



VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ

BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY

FAKULTA ELEKTROTECHNIKY A KOMUNIKAČNÍCH TECHNOLOGIÍ

FACULTY OF ELECTRICAL ENGINEERING AND COMMUNICATION

ÚSTAV ELEKTROENERGETIKY

DEPARTMENT OF ELECTRICAL POWER ENGINEERING

JADERNÉ PALIVO V PROVOZNÍCH PODMÍNKÁCH

NUCLEAR FUEL IN OPERATIONAL CONDITIONS

BAKALÁŘSKÁ PRÁCE

BACHELOR'S THESIS

AUTOR PRÁCE

AUTHOR

Tamara Konopová

VEDOUCÍ PRÁCE

SUPERVISOR

Ing. Karel Katovský, Ph.D.

BRNO 2016



Bakalářská práce

bakalářský studijní obor **Silnoproudá elektrotechnika a elektroenergetika**
Ústav elektroenergetiky

Studentka: Tamara Konopová

ID: 164920

Ročník: 3

Akademický rok: 2015/16

NÁZEV TÉMATU:

Jaderné palivo v provozních podmínkách

POKYNY PRO VYPRACOVÁNÍ:

1. Seznamte se s jadernými palivy současnosti, s jejich historickým vývojem a aktuálními trendy ve výzkumu a inovacích paliva.
2. Zpracujte rešerši světových výrobců jaderného paliva s ohledem na všechny části předního palivového cyklu.
3. Zaměřte se zejména na vyhořívající absorbatory, jejich použití, trendy vývoje a jejich význam.
3. Proveďte jednoduché výpočty a analýzy parametrů jaderného paliva.

DOPORUČENÁ LITERATURA:

podle pokynů vedoucího práce

Termín zadání: 13.6.2016

Termín odevzdání: 15.8.2016

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

Konzultant bakalářské práce:

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

UPOZORNĚNÍ:

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

Bibliografická citace práce:

KONOPOVÁ, T. *Jaderné palivo v provozních podmínkách*. Bakalářská práce. Brno: Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, 2016. 60 s. Vedoucí bakalářské práce Ing. Karel Katovský, Ph.D.

Jako autor uvedené bakalářské práce dále prohlašuji, že v souvislosti s vytvořením této bakalářské práce jsem neporušila autorská práva třetích osob, zejména jsem nezasáhla nedovoleným způsobem do cizích autorských práv osobnostních a jsem si plně vědoma 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.

Na tomto místě bych také ráda poděkovala svému vedoucímu práce Ing. Karlu Katovskému, Ph.D., za trpělivost a cenné rady při zpracování mé práce.

.....

Abstrakt

Tato práce se zabývá problematikou jaderného paliva. V práci je nejprve představeno jaderné palivo a jeho realizace pro jednotlivé typy reaktorů a je probrána jeho výroba včetně představení společností, zabývajících se výrobou tohoto paliva. Následně je probrána problematika jevů v palivu za provozu. V další části jsou představeny vyhořívající absorbatory a jednotlivé prvky, ze kterých se vyhořívající absorbatory realizují, dále je provedena analýza vyhořívajících absorbátorů pomocí demonstrativního výpočtu.

KLÍČOVÁ SLOVA: PWR; VVER; jaderné palivo; výroba jaderného paliva; jevy v palivu; vyhořívající absorbatory; gadolinium; erbium; hafnium; europium; dysprosium; bor

ABSTRACT

This thesis deals with the issue of nuclear fuel. Firstly, the problem of nuclear fuel in the implementation for certain reactors is presented. Production of nuclear fuel is introduced, which includes the performance of companies engaged in the production of this fuel. Secondly, the phenomena in the fuel burnup are discussed. Lastly, the burnable absorbers are mentioned and the analysis of burnable absorbers is carried out.

KEY WORDS: PWR; VVER; nuclear fuel; nuclear fuel cycle; phenomena of fuel burnup; burnable absorber; gadolinium; erbium; hafnia; europium; dysprosium; boron

OBSAH

SEZNAM OBRÁZKŮ.....	9
SEZNAM TABULEK	10
SEZNAM SYMBOLŮ A ZKRATEK.....	11
1 ÚVOD	12
2 JADERNÉ PALIVO	13
2.1 OBOHACENÍ PALIVA.....	13
2.2 MATERIÁLY PALIVA.....	13
2.3 CHEMICKÁ FORMA PALIVA	14
2.3.1 KOVOVÁ JADERNÁ PALIVA	14
2.3.2 KERAMICKÁ JADERNÁ PALIVA	15
2.4 POKRYTÍ PALIVA	16
2.5 VYHOŘÍVAJÍCÍ ABSORBÁTORY.....	17
3 PALIVA SOUČASNOSTI.....	18
3.1 TLAKOVODNÍ REAKTORY PWR (<i>PRESSURIZED LIGHT WATER MODERATED AND COOLED REACTOR</i>)	18
3.2 VARNÉ REAKTORY BWR (<i>BOILING LIGHT WATER MODERATED AND COOLED REACTOR</i>)	19
3.3 TĚŽKOVODNÍ REAKTORY PHWR (<i>PRESSURIZED HEAVY WATER MODERATED AND COOLED REACTOR</i>)	19
3.4 POKROČILÉ, PLYNEM CHLAZENÉ, GRAFITOVÉ REAKTORY AGR (<i>ADVANCED GAS COOLED, GRAPHITE MODERATED REACTOR</i>)	20
3.5 KANÁLOVÉ VARNÉ REAKTORY S GRAFITOVÝM MODERÁTOREM LWGR (<i>LIGHT WATER COOLED, GRAPHITE MODERATED REACTOR</i>)	21
3.6 RYCHLÉ MNOŽIVÉ REAKTORY FBR (<i>FAST BREEDER REACTOR</i>).....	21
3.7 VYSOKOTEPLTNÍ REAKTORY HTGR (<i>HIGH TEMPERATURE GAS COOLED REACTOR</i>).....	22
4 PALIVOVÝ CYKLUS.....	23
4.1 PŘEDNÍ ČÁST PALIVOVÉHO CYKLU.....	23
4.1.1 TĚŽBA A ZPRACOVÁNÍ URANOVÉ RUDY	23
4.1.2 KONVERZE	26
4.1.3 OBOHACENÍ	27
4.1.4 FABRIKACE	29
4.2 SPOLEČNOSTI ZABÝVAJÍCÍ SE VÝROBOU PALIVA.....	31
4.2.1 AMERIKA	31
4.2.2 EVROPA.....	31
4.2.3 ASIE	32
5 JEVY V PALIVU PŘI VYHOŘÍVÁNÍ.....	34
5.1 ROZPÍNÁNÍ PALIVA	34
5.2 ZHUTŇOVÁNÍ PALIVA.....	34
5.3 RŮST PALIVOVÉHO ZRNA	35

5.4 NABÝVÁNÍ OBJEMU PALIVA (NAPUCHÁNÍ – SWELLING)	35
5.5 PLYNNÉ NABÝVÁNÍ OBJEMU PALIVA (GASSEOUS SWELLING)	35
5.6 TVRDNUTÍ, KŘEHNUTÍ A KOROZE POKRYTÍ	36
5.7 VYDOUVÁNÍ POKRYTÍ	36
5.8 ÚNAVA POKRYTÍ.....	36
5.9 MECHANICKÉ INTERAKCE MEZI PALIVEM A POKRYTÍM	36
5.10 CHEMICKÉ INTERAKCE MEZI PALIVEM A POKRYTÍM	38
5.11 ZTENČOVÁNÍ POKRYTÍ - KOROZE, EROZE A ROZPOUŠTĚNÍ POKRYTÍ	38
5.12 ZFORMOVÁNÍ VYSOCE VYHOŘELÉ STRUKTURY (HIGH BURN-UP STRUCTURE)	38
6 VYHOŘÍVAJÍCÍ ABSORBÁTORY	40
6.1 BÓR	41
6.1.1 BORID ZIRKONIA - ZrB_2	41
6.1.2 KARBID BÓRU – B_4C	41
6.2 GADOLINIUM	41
6.3 ERBIUM	43
6.4 HAFNIUM	44
6.5 EUROPIUM	45
6.6 DYSPROSIUM	45
7 ANALÝZA VYHOŘÍVÁNÍ ABSORBÁTORŮ.....	47
7.1 GADOLINIUM	49
7.2 ERBIUM	51
7.3 HAFNIUM	53
7.4 EUROPIUM	55
7.5 DYSPROSIUM	57
8 ZÁVĚR.....	59
POUŽITÁ LITERATURA	60

SEZNAM OBRÁZKŮ

Obr. 2.1 Výroba plutonia ^{239}Pu	13
Obr. 2.2 Výroba uranu ^{233}U	13
Obr. 2.3 Distribuce teploty po průřezu palivové pelety	15
Obr. 3.1 Palivová kazeta PWR	18
Obr. 3.2 Palivová kazeta VVER	19
Obr. 3.3 Palivová kazeta BWR	19
Obr. 3.4 Palivový článek CANDU	20
Obr. 3.5 Palivový článek AGR	20
Obr. 3.6 Palivový článek RBMK	21
Obr. 3.7 Palivový článek FBR	21
Obr. 3.8 Palivová částice HTRG	22
Obr. 4.1 Povrchový důl Ranger v Austrálii	23
Obr. 4.2 Produkce uranu v roce 2015	24
Obr. 4.3 Schéma difuze	28
Obr. 4.4 Schéma centrifugy	28
Obr. 4.5 Vyhotovená peleta	30
Obr. 4.6 Palivová tyč (proutek)	30
Obr. 4.7 Distanční mřížky	30
Obr. 5.1 Idealizovaně popraskaná a zdeformovaná peleta	34
Obr. 5.2 Peleta a pokrytí v průběhu ozařování	37
Obr. 5.3 Peleta zdeformovaná praskáním	37
Obr. 5.4 Restrukturalizace paliva	39
Obr. 5.5 Restrukturalizace paliva	39
Obr. 6.1: Rozložení palivových proutků v souboru Gd-2M+	43
Obr. 7.1: Změna koncentrace gadolinia v průběhu času	49
Obr. 7.2: Změna koncentrace erbia v průběhu času	51
Obr. 7.3: Změna koncentrace hafnia v průběhu času	53
Obr. 7.4: Změna koncentrace europia v průběhu času	55
Obr. 7.5: Změna koncentrace dysprosia v průběhu času	57

SEZNAM TABULEK

Tab. 4.1 Procentuální podíly těžby uranu v roce 2015	25
Tab. 4.2 Největší uranové doly světa	25
Tab. 4.3 Podíl obohacovacích metod	26
Tab. 6.1 Účinné průřezy bóru	41
Tab. 6.2 Účinné průřezy gadolinia	42
Tab. 6.3 Účinné průřezy erbia	43
Tab. 6.4 Účinné průřezy hafnia	44
Tab. 6.5 Účinné průřezy europia	45
Tab. 6.6 Účinné průřezy dysprosia	46
Tab. 7.1: Změna koncentrace gadolinia	50
Tab. 7.2: Změna koncentrace erbia	52
Tab. 7.3: Změna koncentrace hafnia	54
Tab. 7.4: Změna koncentrace europia	56
Tab. 7.5: Změna koncentrace dysprosia	58

SEZNAM SYMBOLŮ A ZKRATEK

AGR	(<i>Advanced Gas-cooled Reactor</i>) Pokročilý plynem chlazený grafitem moderovaný reaktor	
BWR	(<i>Boiling Water Reactor</i>) Lehkovodní varný reaktor	
CANDU	(<i>Canada Deuterium Uranium</i>) Kanadský těžkovodní reaktor	
EDU	Jaderná elektrárna Dukovany	
ETE	Jaderná elektrárna Temelín	
FBR	(<i>Fast Breeder Reactor</i>) Rychlý množivý reaktor	
HEU	(<i>Highly Enriched Uranium</i>) Silně obohacené palivo	
HTGR	(<i>High Temperature Gas Cooled Reactor</i>) Vysokoteplotní plynem chlazený reaktor	
MAGNOX	Typ reaktoru GCR používaný ve Velké Británii, Francii, Itálii a Japonsku	
MOX	(<i>Mixed Oxide Fuel</i>) Palivo ze směsi oxidů uranu a plutonia	
ISL	(<i>In-Situ Leaching</i>) Těžba chemickým loužením	
LEU	(<i>Low Enriched Uranium</i>) Nízce obohacené palivo	
LWGR	(<i>Light Water Graphite Reactor</i>) Lehkovodní reaktor moderovaný grafitem	
PHWR	(<i>Pressurized Heavy Water Reactor</i>) Tlakovodní reaktor moderovaný těžkou vodou	
PWR	(<i>Pressurized Water Reactor</i>) Tlakovodní reaktor	
RBMK	(<i>Reaktor Bolšoj Moščnosti Kanalnyj</i>) Varný grafitový reaktor chlazený	
SEU	(<i>Slightly Enriched Uranium</i>) Slabě obohacené palivo	
VVER	(<i>Vodo-Vodjanoj Energetičeskij Reaktor</i>) Tlakovodní reaktor východní koncepce	
A_r	Relativní atomová hmotnost	-
m_u	Atomová hmotnostní konstanta	kg
N_x	Počet částic	-
P	Tepelný výkon	MW
T	Teplota	°C
$T_{1/2}$	Poločas rozpadu	s
σ	Účinný průřez	Barn; 10^{-28}m^2

1 ÚVOD

Od první laboratorní štěpné reakce, kterou provedl Otto Hahn společně s Fritzem Strassmannem v Berlíně v roce 1938 a která byla důkazem rozpadu prvku (tedy jaderného štěpení), uplynulo bezmála osmdesát let. O čtyři roky později, pod vedením italského fyzika Enrica Fermiho proběhlo spuštění prvního jaderného reaktoru na světě. Oproti ostatním energetickým zdrojům se tedy jedná o technologii celkem novou. K výzkumu štěpné reakce významně přispěla druhá světová válka a možné využití jaderných štěpných reakcí k vojenským účelům. První reaktory byly primárně určené na výrobu plutonia pro vojenské účely - tedy pro vývoj atomové bomby, což se povedlo (vynálezce jaderného štěpení Otto Hahn považoval aplikaci svého výzkumu na výrobu jaderných zbraní za jeho zneužití). Až poté byl spuštěn energetický (mírový) výzkum využití štěpné reakce, jehož výsledkem bylo připojení první jaderné elektrárny na síť v roce 1954 (Obninsk, Rusko). Za 64 let komerčního využívání jaderné energie zažila jaderná energetika mnoho více či méně úspěšných pokusů o zdokonalení využívání energie z jádra [4].

Jaderná energie je ale při dnešní spotřebě elektrické energie nepostradatelným zdrojem a ani ti největší odpůrci nemohou popřít, že se stále jedná o jednu z nejšetrnějších (jen v oblasti emisí ušetří jaderné elektrárny každoročně životní prostředí od zhruba 2 miliard tun CO₂ - bez jaderné energetiky by v Evropské unii stouply emise oxidu siřičitého o 100 % a oxidů dusíku o 95 % [4]) a nejperspektivnějších metod výroby elektrické energie. A tak, i přes nemalý odpor některých skupin či států, je k dubnu roku 2016 provozováno 444 reaktorů s celkovým elektrickým výkonem 386 GWe [13]. Jaderná energetika je zkrátka pro trvale udržitelný vývoj moderní průmyslově rozvinuté společnosti zcela zásadní a proto má smysl se jí zabývat.

Tato práce pojednává o jaderném palivu, dává si za cíl seznámit čtenáře se základními typy paliv, jejich realizaci v aplikaci pro jednotlivé typy reaktorů, případným využitím vyhořívajících absorbátorů a jevům v palivu při jejich pobytu v reaktoru. V závěru práce je provedena analýza vyhořívání zmíněných vyhořívajících absorbátorů.

2 JADERNÉ PALIVO

Za jaderné palivo označujeme takové palivo, ve kterém se jadernými reakcemi přeměňuje část jaderné energie na teplo, to se děje štěpením jader nebo fúzí jader. V současné době je v energetice využíván první způsob - štěpení jader těžkých prvků. V budoucnosti snad bude možné energetické využití termojaderné fúze (syntézy lehkých jader).

V zásadě můžeme jaderná paliva dělit podle několika kritérií, např. podle:

- Obohacení paliva;
- Materiálu paliva (štěpného izotopu);
- Chemické formy paliva;
- Materiálu pokrytí paliva;
- Typu použitého vyhořívajícího absorbátoru.

2.1 Obohacení paliva

Obohacením se rozumí zvýšení koncentrace štěpného izotopu prvku v palivu. Podle stupně obohacení rozlišujeme:

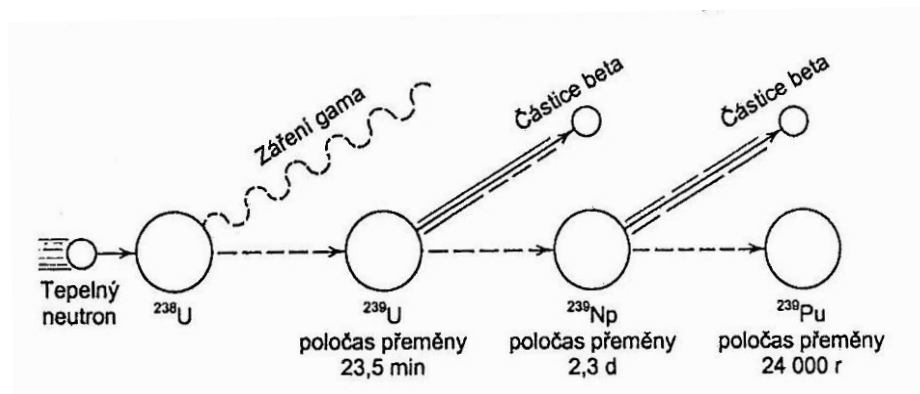
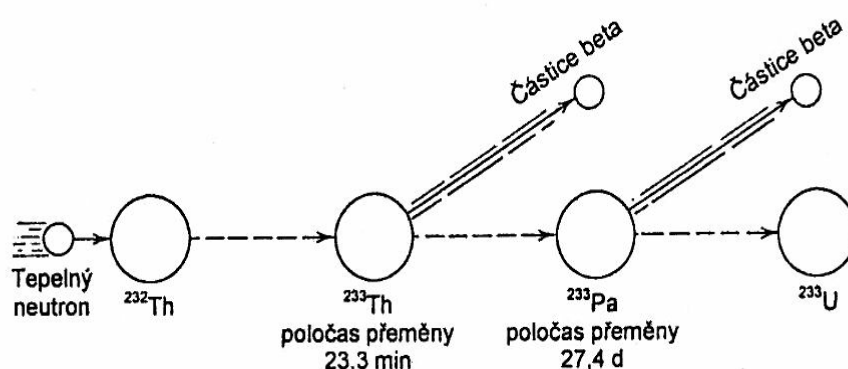
- Přírodní palivo – přírodní obsah uranu ^{235}U v uranové rudě je asi 0,71 %, přírodně obohacený uran využívají například CANDU reaktory.
- Slabě obohacené palivo (*Slightly enriched uranium* SEU) – palivo obohacené do 5 %, takovéto palivo se používá ve většině energetických reaktorů.
- Nízce obohacené palivo (*Low enriched uranium* LEU) – palivo obohacené do 20 %, běžně se používá ve výzkumných a experimentálních reaktorech.
- Silně obohacené palivo (*Highly enriched uranium* HEU) – palivo, které má obohacení 20 % a více (až do 93 %), takovéto palivo využívají některé výzkumné reaktory a rychlé reaktory.

2.2 Materiály paliva

Aktivní materiály palivových článků se dělí do dvou skupin:

- štěpné materiály (materiály zajišťující štěpnou reakci);
- množivé materiály (materiály zajišťující vznik nového jaderného paliva).

Mezi štěpné materiály patří materiály, které obsahují jeden ze tří štěpitelných izotopů uranu nebo plutonia, a to ^{235}U , ^{233}U nebo ^{239}Pu , a ty zajišťují průběh samotné štěpné reakce. Ze zmíněných tří izotopů se pouze ^{235}U nachází v přírodě (výskyt v přírodním uranu v koncentraci 0,712 % hmotnostních), a proto se nazývá primárním štěpným materiálem. Plutonium ^{239}Pu se vyskytuje v přírodě v uranové rudě, avšak jeho koncentrace v uranu je tak malá, že je zanedbatelná (kvůli kratšímu poločas rozpadu $T_{1/2} = 24\,100$ let se všechen již rozpadl a jeho koncentrace, která je v řádech 10^{-14} a je způsobená přirozeným radioaktivním rozpadem[16]), proto se ^{239}Pu , stejně jako ^{233}U , vyrábí uměle, a to ozařováním v reaktoru (schéma výroby ^{239}Pu , resp. ^{233}U je naznačeno na obr. 2.1, resp. 2.2). Oba tyto izotopy se proto nazývají sekundárními štěpnými materiály [7,3,5]

Obr. 2.1: Výroba plutonia ^{239}Pu [5].Obr. 2.2: Výroba uranu ^{233}U [5].

Mezi množivé materiály patří uran ^{238}U (jehož výskyt v přírodním uranu je v koncentraci 99,282 % hmotnostních) a thorium ^{232}Th (jehož výskyt v přírodním thoriu je 100 % hmotnostních). Tyto materiály jsou surovinou pro výrobu sekundárních štěpných materiálů [7].

Během provozu jaderného reaktoru nastává postupné vyhořívání štěpného materiálu a klesá reaktivita. Pokles reaktivity kompenzuje přeměna množivých materiálů na štěpné materiály, které se dále štěpí, tato kompenzace nahrazuje ztrátu reaktivity vyhořením, ale pouze do určité míry.

2.3 Chemická forma paliva

Dvě základní formy paliv jsou kovová paliva a oxidická paliva. Použití nitridů a karbidů jako formy paliva je ve fázi výzkumu.

2.3.1 Kovová jaderná paliva

Prvním použitým palivem v aplikaci pro energetické reaktory byl kovový uran přírodního izotopického složení. Ovšem kovový uran ve svém přírodním izotopickém složení je z hlediska svých metalografických vlastností (tzn. vlastností souvisejících s vnitřní strukturou materiálu) velmi špatným materiálem pro využití v energetickém reaktoru [7].

Použití kovových paliv je výhodné z důvodu vysoké hustoty štěpného materiálu, a tedy vysokého makroskopického průřezu pro štěpení, a dobré tepelné vodivosti. Další výhodou je, že kovové palivo je samonosné. Nevýhodou kovových paliv (uranu i plutonia) je vysoký radiální a objemový růst (mezní teplota použití kovových paliv je do 500 °C, limitní je teplota středu paliva

660 °C [7]). Kvůli těmto nevýhodám našlo kovové palivo využití zejména u první generace grafitových plynem chlazených reaktorů (MAGNOX). V dnešní době se tento typ paliva již nepoužívá a jeho vývoj byl zastaven. Poslední reaktor typu MAGNOX ve Velké Británii ukončil svoji výrobu v prosinci 2015[13].

Kovový uran byl použit u první československé jaderné elektrárny typu A1 v Jaslovských Bohunicích.

