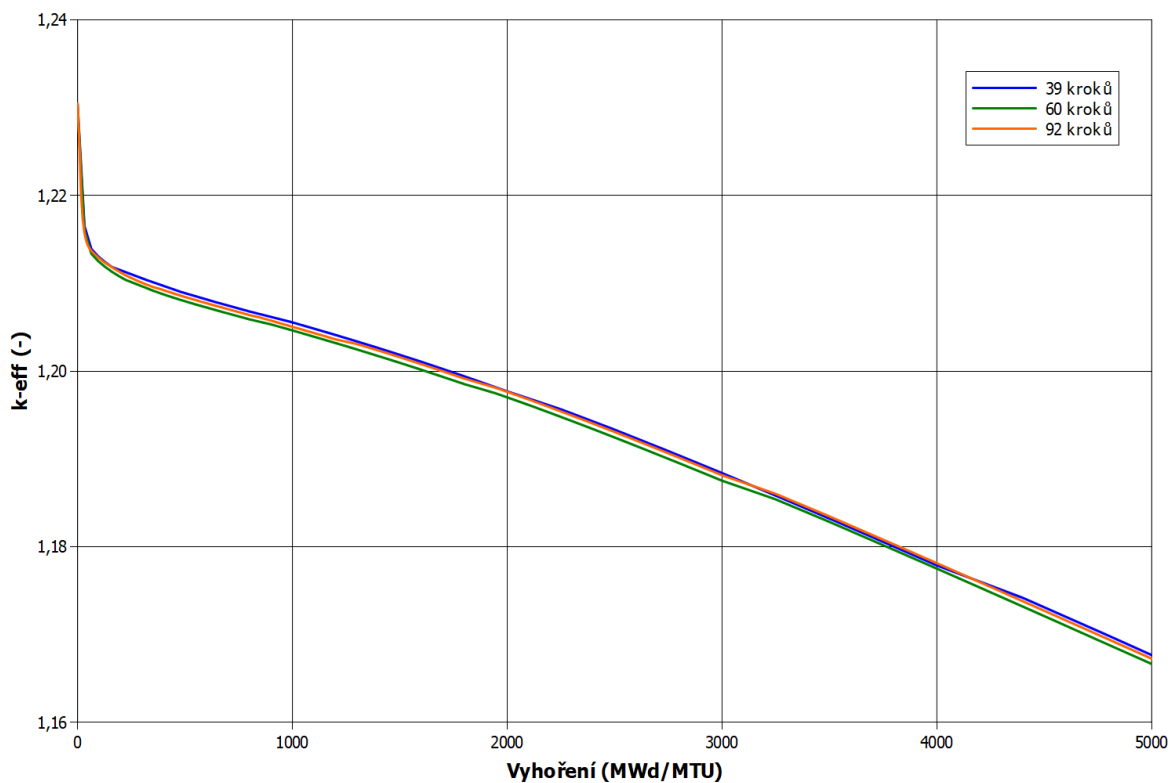


Obr. P11: Porovnání výsledků výpočtů pro koncentraci 30 % Th + 70 % HfO<sub>2</sub>

