



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: 8.2.2016

Termín odevzdání: 24.5.2016

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. 57 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 palivo v realizaci pro tlakovodní reaktory a je probrána jeho výroba včetně představení společností, zabývajících se výrobou tohoto paliva. Následně je probrána problematika jaderného paliva za provozu, se zaměřením na vyhořívající absorbátory a jevy v palivu. V další části je proveden výpočet absorbátoru a srovnání gadolinia jako vyhořívajícího absorbátoru a erbia jako vyhořívajícího absorbátoru.

KLÍČOVÁ SLOVA: PWR; VVER; jaderné palivo; výroba jaderného paliva; jevy v palivu; vyhořívající absorbátory; gadolinium; erbium

ABSTRACT

This thesis deals with the issue of nuclear fuel. Firstly, the problem of nuclear fuel in the implementation for pressurized water reactors is presented. Production of nuclear fuel is introduced, which includes the performance of companies engaged in the production of this fuel. Secondly, problems of nuclear fuel during operation, focusing on burnable absorbers and phenomena in the fuel burnup are discussed. Lastly, the calculation is carried out and gadolinium as a burnable absorber is compared with erbium as a burnable absorber.

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

OBSAH

SEZNAM OBRÁZKŮ.....	10
SEZNAM TABULEK	11
SEZNAM SYMBOLŮ A ZKRATEK.....	12
1 ÚVOD	13
2 JADERNÉ PALIVO	14
2.1 KOVOVÁ JADERNÁ PALIVA.....	15
2.2 KERAMICKÁ JADERNÁ PALIVA.....	15
3 REALIZACE PALIVA PRO TLAKOVODNÍ ELEKTRÁRNY.....	17
3.1 TLAKOVODNÍ ELEKTRÁRNY – PWR, VVER.....	17
3.2 PALIVO.....	18
4 VÝROBA PALIVA	20
4.1 SPOLEČNOSTI ZABÝVAJÍCÍ SE VÝROBOU PALIVA.....	20
4.1.1 ROSATOM.....	20
4.1.2 KAZATOMPROM	20
4.1.3 WESTINGHOUSE	21
4.1.4 AREVA	21
4.1.5 CAMECO.....	21
4.1.6 CNNC	22
4.1.7 URENCO.....	22
4.1.8 CONVERDYN.....	22
4.1.9 KEPCO	22
4.2 VÝROBA PALIVA.....	23
4.2.1 TĚŽBA A ZPRACOVÁNÍ URANOVÉ RUDY	23
4.2.2 KONVERZE	25
4.2.3 OBOHACENÍ	26
4.2.4 FABRIKACE	28
5 ZAVEZENÍ PALIVOVÝCH SOUBORŮ	31
5.1 METODA OUT-IN.....	31
5.2 METODA IN-OUT.....	31
5.3 SPUŠTĚNÍ REAKTORU.....	32
5.3.1 SPUŠTĚNÍ REAKTORU VYTAŽENÍM ORGÁNŮ REGULACE.....	32
5.3.2 SPUŠTĚNÍ REAKTORU, KTERÝ BYL ODTAVEN PŘIDÁNÍM BÓRU DO CHLADIVA	32
5.3.3 LIMITNÍ PODMÍNKY PROVOZNÍCH REŽIMŮ PALIVA	33
6 KOMPENZACE REAKTIVITY – VYHOŘÍVAJÍCÍ ABSORBÁTORY	34
6.1 BÓR	35
6.1.1 KYSELINA BORITÁ – H ₃ BO ₃	35
6.1.2 BORID ZIRKONIA - ZRB ₂	35
6.2 GADOLINIUM.....	35