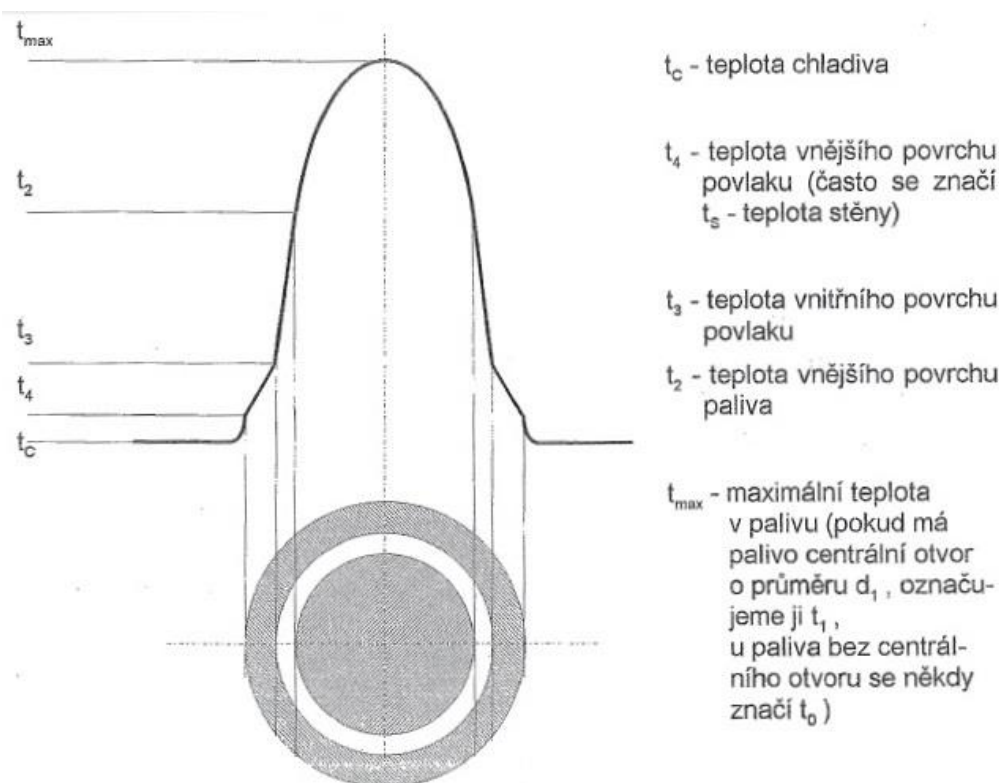
2.3.2 Keramická jaderná paliva

V začátku používání keramických paliv byla keramická paliva určena pro reaktory o vyšších výkonech a vyšších provozních teplotách (kovová paliva v tomto směru nevyhovují), tedy pro tepelné reaktory typu BWR, PWR, HTGR a pro rychlé reaktory.

Keramickým palivem se rozumí:

- oxidy uranu, plutonia nebo thoria, případně jejich směsi;
- karbidy, sulfidy, fosfidy, nitridy a silicidy uranu, plutonia či thoria a jejich směsi;
- disperzní částice v matici z grafitu nebo neštěpného kovu.

Cílem vývoje keramických paliv bylo zajistit vysoké vyhoření při malém objemovém růstu při použití ve vysokoteplotních reaktorech. Výhodou keramických paliv je tedy vysoká teplota tavení. Jejich nevýhodou jsou horší tepelné vlastnosti, zejména nízký součinitel tepelné vodivosti, který způsobuje velké rozdíly v teplotě palivového článku v centru a na okraji. Zatímco na okraji článku je teplota asi 350 °C až 500 °C, ve středu článku může být až 1200 °C. Teplota klesá parabolicky v závislosti na vzdálenosti od středu pelety (viz obr. 2.3), což je důvodem, proč při ozařování nastávají směrem po průřezu článku strukturální změny a růst zrn v radiálním směru [5,7].



Obr. 2.3: Distribuce teploty po průřezu palivového elementu [32]

Nejpoužívanějším keramickým palivem je oxid uraničitý UO_2 , který se používá především v reaktorech typu BWR a PWR. Objemový růst UO_2 při vyhořívání závisí na uvolňování plynných štěpných produktů ($\text{Xe} + \text{Kr}$). Objemový růst je asi dvanáctkrát menší než u kovových paliv.

Dalším používaným keramickým palivem je směsné palivo označované jako palivo MOX (mixed oxide) – kombinace oxidu uraničitého a oxidu plutoničitého (UO_2 a PuO_2). Uran se často používá z přepracovaného paliva, ochuzeného paliva nebo přírodního uranu. To je obohaceno plutoniem maximálně na 10 % hmotnostních. Palivo MOX má přibližně stejné vlastnosti jako mírně obohacený UO_2 , proto se dá používat i v lehkovodních reaktorech (nejvíce se však používá toto palivo do rychlých reaktorů). Komerčně se využívá od osmdesátých let a v současné době palivo MOX částečně využívá kolem 40 reaktorů na světě (MOX palivo tvoří třetinu vsázky). Jeho použití nabývá na významu a dá se předpokládat, že jeho využití bude v budoucnu stoupat.[5,12]

2.4 Pokrytí paliva

Povlakové materiály pokrytí paliva chrání palivový článek před přímým stykem s pracovním prostředím a současně brání pronikání štěpných produktů z paliva do chladiva, u keramických paliv zároveň plní nosnou funkci. Hlavními požadavky na povlakové materiály jsou:

- Malá absorpce neutronů (materiál musí mít nízký účinný průřez pro záchyt neutronů);
- Radiační a chemická (korozní) stabilita v provozních podmínkách po celou dobu provozu, přitom je třeba uvažovat jak vnější (ze strany chladiva), tak vnitřní (ze strany paliva) působení;
- Vysoká tepelná vodivost;
- Konstrukční odolnost a mechanická pevnost.

V praxi se u energetických reaktorů používají různé slitiny. Použití se volí podle chemického složení paliva, chemického složení chladiva, provozní teploty apod.

Používají se **slitiny hořčíku**, a to u paliva, kde pokrytí nemá nosnou funkci. Používá se tedy pro kovový uran a plynem chlazené reaktory. Známa hořčíková slitina je například Magnox A 12, která, jak název napovídá, byla používána u některých reaktorů typu MAGNOX (např.: u první britské jaderné elektrárny Calder Hall. [7]

Dalším využívaným materiálem jsou **nerezavějící oceli**, ty se využívají pro keramická paliva a plynem chlazené reaktory při vyšších teplotách a u rychlých reaktorů chlazených tekutým sodíkem. Využívají se tam, kde pokrytí má nosnou funkci.

Pro nejvyšší teploty chladiva je nutno jako povlakový materiál použít **grafit**. Ten se používá u vysokoteplotních reaktorů. [7]

Slitiny zirkonia se používají pro keramická paliva a vodou (jak těžkou, tak lehkou) chlazené reaktory. Jsou využívány u paliv, kde pokrytí má nosnou funkci.

Slitiny zirkonia se využívají u tlakovodních reaktorů (pouze v případě prvních tlakovodních reaktorů bylo pokrytí vyrobeno z nerezavějící oceli), kde slitinu tvoří zirkonium spolu s příměsí dalších různých kovů pro zlepšení odolnosti (například příměsí cínu, niobu, železa nebo chromu v různých kombinacích a procentuálních zastoupeních). Složení povlakových trubek se liší u reaktorů „západní“ konstrukce PWR a „východní“ konstrukce VVER z důvodu jiného chemického režimu chladicí vody. Přidáváním bóru do vody kvůli regulaci reaktivity se snižuje

její pH, které je potřeba kompenzovat, takže zatímco u reaktorů PWR se proto do vody přidává hydroxid lithný LiOH, tak u reaktorů VVER se snížené pH kompenzuje směsí hydroxidu draselného KOH a hydroxidu amonného NH₄OH. Tyto sloučeniny mají výrazný vliv na korozi zirkoniových slitin. [3,18,32]

U reaktorů VVER se povlakové trubky začaly vyrábět jako slitina zirkonia s jedním váhovým procentem niobu (obsahuje i 0,01 % hafnia, které v přírodě doprovází zirkonium), dnes označovaná jako E110. Tato sloučenina se používá i v dnešní době. U reaktorů PWR vzniklo v průběhu času množství zirkoniových sloučenin snažících se odstranit nedostatky nejčastěji používané sloučeniny ZIRCALOY-4 (slitina zirkonia s 1,45 % zastoupením cínu, 0,21 % zastoupení železa a 0,1 % zastoupení chromu), které se však komerčně neujaly - za zmínku stojí sloučenina ZIRLO amerického výrobce Westinghouse, sloučenina M5 francouzské AREVY a sloučenina MDA japonské společnosti Mitsubishi, které byly oproti ZIRCALOY-4 charakteristické obsahem niobu v zastoupení 0,5 – 1,0 % váhových [18].

2.5 Vyhořívající absorbátory

Vyhořívající absorbátory dlouhodobě kompenzují přebytek reaktivity v palivu tak, aby došlo k výkonovému vyrovnání v palivovém souboru a aby se co nejvíce snížily neutronové dávky na reaktorovou nádobu. Mimo jiné zvyšují bezpečnost při přepravě a skladování čerstvého paliva.

Za vyhořívající absorbátory jsou považovány izotopy s vysokým účinným průřezem pro absorpci tepelných neutronů, ty se po absorbování neutronu změny na jiný izotop s malým účinným průřezem pro absorpci - tím přestanou pohlcovat neutrony.

Provedení vyhořívajícího absorbátoru může být dvojitě a to:

- Integrovaný;
- Diskrétní (blokový).

V případě integrovaného provedení vyhořívajícího absorbátoru se jedná o tenkou vrstvu absorbátoru, která se nachází přímo na palivových tabletách, nebo je jejich součástí. Blokový vyhořívající absorbátor tvoří celé proutky, kterými se v palivovém souboru nahradí některé palivové proutky.

Materiálem absorbátoru, jak již bylo řečeno, musí být vhodný izotop s dostatečně vysokým účinným průřezem pro záchyt tepelných neutronů. V současnosti se používá jen pár typů vyhořívajících absorbátorů, těmi jsou například sloučeniny:

- Gadolinia – například sloučenina Gd₂O₃ – používá se jako blokový absorbátor, využívají ho reaktory VVER a BWR;
- Bóru – například absorbátor ZrB₂ – známý pod názvem IFBA, jedná se o integrovaný absorbátor, využívají ho reaktory PWR, VVER;
- Erbium – například absorbátor Er₂O₃ – absorbátor využívaný tlakovodními reaktory, který, pokud je proveden jako blokový, je v současné době nahrazován gadoliniovými absorbátory.

O dalších typech vyhořívajících absorbátorů pojednává kapitola 6. [21,27]

3 PALIVA SOUČASNOSTI

V této kapitole jsou uvedeny konkrétní realizace konstrukčního a materiálového provedení jaderného paliva pro jednotlivé typy reaktorů, používaných v současnosti.

3.1 Tlakovodní reaktory PWR (*Pressurized light water moderated and cooled reactor*)

Aktivní zóna tlakovodních reaktorů je složena z palivových článků (kazet) hexagonálního či čtvercového průřezu tak, že její průřez má přibližně válcový tvar.

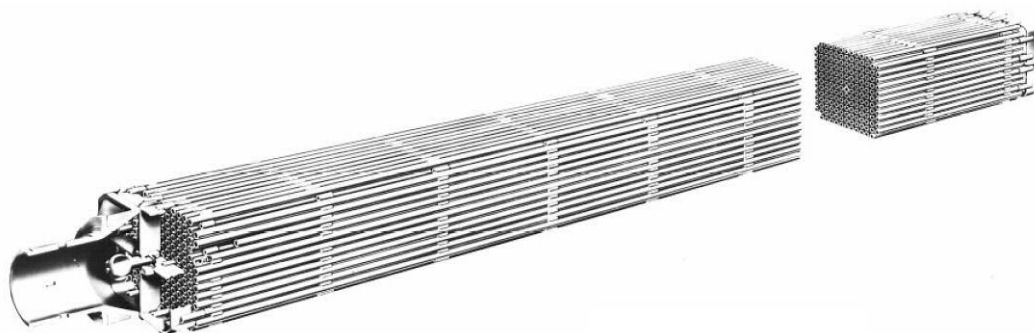
Palivové články jsou složeny z několika set palivových tyčí (elementů), uspořádaných v přesně definované trojúhelníkové nebo čtvercové mříži. Palivové tyčky jsou upevněny pomocí distančních elementů (mřížek) a v nosné kazetě, která představuje konstrukční celek.

Palivová tyč je tvořena hermetickou trubkou (pokrytím) ze zirkoniové slitiny, ve které jsou naskládány válcové palivové pelety z oxidu uraničitého (UO_2) mírně obohaceného uranem ^{235}U (3,1 – 4,95 %), případně palivem MOX. Pelety jsou naskládány ve sloupci a stlačené pružinou, která je umístěná v horní části trubky, kde se pak v průběhu vyhořívání hromadí uvolněné plynné produkty z pelet. Palivové tyče jsou natlakovány heliem, které snižuje namáhání pokrytí vnějším přetlakem a zlepšuje přenos tepla v mezeře mezi peletami a povlakem.

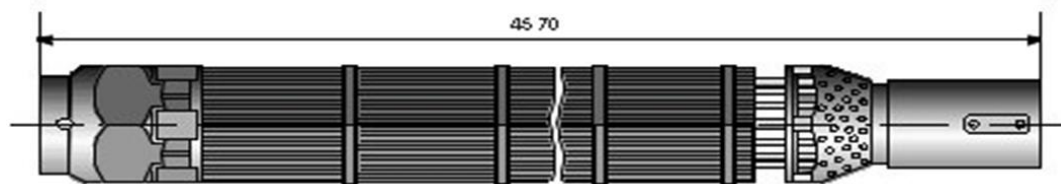
Palivo se mění kampaňovitě po 12 až 18 měsících s celkovou délkou kampaně 3 až 6 let.

Mezi tlakovodními reaktory východní koncepce (VVER) a západní koncepce existuje pár rozdílů:

- Palivové tablety VVER se od západních liší válcovým otvorem uprostřed pelety, který je proveden u všech tablet, západní pelety mají pouze čoučkovitě vydutá čela. Toto rozdělení neplatí už tak striktně, EDU používá tablety s čoučkovitě vydutým čelem.
- Palivové tyče se vyrábí z odlišných materiálů, jak už bylo řešeno, viz kap. 2.4. Zatímco u VVER je to slitina E110 (někdy označována jako H1), tak u západních reaktorů se používá slitina ZIRCALOY-4.
- Geometrie mřížky je rozdílná, zatímco u západní koncepce je mříž čtvercová, u VVER je trojúhelníková.
- Průměrné obohacení paliva je u VVER vyšší než u západní koncepce, což je také důsledkem menších rozměrů reaktorů VVER. [1,9,28]



Obr. 3.1: Palivová kazeta PWR [9]



Obr. 3.2: Palivová kazeta VVER 1000 [9]

3.2 Varné reaktory BWR (*Boiling light water moderated and cooled reactor*)

Základní modul aktivní zóny sestává ze čtyř palivových článků (kazet), mezi nimiž je umístěná absorpční tyč s průřezem tvaru kříže. Palivová kazeta má čtvercový řez. Každý palivový článek obsahuje 6x6 až 10x10 palivových tyčí (elementů).

Palivová tyč je tvořena hermetickou trubkou ze slitiny ZIRCALOY-2. (slitina ZIRCALOY-2 je méně odolná než ZIRCALOY-4, což u BRW nepředstavuje problém z důvodu příznivějších podmínek v reaktoru - nižší tlak, nižší teplota, kratší kampaně). V palivové trubce jsou naskládány tablety z mírně obohaceného UO_2 , obohacení je však nižší než u PWR, asi 2,1 - 3 % (z důvodu moderování obyčejnou vodou musí být obohacení vyšší než 2 %).

Aktivní zóna BWR je objemově větší než u tlakovodních reaktorů, strategie řízení palivového cyklu je podobná jako pro tlakovodní reaktory. [1,9,28]



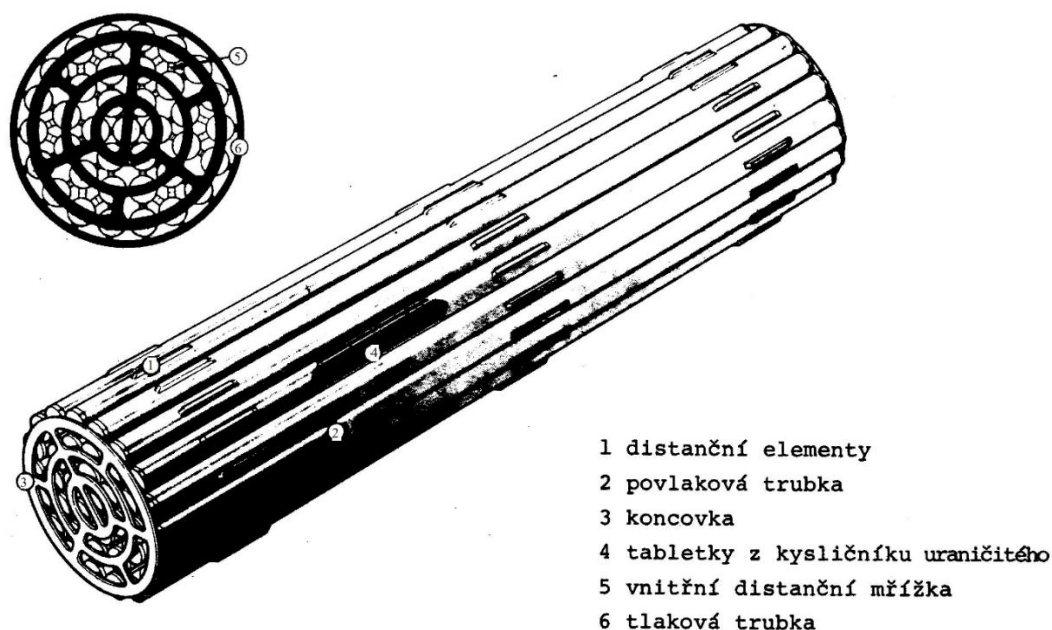
Obr. 3.3: Palivová kazeta BWR [9]

3.3 Těžkovodní reaktory PHWR (*Pressurized heavy water moderated and cooled reactor*)

Reaktory PHWR, známé jako CANDU (Canada-deuterium-uranium), případně i jiné těžkovodní reaktory odlišné konstrukce používají jako palivo oxid uranický UO_2 , s jeho přírodním obsahem izotopu ^{235}U (není tedy třeba obohacovacích kapacit při výrobě). Použití přírodního uranu je možné díky použití těžké vody jako chladiva a moderátoru (deuterium, D_2O), které absorbuje neutrony méně než obyčejná voda. Je ale potřeba, aby moderátor zůstal co nejchladnější, tedy s co nejnižší absorpcí. Z toho důvodu jsou v aktivní zóně kanály oddělující moderátor od chladiva. Spotřeba paliva je relativně malá.

Palivový soubor je tvořen krátkými proutky ve formě tablet UO_2 z přírodního uranu, uzavřených v zirkonium-niobových tyčích. Obalové materiály musí mít nízkou parazitní absorpci, kvůli tomu se právě používá zirkonium, či hliník, dále vyhoření nesmí být příliš vysoké, aby

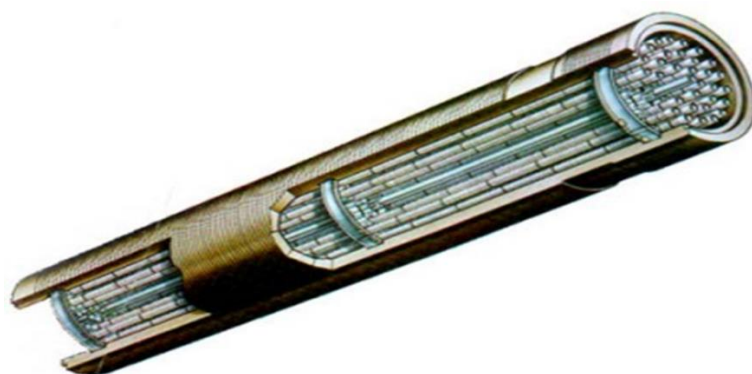
nedošlo ke ztrátě reaktivity - výměna paliva probíhá kontinuálně (palivové články se do reaktoru vkládají přímo za chodu, což umožňuje větší intervaly mezi odstávkami). [1,9,28]



Obr. 3.4: Palivový článek CANDU [28]

3.4 Pokročilé, plynem chlazené, grafitové reaktory AGR (*Advanced gas cooled, graphite moderated reactor*)

Jedná se o druhou generaci reaktorů GCR (MAGNOX), které jsou jejich zdokonalenou verzí. Hlavní rozdíl spočívá v použití obohaceného paliva a z toho plynoucí potřebou jiného pokrytí. Stejná je konstrukce – kanálový typ reaktoru, výměna paliva tedy probíhá kontinuálně. Využívají se výhradně ve Velké Británii. Palivem je uran ve formě UO_2 obohacený izotopem ^{235}U , obohacení nabývá hodnot 2,3 – 3,5 % a pokrytí je z nerezové oceli. [1,9,28]

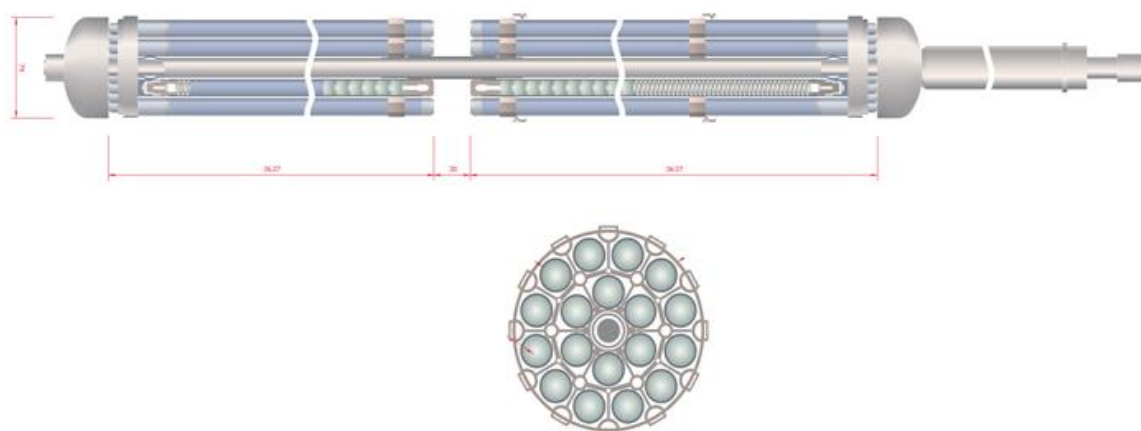


Obr. 3.5: Palivový článek AGR [28]

3.5 Kanálové varné reaktory s grafitovým moderátorem LWGR (*Light water cooled, graphite moderated reactor*)

LWRG reaktory, známé pod ruskou zkratkou RBMK (Reaktor bolšoj moščnosti kanalnyj) jsou grafitem moderované reaktory s tlakovými kanály, v nichž jsou umístěny palivové články (cca 1600 ks), kolem kterých proudí směs vody a páry. Aktivní zóna (a množství uranu) patří k objemově největším v porovnání s ostatními typy reaktorů. Reaktory RBMK byly stavěny výhradně na území bývalého SSSR, současné době jsou v provozu pouze na území Ruské federace.