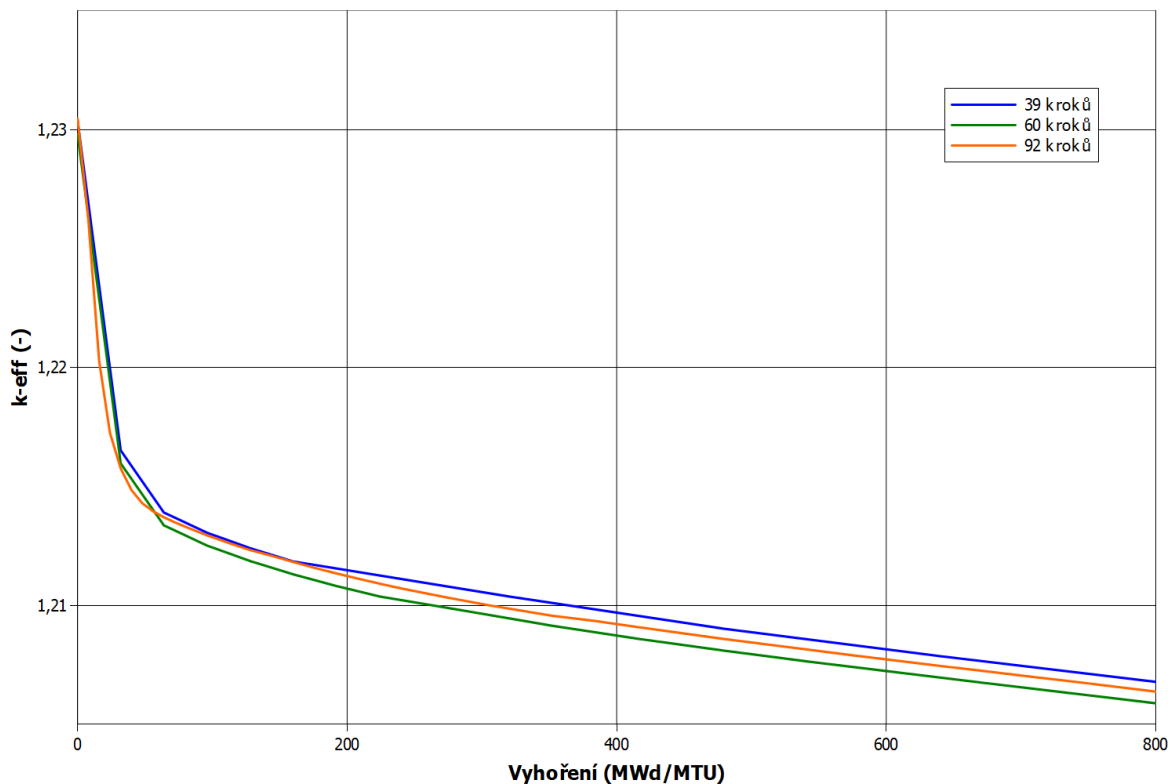


Obr. P12: Porovnání výsledků výpočtů pro 30 % Th + 70 % HfO<sub>2</sub> v počátku vyhořívání