6.3 ERBIUM.....	37
7 JEVY V PALIVU PŘI VYHOŘÍVÁNÍ.....	38
7.1 ROZPÍNÁNÍ PALIVA	38
7.2 ZHUTŇOVÁNÍ PALIVA.....	38
7.3 RŮST PALIVOVÉHO ZRNA	39
7.4 NABÝVÁNÍ OBJEMU PALIVA (NAPUCHÁNÍ – SWELLING).....	39
7.5 PLYNNÉ NABÝVÁNÍ OBJEMU PALIVA (GASSEOUS SWELLING)	39
7.6 TVRDNUTÍ, KŘEHNUTÍ A KOROZE POKRYTÍ	40
7.7 VYDOUVÁNÍ POKRYTÍ	40
7.8 MECHANICKÉ INTERAKCE MEZI PALIVEM A POKRYTÍM	40
7.9 CHEMICKÉ INTERAKCE MEZI PALIVEM A POKRYTÍM	42
7.10 ZTENČOVÁNÍ POKRYTÍ - KOROZE, EROZE A ROZPOUŠTĚNÍ POKRYTÍ	42
7.11 ZFORMOVÁNÍ VYSOCE VYHOŘELÉ STRUKTURY (HIGH BURN-UP STRUCTURE)	43
7.12 ÚNAVA POKRYTÍ.....	44
7.13 OTRAVA REAKTORU.....	44
7.13.1 XENONOVÁ OTRAVA.....	44
7.13.2 SAMARIOVÁ OTRAVA.....	46
8 VÝPOČET VYHOŘÍVÁNÍ ABSORBÁTORŮ.....	47
8.1 GADOLINIUM ¹⁵⁵ Gd.....	48
8.2 GADOLINIUM ¹⁵⁷ Gd.....	50
8.3 ERBIUM ¹⁶⁷ Er	53
9 ZÁVĚR.....	55
POUŽITÁ LITERATURA	56

SEZNAM OBRÁZKŮ

2.1	Výroba plutonia ^{239}Pu [5]	14
2.2	Výroba uranu ^{233}U [5]	14
2.3	Distribuce teploty po průřezu palivové pelety	16
3.1	Schéma tlakovodní elektrárny [1]	18
3.2	Srovnání uspořádání palivových souborů [9]	19
4.1	Povrchový důl Ranger v Austrálii (třetí největší povrchový důl na světě) [19]	23
4.2	Produkce uranu v roce 2015 v tunách za rok [9]	24
4.3	Schéma difuze	27
4.4	Schéma centrifugy [3]	28
4.5	Proces fabrikace paliva [9]	29
4.6	Vyhotovená peleta [1]	30
4.7	Palivová tyč (proutek) [1]	31
4.8	Distanční mřížky spolu s vodícími kanály pro řídicí tyče [14]	31
6.1	Rozložení palivových proutků v souboru VVER 440 se středním obohacením 4,38 % [28]	37
7.1	Idealizovaně popraskaná a zdeformovaná peleta [1]	38
7.2	Zdeformovaná mezera mezi pokrytím a palivem [8]	41
7.3	Peleta zdeformovaná praskáním [8]	41
7.4	Restrukturalizace paliva [10]	43
7.5	Restrukturalizace paliva [10]	44
7.6	Průběh otravy při změně výkonu [2]	45
8.1	Změna koncentrace gadolinia ^{155}Gd v průběhu vyhořívání	48
8.3	Změna koncentrace gadolinia ^{155}Gd v průběhu prvních třech měsíců	50
8.4	Změna koncentrace gadolinia ^{157}Gd v průběhu vyhořívání	50
8.5	Změna koncentrace gadolinia ^{157}Gd v průběhu prvních třech měsíců	52
8.6	Změna koncentrace erbia ^{167}Er v průběhu času	52

SEZNAM TABULEK

4.1 Procentuální podíly těžby uranu v roce 2015 [9]	24
4.2 Podíl obohacovacích metod [9]	26
6.1 Izotopy gadolinia a jeho účinné průřezy při tepelné energii 0,0253 eV [29]	36
6.2 Izotopy erbia a jeho účinné průřezy při tepelné energii 0,0253 eV [29]	37
8.1 Parametry vyhořívajících absorbátorů [29]	47
8.2 Změna koncentrace při použití absorbátoru ^{155}Gd na jeden kilogram paliva	49
8.3 Změna koncentrace při použití absorbátoru ^{157}Gd na jeden kilogram paliva	51
8.3 Změna koncentrace při použití absorbátoru ^{167}Er na jeden kilogram paliva	53