Palivem je mírně obohacený uran UO_2 ve formě tablet naskládáných do palivových tyčí ze slitin zirkonia. Obohacení se pohybuje v rozmezí obohacení přírodního uranu až po obohacení 2,8 %. Výměna paliva probíhá kontinuálně. [1,9,28]



Obr. 3.6: Palivový článek RBMK, průřez palivovým článkem. [28]

3.6 Rychlé množivé reaktory FBR (*Fast breeder reactor*)

Rychlé množivé reaktory využívají ke štěpení rychlé neutrony, aktivní zóna tedy neobsahuje moderátor, jako chladiva se používá sodík. Na rozdíl od ostatních energetických reaktorů, ve kterých je využíván uran ^{235}U , FBR reaktory využívají také uran ^{238}U , reaktor je navržen tak, aby produkoval více plutonia, než spotřebuje.

Jako paliva se pro FBR používá oxidické palivo (–iřité oxidy - PuO_2 , ThO_2 , UO_2) ve formě válečků, které se naskládají do nerezocelových trubek. Během provozu reaktor vyrobí více paliva, než spotřebuje – v reaktoru se přeměňuje ^{238}U na ^{239}Pu větší rychlostí než je spotřeba plutonia. Aktivní zóna má navíc plodivý plášť z uranu ^{238}U (nerezocelové trubky s UO_2). Palivo se používá středně nebo vysoce obohacené. Palivová kazeta je šestihranná, geometrie uspořádání je trojúhelníkovitá. Aktivní zóna je pak uspořádaná z několika typů kazet, které obsahují různé štěpné a štěpitelné izotopy. Výměna paliva probíhá kampaňovitě. [1,9,28]



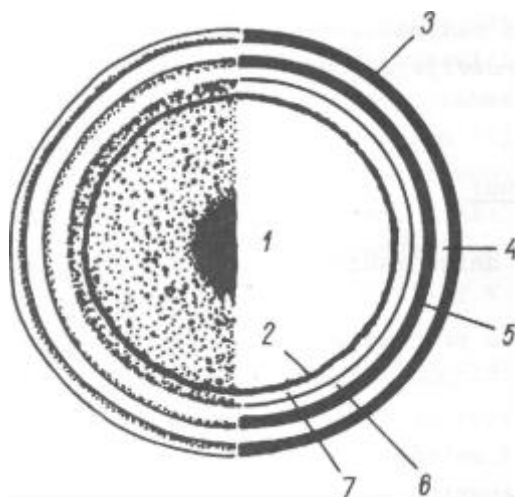
Obr. 3.7: Palivový článek FBR [28]

3.7 Vysokoteplotní reaktory HTGR (*High temperature gas cooled reactor*)

Palivo i moderátor tohoto vysoce účinného reaktoru jsou grafitové koule velké asi jako tenisový míček s asi 20 000 mikrokuličkami (mikročlánky) z UO_2 nebo ThO_2 s průměrem 0,5 mm povlčenými třemi vrstvami uhlíku a karbidu křemíku. Celkový průměr miničlánku je 0,9 mm. Takto malé rozměry jsou podstatné pro odolnost vůči vysokým teplotám a vysoké míře ozáření. V USA byly testovány HTGR reaktory, kde se místo palivomoderačních koulí využívaly palivomoderační hranoly se šestiúhelníkovým průřezem. Chladivem bývá většinou helium, které je stabilní a dobře vede teplo, moderátorem je grafit.

V aktivní zóně jsou volně nasypány palivomoderační koule (poskládány hranoly), na dně aktivní zóny jsou postupně odebírány. Mezi palivomoderační koule (hranoly) se zasouvají regulační tyče.

Reaktor HTGR má kvůli vysokému obohacení (obohacení až na 93 % ^{235}U) malé kritické množství, ale velké vyhoření, což znamená, že se palivo mění o to častěji. [1,9,28]



Obr. 3.8: Znárodnění typické obalované částice paliva reaktoru HTGR: 1 - porézní jádro z UO_2 , 2 - hranice palivového jádra, 3 – pyrolytický uhlík, 4 - karbid křemíku, 5 - vnitřní obal z pyrolytického uhlíku, 6 - těsnicí vrstva, 7 - tlumicí vrstva.

4 PALIVOVÝ CYKLUS

Palivový cyklus má tři fáze, které popisují celkový koloběh paliva (uranu) v komerčním využití. Tedy od okamžiku vytěžení uranové rudy až po finální zpracování vyhořelého paliva. Celkem má tři fáze:

- Přední část – přední část se zabývá těžbou a výrobou jaderného paliva;
- Střední část – střední část palivového cyklu se zabývá pobytem paliva v jaderném reaktoru;
- Zadní část – zadní část palivového cyklu se zabývá nakládáním s vyhořelým palivem od okamžiku vyvezení z reaktoru, přičemž popisujeme otevřený palivový cyklus (vyhořelé palivo se dále nepoužívá a uloží se do hlubinného úložiště) a uzavřený palivový cyklus (opětovné využití vyhořelého paliva).

V následující kapitole bude popsána přední část palivového cyklu, tedy výroba paliva, začínající těžbou uranové rudy, která se dále zpracovává, upravuje, obohacuje a fabrikuje. Konečným produktem jsou palivové soubory, které se zaváží do reaktorů. Veškerá data zmíněná v nadcházející kapitole se vztahují k roku 2015, pokud není řečeno jinak.

4.1 Přední část palivového cyklu

4.1.1 Těžba a zpracování uranové rudy

Uranová ruda se těží buď z povrchových dolů (obr. 4.1), hlubinných dolů nebo chemickým loužením. Asi 6 % vytěženého uranu je produkováno jako vedlejší produkt při těžbě mědi, jak je tomu například v dolu Olympic Dam v Austrálii [9].



Obr. 4.1: Povrchový důl Ranger v Austrálii (třetí největší povrchový důl na světě) [19]

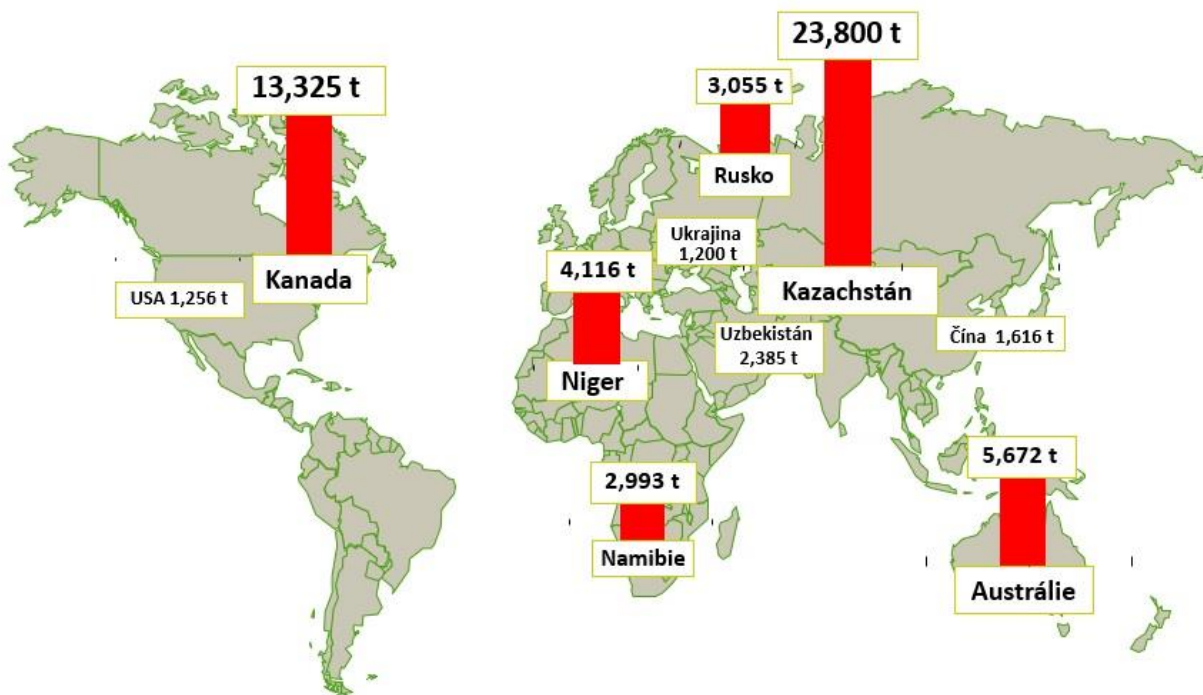
Uran se těží především v Kazachstánu, kde se těží 40 % z celkového objemu vytěženého uranu. Dále se uran těží v Austrálii, Kanadě, afrických zemích (Niger, Namibie) a v Rusku, viz obr. 4.2. Ačkoli se uran těží asi ve dvaceti zemích světa, tak těchto šest zmíněných zemí produkuje 85 %

celosvětového objemu uranové rudy [9]. Největší zásoby uranu jsou v Austrálii a Kazachstánu, při současném objemu těžby by dosud známé zásoby uranu měly vystačit nejméně do konce 21. století. Potenciál těžby uranu je v těžbě z mořské vody. Světové oceány obsahují celkem více než čtyři miliardy tun uranu – dostatek uranu na příštích 10 000 let, problémem je ale získávání uranu z mořské vody (doposud používané metody jsou nerentabilní). [16]

V Evropě se uran těží především na Ukrajině, kde v roce 2015 stoupla těžba oproti předchozímu roku o více než čtvrtinu. Druhým největším evropským producentem uranu je Česká republika, kde se uran těží s dlouhou tradicí. Nachází se zde jeden z nejstarších uranových dolů v provozu na světě – důl Rožná I v Dolní Rožínce v kraji Vysočina, který je zároveň posledním českým dolem, kde uranová těžba stále trvá. Na začátku roku 2016 bylo rozhodnuto o postupném uzavření tohoto dolu, to se uskuteční do konce roku 2017, což bude znamenat konec těžby uranové rudy v Česku [15]. Dále se v Evropě v menším objemu uran těží v Rumunsku.

Mezi společnostmi, které těží uran v největších objemech, patří především kazachstánský KazAtomProm, jehož podíl na celkové produkci uranu je přibližně 21 % a který těží v Kazachstánu; kanadské Cameco s přibližně 18% podílem, které těží v Kanadě (vlastní zde majoritní podíl dvou největších uranových dolů na světě - McArthur River a Cigar Lake), USA a Kazachstánu; francouzská AREVA s podílem na celkové produkci uranu přibližně 15 %, která těží především v Nigeru (kde vlastní majoritní podíl největšího povrchového dolu na světě Somair), Kazachstánu a Kanadě; a ruský Rosatom, jehož holding ARMZ těží v Rusku, Kazachstánu a Austrálii s podílem na celkové produkci uranu přibližně 13 %.

Více než polovina produkce uranu pochází od státních společností. V roce 2015 pocházelo 89 % celkové produkce uranu pouze od jedenácti společností.



Obr. 4.2: Produkce uranu v roce 2015 v tunách za rok [9]

Tab. 4.1: Procentuální podíly těžby uranu v roce 2015 [9]

Typ těžby	Těžba v tunách za rok	Procentuální podíl
Hlubinná a povrchová těžba	27,795 t	46 %
Chemické loužení (ISL)	29,197 t	48 %
Vedlejší produkt jiné těžby	3,525 t	6 %

Podíl hlubinné těžby uranu za posledních dvacet pět let rapidně klesl. Zatímco v roce 1990 pocházelo z hlubinných dolů 55 % celosvětové produkce uranu, v roce 1999 to bylo již jen 33 % a v roce 2010 klesl podíl hlubinné těžby na 28 %. Podíl povrchové těžby uranu je stabilní a dohromady v roce 2015, jak můžeme vidět v tabulce 4.1, byl jejich podíl na celkové těžbě 46 %. Podíl těžby uranu chemickým loužením stabilně roste (hlavně díky těžbě v Kazachstánu). Zatímco v roce 2000 byl jeho podíl 16 %, v roce 2015 už činil 48 % [9].

Tab. 4.2: Deset největších dolů a jejich těžba za rok 2015 [9]

Důl	Země	Vlastník	Typ těžby	Produkce v roce 2015 [t]	Podíl na produkci v roce 2015 [%]
McArthur River	Kanada	Cameco (69.8%)	Hlubinná	7 354	12
Cigar Lake	Kanada	Cameco (50%)	Hlubinná	4 345	7
Tortkuduk & Myunkum	Kazachstán	Katco JV/Areva	ISL	4 109	7
Olympic Dam	Austrálie	BHP Billiton	Vedlejší produkt/ hlubinná	3 179	5
SOMAIR	Niger	Areva (63.6%)	Povrchová	2 509	4
Inkai	Kazachstán	Inkai JV/Cameco	ISL	2 234	4
Budenovskoye 2	Kazachstán	Karatau JV/Kazatomprom- Uranium One	ISL	2 061	4
South Inkai	Kazachstán	Betpak Dala JV/Uranium One	ISL	2 055	3
Priargunsky	Rusko	ARMZ	Hlubinná	1 977	3
Langer Heinrich	Namibie	Paladin	Povrchová	1 937	3

U těžby uranu z povrchových nebo hlubinných dolů je ekonomicky výhodné těžit rudu s obsahem uranu od 1000 g/t, tj. s obsahem uranu vyšším než 0,1 % [6].

Pro rudy s nižším obsahem uranu se uran těží chemickým loužením - ISL - In Situ Leaching. Jde o vtlačení rozpouštědla, které je schopné rozpustit uran, přímo do rudonosné vrstvy. Složení rozpouštědla se volí podle typu rudy a je schopné rozpustit uran, který pak přejde do roztoku. Roztok je poté vyčerpán a dále chemicky upravován, výsledným produktem je uranový koncentrát, tzv. žlutý koláč. Tento postup se používá pouze, pokud jsou zajištěny podmínky bezpečného provozu, především je dbáno o bezpečnost podzemních vod - to znamená, že je rozpouštěná ruda oddělena nepropustnou vrstvou od podzemních vod. Těžba chemickým loužením se využívá především v Kazachstánu, USA a Austrálii [9],[6].

Při klasické těžbě se vytěžená ruda v uranové úpravně rozdrtí, jemně rozemele a výsledný produkt se chemicky upravuje. Loužením, čištěním, filtrací, vysrážením a koncentrací se získá uranový koncentrát (žlutý koláč). Chemické složení žlutého koláče se liší, nejčastěji jde o koncentrovanou směs oxidů uranu U_3O_8 , ale může mít i jiné složení např.: diuranát amonný $((NH_4)_2U_2O_7)$ nebo diuranát sodný $(Na_2U_2O_7)$. Výsledný koncentrát obsahuje 60 – 85 % uranu na jednotku hmotnosti a další příměsi (hlavně sírany, sodík a oxid křemičitý). [1,6]

4.1.2 Konverze

Uranový koncentrát se dále zpracovává v konverzním závodě. V současné době konverzi provádí pouze pět společností na světě, kde se zpracovává veškerý objem uranového koncentráту, a těmi jsou: AREVA (která o sobě tvrdí, že je největším světovým konverzním producentem – je pravda, že má největší konverzní kapacity, které ale v současné době zcela nevyužívá, její podíl na konverzním trhu byl v roce 2015 přibližně 23 %) se svými třemi závody pod společným názvem COMURHEX ve Francii; TVEL se svými závody v Rusku (v Seversku, Angarsku na Sibiři a Elektrostatu) s podílem na konverzním trhu 27 %; Converdyn se svým závodem v USA (v Metropolis ve státě Illinois) s podílem činícím 23 %; Cameco se svým závodem Port Hope v Kanadě s podílem činícím přibližně 19 %; dále konverzi provádí čínská státní společnost CNNC v Číně, ovšem informace o konverzních kapacitách v Číně jsou nejisté, podle dostupných informací má CNNC v Číně tři konverzní závody, které v roce 2015 pravděpodobně měly podíl na konverzi celkového objemu uranu asi 8 %.[9]

V konverzním závodě se uranový koncentrát rafinuje a následně probíhá konverze na plynný hexafluorid uranu UF_6 . Rafinace probíhá rozpouštěním koncentráту v kyselině dusičné, filtrováním a reakcí s chemickými rozpouštědly, produktem je uranový dusičnan s vysokou čistotou (obsah cizích látek je jen přibližně 0,05 %), který je konverzí přeměněn na formu oxidu uraničitého UO_2 a následně je složitým procesem konvertován na plynný hexafluorid uranu UF_6 . Hexafluorid uranu se dále zpracovává v obohacovacích závodech. [1]

Každá se zmíněných společností používá pro konverzi trochu jiný postup (existuje suchá a mokrá cesta této konverze), jiná rozpouštědla při jiných teplotách. Výše vyjmenované znaky konverze jsou pro všechny postupy totožné.

4.1.3 Obohacení

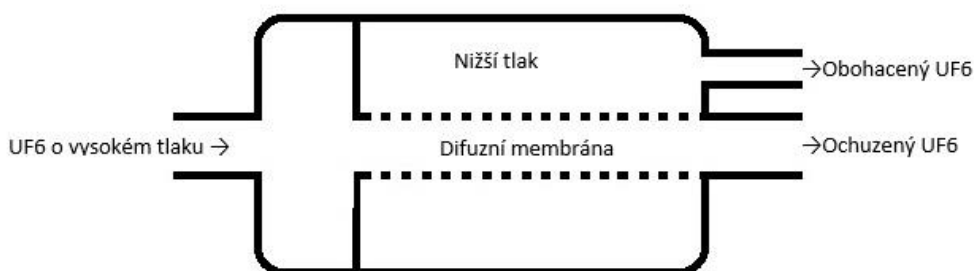
Většina celosvětové produkce obohaceného uranu pochází od čtyř hlavních společností, jimiž jsou: TENEX, který produkuje asi 45 % celkového objemu obohaceného uranu na světě, se svými závody v Rusku (v Angarsku, Novouralsku, Zelenogorsku a Seversku); Urenco, které se svými čtyřmi závody ve Velké Británii, Německu a Nizozemí a v USA produkuje přibližně 33 % celkového objemu obohaceného uranu na světě; AREVA se závodem Georges Besse II plant ve Francii, produkujícím přibližně 12 % celkového objemu obohaceného uranu na světě a CNNC v Číně se svými dvěma závody Hanzhun a Lanzhou, které produkují přibližně 9 % celkového objemu obohaceného uranu na světě, CNNC plánuje do příštích let velkou expanzi v tomto odvětví (kapacitu chce navýšit přibližně na dvojnásobek). Zbylé jedno procento celkového objemu obohaceného uranu na světě produkují menší závody v Argentíně, Brazílii, Indii, Pákistánu a Íránu.[9]

Přírodní uran je směsí 0,71 % ^{235}U , 0,005 % ^{234}U a 99 % ^{238}U . Pro většinu energetických reaktorů potřebujeme podíl uranu ^{235}U zvýšit na více než 2 %. Pro obohacení paliva lze využít difuzní metodu, odstředivkovou metodu, ionizaci laserem nebo elektromagnetickou separaci. Procentuální zastoupení jednotlivých obohacovacích metod viz tabulka 4.3 [1]

Tab. 4.3: Podíl obohacovacích metod [9]

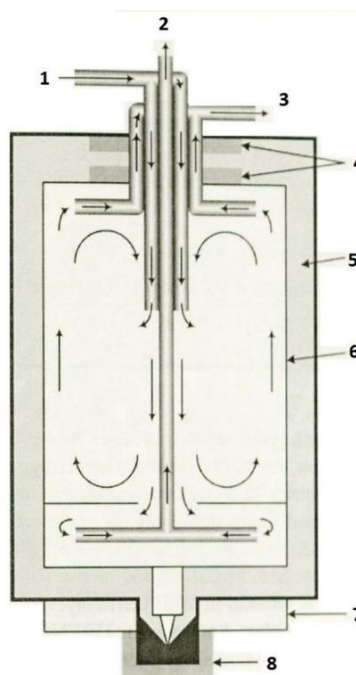
Typ obohacování	Podíl v roce 2000	Podíl v roce 2010	Předpokládaný podíl v roce 2020
Difuzní metoda	50 %	25 %	0 %
Centrifugace	40 %	65 %	93 %
Ionizace laserem	0 %	0 %	3 %
Elektromagnetická separace	10 %	10 %	4 %

Elektromagnetická separace a její vývoj byly součástí projektu Manhattan, tato metoda byla využívána pro výrobu jaderných zbraní. Pro obohacování paliva pro energetické účely ji lze také použít, je ovšem velice energeticky a tedy i ekonomicky náročná (přibližně desetkrát energeticky náročnější než difuze). Ionizace laserem zatím probíhá pouze experimentálně v laboratořích. Difuze je energeticky velmi náročná, proces probíhá za vysokých teplot a plyn do procesu vstupuje pod vysokým tlakem (kompresory jsou energeticky náročné) a proto procentuální podíl difuze na obohacování klesá. Princip difuze je zjednodušeně naznačen na obr. 4.3, metoda je založena na odlišných rychlostech u různě těžkých jader. Lehčí jádra hexafluoridu uranu, která obsahují ^{235}U , jsou rychlejší a přes porézní membránu jich tedy projde (difunduje) o trochu víc než těžších, pomalejších jader hexafluoridu uranu, která obsahují uran ^{238}U , proces je potřeba mnohočetně krát opakovat (proces má asi 1400 kaskádovitých stupňů).[1,6]



Obr. 4.3: Schéma difuze

Nejvíce je pro obohacování využívána odstředivková metoda - centrifugace, která je (podobně jako difuzní metoda) založená na odlišných fyzikálních vlastnostech výše zmíněných tří izotopů uranu, u centrifugace je princip založen na odlišných absolutních nebo relativních hmotnostech izotopních nuklidů. Centrifuga rotuje s vysokou rychlostí ve vakuu a při její rotaci se těžší jádra hexafluoridu uranu, která obsahují ^{238}U , hromadí na okraji centrifugy a lehčí jádra hexafluoridu uranu, která obsahují ^{235}U , zůstávají uprostřed centrifugy. Pro jednodušší separaci se dno centrifugy vyhřívá (na teplotu asi $300\text{ }^{\circ}\text{C}$), což způsobí, že se hexafluorid uranu kromě toho, že se separuje odstředivou silou, ohřeje a frakce obsahující uran ^{235}U bude stoupat k vrcholu rotoru, zatímco frakce obsahující ^{238}U se bude zdržovat u dna, viz obr. 4.4. Tato metoda má poměrně vysokou hodnotu separačního faktoru, a proto je potřeba méně separačních stupňů než u difuzní metody separace – tato metoda je asi padesátkrát úspěšnější než difuzní metoda. Kaskáda centrifug se skládá z tisíců paralelně zapojených jednotlivých centrifug, vysoký počet je nutný z konstrukčního hlediska – centrifugy musí být kvůli vysokým otáčkám malého průměru a odpovídající výšky. Výstupem je tedy obohacený UF_6 a ochuzený UF_6 . [1,3,6]



Obr. 4.4: Schéma centrifugy: 1 – vstupní místo plynu, 2 - výstup ochuzené frakce, 3 - výstup obohacené frakce, 4 – magnetická ložiska, 5 – vakuum, 6 – rotor, 7 – pohon rotoru, 8 – magnet [3]

4.1.4 Fabrikace

Fabrikaci, oproti konverzi a obohacování, provádí více společností po celém světě, fabrikace se již provádí pro určitý typ reaktoru. Pokud zvažujeme fabrikaci pro lehkovodní reaktory, pak na poli společností provádějících fabrikaci vystupuje do popředí AREVA se svými fabrikačními závody ve Francii, Německu a USA, s podílem na trhu činícím přibližně 21 %; TVEL se svými závody v Rusku s podílem na trhu činícím přibližně 18 %; Westinghouse se svými závody v USA, Švédsku a ve Velké Británii, s podílem na trhu činícím přibližně 17 %; KEPCO se svými závody v Japonsku a USA s podílem na trhu činícím přibližně 18 %. Zbylých 26 % z celosvětové produkce provádí další společnosti se závody v Brazílii, Kazachstánu, Číně, Indii, Jižní Koreji a Španělsku.