### Koncentrace 20 % Th + 80 % HfO<sub>2</sub>

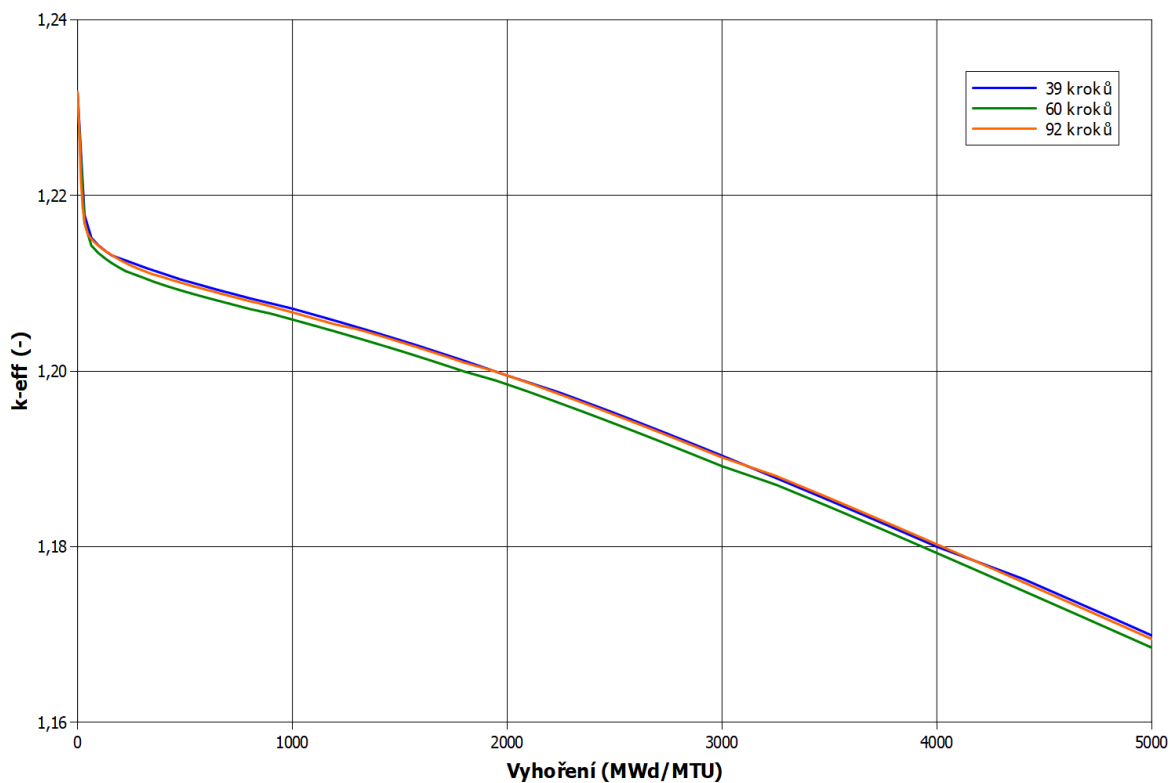


Obr. P13: Porovnání výsledků výpočtů pro koncentraci 20 % Th + 80 % HfO<sub>2</sub>

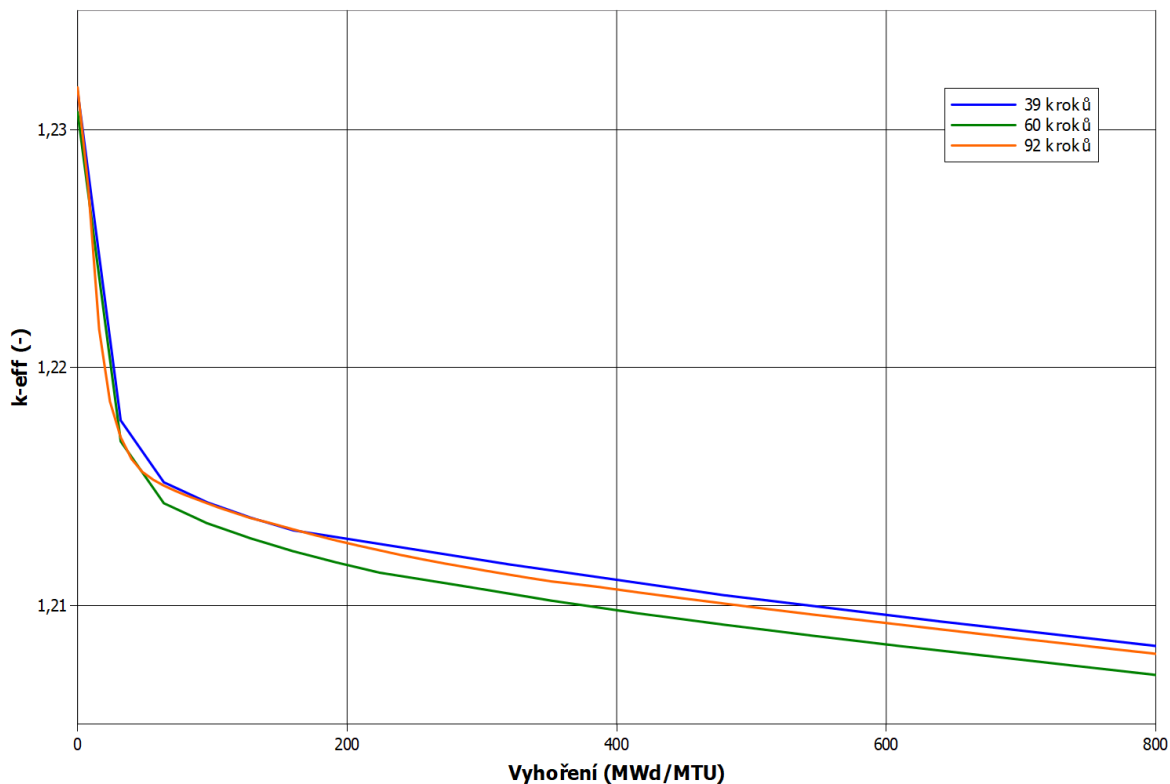


Obr. P14: Porovnání výsledků výpočtů pro 20 % Th + 80 % HfO<sub>2</sub> v počátku vyhořívání

### Koncentrace 10 % Th + 90 % HfO<sub>2</sub>



Obr. P15: Porovnání výsledků výpočtů pro koncentraci 10 % Th + 90 % HfO<sub>2</sub>



Obr. P16: Porovnání výsledků výpočtů pro 10 % Th + 90 % HfO<sub>2</sub> v počátku vyhořívání