SEZNAM SYMBOLŮ A ZKRATEK

BWR	Varný reaktor
EDU	Jaderná elektrárna Dukovany
ETE	Jaderná elektrárna Temelín
IFBA	Integrovaný vyhořívající absorbátor (Integral Fuel Burnable Absorber)
MOX	Mixed oxide fuel
PWR	Tlakovodní reaktor západního typu
VVER	Tlakovodní reaktor východního typu
B	Bór
Er	Erbium
Gd	Gadolinium
Kr	Krypton
Pu	Plutonium
Th	Thorium
U	Uran
Xe	Xenon
CO ₂	Oxid uhličitý
UO ₂	Oxid uraničitý
U ₃ O ₈	Oxid uranu (žlutý koláč)
PuO ₂	Oxid plutoničitý
LiOH	Hydroxid

	Jednotka vyhoření	MWd/t
A _r	Relativní atomová hmotnost	-
m _u	Atomová hmotnostní konstanta	kg
N _x	Počet částic	-
P	Tlak	MPa
P _{el}	Elektrický výkon	GWe
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 tlakovodní reaktory, případným využitím vyhořívajících absorbátorů, jevům v palivu při jejich pobytu v reaktoru. V závěru práce je proveden výpočet rychlosti vyhořívání zmíněných vyhořívajících absorbátorů.

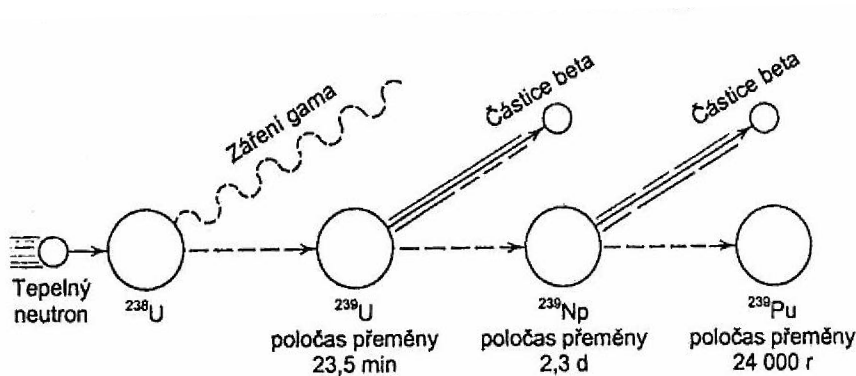
2 JADERNÉ PALIVO

Jaderné palivo je jedním z nejdůležitějších prvků celé jaderné elektrárny. Štěpné reakce probíhající v palivu jsou exotermické - to znamená, že se při nich uvolňuje teplo. Kvůli tomuto uvolněnému teplu se tedy celé jaderné elektrárny staví. Aby tyto štěpné reakce probíhaly, jsou na palivo kladeny vysoké nároky, a to jak z konstrukčně-mechanického hlediska, tak i materiálového.

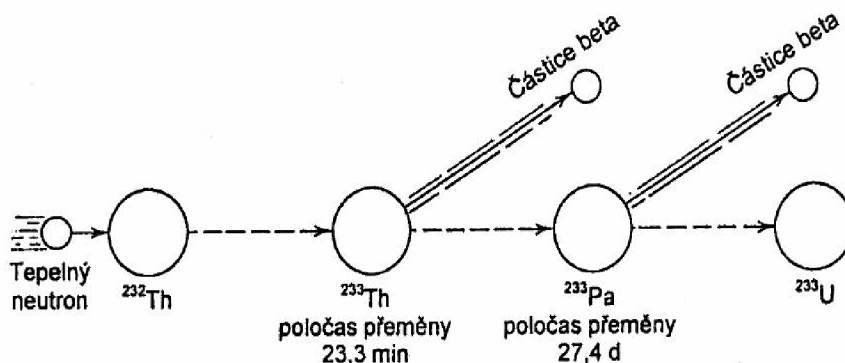
Aktivní materiály palivových článků se dělí do dvou skupin:

- 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 pouze rozpadem uranu ^{238}U v přírodě [16]) a 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 pouze do určité míry.

2.1 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. Nevýhodou kovových paliv (uranu i plutonia) je vysoký radiační 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.