Fabrikaci předchází konverze obohaceného plynného UF_6 na požadovanou sloučeninu (např. práškový UO_2), existuje mokrá a suchý způsob této konverze. Suchý způsob je v dnešní době preferován, je šetrnější k životnímu prostředí a produkuje méně odpadu. [1,6]

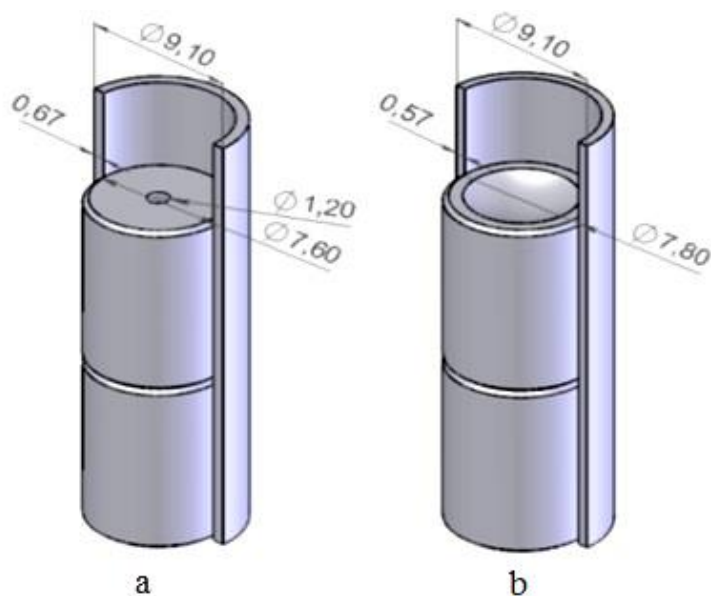
Práškový UO_2 se dále zpracovává a upravuje předtím, než je formován do pelet, a to buď homogenizací, nebo přidáním přísad. Poté je práškový UO_2 lisován do takzvaných zelených pelet tlakem asi 400 – 500 MPa, čímž získá asi 50 % své teoretické hustoty. Zelené pelety jsou spékány v peci po dobu čtyř až pěti hodin při teplotě 1 700 – 1 800° C ve vodíkové atmosféře. Teplota při spékání má největší vliv na velikost palivových zrn v peletě. Hustota pelet spékáním vzroste na 95 % své teoretické hustoty, která je konečná. Vyšší hustota než 95 % (menší poréznost než 5 %) je nežádoucí z důvodu jevů při štěpné reakci – do volných míst se ukládají štěpné produkty vznikající při štěpné reakci.

Při výrobě pelet s vyhořívajícími absorbátory je v případě blokového absorbátoru (Gd_2O_3 , Er_2O_3) absorbátor přimícháván k práškovému UO_2 , v peletě tedy klesne procento zastoupení uranu. Poté se pelety lisují a spékají, přičemž hustota pelet vzroste jen na 94 %. V případě výroby pelet s integrálními absorbátory (IFBA) se na již vyhotovené pelety „napráší“ tenká vrstva (<0,025 mm) absorbátoru.[1,9,21]

Pelety se pro použití v reaktorech VVER vyrábějí o průměru 7 - 8 mm a délce 9 - 12 mm. V současnosti se používají dva typy pelet. Starší typ s centrálním otvorem, který eliminuje maximální teplotu v centru pelety, nebo novější typ s čoučkovitě vydutým čelem (jak můžeme vidět na obr. 4.5), takže tablety na sebe doléhají pouze po okraji, tedy v místě, kde jsou nejnižší teploty.[1,3]

Konečným procesem při výrobě pelet je jejich broušení, při kterém se upravuje průměr tablet na požadovanou hodnotu s vysokou přesností.

Takto vyhotovené pelety se kompletují do palivových tyčí (obr. 4.6). Palivové pelety jsou poskládány nad sebou v povlakové trubce ze zirkoniové slitiny. Kvůli snížení nebezpečí poškrábání vnitřní stěny povlakové trubky někteří výrobci vyrábějí tablety, které mají zkosené obvodové hrany. Aby se tablety nemohly v trubce volně pohybovat, jsou tlačeny pružinou, která je umístěna v horní části tyčky v prostoru, kde se hromadí plynné produkty štěpení. Mezi sloupcem z palivových tablet a pokrytím se nachází mezera vyplněná heliem v přetlaku, tato mezera se během provozu zmenšuje vlivem objemového růstu paliva. Palivová tyč u tlakovodních reaktorů je z výroby naplněna heliem o tlaku 0,7 až 2 MPa. Po vyhoření paliva je vlivem štěpných produktů (především plynných) tlak v tyči až 16 MPa [1].

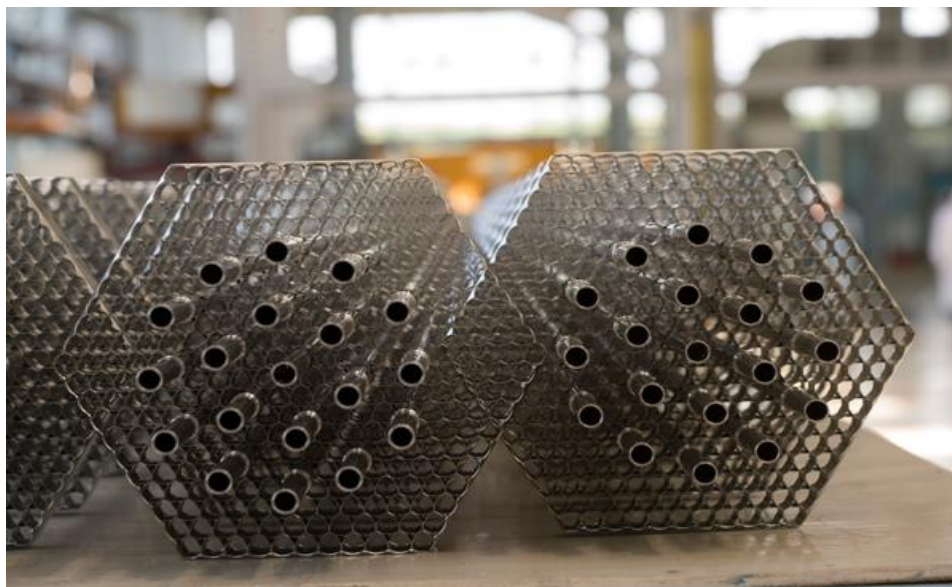


Obr. 4.5: Vyhotovená peleta: a – s centrálním otvorem; b – čočkovitě vyduťá [1]



Obr. 4.6: Palivová tyč (proutek): 1 - horní koncovka; 2 – pružina; 3 – místo pro hromadění plynných štěpných produktů; 4 – palivová peleta; 5 – povlaková trubka; 6 – spodní koncovka [1]

Konečným procesem fabrikace je kompletace palivového souboru. Při ní se palivové tyče fixují do mřížových rámců distančních mřížek, které drží tyče v přesně definovaném uspořádání (obr. 4.7)



Obr. 4.7: Distanční mřížky spolu s vodícími kanály pro řídicí tyče [14]

4.2 Společnosti zabývající se výrobou paliva

4.2.1 Amerika

Westinghouse

Westinghouse je americká společnost, která se jako jedna z mála zabývá celým jaderným cyklem. Společnost je globálním dodavatelem paliv pro reaktory tlakovodní (PWR včetně ruských reaktorů typu VVER), pro reaktory varné (BWR) i pro pokročilé reaktory chlazené plynem. Dnes firma na celém světě dodává paliva do 145 elektráren, z toho 65 z nich se nachází v Evropě. Vlastní deset výrobních závodů, z toho dva v Evropě: Springfields Fuels Limited (Preston, Lancashire, Spojené království) a Westinghouse Electric Sweden (Västeras, Švédsko). Westinghouse je největším dodavatelem jaderného paliva v Evropě a jediným alternativním výrobcem paliva pro reaktory VVER. Westinghouse je z 90 % vlastněn společností Toshiba (až do roku 2007 byla Toshiba výhradním vlastníkem společnosti Westinghouse, ale v roce 2007 odkoupila 10 % společnost KazAtomProm). [9,23]

Společnost Westinghouse byla až do roku 2010 dodavatelem paliva pro jadernou elektrárnu Temelín, ale protože se Westinghouse zaměřuje na provoz tlakovodních elektráren západního typu, výroba palivových souborů šestiúhelníkového typu a jejich následný pobyt v reaktoru byl zatížen velkou poruchovostí (ohýbání palivových proutků, jejich kroucením a netěsnostmi). Na začátku roku 2016 bylo rozhodnuto, že jaderná elektrárna Temelín bude od roku 2018 testovat nové palivo od společnosti Westinghouse, kvůli licencování tohoto nového typu paliva. Bude zavezeno celkem šest palivových souborů, které budou v reaktoru pracovat čtyři roky.[26]

ConverDyn

ConverDyn je americká společnost zabývající se konverzí paliva, svoje závody má v Metropolis v Illinois, jejich celosvětový podíl na konverzi se dlouhodobě drží nad hranicí 20 %. ConverDyn je vlastněn americkými společnostmi Honeywell a General Atomic. V dubnu roku 2016 se ConverDyn dohodl na spolupráci se společností KazAtomProm, kdy se chtějí dohromady stát největším producentem hexafluoridu uranu UF₆. [9,22]

CAMECO

Cameco je kanadská státní společnost, která bývala největším těžářem uranu na světě, v dnešní době je druhým největším těžářem uranu na světě hned po KazAtomPromu. Mimo těžby se zabývá celým procesem výroby jaderného paliva kromě obohacovacích aktivit. To souvisí s tím, že Kanada má především reaktory typu CANDU, které nepotřebují obohacené palivo. [9,24]

4.2.2 Evropa

AREVA

Skupina AREVA je francouzská státní korporace zabývající se celým jaderným cyklem a vývojem. Vznikla v roce 2001 fúzí tří firem - Framatome, Cogema a Technicatom (Framatome byl založen několika francouzskými firmami a americkým Westinghousem v roce 1958). Francouzský stát vlastní 90% podíl společnosti. AREVA vlastní společnosti, zabývající se různými částmi palivového cyklu, výzkumem a výstavbou, ve 43 zemích světa.

Jedna z dalších aktivit AREVY je přepracování vyhořelého paliva, kterému se jako jedna z mála na světě úspěšně věnuje, což dokazují závody La Hague a Melox. [9,25,31]

URENCO

URENCO je společnost se sídlem ve Velké Británii a zabývá se především obohacováním paliva. URENCO vlastní tři společnosti rovným dílem (třetinu vlastní státní společnost Velké Británie, třetinu státní společnost Holandska a poslední třetinu vlastní společně německé RWE a E.ON).

Na poli obohacování paliva se jedná o společnost, která je druhou největší obohacovací společností na světě (její produkce dlouhodobě nad hranicí 30 %). URENCO má svoje závody v Německu (Gronau), Holandsku (Almelo) a ve Velké Británii (Capenhurst). Vlastní také obohacovací závod v USA (National Enrichment Facility) v Novém Mexiku.

Od roku 2006 vlastní 50% podíl společnosti UTC (Enrichment Technology Company), druhých 50 % vlastní francouzská AREVA. UTC se zabývá rozvojem technologií obohacování, projektováním a výstavbou obohacovacích závodů. [9,30,31]

ROSATOM

Rosatom (Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом») je Federální agentura pro atomovou energii Ruské federace, stojí v čele civilního a vojenského jaderného průmyslu v zemi. Rosatom vznikl v roce 2007 a kontroluje ho a vlastní přímo ruský stát. Rosatom pokrývá svými holdingy celý jaderný cyklus od výroby paliva přes stavby jaderných elektráren, jejich provozování až po jejich následnou likvidaci.

Rosatom kontroluje společnost AtomEnergoProm (Атомный энергопромышленный комплекс «Атомэнергопром»), která je také ve vlastnictví státu. AtomEnergoProm se zabývá výstavbou jaderných elektráren a likvidací jaderných elektráren, které již ukončily svoji činnost. Pod společností AtomEnergoProm spadá uranový holding ARMZ, výrobní holdingy paliva TENEX a TVEL. Společnost ARMZ se zabývá těžbou uranu, těží v Rusku a Kazachstánu. Společnost TENEX vlastní závody na obohacení paliva, od roku 2006 má 50% podíl v TENEXU i Kazašská společnost KazAtomProm (viz níže). Palivová společnost TVEL se zabývá výrobou (fabrikací) jaderného paliva. TVEL zastřešuje výrobní a výzkumné činnosti související s fabrikací paliva a podniky pro výrobu plynových centrifug a souvisejícího zařízení.

Společnost TVEL je na trhu od 50. let 20. století, v dnešní době do korporace patří celkem 12 závodů po celém Rusku. Jaderné palivo TVEL využívá každý šestý reaktor ve světě - TVEL zásobuje okolo 17 % všech světových energetických jaderných reaktorů a vyrábí i palivo pro výzkumné a lodní reaktory. Společnost TVEL je také dodavatelem jaderného paliva pro obě české jaderné elektrárny. [9,14]

4.2.3 Asie

KazAtomProm

KazAtomProm («Казатомпром») je kazašská společnost zabývající se především těžbou uranu. Je ve vlastnictví státu Kazachstán. Vznikla v roce 1997 a od roku 2007 vlastní 10% podíl společnosti Westinghouse (viz kap. 4.1.4), který koupila od společnosti Toshiba.

KazAtomProm je největší uranová těžařská společnost na světě, podíl na celosvětové těžbě je dlouhodobě více než 20 %. To, že těží největší objemy uranu, je dáno největšími uranovými zásobami v Kazachstánu (kde se mj. nachází 6 největších uranových dolů na světě a kde se těží metodou ISL, viz kap. 4.1.1).

KazAtomProm zpracovává část své vytěžené uranové rudy v metarulgickém závodě společnosti Ulba, kterou z 90 % vlastní. Další část své vytěžené uranové rudy zpracovává ve společnosti TENEX (holding Rosatomu), kterou KazAtomProm vlastní z 50 % (od roku 2007).[9,22]

CNNC

CNNC je zkratkou China National Nuclear Corporation, jde o čínskou státní společnost, která vznikla přímo z ministerstva jaderného průmyslu v roce 1955, tvoří ji více než 100 dceřiných společností. Společnost se zabývá jak výrobou jaderného paliva, tak i stavbou a provozováním jaderných elektráren.

CNNC pokrývá celou výrobu jaderného paliva a snaží se o samostatnost Číny v tomto odvětví. CNNC je jediný těžař uranu v Číně, objemem se v Číně těží asi 5 % celosvětové produkce, o ostatních částech výroby paliva jsou nejisté informace vzhledem k politické situaci v Číně.[9]

KEPCO

Společnost KEPCO je jihokorejská společnost, kterou z 51 % vlastní jihokorejská vláda. Protože Jižní Korea nemá prakticky žádné zásoby uranu, těží KEPCO v Kazachstánu, Kanadě, Austrálii a Nigeru. KEPCO nemá obohacovací závody, proto společnost do roku 2006 obohacovala vytěžený uran ve společnosti TENEX (Rosatom) a Urenco. V roce 2007 podepsala desetiletý kontrakt s AREVOU a od roku 2007 obohacuje svůj uran ve Francii. Společnost KEPCO se věnuje především fabrikaci paliva. [9]

NFC

Indická společnost NFC (Nuclear fuel complex) se společně s těžařskou indickou společností Uranium Corporation of India zabývá přední částí palivového cyklu. Obě společnosti spadají pod stát. Vzhledem k zásobě uranu v Indii se společnost zabývá těžbou právě v Indii a fabrikací paliva. Protože v Indii převažují těžkovodní reaktory, není potřeba obohacovacích kapacit. [9]

5 JEVY V PALIVU PŘI VYHOŘÍVÁNÍ

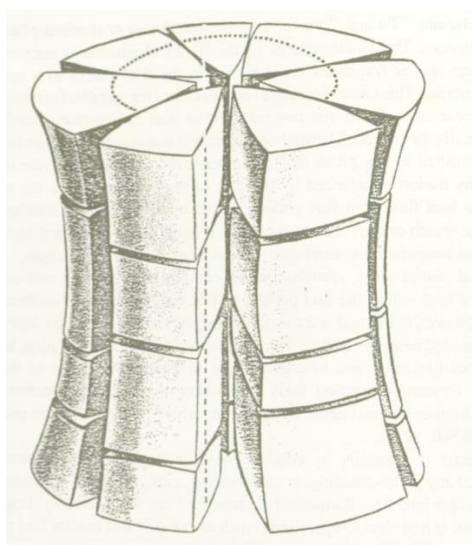
Během pobytu paliva v reaktoru a jeho vyhořívání se vlivem vysoké teploty a interakcí mezi palivem a pokrytím dějí pochody, které budou v následující kapitole popsány.

5.1 Rozpínání paliva

Palivo nabývá na objemu díky tepelné roztažnosti hned, jakmile vzroste jeho teplota. Různá teplotní roztažnost pokrytí a paliva vede k různě velkému rozpínání materiálů. Protože má palivo mnohem větší teplotu než zirkoniové pokrytí, palivo nabývá většího objemu a dochází ke zmenšení mezery mezi palivem a pokrytím a může dojít k jejich vzájemnému dotyku.

Při rozpínání paliva dochází k rozpínání teplejšího středu pelety rychleji než k rozpínání chladnějších okrajových částí, což vede k deformaci pelety do tvaru přesýpacích hodin. Rozdílné teplotní rozpínání v peletě vede také ke zvýšenému tlaku v peletě, což způsobuje praskání pelet. Praskáním vzniklé odštěpky se pak mohou přemisťovat do mezery mezi pokrytím a peletou. Na obrázku 5.1 je naznačena idealizovaně popraskaná a zdeformovaná peleta.

Zmenšení mezery mezi palivem a pokrytím, a to jak rozpínáním paliva nebo ukládáním palivových odštěpků, snižuje maximální možnou teplotu paliva při daném výkonu.[1,33]



Obr. 5.1: Idealizovaně popraskaná a zdeformovaná peleta [1]

5.2 Zhutňování paliva

Pelety jsou vyráběny s porézností 5 %, kam se ukládají štěpením uvolněné atomy plynů. Tím, že uvolněné atomy plynů zaplní tato volná místa, se pelety v průběhu prvních pár měsíců pobytu v reaktoru zhutňují (tedy snižují svůj objem). Snižováním objemu paliva se zvětší mezera mezi peletami a pokrytím, což vede ke zvýšení teploty paliva, zatímco zvýšení tepelné vodivosti v důsledku snížení pórovitosti má tendenci snižovat teplotu paliva. Protože první účinek má větší efekt, výsledkem je zvýšení maximální teploty paliva při daném výkonu. [1,37]

5.3 Růst palivového zrna

Pelety jsou složeny z palivových zrn o různé velikosti. Velikost zrn je dána výrobou, především při spékání „zelených pelet“. Pokud teplota paliva při pobytu v reaktoru dosáhne určité velikosti (více než 1200 °C), pak dochází k dospěkání pelet. To má za následek, že se menší zrna smrsknou, zatímco větší zrna začnou růst (toto zvětšování zrn nazýváme jako rovnoosý růst zrn, protože zrno roste rovnoměrně, rovnoměrný růst zrn je způsoben napětím vznikajícím na povrchu zrn vzhledem k jejich poloměru zakřivení). Výsledkem je zvýšení průměrné velikosti zrna v peletě. [1,37]

5.4 Nabývání objemu paliva (napuchání – swelling)

Štěpné produkty (zahrnující pevné částice, těkavé částice a plynné částice) se hromadí v palivu jako výtěžky štěpné reakce při jeho pobytu v reaktoru. Vzhledem k tomu, že každý atom těžkého kovu je vlivem ozáření rozštěpen na dva atomy, nahromaděné štěpné produkty způsobují nabývání objemu pelety (její napuchání). Štěpné produkty také zhoršují tepelnou vodivost paliva. [1,34]

Napuchání paliva dělíme na dvě části:

- napuchání v důsledku pevných štěpných produktů a těkavých štěpných produktů;
- plynné napuchání v důsledku plyných štěpných produktů a těkavých štěpných produktů.

Plynné nabývání objemu (napuchání) je blíže popsáno níže.

5.5 Plynné nabývání objemu paliva (gaseous swelling)

Plynné štěpné produkty – především atomy xenonu a kryptonu – jsou vytvářeny rovnoměrně z každého palivového zrna, se značnou kinetickou energií.

Protože dosah štěpených fragmentů v palivu je citelný – řádově 6 μm v UO_2 – tak je značný počet fragmentů v zrnech blízkých povrchu paliva vymrštěn do volného prostoru. Štěpné produkty mají ale horší tepelnou vodivost než helium (kterým je prostor původně vyplněn), takže tepelná vodivost je citelně snížena a to vede k vzrůstu teploty paliva. Tyto štěpné produkty taktéž zvyšují tlak plynu v mezeře mezi palivem a pokrytím. Pokud by tento tlak přesáhl maximální hodnotu, došlo by k vydutí pokrytí. Výše zmíněný vzrůst teploty může zapříčinit další uvolňování štěpných plyných produktů, což v krajním případě může vést až k prasknutí pokrytí. [1,34]

Zbylé štěpné fragmenty uvnitř paliva pak mají za následek nabývání paliva a mají tendenci se buď stát součástí bublin (nejsou to bubliny v pravém slova smyslu, jde o kvazikrystaly) štěpných plynů uvnitř zrna nebo expandují na hranici zrn. To, kolik plyných fragmentů doputuje na kraj zrna, záleží na teplotě paliva a velikosti zrn. [1,34]

Takže zatímco v případě zrn na povrchu jsou štěpné fragmenty vymrštěny do volného prostoru, tak v případě zrn uvnitř paliva plyné fragmenty zvětšují objem paliva, což vede v krajním případě až k dotyku s pokrytím.

Stejný proces jako s xenonem a kryptonem nastává i u helia, ale protože atomy helia jsou v porovnání s xenonem a kryptonem malé, můžeme jej zanedbat.

5.6 Tvrdnutí, křehnutí a koroze pokrytí

Pružné srážky rychlých neutronů s atomy kovů v pokrytí vyrazí atomy kovu z jejich krystalické mříže. Výsledkem tohoto ozařování je poškození vnitřní struktury kovů (jejich krystalické mříže), které je výrazně vyšší, než poškození v důsledku tepelných účinků. Poškození ozářením se projevuje jako tvrdnutí pokrytí, což snižuje jeho elasticitu a způsobuje jeho křehnutí.

Další tvrdnutí a křehnutí je způsobeno chemickými reakcemi, především pak chemickými reakcemi s chladicí vodou (vnější hydridace), dále pak chemickými reakcemi s heliem a vodíkem, - vodík se uvnitř tyče vyskytuje jako příměs helia (nečistoty) nebo je přítomen v peletách z výroby (vnitřní hydridace).

Povrch zirkoniového pokrytí oxiduje (podléhá korozi) s chladicí vodou podle rovnice $Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2$, u čerstvého paliva a mírně ozářeného paliva je stupeň oxidace malý, při vyšším vyhoření je tato oxidace již značná. Zirkoniové pokrytí podléhá korozi již při běžném provozu, ale při teplotách nad 800 °C nastává nebezpečná vysokoteplotní koroze. Jedná se o silně exotermickou a vysoce kinetickou reakci, během které dochází k disociaci molekul vodní páry a následnému vzniku oxidu zirkoničitého a výbušného vodíku. Uvolní se také teplo, které dále komplikuje chlazení aktivní zóny a posiluje další průběh vysokoteplotní oxidace zirkoniové slitiny.[1,3,37]

5.7 Vydouvání pokrytí

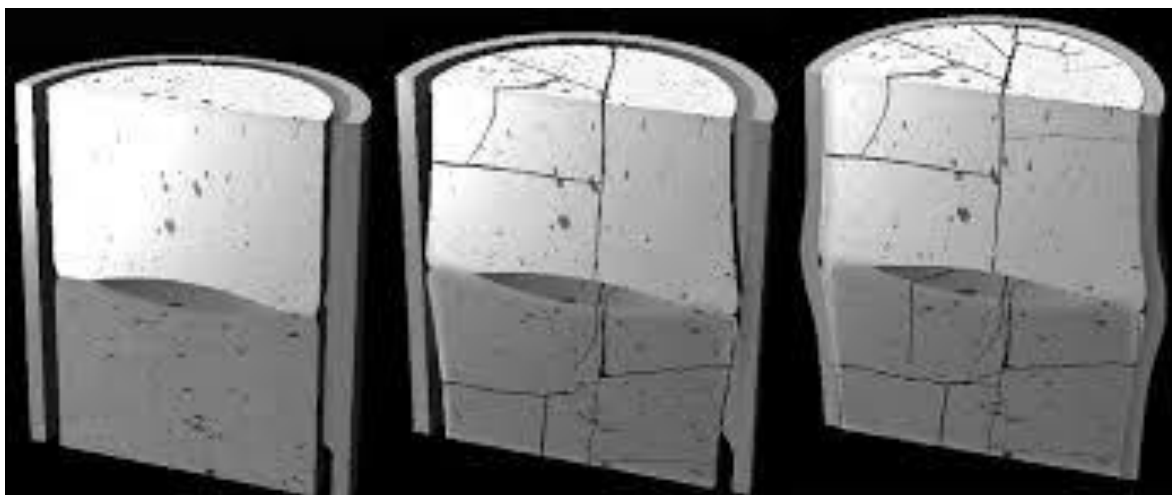
Relativně vysoký rozdíl tlaků vně a uvnitř zirkoniového pokrytí (vně vysoký tlak chladicí vody, uvnitř relativně nízký tlak v mezeře mezi pokrytím a palivem, která je vyplněná heliem) je v prvních dvou letech pobytu paliva v reaktoru nezanedbatelný. Způsobuje namáhání pokrytí, které způsobuje vydutí materiálu směrem k palivu a z toho plynoucí zmenšení mezery mezi pokrytím a palivem.[1,37]

5.8 Únava pokrytí

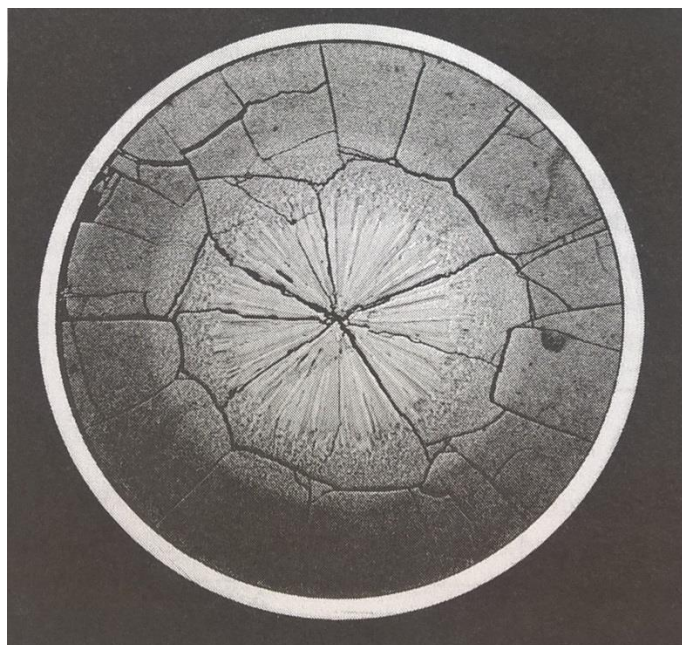
Při pobytu paliva v reaktoru dojde k únavovému poškození pokrytí. Stupeň poškození záleží na době pobytu paliva v reaktoru a míře poškození z jiných procesů popsanych v této kapitole. Pokud je poškození moc velké, dochází k nehermetičnosti pokrytí.[1,37]

5.9 Mechanické interakce mezi palivem a pokrytím

Při pobytu paliva v reaktoru napučání a vydouvání pokrytí vede ke zmenšování mezery mezi pokrytím a palivem. Protože v průběhu ozařování se palivo deformuje do tvaru přesýpacích hodin (viz obr 5.1), je největší napětí v nejširších částech pelety, což způsobí deformaci pokrytí na těchto místech, tedy místech rozhraní dvou pelet. Napětí v širších částech pelety vede ke zvýšení tlaku na rozhraní dvou pelet, což způsobuje narážení rohů pelet na pokrytí (viz obr. 5.2). Dotek pokrytí a paliva vyvolá kontaktní tlak, který způsobí buď deformaci pokrytí, nebo praskání. Praskání způsobuje permanentní poškození pelet a pokrytí.[1,37]



Obr. 5.2: Peleta a pokrytí v průběhu ozařování [8]



Obr. 5.3: Peleta zdeformovaná praskáním [8]

Při ustálených podmínkách je kontaktní tlak mezi pokrytím a palivem malý, protože růst tlaku je pomalý a je dostatek času pro uvolnění napětí do pokrytí nebo paliva, kdy je důsledkem jen malý mechanický efekt. Větší efekt interakce mezi pokrytím a palivem nastává při přechodném rychlém zvýšení výkonu, kdy teplotní roztažnost paliva a jeho napuchání způsobí významné napětí v pokrytí paliva.[8]

5.10 Chemické interakce mezi palivem a pokrytím

V případě, že je mezera mezi palivem a pokrytím velmi malá nebo už došlo k dotyku paliva a pokrytí, začínají mimo mechanických interakcí probíhat i chemické interakce.

Chemické reakce mohou nastat mezi kyslíkem (který migruje mezi palivem a pokrytím) a pokrytím. To vede ke spojení paliva a pokrytí, vazba je primárně způsobena oxidy zirkonia a štěpnými produkty.

Praskání v důsledku korozního tlaku (stress-corrosion cracking) se vyskytuje u pokrytí paliva při změnách výkonu reaktoru. K jeho vzniku je potřeba zvětšené napětí v pokrytí, vysoká koncentrace korozních sloučenin na vnitřní straně pokrytí a dostatek času pro vznik trhlin a jejich rozšíření.

Experimentální výsledky ukazují, že volné molekuly jódu (které v reaktoru vznikají při štěpení) pravděpodobně nejvíce přispívají ke korozi, která vede k tomuto praskání. Objevují se návrhy, aby se všechen uvolněný jód navázal do formy jodidu cesia, protože pak by nebyly žádné volné molekuly jódu pro korozi a tedy ani žádné praskání v důsledku koroze.[1,9]

5.11 Ztenčování pokrytí - Koroze, eroze a rozpouštění pokrytí

Příčiny ztenčování pokrytí mohou být tři:

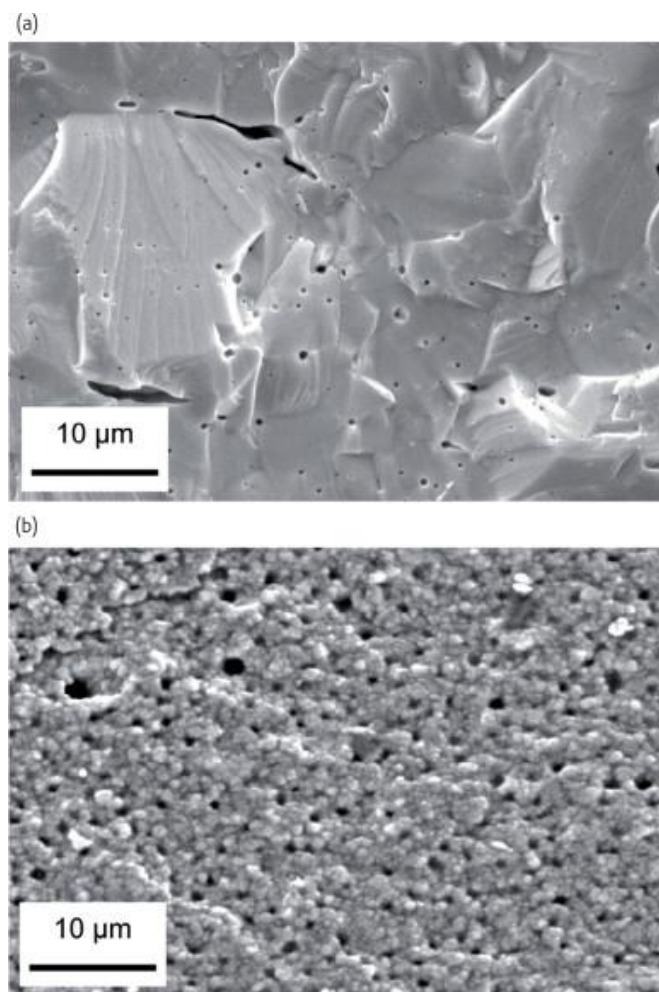
- Ztenčování korozí – děje se v důsledku chemické reakce mezi pokrytím a chladicí vodou;
- Ztenčování erozí – tím se rozumí ztenčení pokrytí vlivem omílání kovu proudícím chladivem;
- Ztenčování rozpouštěním.

To, který proces se nejvíce podílí na ztenčování pokrytí, záleží na chemismu chladicí vody, rychlosti chladicí vody, její teplotě a teplotě pokrytí. Procesy se dají různými způsoby eliminovat upravováním různých parametrů. Pokud se nepřistoupí k eliminaci procesů vedoucích ke ztenčování pokrytí, dochází k jeho ztenčení a zkřehnutí.[1,37]

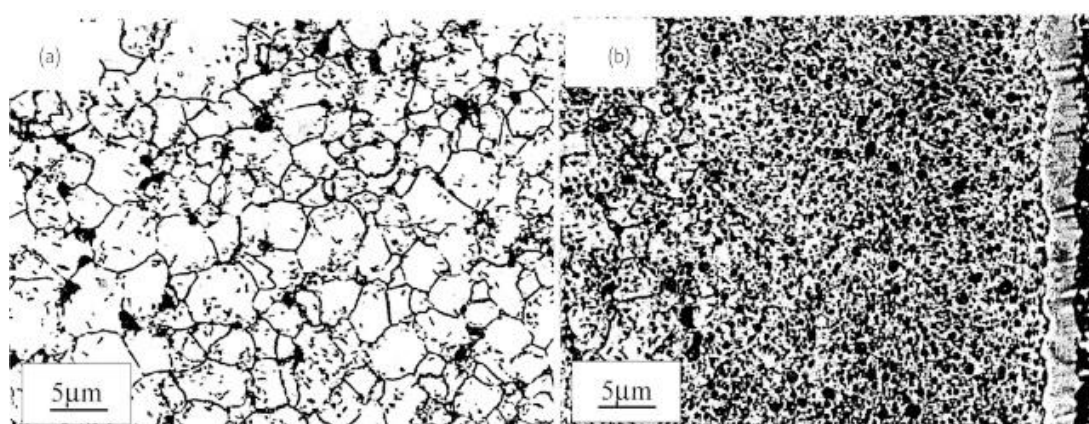
Předchozí řádky se týkaly ztenčování vlivy z vnějšku pokrytí. Na pokrytí působí vlivy i zevnitř (ze strany paliva), tam probíhají chemické reakce mezi pokrytím, volnými molekulami kyslíku a štěpnými produkty.

5.12 Zformování vysoce vyhořelé struktury (high burn-up structure)

Restrukturalizace paliva se odehrává v okrajových částech pelety u vysoce vyhořelého paliva, které u lehkovodních reaktorů nastává asi po čtyřech letech pobytu paliva v reaktoru. Transformovaná mikrostruktura je charakteristická velmi malými zrny, která jsou ochuzena o štěpné plyny, a velkou hustotou plynných bublin mezi zrny. Protože se restrukturalizace objevuje na okraji pelet (jak můžeme vidět na obrázku 5.4, resp. 5.5) je výsledná mikrostruktura často nazývána okrajovou strukturou.[1,10]



Obr. 5.4: Restrukturalizace paliva – obr. a: čerstvé palivo, obr. b: palivo s vyhořením 75 GWd/tHM s typickou vysoce-vyhořelou strukturou [10]



Obr. 5.5: Restrukturalizace paliva - obr. a: palivo před restrukturalizací, plošné defekty můžeme vidět jako tmavé části uvnitř zrn, obr. b: vysoce-vyhořelá struktura na okraji palivové pelety, v pravé části můžeme vidět interakce na rozhraní pokrytí a paliva [10]

6 VYHOŘÍVAJÍCÍ ABSORBÁTORY

Délka jednotlivých kampaní a odstup mezi odstávkami se zvyšují, z toho důvodu musí být vyšší počáteční obohacení paliva (aby bylo po celou dobu možné dosáhnout jmenovitého výkonu). To přináší nutnost efektivní kompenzace rostoucího přebytku počáteční reaktivity. Počáteční vysoká reaktivita uranu na začátku kampaně musí být nějak kompenzována, jednak z výkonových důvodů a jednak z eliminace vysokých dávek neutronového záření na reaktorovou nádobu (životnost reaktorové nádoby je limitující faktor pro životnost celé jaderné elektrárny). Provádí se to přítomností nějaké látky, která pohlcuje neutrony. V podstatě jsou tři možnosti, jak tento počáteční nadbytek reaktivity kompenzovat.

První možností je částečné zasunutí regulačních orgánů, k tomu se používají kompenzační tyče. Jejich zasunutí sice kompenzuje přebytečnou reaktivitu, ale silně deformuje neutronový tok a způsobuje nerovnoměrné rozložení výkonu vertikálně po průřezu palivového článku, proto se této regulace využívá jen pro krátkodobou regulaci.

Druhou možností je výše zmíněné použití kyseliny borité v primárním okruhu. Bór je velice účinným pohlcovačem neutronů a koncentrace kyseliny borité lze jednoduše měnit a tak se může kompenzovat počáteční přebytek reaktivity. Mezi výhody použití kyseliny borité patří:

- Snižování nerovnoměrnosti vývinu tepla v aktivní zóně;
- Kompenzace zásoby reaktivity na vyhořívání;
- Spolehlivě zajišťuje podkritičnost odstaveného reaktoru.

Kyselina boritá má však i jisté nevýhody:

- Přítomnost kyseliny borité v chladiivu komplikuje chemický režim vody v primárním okruhu, což vede ke zvýšení korozních vlastností vody;
- Znečištění chladiiva tritiem, které je slabě radioaktivní (poločas rozpadu $T_{1/2} = 12,26$ let) a vzniká reakcí neutronu s bórem, nedá se odstranit chemickou cestou a odchází do výpustí elektrárny;
- Ovlivňuje absolutní hodnotu záporného teplotního koeficientu reaktivity.

Třetí možností je použití vyhořívajících absorbátorů. Vyhořívající absorbátory se přidávají přímo do paliva a jsou to prvky s vysokým účinným průřezem pro záchyt neutronů, který se po absorpci neutronu mění na izotop s malým nebo zanedbatelným účinným průřezem tak, že již další neutrony nezachytává. Použití vyhořívajících absorbátorů je mj. výhodné i z důvodu vyšší bezpečnosti při přepravě a skladování čerstvého paliva.

Vyhořívající absorbátor se buď umísťuje jako integrální, v tom případě se jedná o vyhořívající absorbátor, který je v tenké vrstvě přímo na palivových tabletách, nebo jako diskrétní (blokovaný), tím se rozumí, že v palivovém souboru se některé palivové proutky nahradí proutky, které obsahují absorbátor.[20,27]

Prvky, které se používají jako vyhořívající absorbátory jsou popsány v následující kapitole.

Vyhořívající absorbátory jsou v posledních letech předmětem mnoha prací a studií. Jsou navrhovány vyhořívající absorbátory, které jsou kombinací různých prvků tak, aby došlo k co nejefektivnější kompenzaci přebytečné počáteční reaktivity.

6.1 Bór

Bór je chemický prvek s chemickou značkou B, v přírodě se vyskytující pouze ve formě sloučenin. Pro použití jako absorbátoru se využívá izotop bóru s hmotnostním číslem 10, který má dostatečně velký účinný průřez pro záchyt neutronů. Nevýhodou použití bóru je tvorba lithia, na které bor ^{10}B reakcí přechází, což způsobuje bobtnání a praskání.

Tab. 6.1: Izotopy bóru, přírodní zastoupení, hodnota efektivního rezonančního integrálu a jeho účinné průřezy při tepelné energii 0,0253 eV [29]

Izotop	Zastoupení v přírodě	Účinný průřez σ [barn]	Efektivní rezonanční integrál I_{ef} [barn]
^{10}B	19,9 %	3846,32	1751,72
^{11}B	80,1 %	5,07	59,25
^7Li	-	1,09	12,52

6.1.1 Borid zirkonia - ZrB_2

Bór se jako vyhořívající absorbátor využívá ve formě ZrB_2 (borid zirkonia). Jedná se o integrální vyhořívající absorbátor, který je naprašován přímo na palivové pelety.

Tento typ vyhořívajícího absorbátoru byl vyvinut firmou Westinghouse pod zkratkou IFBA (Integral Fuel Burnable Absorber), a ta se právě tímto druhem vyhořívajícího absorbátoru nejčastěji zabývá. Jedná se o zirkonium obohacené izotopem ^{10}B . Absorbátor ZrB_2 je realizován ve formě tenké (0,025 mm) vrstvy na palivových tabletách. Jeho výhodou je výborná tepelná vodivost, naopak nevýhodou je, že v průběhu vyhořívání zvyšuje tlak v mezeře mezi palivem a pokrytím paliva (zirkoniovou trubkou). [2,21]

6.1.2 Karbid bóru – B_4C

Karbid bóru je další forma, ve které se bór používá jako vyhořívající absorbátor. Tento typ vyhořívajícího absorbátoru také vyvinula firma Westinghouse. Konkrétně vyvinula dva typy absorbátorů s touto sloučeninou a to absorbátor pod zkratkou BPRA (Burnable Poison Rod Assembly) a WABA (Wet Annular Burnable Absorbers). Oba typy jsou směsí karbidu a oxidu: $\text{B}_4\text{C}-\text{Al}_2\text{O}_3$ a v podstatě se liší provedením (BPRA nahrazuje palivo, zatímco WABA nikoliv). [1,23]

6.2 Gadolinium

Gadolinium je chemický prvek značky Gd s velmi dlouhým poločasem rozpadu, je to prvek vyskytující se v přírodě pouze ve formě sloučenin. Gadolinium je vhodné pro použití jako vyhořívajícího absorbátoru z důvodu velkého účinného průřezu pro záchyt neutronů. Jako vyhořívajícího absorbátoru se používá ve formě Gd_2O_3 (oxid gadolinitý). Vyhořívající absorbátory

ve formě oxidu gadolinitého využívají reaktory typu VVER, reaktory firmy AREVA a varné reaktory. [21,27]

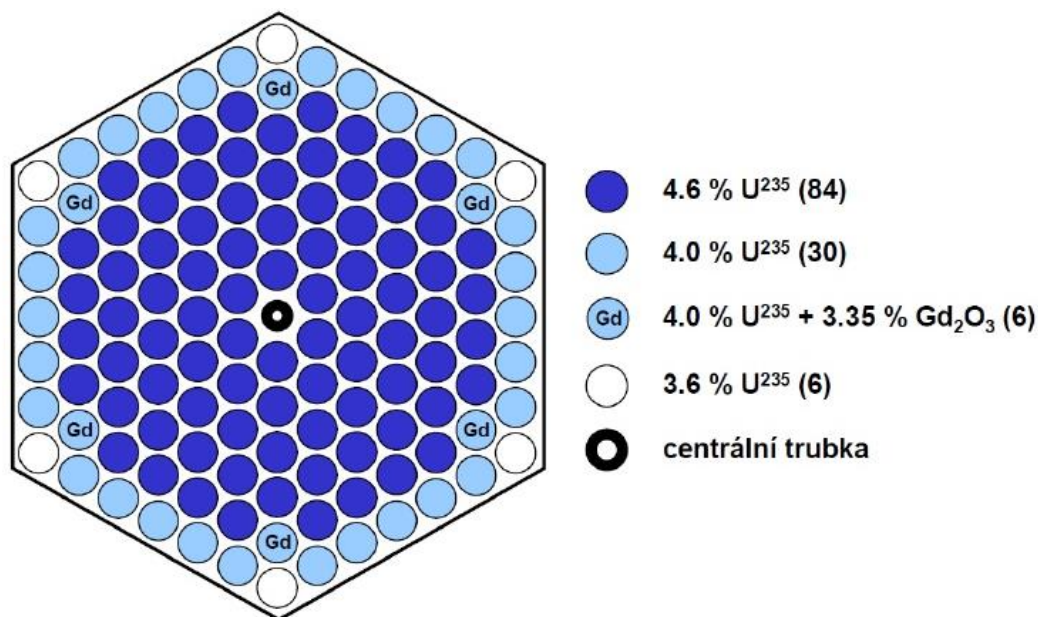
V tab. 6.2 jsou uvedeny nejvýznamnější izotopy gadolinia, jejich výskyt v přírodě, jejich účinné průřezy pro záchyt neutronů a efektivní hodnoty rezonančního integrálu. Z hlediska účinného průřezu pro radiační záchyt neutronů jsou nejvhodnější izotopy pro použití ve vyhořívajících absorbátorech izotopy s hmotnostními čísly 155 a 157, které mají na dané energetické hladině nejvyšší hodnotu účinného průřezu ze všech známých stabilních izotopů. Po absorpci neutronu se izotopy mění na izotopy s velmi nízkým účinným průřezem v řádu jednotek barnů. Pro vysoký počáteční účinný průřez se Gd_2O_3 používá jako blokový absorbátor, kdy je přidán pouze do vybraných tyčí (například pro VVER 440 je přidáván do šesti palivových tyčí, jak můžeme vidět na obrázku 6.1), vysoký účinný průřez taky zajistí velmi rychlou přeměnu izotopů gadolinia.[20,28]

Tab. 6.2: Izotopy gadolinia, přírodní zastoupení, hodnota efektivního rezonančního integrálu a jeho účinné průřezy při tepelné energii 0,0253 eV [29]

Izotop	Zastoupení v přírodě	Účinný průřez σ [barn]	Efektivní rezonanční integrál I_{ef} [barn]
^{154}Gd	2,18 %	91,46334	467,57
^{155}Gd	14,80 %	60802,93	1706,32
^{156}Gd	20,47 %	7,108856	308,87
^{157}Gd	15,56 %	255059,7	945,03
^{158}Gd	24,84 %	6,010737	195,36
^{160}Gd	21,86 %	4,496814	165,42

Gadolinium je jako příměs paliva v tlakovodních reaktorech využíváno již od roku 1973, tato paliva obsahují příměs Gd_2O_3 v zastoupení 2 – 8 % hmotnostních. Pro VVER 440 je zastoupení gadolinia 3,35 % (šest tyčí v každém palivovém souboru) a v případě VVER 1000 se používá šest až osmnáct tyčí v každém palivovém souboru. [27]

Přidáním gadolinia je zajištěna kompenzace počáteční reaktivity, je tedy možné použít menší koncentraci kyseliny borité pro tuto kompenzaci. Možnou nevýhodou je, že gadolinium v palivových tyčích „zabírá“ místo uranu, což vede ke snížení hmotnostního podílu uranu v palivovém souboru. Palivo s gadolнием má také nižší tepelnou vodivost a nižší mechanickou odolnost.[27,28]



Obr. 6.1: Rozložení palivových proutků v souboru Gd-2M+ pro VVER 440 se středním obohacením 4,38 % [28]

6.3 Erbium

Erbium je vzácný kov se značkou Er, který může být také použit jako vyhořívající absorbátor v podobě Er_2O_3 (oxid erbitý). V tabulce 6.3 jsou uvedeny účinné průřezy, efektivní hodnoty rezonančního integrálu a procentuální zastoupení izotopů erbia vyskytujících se v přírodě. Jako vyhořívající absorbátor je vhodný izotop ^{167}Er , který má dostatečně veliký účinný průřez a absorpci neutronu se mění na izotop s nízkým účinným průřezem. [21,27]

Tab. 6.3: Izotopy erbia, přírodní zastoupení, hodnota efektivního rezonančního integrálu a jeho účinné průřezy při tepelné energii 0,0253 eV [29]

Izotop	Zastoupení v přírodě	Účinný průřez σ [barn]	Efektivní rezonanční integrál I_{ef} [barn]
^{162}Er	0,19 %	26,9438	693,78
^{164}Er	1,60 %	22,08179	340,84
^{166}Er	33,50 %	28,91209	304,58
^{167}Er	22,87 %	651,7974	3497,83
^{168}Er	26,98 %	10,81973	234,39
^{170}Er	14,91 %	19,25056	593,43

Rozdílem erbia oproti gadoliniu je menší účinný průřez a z toho plynoucí systém použití. Zatímco gadolinium má velký účinný průřez pro záchyt neutronů a je používán jako blokový absorbátor, tak vliv erbia na reaktivitu paliva je menší a může být použit jako integrální vyhořívající absorbátor - to znamená, že je v menším množství přítomen ve všech palivových tyčích souboru, příměs erbia pak tvoří přibližně 1 % hmotnosti. Oproti gadoliniu erbium vyhořívá pomaleji, takže kompenzuje přebytečnou reaktivitu do vyšších hodnot vyhoření. Jako vyhořívajícího absorbatu je ho využíváno od devadesátých let minulého století v reaktorech RBMK, některých PWR reaktorech (ty teď ale využívají absorbatory IFBA) a reaktorech CANDU. [27]

6.4 Hafnium

Hafnium je vzácný kov se značkou Hf. Hafnium je chemicky velmi podobné zirkoni, které v přírodě vždy doprovází, proto je velmi těžké jejich oddělení a tedy příprava čistého hafnia. Hafnium se vyznačuje vysokou chemickou stálostí.