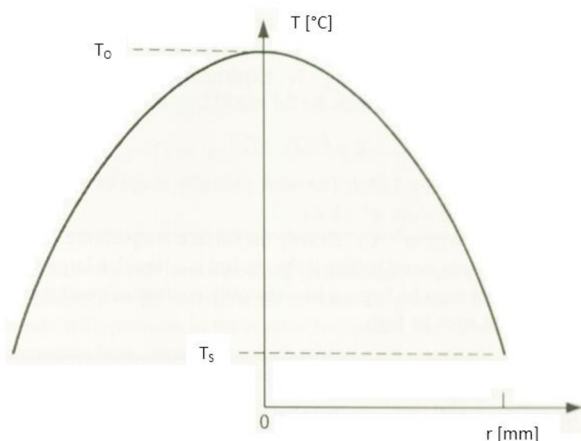
2.2 Keramická jaderná paliva

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 palivové pelety keramického paliva, kde r je vzdálenost od středu pelety, T_0 je teplota uprostřed pelety (a může nabývat hodnot až 1200 °C) a T_s je teplota na okraji pelety (která nabývá hodnot 350 °C až 500 °C)

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 plyných 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 (^{239}Pu a ^{241}Pu) 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]

3 REALIZACE PALIVA PRO TLAKOVODNÍ ELEKTRÁRNY

3.1 Tlakovodní elektrárny – PWR, VVER

Tlakovodním reaktorem se rozumí jaderný reaktor chlazený a moderovaný obyčejnou lehkou vodou, u kterého nedochází k varu chladicí vody. Má dva směry vývoje:

- PWR (Pressurized Water Reactor) – konstrukce „západní“ konstrukce
- VVER (Vodo-Vodjanoj Energetičeskij Reaktor) – konstrukce „východního typu“

Tlakovodní jaderné elektrárny jsou nejrozšířenějším typem jaderných elektráren. Jejich podíl tvoří více než 60 % [13] veškerého instalovaného výkonu v jaderných elektrárnách. Vzhledem k jejich vysoké životnosti a jejich spolehlivosti se nepředpokládá, že by tato koncepce mohla ztratit své výsadní postavení na poli jaderných elektráren. Od spuštění prvního demonstračního bloku Yankee v roce 1961 se jejich koncepce prakticky nezměnila.[12]

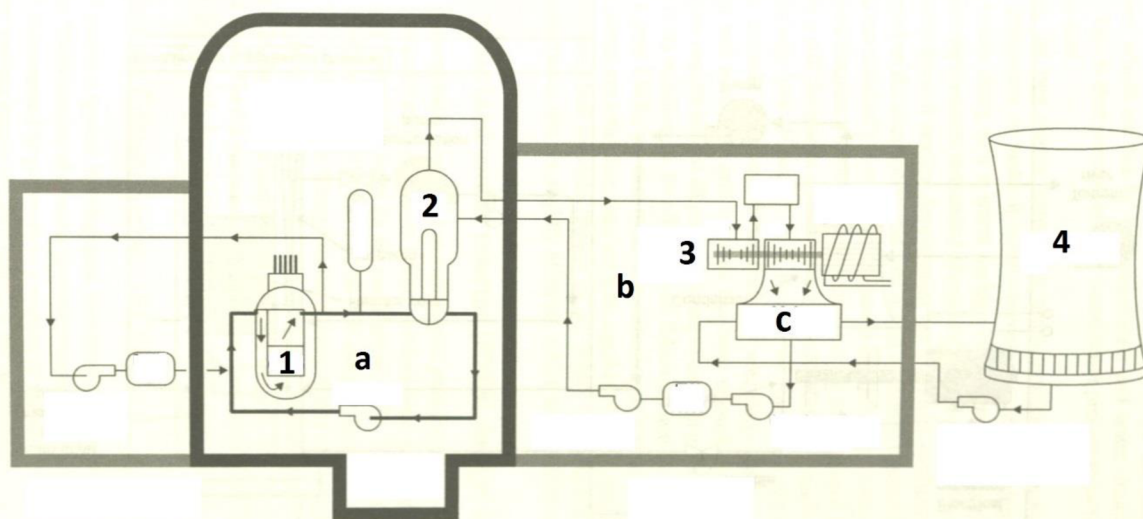
Schéma tlakovodní elektrárny je dvouokruhové. Tlak v primární části musí být tak vysoký, aby zajišťoval kapalnou fázi chladiva i při zvýšené teplotě vzniklé například nerovnoměrným rozložením výkonu v aktivní zóně.