Přírodní hafnium je směsí izotopů s hmotnostními čísly 174 – 180, jejichž účinné průřezy, efektivní hodnoty rezonančního integrálu a zastoupení v přírodě jsou uvedeny v tab. 6.4. Účinný průřez v průběhu vyhořívání (se vznikem jeho nových izotopů) nijak výrazně neklesá. V jaderné energetice se využívá čisté hafnium, nebo sloučenina hafnia HfB_2 . Hafnium se vyznačuje velmi silnou absorpcí termických neutronů a používá se k výrobě regulačních tyčí do japonských reaktorů BWR, do experimentálních reaktorů (Francie) a reaktorů v jaderných ponorkách. [9,35]

Tab. 6.4: Izotopy hafnia, přírodní zastoupení, hodnota efektivního rezonančního integrálu a jeho účinné průřezy při tepelné energii 0,0253 eV [29]

Izotop	Zastoupení v přírodě	Účinný průřez σ [barn]	Efektivní rezonanční integrál I_{ef} [barn]
^{174}Hf	0,16 %	666,3329	966,50
^{176}Hf	5,26 %	22,1498	1042,42
^{177}Hf	18,60 %	371,3439	7938,74
^{178}Hf	27,28 %	87,38657	3934,99
^{179}Hf	13,62 %	47,66889	787,758
^{180}Hf	35,08 %	38,61234	303,46

6.5 Europium

Dalším vzácným kovem, který se používá jako vyhořívající absorbátor je europium se značkou Eu. Europium má vysoký účinný průřez a vyskytuje se v izotopech s hmotnostními čísly 151 – 155. Jako vyhořívající absorbátor je vhodný izotop ^{151}Eu , který má účinný průřez $\sigma = 9189,5$ barn a přírodní zastoupení 47,8 %, jak můžeme vidět v tab. 6.5. Vlivem nižších rozdílů mezi účinnými průřezy ^{151}Eu a ^{152}Eu je rychlost vyhořívání europa malá a tím ovlivňuje reaktivitu po delší dobu.

V tlakovodních reaktorech se europium používá jako vyhořívající absorbátor v podobě Eu_2O_3 . Europium se využívá i v podobě EuB_6 v rychlých množivých reaktorech pro záchyt neutronů. Řídící tyče s obsahem europa se využívaly již v roce 1981 v malých kompaktních reaktorech (například v ponorkách s jaderným pohonem). [9,35]

Tab. 6.5: Izotopy europa, přírodní zastoupení, hodnota efektivního rezonančního integrálu a jeho účinné průřezy při tepelné energii 0,0253 eV [29]

Izotop	Zastoupení v přírodě	Účinný průřez σ [barn]	Efektivní rezonanční integrál I_{ef} [barn]
^{151}Eu	47,8 %	9189,509	3608,48
^{152}Eu	-	12819,36	2672,44
^{153}Eu	52,19 %	322,9801	1605,39
^{154}Eu	-	1361,678	1492,87
^{155}Eu	-	3757,882	16040,60

6.6 Dysprosium

Dysprosium se značkou Dy, je další ze vzácných kovů, které lze použít jako vyhořívajícího absorbátoru. Dysprosium má taktéž vysoký účinný průřez a vyskytuje se ve formě sedmi izotopů s hmotnostními čísly 156 – 164. Využití dysprosia značně komplikuje jeho omezená dostupnost a jeho ztenčující se zásoby.

Dysprosium ve formě slitiny s niklem je vhodný materiál pro výrobu regulačních tyčí. Ve formě Dy_2O_3 je možné jej využít jako vyhořívajícího absorbátoru. Možná realizace dysprosiového vyhořívajícího absorbátorů je u pokročilých reaktorů CANDU. [9,35]

Tab. 6.6: Izotopy dysprosia, přírodní zastoupení, hodnota efektivního rezonančního integrálu a jeho účinné průřezy při tepelné energii 0,0253 eV [29]

Izotop	Zastoupení v přírodě	Účinný průřez σ [barn]	Efektivní rezonanční integrál I_{ef} [barn]
^{156}Dy	0,056 %	33,33778	1401,92
^{158}Dy	0,095 %	43,52325	490,29
^{160}Dy	2,329 %	60,5276	1491,61
^{161}Dy	18,889 %	617,743	1236,05
^{162}Dy	25,475 %	194,1511	3520,67
^{163}Dy	24,896 %	126,7092	1719,54
^{164}Dy	28,260 %	2981,596	890,82

7 ANALÝZA VYHOŘÍVÁNÍ ABSORBÁTORŮ

V návaznosti na kapitolu 6, kde se pojednává o vyhořívajících absorbátorech, byl proveden srovnávací výpočet v programu MAPLE 2015, kde do již existujícího modelu [38] (který byl použit s laskavým svolením Bc. Lud'ka Smoly) vyhořívání paliva se zaměřením na změnu koncentrace plutonia byly doplněny rovnice pro vyhořívající absorbátory. Vzhledem k tomu, že v původním modelu bylo počítán s parametry charakteristickými pro EDU, tak jsou i další výpočty vztažené ke stejným parametrům.

Bylo provedeno srovnání vyhořívání prvků, které se používají jako vyhořívající absorbátory. Výchozí data pro výpočet byly zjištěny v databázi JANIS, v knihovně JEFF-3.2 [29].

V první fázi byl proveden výpočet účinného průřezu směsi absorbátorů podle rovnice (7.1), které se skládají z jednotlivých izotopů, které jsou uvedeny v kapitole 6, absorbátory se ve většině případů přidávají jako směs jednotlivých izotopů prvku daného absorbátoru a kyslíku. Mikroskopický účinný průřez kyslíku byl při počítání směsi zanedbán, neboť je ve srovnání s mikroskopickým účinným průřezem absorbátorů o několik řádů nižší a tak se dá zanedbat.

$$\sigma_{směs} = \frac{\sum_i v_i \cdot N_i \cdot \sigma_i}{\sum_i N_i} \quad (7.1)$$

V druhé fázi byla vytvořena rovnice (7.2) pro závislost počtu částic na čase pro dané prvky (izotopy).

$$N_x = f(t) \quad (7.2)$$

V původním modelu byly vytvořeny rovnice pro nejdůležitější štěpné produkty (rovnice 7.3 – 7.11) – rovnice pro změnu koncentrace izotopů. Rovnice pro každý izotop obsahuje členy kladné, reprezentující jeho přírůstek a záporné reprezentující jeho úbytek. Člen pro změnu koncentrace izotopu vlivem záchytu neutronu je závislý na aktuálním počtu jader izotopu, účinném průřezu pro záchyt a hustotě neutronového toku – nabývá tedy tvaru $\sigma_c^x \cdot N_x(t) \cdot \phi$. Člen pro změnu koncentrace vlivem štěpení (na rozdíl od členu pro změnu koncentrace vlivem záchytu neutronu) obsahuje účinný průřez pro štěpení $-\sigma_f^x \cdot N_x(t) \cdot \phi$. Člen pro změnu koncentrace vlivem radioaktivní přeměny je závislý na přeměnové konstantě pro daný izotop a na počtu jeho jader: $-\lambda_x \cdot N_x(t)$. Vytvořené rovnice pak mají takovýto tvar:

$$\frac{dN_{U5}(t)}{dt} = -\sigma_f^{U5} \cdot N_{U5}(t) \cdot \phi - \sigma_c^{U5} \cdot N_{U5}(t) \cdot \phi \quad (7.3)$$

$$\frac{dN_{U6}(t)}{dt} = +\sigma_c^{U5} \cdot N_{U5}(t) \cdot \phi - \sigma_c^{U6} \cdot N_{U6}(t) \cdot \phi \quad (7.4)$$

$$\frac{dN_{U8}(t)}{dt} = -\sigma_c^{U8} \cdot N_{U8}(t) \cdot \phi \quad (7.5)$$

$$\frac{dN_{N7}(t)}{dt} = +\sigma_c^{N6} \cdot N_{U6}(t) \cdot \phi - \sigma_c^{N7} \cdot N_{N7}(t) \cdot \phi \quad (7.6)$$

$$\frac{dN_{P8}(t)}{dt} = +\sigma_c^{N7} \cdot N_{N7}(t) \cdot \phi - \sigma_c^{P8} \cdot N_{P8}(t) \cdot \phi \quad (7.7)$$

$$\begin{aligned} \frac{dN_{P9}(t)}{dt} = & +\sigma_c^{U8} \cdot N_{U8}(t) \cdot \phi + \sigma_c^{P8} \cdot N_{P8}(t) \cdot \phi - \sigma_c^{P9} \cdot N_{P9}(t) \cdot \phi - \sigma_f^{P9} \cdot N_{P9}(t) \cdot \phi \\ & + \varepsilon(p-1) \cdot (v_{U5} \cdot \sigma_f^{U5} \cdot N_{U5}(t) - v_{P9} \sigma_f^{P9} \cdot N_{P9}(t)) \cdot \phi \end{aligned} \quad (7.8)$$

$$\frac{dN_{P0}(t)}{dt} = +\sigma_c^{P9} \cdot N_{P9}(t) \cdot \phi - \sigma_c^{P0} \cdot N_{P0}(t) \cdot \phi \quad (7.9)$$

$$\frac{dN_{P1}(t)}{dt} = +\sigma_c^{P0} \cdot N_{P0}(t) \cdot \phi - \sigma_c^{P1} \cdot N_{P1}(t) \cdot \phi - \sigma_c^{P1} \cdot N_{P1}(t) \cdot \phi - \lambda_{P1} \cdot N_{P1}(t) \quad (7.10)$$

$$\frac{dN_{P2}(t)}{dt} = +\sigma_c^{P1} \cdot N_{P1}(t) \cdot \phi - \sigma_c^{P2} \cdot N_{P2}(t) \cdot \phi \quad (7.11)$$

Ve vytvořeném modelu byly záměrně vynechány některé izotopy, byl zaveden zjednodušující předpoklad, že se např.: veškeré množství $^{239}_{92}\text{U}$ přemění na $^{239}_{93}\text{Np}$ a to dále na $^{239}_{94}\text{Pu}$. Do rovnic tedy nebyly tyto izotopy zahrnuty a počítá se s tím, že záchytem neutronu na $^{238}_{92}\text{U}$ vzniká $^{239}_{92}\text{Pu}$.

Rovnice pro vyhořívající absorbátory (7.12) má pouze zápornou část, protože dané prvky absorbátorů v reaktorů žádným pochodem nevznikají (podobně jako je toho například u uranu ^{238}U , rovnice 7.5):

$$\frac{dN_x(t)}{dt} = -\sigma_c^x \cdot N_x(t) \cdot \phi \quad (7.12)$$

Počáteční podmínky v soustavě tvoří obohacení paliva uranem ^{235}U , zastoupením absorbátoru a zastoupením uranu ^{238}U , všechny ostatní izotopy mají počáteční koncentraci nulovou. Počáteční obohacení, procentuální zastoupení absorbátoru a zastoupení uranu ^{238}U je přepočítáno na počet částic N_x podle vztahu (7.13):

$$N_x(0) = \frac{m_x}{100 \% \cdot m_u \cdot A_{rx}} \quad (7.13)$$

kde m_x je procentuální zastoupení uranu, resp. daného absorbátoru, A_{rx} je relativní atomová hmotnost uranu, resp. daného absorbátoru a m_u je atomová hmotnostní konstanta. Celé řešení je vztaženo k 1 kg paliva, obohacení tedy bylo přepočítáno na počet částic v 1 kg. Účinné průřezy jsou vztaženy ke střední energii neutronů – tedy energii 0.0253 eV (jednogrupový model). Pro neutronový tok byla zvolena obvyklá hodnota $\phi_0 = 1 \cdot 10^{17} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$, která byla zpřesněna výpočtem na hodnotu $\phi_0 = 1,56 \cdot 10^{17} \text{ m}^{-2} \text{ s}$ podle vztahu:

$$P = \phi \cdot \Sigma_f \cdot E_f \cdot V_f \quad (7.14)$$

kde P je tepelný výkon reaktoru (v případě EDU 1444 MW), Σ_f je makroskopický účinný průřez pro štěpení, E_f je využitelná energie uvolněná na jedno štěpení (200 MeV) a V_f je objem štěpitelného izotopu. Ze hmotnosti palivové vsázky (42 t pro EDU) a hustoty uranu ^{235}U byl spočítán objem V_f a pak lze zpřesnit hodnotu neutronového toku.

Výpočet byl proveden v programu MAPLE 2015, který je pro tento výpočet vyhovující. Pro každý izotop absorbátoru byl proveden výpočet změny jeho koncentrace. Protože se výpočet zaměřoval na rychlost vyhoření daného izotopu, byly výsledky provedeného výpočtu zaznamenány v počáteční koncentraci a dále za každý uplynulý rok až do doby šesti let. Hodnoty jsou vždy uváděny v počtu částic na jeden kilogram paliva a vždy je uvedeno i jejich procentuální zastoupení v kilogramu paliva. Výsledky jsou přehledně shrnuty v tabulkách u jednotlivých prvků.

Uvedený model je však velice zjednodušený, např.: se uvažuje se jednogrupový model, neuvažuje se účinek štěpných produktů (zastruskování paliva), ale pro srovnání absorbátorů postačující.

7.1 Gadolinium

Pro výpočet rychlosti vyhořívání gadolinia uvažujeme počáteční koncentraci 3,35 %, to je koncentrace, která se podle [28] nachází v palivu Gd-2M+ pro EDU, taková koncentrace se nachází v palivovém souboru v šesti proutcích, obohacených ^{235}U na 4 %. Po vytvoření směsi gadolinia a uranu je tedy zastoupení gadolinia 3,35 %, uranu ^{235}U 3,86 % a uranu ^{238}U 92,79 %.

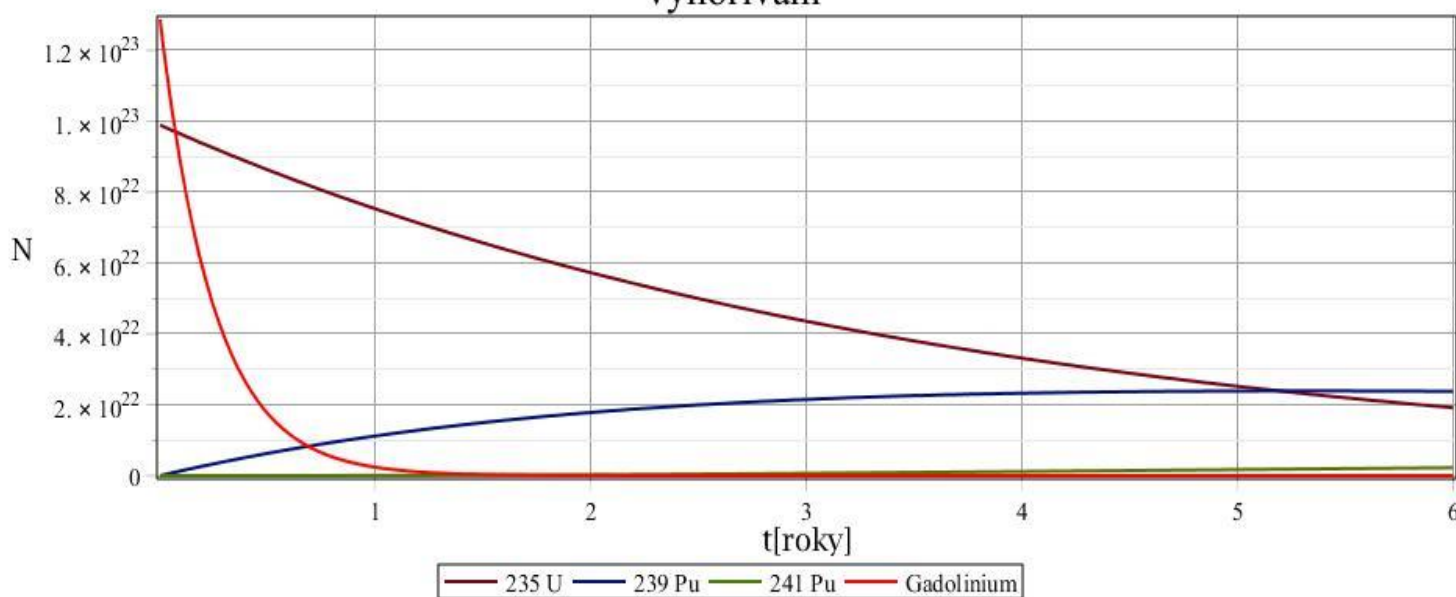
V první části výpočtu byl podle vzorce (7.1) vypočten účinný průřez přírodní směsi gadolinia. Gadolinium se přidává ve formě Gd_2O_3 , mikroskopický účinný průřez kyslíku byl zanedbán, neboť je o několik řádů nižší než účinný průřez gadolinia. Směs gadolinia byla vytvořena na základě dat z [29], které jsou shrnuty v tab.: 6.2. Účinný průřez přírodní směsi gadolinia je $\sigma_{\text{Gd}} = 8113.470843$ barn.

V druhé části výpočtu se do rovnice (7.12) dosadily hodnoty charakteristické pro směs přírodního gadolinia.

Změny koncentrace jsou uvedeny v tabulce 7.1. Jak lze z tabulky vidět, Gadolinium vyhořívá rychle a jeho koncentrace je vysoká pouze na začátku kampaně, ovlivňuje reaktivitu výrazně pouze v prvním roce, po druhém roce je jeho koncentrace a vliv na reaktivitu zanedbatelný (po třetím roce je koncentrace rovna 0 %, další roky tudíž nebylo potřeba vnášet do tabulky). Přírodní směs gadolinia má dostatečně velký účinný průřez a tak uspokojivě potlačuje přebytečnou reaktivitu na začátku kampaně a pak rychle vyhoří, toto lze lépe vidět v grafu 7.1.

Právě gadoliniové absorbátory se používají v českých reaktorech (u VVER 1000 je na rozdíl od VVER 440 vyšší počáteční koncentrace jader – 5 % a to ve dvanácti palivových souborech).

Změna koncentrace gadolinia ve srovnání s hlavními štěpnými izotopy v průběhu vyhořívání



Obr. 7.1: Změna koncentrace gadolinia v průběhu vyhořívání

Tab. 7.1: Změna koncentrace při použití absorbátoru z přírodní směsi gadolinia na jeden kilogram paliva

Izotop	Počáteční zastoupení v 1kg		Zatoupení po 1. roce		Zastoupení po 2. roce		Zatoupení po 3. roce		Konečné zastoupení v 1kg	
	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%
²³⁵ ₉₂ U	9,8898E+22	3,86	7,5235E+22	2,9364	5,7233E+22	2,2338	4,3539E+22	1,6993	1,9167E+22	0,7481
Gd	1,2866E+23	3,35	2,3661E+21	0,0616	4,3514E+19	0,0011	8,0027E+17	0,0000	4,9778E+12	0,0000
²³⁶ ₉₂ U	0,0000E+00	0,00	3,4729E+21	0,1361	6,0981E+21	0,2390	8,0785E+21	0,3166	1,1518E+22	0,4515
²³⁸ ₉₂ U	2,3476E+24	92,79	2,3420E+24	92,5713	2,3365E+24	92,3531	2,3310E+24	92,1354	2,3146E+24	91,4854
²³⁷ ₉₃ Np	0,0000E+00	0,00	8,5675E+18	0,0003	3,0566E+19	0,0012	6,1528E+19	0,0024	1,7934E+20	0,0071
²³⁸ ₉₄ Pu	0,0000E+00	0,00	2,2044E+17	0,0000	1,5355E+18	0,0001	4,5223E+18	0,0002	2,4366E+19	0,0010
²³⁹ ₉₄ Pu	0,0000E+00	0,00	1,1206E+22	0,4448	1,7837E+22	0,7081	2,1496E+22	0,8533	2,3780E+22	0,9440
²⁴⁰ ₉₄ Pu	0,0000E+00	0,00	7,5801E+20	0,0302	2,4297E+21	0,0969	4,4007E+21	0,1754	9,4649E+21	0,3773
²⁴¹ ₉₄ Pu	0,0000E+00	0,00	4,6030E+19	0,0018	2,6810E+20	0,0107	6,6450E+20	0,0266	2,2172E+21	0,0888
²⁴² ₉₄ Pu	0,0000E+00	0,00	1,8876E+18	0,0001	2,3390E+19	0,0009	9,2444E+19	0,0037	7,3687E+20	0,0296
²⁴¹ ₉₅ Am	0,0000E+00	0,00	5,5910E+17	0,0000	6,5331E+18	0,0003	2,4292E+19	0,0010	1,5939E+20	0,0064
²⁴³ ₉₅ Am	0,0000E+00	0,00	7,1500E+15	0,0000	1,8334E+17	0,0000	1,1235E+18	0,0000	1,9593E+19	0,0008
²⁴² ₉₆ Cm	0,0000E+00	0,00	2,6910E+16	0,0000	5,3132E+17	0,0000	2,5513E+18	0,0001	2,3260E+19	0,0009
²⁴⁴ ₉₆ Cm	0,0000E+00	0,00	5,0000E+13	0,0000	3,1000E+15	0,0000	2,8386E+16	0,0000	1,0542E+18	0,0000
²⁴⁵ ₉₆ Cm	0,0000E+00	0,00	7,0000E+11	0,0000	6,6740E+12	0,0000	8,5996E+13	0,0000	5,1180E+15	0,0000
ostatní	-	-	-	3,8172	-	4,3548	-	4,7858	-	5,8592

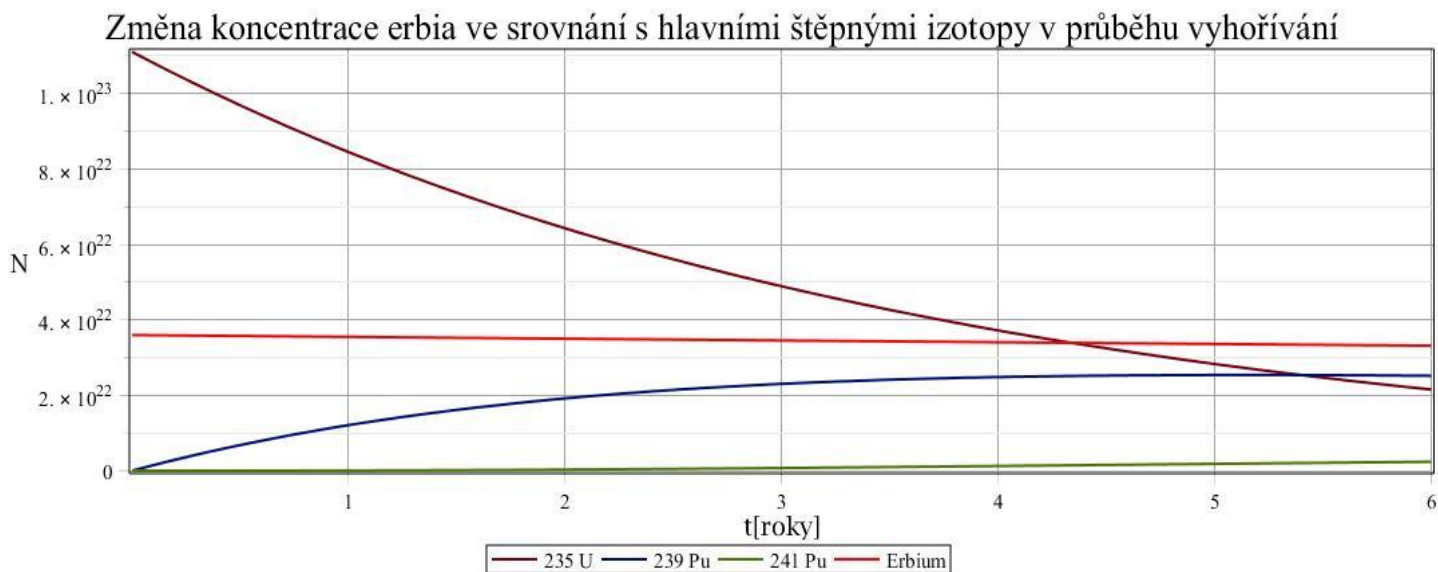
7.2 Erbium

Pro výpočet rychlosti vyhořívání erbia uvažujeme počáteční koncentraci 1 %, což je podle dostupné literatury obvyklá počáteční koncentrace pro využití směsi erbia jako integrálního absorbátoru. Obohacení ^{235}U uvažujeme stejné, jaké má EDU, tedy 4,38 %. Po vytvoření směsi erbia a uranu je tedy zastoupení erbia 1 %, uranu ^{235}U 4,3362 % a uranu ^{238}U 94,6638 %.

V první části výpočtu byl podle vzorce (7.1) vypočten účinný průřez přírodní směsi erbia. Erbium se přidává ve formě Er_2O_3 , mikroskopický účinný průřez kyslíku byl zanedbán. Směs erbia byla vytvořena na základě dat z [29], které jsou shrnuty v tab. 6.3. Účinný průřez přírodní směsi erbia je $\sigma_{Er} = 27.62948529$ barn, což je asi 300x menší hodnota než u směsi gadolinia.

V druhé části výpočtu se do rovnice (7.12) dosadily hodnoty charakteristické pro směs přírodního erbia.

Změny koncentrace jsou uvedeny v tabulce 7.2. Jak lze z tabulky vidět, erbium vyhořívá mnohem pomaleji než směs gadolinia. Přírodní směs erbia snižuje svoji koncentraci velice pomalu, což znamená, že ovlivňuje reaktivitu po celou dobu pobytu paliva v reaktoru i po vytažení vyhořelého paliva z reaktoru, vzhledem k menšímu účinnému průřezu nemá na reaktivitu takový vliv. Při srovnání zastoupení erbia na začátku kampaně a po šesti letech se koncentrace přírodní směsi změní jen o 0,079 %. Na obrázku 7.2 je průběh vykreslen graficky.



Obr. 7.2: Změna koncentrace erbia v průběhu času

Tab. 7.2: Změna koncentrace při použití erbia jako absorbátoru na jeden kilogram paliva

Izotop	Počáteční zastoupení v lkg		Zatoupení po 1. roce		Zastoupení po 2. roce		Zatoupení po 3. roce		Zatoupení po 4. roce		Zastoupení po 5. roce		Konečné zastoupení v lkg	
	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%
²³⁵ ₉₂ U	1,1110E+23	4,34	8,4516E+22	3,2987	6,4294E+22	2,5094	4,8910E+22	1,9089	3,7207E+22	1,4522	2,8304E+22	1,1047	2,1532E+22	0,8404
Er	3,5987E+22	1,00	3,5500E+22	0,9865	3,5019E+22	0,9731	3,4545E+22	0,9599	3,4077E+22	0,9469	3,3615E+22	0,9341	3,3160E+22	0,9214
²³⁶ ₉₂ U	0,0000E+00	0,00	3,9014E+21	0,1529	6,8504E+21	0,2685	9,0751E+21	0,3557	1,0749E+22	0,4213	1,2003E+22	0,4705	1,2939E+22	0,5072
²³⁸ ₉₂ U	2,3950E+24	94,66	2,3893E+24	94,4407	2,3837E+24	94,2181	2,3781E+24	93,9960	2,3725E+24	93,7745	2,3669E+24	93,5534	2,3613E+24	93,3329
²³⁷ ₉₃ Np	0,0000E+00	0,00	9,6244E+18	0,0004	3,4337E+19	0,0014	6,9118E+19	0,0027	1,1026E+20	0,0043	1,5503E+20	0,0061	2,0147E+20	0,0079
²³⁸ ₉₄ Pu	0,0000E+00	0,00	2,4763E+17	0,0000	1,7249E+18	0,0001	5,0802E+18	0,0002	1,0532E+19	0,0004	1,8031E+19	0,0007	2,7371E+19	0,0011
²³⁹ ₉₄ Pu	0,0000E+00	0,00	1,2099E+22	0,4803	1,9191E+22	0,7618	2,3042E+22	0,9147	2,4840E+22	0,9860	2,5380E+22	1,0075	2,5183E+22	0,9997
²⁴⁰ ₉₄ Pu	0,0000E+00	0,00	8,1928E+20	0,0327	2,6203E+21	0,1044	4,7347E+21	0,1887	6,7917E+21	0,2707	8,6062E+21	0,3431	1,0105E+22	0,4028
²⁴¹ ₉₄ Pu	0,0000E+00	0,00	4,9776E+19	0,0020	2,8942E+20	0,0116	7,1597E+20	0,0287	1,2545E+21	0,0502	1,8267E+21	0,0731	2,3736E+21	0,0950
²⁴² ₉₄ Pu	0,0000E+00	0,00	2,0419E+18	0,0001	2,5269E+19	0,0010	9,9731E+19	0,0040	2,4764E+20	0,0100	4,7861E+20	0,0192	7,9145E+20	0,0318
²⁴¹ ₉₅ Am	0,0000E+00	0,00	6,0470E+17	0,0000	7,0577E+18	0,0003	2,6204E+19	0,0010	6,1081E+19	0,0024	1,1061E+20	0,0044	1,7109E+20	0,0068
²⁴³ ₉₅ Am	0,0000E+00	0,00	7,7340E+15	0,0000	1,9815E+17	0,0000	1,2129E+18	0,0000	4,1456E+18	0,0002	1,0323E+19	0,0004	2,1080E+19	0,0009
²⁴² ₉₆ Cm	0,0000E+00	0,00	2,9257E+16	0,0000	5,7415E+17	0,0000	2,7535E+18	0,0001	7,4863E+18	0,0003	1,5021E+19	0,0006	2,4987E+19	0,0010
²⁴⁴ ₉₆ Cm	0,0000E+00	0,00	1,0000E+14	0,0000	3,3000E+15	0,0000	3,0679E+16	0,0000	1,4285E+17	0,0000	4,5432E+17	0,0000	1,1356E+18	0,0000
²⁴⁵ ₉₆ Cm	0,0000E+00	0,00	1,0000E+12	0,0000	6,9000E+12	0,0000	9,3327E+13	0,0000	5,3479E+14	0,0000	1,9723E+15	0,0000	5,5165E+15	0,0000
ostatní	-	-	-	0,6058	-	1,1503	-	1,6392	-	2,0805	-	2,4821	-	2,8511

7.3 Hafnium

Pro výpočet rychlosti vyhořívání hafnia uvažujeme počáteční koncentraci 1 %, což podle dostupné literatury možná není obvyklá počáteční koncentrace, avšak pro účely srovnání chování absorbátorů se tato hodnota jeví vhodná. Obohacení ^{235}U uvažujeme stejné, jaké má EDU, tedy 4,38 %. Po vytvoření směsi hafnia a uranu je tedy zastoupení hafnia 1 %, uranu ^{235}U 4,3362 % a uranu ^{238}U 94,6638 %.

V první části výpočtu byl opět podle vzorce (7.1) vypočten účinný průřez přírodní směsi hafnia. Při použití hafnia jako vyhořívajícího absorbátoru se používá čisté hafnium. Přírodní směs hafnia byla vytvořena na základě dat z [29], které jsou shrnuty v tab. 6.4. Účinný průřez přírodní směsi hafnia je $\sigma_{Hf} = 19.22898272$ barn, což je asi 400x menší než u směsi gadolinia.

V druhé části výpočtu se do rovnice (7.12) dosadily hodnoty charakteristické pro směs přírodního hafnia.

Změny koncentrace jsou uvedeny v tabulce 7.3. Jak lze z tabulky vidět, přírodní směs hafnia vyhořívá nejpomaleji ze všech zkoumaných absorbátorů. Účinný průřez směsi nijak výrazně neklesá po celou dobu vyhořívání a tím pádem hafnium ovlivňuje reaktivitu po celou dobu pobytu paliva v reaktoru a i po vytažení vyhořelého paliva z reaktoru. Na obrázku 7.3 je průběh vykreslen graficky.



Obr. 7.3: Změna koncentrace hafnia v průběhu času

Tab. 7.3: Změna koncentrace při použití hafnia jako absorbátoru na jeden kilogram paliva

Izotop	Počáteční zastoupení v 1kg		Zatoupení po 1. roce		Zastoupení po 2. roce		Zatoupení po 3. roce		Zatoupení po 4. roce		Zastoupení po 5. roce		Konečné zastoupení v 1kg	
	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%
²³⁵ ₉₂ U	1,1110E+23	4,34	8,4516E+22	3,2987	6,4294E+22	2,5094	4,8910E+22	1,9089	3,7207E+22	1,4522	2,8304E+22	1,1047	2,1532E+22	0,8404
Hf	3,3740E+22	1,00	3,3422E+22	0,9906	3,3107E+22	0,9812	3,2795E+22	0,9720	3,2486E+22	0,9628	3,2180E+22	0,9538	3,1877E+22	0,9448
²³⁶ ₉₂ U	0,0000E+00	0,00	3,9014E+21	0,1529	6,8504E+21	0,2685	9,0751E+21	0,3557	1,0749E+22	0,4213	1,2003E+22	0,4705	1,2939E+22	0,5072
²³⁸ ₉₂ U	2,3950E+24	94,66	2,3893E+24	94,4407	2,3837E+24	94,2181	2,3781E+24	93,9960	2,3725E+24	93,7745	2,3669E+24	93,5534	2,3613E+24	93,3329
²³⁷ ₉₃ Np	0,0000E+00	0,00	9,6244E+18	0,0004	3,4337E+19	0,0014	6,9118E+19	0,0027	1,1026E+20	0,0043	1,5503E+20	0,0061	2,0147E+20	0,0079
²³⁸ ₉₄ Pu	0,0000E+00	0,00	2,4763E+17	0,0000	1,7249E+18	0,0001	5,0802E+18	0,0002	1,0532E+19	0,0004	1,8031E+19	0,0007	2,7371E+19	0,0011
²³⁹ ₉₄ Pu	0,0000E+00	0,00	1,2099E+22	0,4803	1,9191E+22	0,7618	2,3042E+22	0,9147	2,4840E+22	0,9860	2,5380E+22	1,0075	2,5183E+22	0,9997
²⁴⁰ ₉₄ Pu	0,0000E+00	0,00	8,1928E+20	0,0327	2,6203E+21	0,1044	4,7347E+21	0,1887	6,7917E+21	0,2707	8,6062E+21	0,3431	1,0105E+22	0,4028
²⁴¹ ₉₄ Pu	0,0000E+00	0,00	4,9776E+19	0,0020	2,8942E+20	0,0116	7,1597E+20	0,0287	1,2545E+21	0,0502	1,8267E+21	0,0731	2,3736E+21	0,0950
²⁴² ₉₄ Pu	0,0000E+00	0,00	2,0420E+18	0,0001	2,5269E+19	0,0010	9,9731E+19	0,0040	2,4764E+20	0,0100	4,7861E+20	0,0192	7,9145E+20	0,0318
²⁴¹ ₉₅ Am	0,0000E+00	0,00	6,0470E+17	0,0000	7,0577E+18	0,0003	2,6204E+19	0,0010	6,1081E+19	0,0024	1,1061E+20	0,0044	1,7109E+20	0,0068
²⁴³ ₉₅ Am	0,0000E+00	0,00	7,7230E+15	0,0000	1,9815E+17	0,0000	1,2129E+18	0,0000	4,1456E+18	0,0002	1,0323E+19	0,0004	2,1080E+19	0,0009
²⁴² ₉₆ Cm	0,0000E+00	0,00	2,9200E+16	0,0000	5,7419E+17	0,0000	2,7534E+18	0,0001	7,4863E+18	0,0003	1,5021E+19	0,0006	2,4987E+19	0,0010
²⁴⁴ ₉₆ Cm	0,0000E+00	0,00	1,6400E+14	0,0000	3,2650E+15	0,0000	3,0800E+16	0,0000	1,4296E+17	0,0000	4,5430E+17	0,0000	1,1356E+18	0,0000
²⁴⁵ ₉₆ Cm	0,0000E+00	0,00	-3,6000E+11	0,0000	5,5900E+12	0,0000	9,3400E+13	0,0000	5,3430E+14	0,0000	1,9730E+15	0,0000	5,5166E+15	0,0000
ostatní	-	-	-	0,6017	-	1,1422	-	1,6271	-	2,0646	-	2,4625	-	2,8277

7.4 Europium

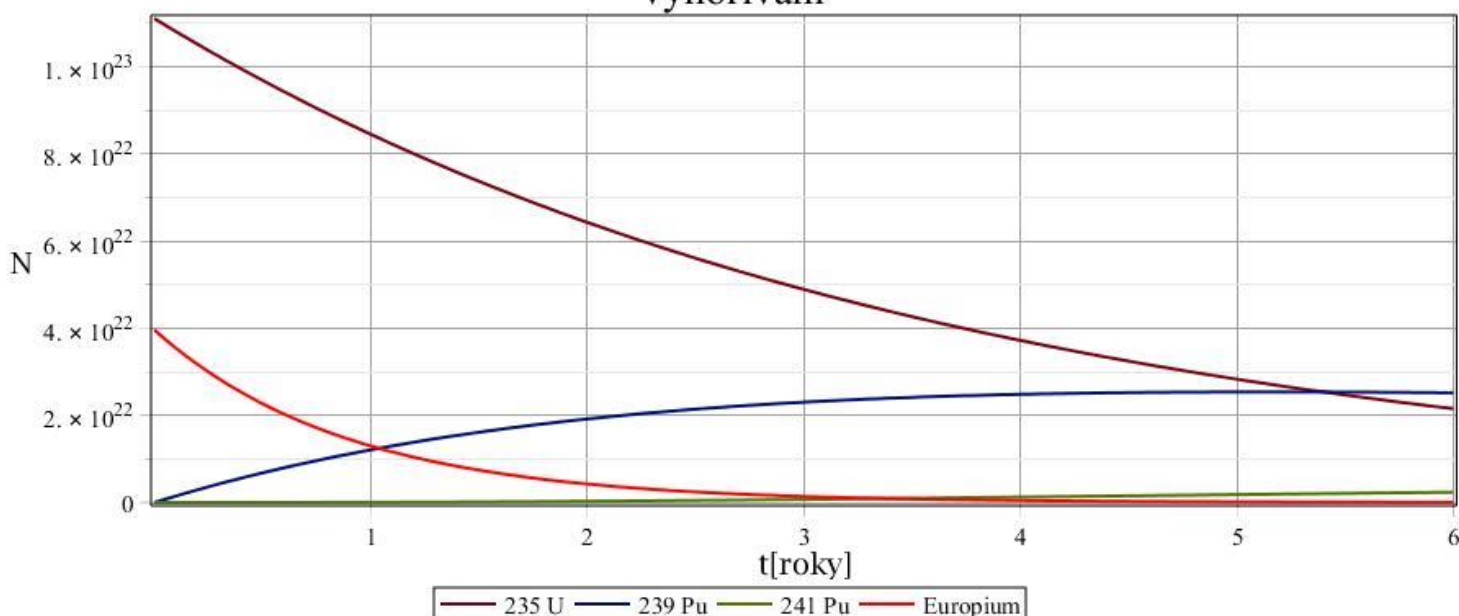
Pro výpočet rychlosti vyhořívání hafnia uvažujeme počáteční koncentraci 1 %, což podle dostupné literatury možná není obvyklá počáteční koncentrace, ale protože stejné obohacení bylo zvoleno i pro dva předchozí absorbátory, pro účely jejich srovnání bude vhodné použít stejné počáteční koncentrace. Obohacení ^{235}U uvažujeme stejné, jaké má EDU, tedy 4,38 %. Po vytvoření směsi europia a uranu je tedy zastoupení europia 1 %, uranu ^{235}U 4,3362 % a uranu ^{238}U 94,6638 %.

V první části výpočtu byl opět podle vzorce (7.1) vypočten účinný průřez přírodní směsi europia. Europium se přidává ve formě Eu_2O_3 , mikroskopický účinný průřez kyslíku byl při výpočtu účinného průřezu směsi zanedbán, neboť je o několik řádů nižší než účinný průřez europia. Směs europia byla vytvořena na základě dat z [29], které jsou shrnuty v tab. 6.5. Účinný průřez přírodní směsi europia je $\sigma_{Eu} = 2266.662638$ barn.

V druhé části výpočtu se do rovnice (7.12) dosadily hodnoty charakteristické pro směs přírodního europia.

Změny koncentrace jsou uvedeny v tabulce 7.4. Jak lze z tabulky vidět, přírodní směs europia vyhořívá mnohem rychleji než předchozí dva absorbátory, po třetím roce je koncentrace jader europia již téměř nulová. Přírodní směs europia ovlivňuje reaktivitu reaktoru po delší dobu než přírodní směs gadolinia, což je dáno nižším účinným průřezem, takováto doba vyhořívání je vhodná, protože kompenzuje přebytečnou reaktivitu do vyšších hodnot vyhoření a umožňuje tak delší palivový cyklus. Na obrázku 7.4 je průběh vykreslen graficky.