V primární části chladivo proudí z reaktoru do parního generátoru, kde předává část své tepelné energie sekundárnímu okruhu. Zpět se vrací přes oběhová čerpadla do vrchní části reaktoru. Odtud prochází mezi nosným válcem aktivní zóny a tělesem tlakové nádoby směrem ke dnu reaktoru. Zde voda otáčí svůj směr a vnitřkem nosného válce rovnoměrně vstupuje do aktivní zóny, kde přejímá teplo od paliva a odvádí jej ven z aktivní zóny zpět do parního generátoru. Tlak v primárním okruhu záleží na výkonu reaktoru a pohybuje se v rozmezí mezi 10 – 16 MPa.

V sekundárním okruhu je voda v parogenerátoru přeměněná teplem na páru vedena na turbínu, kde ztratí větší část své energie (ta je přeměněna na točivý pohyb turbíny), pak kondenzuje a ochlazuje se a vrací se zpět do parogenerátoru. Schéma tlakovodní elektrárny můžeme vidět na obrázku 3.1 níže.

Výhodou tlakovodní elektrárny je, že má hodně společných rysů s klasickou tepelnou elektrárnou (sekundární okruh) a je relativně jednoduchá. Naopak mezi nevýhody patří nízká účinnost tepelného oběhu (asi 30-34 %). Jejimi charakteristickými rysy je mj. použití mírně obohaceného paliva, kompaktní uspořádání palivové zóny (původně byly tlakovodní reaktory vyvíjeny jako motory pro podmořská plavidla, i z toho důvodu se jedná o kompaktnější reaktory), řízení reaktoru absorpčními orgány zasouványými shora, dobrá znalost tepelných a fyzikálních vlastností vody, poměrně jednoduchý chladicí systém reaktoru, kampaňovitý způsob výměny paliva a vysoká stabilita reaktoru. [5,7,12]

Rozdílů mezi PWR a VVER je několik. PWR konstrukce je více kompaktnější, VVER je mohutnější a primární část okruhu obsahuje větší množství chladiva. Dalším rozdílem je pozice parogenerátorů, zatímco PWR používá vertikální parogenerátory, u VVER jsou použity parogenerátory v horizontální pozici. Jaderné elektrárny VVER disponují větší zálohou havarijních systémů. Rozdíl je také v uspořádání palivových souborů viz kapitola 3.2.[12]



Obr. 3.1: Schéma tlakovodní elektrárny: 1 – reaktor, 2- parogenerátor, 3 – turbína, 4 – chladicí věž, a – primární okruh, b – sekundární okruh, c – chladicí okruh [1].

3.2 Palivo

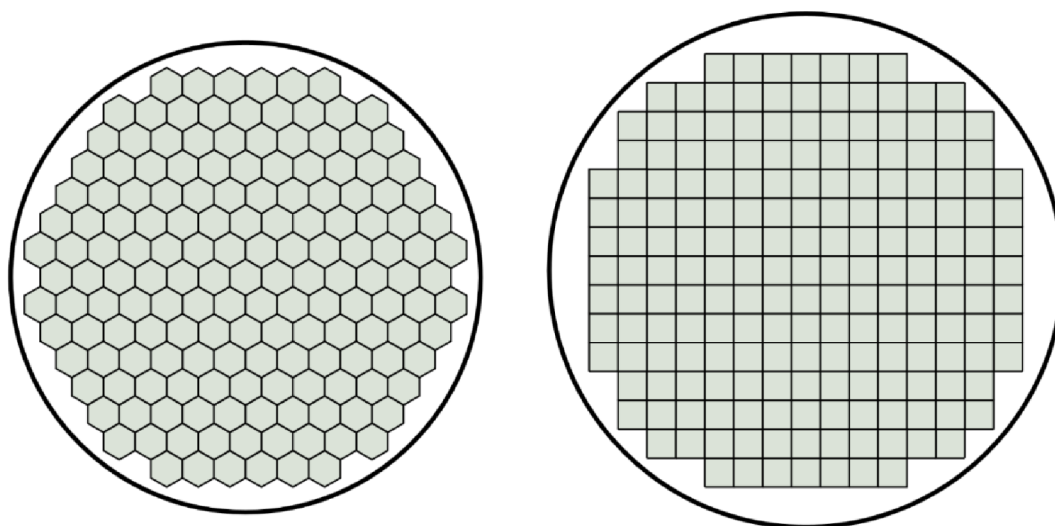
Jako palivo se používá oxid uraničitý (UO_2) mírně obohacený uranem ^{235}U (do 5%), popřípadě palivo typu MOX (Mixed Oxide Fuel) ve formě tablet. Hranici obohacení 5%, která je nejvyšší přípustná a nepřekročitelná, pro tyto energetické reaktory udává zákon [4]. Výměna probíhá kampaňovitě, to znamená, že je přesně určena doba palivového cyklu, po kterou zůstane palivo v reaktoru a tato doba je rozdělena na jednotlivá období (kampaň), která určují, jaká část paliva bude vyměněna. Palivový cyklus bývá ve většině případů dlouhý 3 – 5 let a pak jedna kampaň trvá od 12 do 18 měsíců.