Změna koncentrace europia v porovnání s hlavními štěpnými izotopy v průběhu vyhořívání



Obr. 7.4: Změna koncentrace europia v průběhu času

Tab. 7.4: Změna koncentrace při použití europia jako absorbátoru na jeden kilogram paliva

Izotop	Počáteční zastoupení v 1kg		Zatoupení po 1. roce		Zastoupení po 2. roce		Zatoupení po 3. roce		Zatoupení po 4. roce		Zastoupení po 5. roce		Konečné zastoupení v 1kg	
	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%
²³⁵ ₉₂ U	1,1110E+23	4,34	8,4516E+22	3,2987	6,4294E+22	2,5094	4,8910E+22	1,9089	3,7207E+22	1,4522	2,8304E+22	1,1047	2,1532E+22	0,8404
Eu	3,9633E+22	1,00	1,2979E+22	0,3275	4,2503E+21	0,1072	1,3919E+21	0,0351	4,5580E+20	0,0115	1,4927E+20	0,0038	4,8881E+19	0,0012
²³⁶ ₉₂ U	0,0000E+00	0,00	3,9014E+21	0,1529	6,8504E+21	0,2685	9,0751E+21	0,3557	1,0749E+22	0,4213	1,2003E+22	0,4705	1,2939E+22	0,5072
²³⁸ ₉₂ U	2,3950E+24	94,66	2,3893E+24	94,4407	2,3837E+24	94,2181	2,3781E+24	93,9960	2,3725E+24	93,7745	2,3669E+24	93,5534	2,3613E+24	93,3329
²³⁷ ₉₃ Np	0,0000E+00	0,00	9,6244E+18	0,0004	3,4337E+19	0,0014	6,9118E+19	0,0027	1,1026E+20	0,0043	1,5503E+20	0,0061	2,0147E+20	0,0079
²³⁸ ₉₄ Pu	0,0000E+00	0,00	2,4763E+17	0,0000	1,7249E+18	0,0001	5,0802E+18	0,0002	1,0532E+19	0,0004	1,8031E+19	0,0007	2,7371E+19	0,0011
²³⁹ ₉₄ Pu	0,0000E+00	0,00	1,2099E+22	0,4803	1,9191E+22	0,7618	2,3042E+22	0,9147	2,4840E+22	0,9860	2,5380E+22	1,0075	2,5183E+22	0,9997
²⁴⁰ ₉₄ Pu	0,0000E+00	0,00	8,1928E+20	0,0327	2,6203E+21	0,1044	4,7347E+21	0,1887	6,7917E+21	0,2707	8,6062E+21	0,3431	1,0105E+22	0,4028
²⁴¹ ₉₄ Pu	0,0000E+00	0,00	4,9776E+19	0,0020	2,8942E+20	0,0116	7,1597E+20	0,0287	1,2545E+21	0,0502	1,8267E+21	0,0731	2,3736E+21	0,0950
²⁴² ₉₄ Pu	0,0000E+00	0,00	2,0421E+18	0,0001	2,5269E+19	0,0010	9,9731E+19	0,0040	2,4764E+20	0,0100	4,7861E+20	0,0192	7,9145E+20	0,0318
²⁴¹ ₉₅ Am	0,0000E+00	0,00	6,0470E+17	0,0000	7,0577E+18	0,0003	2,6204E+19	0,0010	6,1081E+19	0,0024	1,1061E+20	0,0044	1,7109E+20	0,0068
²⁴³ ₉₅ Am	0,0000E+00	0,00	7,7250E+15	0,0000	1,9815E+17	0,0000	1,2129E+18	0,0000	4,1456E+18	0,0002	1,0323E+19	0,0004	2,1080E+19	0,0009
²⁴² ₉₆ Cm	0,0000E+00	0,00	2,9202E+16	0,0000	5,7412E+17	0,0000	2,7535E+18	0,0001	7,4863E+18	0,0003	1,5021E+19	0,0006	2,4987E+19	0,0010
²⁴⁴ ₉₆ Cm	0,0000E+00	0,00	1,4180E+14	0,0000	3,2190E+15	0,0000	3,0679E+16	0,0000	1,4293E+17	0,0000	4,5422E+17	0,0000	1,1356E+18	0,0000
²⁴⁵ ₉₆ Cm	0,0000E+00	0,00	1,7000E+11	0,0000	6,3780E+12	0,0000	9,2801E+13	0,0000	5,3496E+14	0,0000	1,9729E+15	0,0000	5,5155E+15	0,0000
ostatní	-	-	-	1,2648	-	2,0162	-	2,5640	-	3,0159	-	3,4124	-	3,7713

7.5 Dysprosium

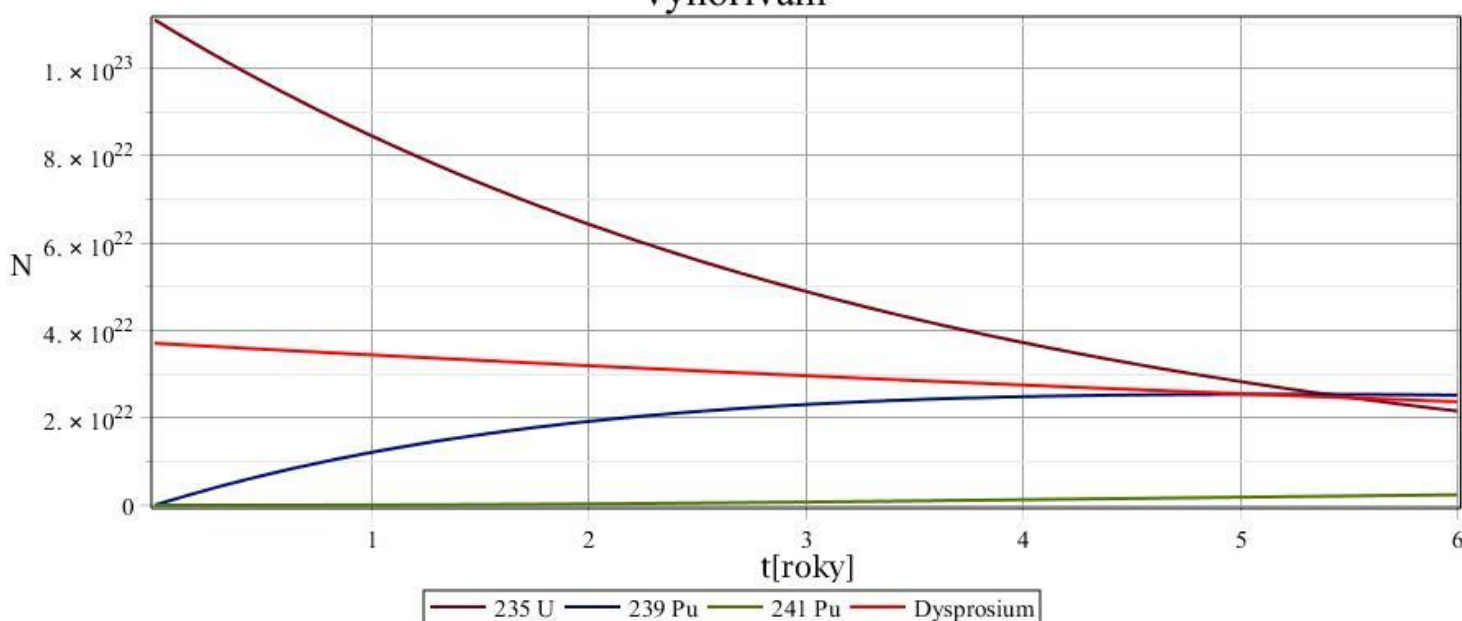
Pro výpočet rychlosti vyhořívání dysprosia opět uvažujeme počáteční koncentraci 1 %, což pro účely srovnání chování absorbátorů je vhodné. Obohacení ^{235}U uvažujeme stejné, jaké má EDU, tedy 4,38 %. Po vytvoření směsi dysprosia a uranu je tedy zastoupení dysprosia 1 %, uranu ^{235}U 4,3362 % a uranu ^{238}U 94,6638 %.

V první části výpočtu byl opět podle vzorce (7.1) vypočten účinný průřez přírodní směsi hafnia. Dysprosium se přidává ve formě Dy_2O_3 , mikroskopický účinný průřez kyslíku byl zanedbán. Směs dysprosia byla vytvořena na základě dat z [29], které jsou shrnuty v tab. 6.6. Účinný průřez přírodní směsi hafnia je $\sigma_{\text{Dy}} = 151.5710267$ barn.

V druhé části výpočtu se do rovnice (7.12) dosadily hodnoty charakteristické pro směs přírodního dysprosia.

Změny koncentrace jsou uvedeny v tabulce 7.5. Jak lze z tabulky vidět, přírodní směs dysprosia vyhořívá dlouho a za šest let se koncentrace nesníží ani na polovinu. Reaktivitu tak ovlivňuje po celou dobu kampaně i po vyjmutí paliva z reaktoru. Na obrázku 7.5 je průběh vykreslen graficky.

Změna koncentrace dysprosia v porovnání s hlavními štěpnými izotopy v průběhu vyhořívání



Obr. 7.5: Změna koncentrace dysprosia v průběhu času

Tab. 7.5: Změna koncentrace při použití dysprosia jako absorbátoru na jeden kilogram paliva

Izotop	Počáteční zastoupení v 1kg		Zatoupení po 1. roce		Zastoupení po 2. roce		Zatoupení po 3. roce		Zatoupení po 4. roce		Zastoupení po 5. roce		Konečné zastoupení v 1kg	
	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%
²³⁵ ₉₂ U	1,1110E+23	4,34	8,4516E+22	3,2987	6,4294E+22	2,5094	4,8910E+22	1,9089	3,7207E+22	1,4522	2,8304E+22	1,1047	2,1532E+22	0,8404
Dy	3,7059E+22	1,00	3,4394E+22	0,9281	3,5019E+22	0,9449	2,9624E+22	0,7994	2,7493E+22	0,7419	2,5515E+22	0,6885	2,3680E+22	0,6390
²³⁶ ₉₂ U	0,0000E+00	0,00	3,9014E+21	0,1529	6,8504E+21	0,2685	9,0751E+21	0,3557	1,0749E+22	0,4213	1,2003E+22	0,4705	1,2939E+22	0,5072
²³⁸ ₉₂ U	2,3950E+24	94,66	2,3893E+24	94,4407	2,3837E+24	94,2181	2,3781E+24	93,9960	2,3725E+24	93,7745	2,3669E+24	93,5534	2,3613E+24	93,3329
²³⁷ ₉₃ Np	0,0000E+00	0,00	9,6244E+18	0,0004	3,4337E+19	0,0014	6,9118E+19	0,0027	1,1026E+20	0,0043	1,5503E+20	0,0061	2,0147E+20	0,0079
²³⁸ ₉₄ Pu	0,0000E+00	0,00	2,4763E+17	0,0000	1,7249E+18	0,0001	5,0802E+18	0,0002	1,0532E+19	0,0004	1,8031E+19	0,0007	2,7371E+19	0,0011
²³⁹ ₉₄ Pu	0,0000E+00	0,00	1,2099E+22	0,4803	1,9191E+22	0,7618	2,3042E+22	0,9147	2,4840E+22	0,9860	2,5380E+22	1,0075	2,5183E+22	0,9997
²⁴⁰ ₉₄ Pu	0,0000E+00	0,00	8,1928E+20	0,0327	2,6203E+21	0,1044	4,7347E+21	0,1887	6,7917E+21	0,2707	8,6062E+21	0,3431	1,0105E+22	0,4028
²⁴¹ ₉₄ Pu	0,0000E+00	0,00	4,9775E+19	0,0020	2,8942E+20	0,0116	7,1597E+20	0,0287	1,2545E+21	0,0502	1,8267E+21	0,0731	2,3736E+21	0,0950
²⁴² ₉₄ Pu	0,0000E+00	0,00	2,0419E+18	0,0001	2,5269E+19	0,0010	9,9731E+19	0,0040	2,4764E+20	0,0100	4,7861E+20	0,0192	7,9145E+20	0,0318
²⁴¹ ₉₅ Am	0,0000E+00	0,00	6,0470E+17	0,0000	7,0577E+18	0,0003	2,6204E+19	0,0010	6,1081E+19	0,0024	1,1061E+20	0,0044	1,7109E+20	0,0068
²⁴³ ₉₅ Am	0,0000E+00	0,00	7,7400E+15	0,0000	1,9815E+17	0,0000	1,2129E+18	0,0000	4,1456E+18	0,0002	1,0323E+19	0,0004	2,1080E+19	0,0009
²⁴² ₉₆ Cm	0,0000E+00	0,00	2,9298E+16	0,0000	5,7415E+17	0,0000	2,7534E+18	0,0001	7,4863E+18	0,0003	1,5021E+19	0,0006	2,4987E+19	0,0010
²⁴⁴ ₉₆ Cm	0,0000E+00	0,00	1,4000E+14	0,0000	3,3000E+15	0,0000	3,0800E+16	0,0000	1,4286E+17	0,0000	4,5430E+17	0,0000	1,1356E+18	0,0000
²⁴⁵ ₉₆ Cm	0,0000E+00	0,00	2,0000E+11	0,0000	6,9000E+12	0,0000	9,4000E+13	0,0000	5,3460E+14	0,0000	1,9720E+15	0,0000	5,5170E+15	0,0000
ostatní	-	-	-	0,6642	-	1,1785	-	1,7998	-	2,2856	-	2,7277	-	3,1335

8 ZÁVĚR

Tato práce si vzala za cíl vytvořit rešerši výrobců paliva pro různé typy reaktorů s ohledem na všechny části palivového cyklu, dále vytvořit rešerši vyhořívajících absorbátorů a shrnutí jevů v palivu během jeho vyhořívání. Součástí práce bylo vytvoření analýzy rychlosti vyhořívání vyhořívajících absorbátorů.

Jak je patrné z úvodní kapitoly pojednávající o palivu, vývoj paliv a jejich materiálů (za dobu kratší než 80 let od první laboratorní štěpné reakce) urazil dlouhou cestu a zdaleka ještě nekončí. V této práci je řešena problematika vývoje paliva přidáváním vyhořívajících absorbátorů a jejich vliv na efektivitu kompenzace počáteční reaktivity a tím pádem možnost většího obohacení paliva a z toho plynoucí možnost prodloužení palivového cyklu jaderných elektráren.

Pozornost je věnována zejména jevům v palivu během vyhořívání. Během vyhořívání se vlivem vysoké teploty a interakcí mezi palivem a pokrytím dějí pochody, které jsou popsány v kapitole 5. Množství pochodů, které se dějí během vyhořívání, jsou protichůdné a tak se některé kompenzují, v krajním případě dané pochody v palivu způsobí narušení pokrytí a narušení jeho hermetičnosti a z toho plynoucí proniknutí štěpných produktů do primárního okruhu, což je nežádoucí.

V závěrečné části práce byl vytvořen model změny koncentrace vyhořívajících absorbátorů během vyhořívání. Model byl navržen pro případ tlakovodního reaktoru typu VVER 440, s parametry, které korespondují s parametry jaderné elektrárny Dukovany. Bylo srovnáno pět přírodních směsí absorbátorů – gadolinia, erbia, hafnia, europia a dysprosia. Jaderná elektrárna Dukovany momentálně pracuje s pětiletým palivovým cyklem, ale uvažuje se o přechodu na šestiletý palivový cyklus, proto byl model proveden až do šestého roku kampaně. Model je značně zjednodušený, neuvažuje se vliv štěpných produktů, změny hustoty neutronového toku v průběhu kampaně. Změny koncentrace vyhořívajících absorbátorů jsou uvedeny pro jednotlivé absorbátory v tabulkách 7.1-5 jsou pro přehlednost přepočítány i na procentuální podíl celkového složení paliva. Změny koncentrace jsou pro jednotlivé absorbátory vykresleny v grafech (obr. 7.1-5). Rychlost vyhořívání jednotlivých směsí přímo závisí na jejich účinném průřezu – zatímco gadolinium, které má největší účinný průřez ze srovnávaných směsí, vyhoří nejrychleji a ovlivňuje přebytečnou reaktivitu zhruba po dobu jednoho roku, tak europium s asi 4x nižším účinným průřezem ovlivňuje přebytečnou reaktivitu zhruba 3x déle. Tyto zmíněné absorbátory jsou v jejich přírodní směsi vhodné jako vyhořívající absorbátory pro potlačení vysoké počáteční reaktivity, ostatní srovnávané absorbátory měly v jejich přírodní směsi mnohem menší účinné průřezy a vyhořívaly rovnoměrně po celou dobu kampaně a ovlivňovaly tak reaktivitu po celou dobu jejího trvání. Jsou tedy vhodné pro dlouhodobou regulaci reaktivity.

Tato práce by se mohla stát základem pro nadcházející diplomovou práci, která se by se mohla dále věnovat podrobnějšímu studiu vyhořívajících absorbátorů a tvorbou dalších modelů, případně srovnávání dalších vyhořívajících absorbátorů, či jejich kombinací. Problematika vyhořívajících absorbátorů je téma, které je předmětem mnoha studií, ovšem bohužel v dostupné literatuře jim není věnována patřičná pozornost.

POUŽITÁ LITERATURA

- [1] **CROSSLAND, IAN.** *NUCLEAR FUEL CYCLE SCIENCE AND ENGINEERING*. 1ST PUB. OXFORD: WOODHEAD PUBLISHING, 2012. WOODHEAD PUBLISHING IN ENERGY. ISBN 978-0-85709-073-7.
- [2] **HEZOUČKÝ, František a Svatobor ŠTECH.** *Základy teorie normálních a abnormálních provozních režimů energetických bloků s tlakovodními reaktory*. Plzeň: Západočeská univerzita v Plzni, 2015. ISBN 978-80-261-0548-0.
- [3] **MURRAY, Raymond L a Keith E HOLBERT.** *Nuclear energy: an introduction to the concepts, systems, and applications of nuclear processes*. Seventh edition. Boston: Elsevier, 2015. ISBN 978-0-12-416654-7.
- [4] **HANDRLICA, JAKUB.** *JADERNÉ PRÁVO: PRÁVNÍ RÁMEC PRO MÍROVÉ VYUŽÍVÁNÍ JADERNÉ ENERGIE A IONIZUJÍCÍHO ZÁŘENÍ*. PRAHA: AUDITORIUM, 2012. ISBN 978-80-87284-33-9.
- [5] **RAČEK, JIŘÍ.** *JADERNÁ ZAŘÍZENÍ*. VYD. 2. BRNO: NOVOPRESS, 2013. ISBN 978-80-214-4745-5.
- [6] **ŠTAMBERG, Karel.** *Technologie jaderných paliv I*. Vyd. 2. V Praze: Nakladatelství ČVUT, 1994. ISBN 80-01-03479-8.
- [7] **BEČVÁŘ, Josef.** *Jaderné elektrárny*. 2. opravené vyd. Praha: [s.n.], 1981.
- [8] **TODREAS, Neil E. a Mujid S. KAZIMI.** *Nuclear systems*. 2nd ed. Boca Raton, FL: Taylor & Francis, 2012-. ISBN 9780415802871.
- [9] **WORLD NUCLEAR ASSOCIATION:** *Information library*. [online]. UK: WORLD NUCLEAR, 2016 [cit. 2016-04-09]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/information-library/>
- [10] **Materials Today:** *The high burn-up structure in nuclear fuel*. ScienceDirect [online]. [cit. 2016-04-12]. Dostupné z: <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S1369702110702212>
- [11] **KATEDRA JADROVEJ FYZIKY A TECHNIKY:** *Reaktor v prevádzkových podmienkach*. [online]. Bratislava, 2011 [cit. 2016-04-12]. Dostupné z: http://www.nuc.elf.stuba.sk/lit/tjr_www/13tjr.htm
- [12] **DOLEŽAL, Jaroslav.** *Jaderné a klasické elektrárny*. Praha: České vysoké učení technické v Praze, 2011. ISBN 978-80-01-04936-5.
- [13] **World statistics: Operational & Long-Term Shutdown Reactors.** *International Atomic Energy Agency: Power Reactor Information System*[online]. 2016 [cit. 2016-05-20]. Dostupné z: <https://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalReactorsByType.asp>
- [14] **Rosatom:** *Nuclear fuel cycle* [online]. Moskva [cit. 2016-04-20]. Dostupné z: http://www.rosatom.ru/en/areas_of_activity/nuclear_fuel_cycle/
- [15] **Tisková zpráva:** *Vláda schválila postupnou uzavírku uranového dolu Rožná I. Diamo* [online]. Stráž pod Ralskem, 2016 [cit. 2016-04-20]. Dostupné z: http://www.diamo.cz/images/stories/files/aktuality/tz_diamo_25012016.pdf
- [16] **O energetice:** *Pokroky v získávání uranu z mořské vody* [online]. 2016 [cit. 2016-05-06]. Dostupné z: <http://oenergetice.cz/jadernoelektrany/pokroky-v-ziskavani-uranu-z-morske-vody/>
- [17] **DUBŠEK, František.** *Jaderná energetika*. Brno: PC-DIR, 1994. ISBN 80-214-0538-4.

- [18] Český svaz vědeckotechnických společností: *Zirkonium jako materiál nezbytný pro jadernou energetiku*. Zpravodaj ČNS 1/2009 [online]. Praha, 2009 [cit. 2016-04-19]. Dostupné z: <http://www.csvts.cz/cns/zprav/0901.htm>
- [19] Open cast pit of Ranger Uranium Mine, Kakadu National Park, Northern Territory, Australia - aerial [online]. [cit. 2016-04-20]. Dostupné z: <http://www.gettyimages.com/detail/photo/open-cast-pit-of-ranger-uranium-mine-kakadu-high-res-stock-photography/148260269>
- [20] BROMOVÁ, E., D. VARGONČÍK a M. SOVADINA. *VUJE, a.s.: Jadrová energia a energetika* [online]. Trnava: Simopt, s.r.o., 2013 [cit. 2016-04-20]. ISBN 978-80-87851-06-7. Dostupné z: <http://www.vuje.sk/sk/ekniha-jadrova-energia>
- [21] Annals of Nuclear Energy: *Fuel with advanced burnable absorbers design for the IRIS reactor core: Combined Erbia and IFBA*. Science direct [online]. [cit. 2016-04-20]. Dostupné z: <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0306454909001315>
- [22] KazAtomProm: *KazAtomProm today* [online]. [cit. 2016-04-20]. Dostupné z: <http://www.kazatomprom.kz/en/>
- [23] Westinghouse: *About us*. Westinghouse Electric Company LLC [online]. [cit. 2016-04-20]. Dostupné z: <http://www.westinghousenuclear.com/About>
- [24] Cameco: *About us*. Cameco Corp. [online]. [cit. 2016-04-20]. Dostupné z: <https://www.cameco.com/about>
- [25] *China National Nuclear Corporation* [online]. [cit. 2016-05-10]. Dostupné z: http://en.cnncc.com.cn/2016-02/01/c_49164.htm
- [26] O energetice: *Westinghouse dodá testovací palivové soubory pro JE Temelín* [online]. 2016 [cit. 2016-05-20]. Dostupné z: <http://oenergetice.cz/jaderne-elektrarny/westinghouse-doda-testovaci-palivove-soubory-pro-je-temelin/>
- [27] FRÝBORT Jan. *Jaderná energetika v pracích mladé generace – Využití erbia jako vyhořívajícího absorbátoru. Mikulášské setkání mladé generace ČNS, 200*.
- [28] HEŘMANSKÝ, Bedřich. *Přenášky: Jaderné reaktory - Reaktory II. generace*. Praha, 2015.
- [29] *Nuclear Energy Agency: JANIS, JEFF-3.2, NEA data bank* [online]. 2012 [cit. 2016-04-21]. Dostupné z: <http://www.oecd-nea.org/janisweb/book/neutrons/>
- [30] *URENCO: About us* [online]. [cit. 2016-04-24]. Dostupné z: www.urengo.com/
- [31] *AREVA: About us* [online]. [cit. 2016-04-24]. Dostupné z: www.aveva.com/EN/
- [32] Klik F., Daliba J.: *Jaderná energetika*. ČVUT v Praze. 2002
- [33] DUBŠEK, František. *Základy teorie a stavby jaderných reaktorů*. Praha: Mezinárodní organizace novinářů, 1990. Učební texty vysokých škol. ISBN 80-214-0077-3. Dostupné také z: <http://kramerius.mzk.cz/search/handle/uuid:9ba20090-529f-11e3-ae59-005056827e52>
- [34] IAEA: *MISFELDT, I. a I.L.F. RAY Gaseous swelling in high burnup fuel* [online]. [cit. 2016-07-28]. Dostupné z: http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/15/059/15059447.pdf
- [35] IAEA. *Advanced Fuel Pellet Materials and Fuel Rod Design for Water Cooled Reactors: PROCEEDINGS OF A TECHNICAL COMMITTEE MEETING HELD IN VILLIGEN, 23–*

- 26 NOVEMBER 2009 [online]. Austria, 2009 [cit. 2016-06-01]. Dostupné z: http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1654_web.pdf
- [36] *Journal of Nuclear Science and Technology*: BARCHEVTSEV, V., V. ARTISYUK a H. NINOKATA. *Concept of Erbium Doped Uranium Oxide Fuel Cycle in Light Water Reactors*. (2002). ISSN 0022-3131
- [37] WILLIAMSON, R.L., HALES a NOVASCONE. *Multidimensional multiphysics simulation of nuclear fuel behavior* [online]. 2012, (423), 149-163 [cit. 2016-06-20]. Dostupné z: https://www.researchgate.net/profile/Michael_Tonks/publication/233389587_Multidimensional_multiphysics_simulation_of_nuclear_fuel_behavior/links/5441a2550cf2a6a049a5be5a.pdf
- [38] SMOLA, L. *Model vyhořívání jaderného paliva v průběhu palivové kampaně*. Brno: Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, 2014. 52 s. Vedoucí bakalářské práce Ing. Karel Katovský, Ph.D.