Palivo je ve formě pelet, které jsou naskládány nad sebou v povlakové trubce. Povlaková trubka chrání palivový článek před přímým stykem s pracovním prostředím a současně brání úniku produktů štěpení. Povlaková trubka musí být z materiálu, který je dostatečně konstrukčně odolný a mechanicky pevný, chemicky odolný proti účinkům radiačního záření a korozi, a zároveň musí být z materiálu, který má nízký účinný průřez pro záchyt neutronů. Povlakové trubky jsou zhotoveny ze slitin zirkonia, příměsi pak tvoří různé kovy pro zlepšení odolnosti (pouze v případě prvních tlakovodních reaktorů byly trubky vyrobeny z nerezavějící oceli). Pro tlakovodní reaktory to bývají příměsi 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 NH_4OH . Tyto sloučeniny mají výrazný vliv na korozi zirkoniových slitin. [3,18]

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].

Pelety vložené do zirkoniových trubek nazýváme palivové elementy (popř. proutek). Palivový element je hermeticky uzavřen koncovkami a vyplněn heliem v přetlaku.

Do reaktoru se zaváží palivové soubory, ty jsou složeny z palivových proutků, centrální trubky a vodících trubek a jsou fixovány v přesném uspořádání pomocí distančních mřížek, které zároveň zajišťují rovnoměrnější cirkulaci chladiva kolem proutků a tím pádem rovnoměrnější a intenzivnější odvod tepla. Počet distančních mřížek po délce souboru je různý a liší se jak u různých typů reaktoru (PWR, VVER), tak podle výrobce. Uspořádání palivových souborů je (viz obr. 3.2) ve trojúhelníkové (resp. hexagonální) mříži (u reaktorů východního typu - VVER) nebo ve čtvercové mříži (u reaktorů západního typu – PWR).



Obr. 3.2: Srovnání uspořádání palivových souborů – vlevo trojúhelníkové (resp. hexagonální) uspořádání palivových souborů „východního“ typu reaktorů VVER, vpravo čtvercové uspořádání palivových souborů „západního“ typu reaktorů PWR [9].

4 VÝROBA PALIVA

4.1 Společnosti zabývající se výrobou paliva

4.1.1 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 ukončili 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 kap. 4.1.2). 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]

4.1.2 KazAtomProm

KazAtomProm («Казатомпром») je kazašská společnost 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. 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. 4.2.1). KazAtomProm zpracovává část své vytěžené uranové rudy ve společnosti Ulba (viz kap. 4.1.2.1), kterou z 90 % vlastní. Další část své vytěžené uranové rudy zpracovává ve společnosti TENEX (viz kap. 4.1.1), kterou KazAtomProm vlastní z 50 % (od roku 2007).[9,22]

4.1.2.1 Ulba

Ulba («Ульбинский металлургический завод») je metalurgický závod, spadající pod Kazašský stát. Zabývá se zpracováním uranové rudy. Z 90 % je vlastněna KazAtomPromem.[9]

4.1.3 Westinghouse

Westinghouse je americká společnost zabývající se celým jaderným cyklem a je světovým průkopníkem v oblasti jaderné energetiky. Z 90 % je vlastněna společností Toshiba. Až do roku 2007 byla Toshiba výhradním vlastníkem společnosti Westinghouse, ale v roce 2007 odkoupila 10 % společnost KazAtomProm (KazAtomProm je pouze tichým společníkem bez rozhodovacích práv).

V roce 1957 dodal Westinghouse do amerického Shippingportu v Pensylvánii první tlakovodní reaktor na světě. V současné době jsou technologie společnosti Westinghouse základem pro zhruba polovinu všech provozovaných jaderných elektráren na světě, včetně více než 50 % z těch umístěných v Evropě. Společnost Westinghouse je globálním dodavatelem paliv pro lehkovodní reaktory i pro pokročilé reaktory chlazené plynem.[23],[9]

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]

4.1.4 AREVA

AREVA je francouzská státní korporace zabývající se celým jaderným cyklem. Vznikla v roce 2001 fúzí tří firem - Framatome, Cogema a Technicatome (Framatome byl založen několika francouzskými firmami a americkým Westinghousem v roce 1958). Francouzský stát vlastní 90% podíl společnosti. [9]

AREVA těží mj. v Kazachstánu a v roce 2008 podepsala s kazašským KazAtomPromem strategickou smlouvu o založení podniku se společnou majetkovou účastí Ifastar. Ifastar je společnost, která má mít fabriční závod v Kazachstánu zaměřený na výrobu paliva pro asijský trh.[25]

4.1.5 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.[24],[9]

4.1.6 CNNC

CNNC je zkratkou China National Nuclear Corporation, jde o čínskou státní společnost, která vznikla přímo z ministerstva jaderného průmyslu v roce 1955. CNNC pokrývá celou výrobu jaderného paliva a snaží se o samostatnost Číny v tomto odvětví. CNNC je jediný těžář 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]

4.1.7 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. URENCO má svoje závody v Německu, Holandsku, USA a ve Velké Británii.

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]

4.1.8 ConverDyn

ConverDyn je americká společnost zabývající se konverzí paliva, je vlastněná americkými společnostmi Honeywell a General Atomic. V dubnu roku 2016 se dohodla na spolupráci se společností KazAtomProm, kdy se chtějí dohromady stát největším dodavatelem hexafluoridu uranu UF₆. [9,22]

4.1.9 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 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]

4.2 Výroba paliva

Palivový cyklus začíná 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.

4.2.1 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]

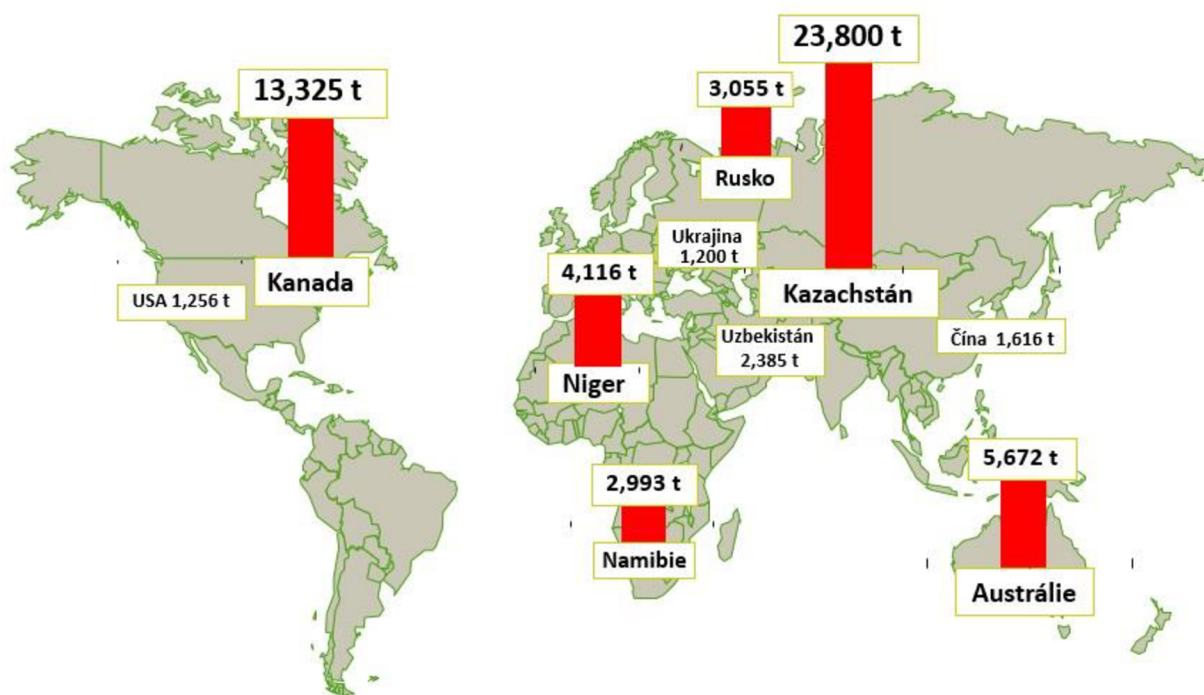
Uran se těží především v Kazachstánu, kde se těží 40 % z celkového objemu vytěženého uranu. Dále se uran těží v Austrálii, Kanadě, afrických zemích (Niger, Namibie) a v Rusku, viz obr. 4.2. Ačkoli se uran těží asi ve dvaceti zemích světa, tak těchto šest zmíněných zemí produkuje 85 % celosvětového objemu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

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 vtláčení 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 (diuranát amonný), 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). Chemicky jde o koncentrovanou směs oxidů uranu U_3O_8 . Výsledný koncentrát obsahuje 60 – 85 % uranu na jednotku hmotnosti a další příměsi (hlavně sírany, sodík a oxid křemičitý). [1,6]

4.2.2 Konverze

Uranový koncentrát (diuranát amonný) se dále zpracovává v konverzním závodě. V současné době konverzi provádí pouze pět společností na světě, kde se zpracovává veškerý objem uranového koncentrátu 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 Elektrostalu) 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 koncentrátu 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.

4.2.3 Obohacení

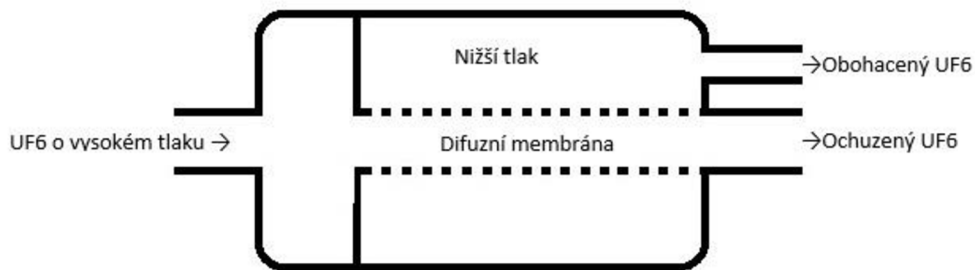
Většina celosvětové produkce obohaceného uranu pochází od čtyř hlavních společností, jimiž jsou: TENEX, který produkuje asi 45 % celkového objemu obohaceného uranu na světě, se svými závody v Rusku (v Angarsku, Novouralsku, Zelenogorsku a Seversku); Urenco, které se svými čtyřmi závody ve Velké Británii, 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 4.2 [1]

Tab. 4.2: Podíl obohacovacích metod [9]

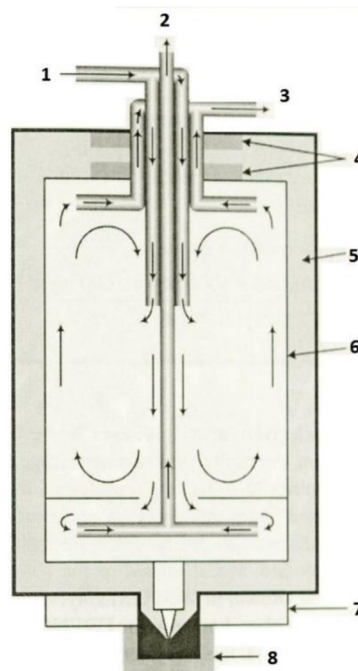
Typ obohacování	Podíl v roce 2000	Podíl v roce 2010	Předpokládaný podíl v roce 2020
Difuzní metoda	50 %	25 %	0 %
Centrifugace	40 %	65 %	93 %
Ionizace laserem	0 %	0 %	3 %
Elektromagnetická separace	10 %	10 %	4 %

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

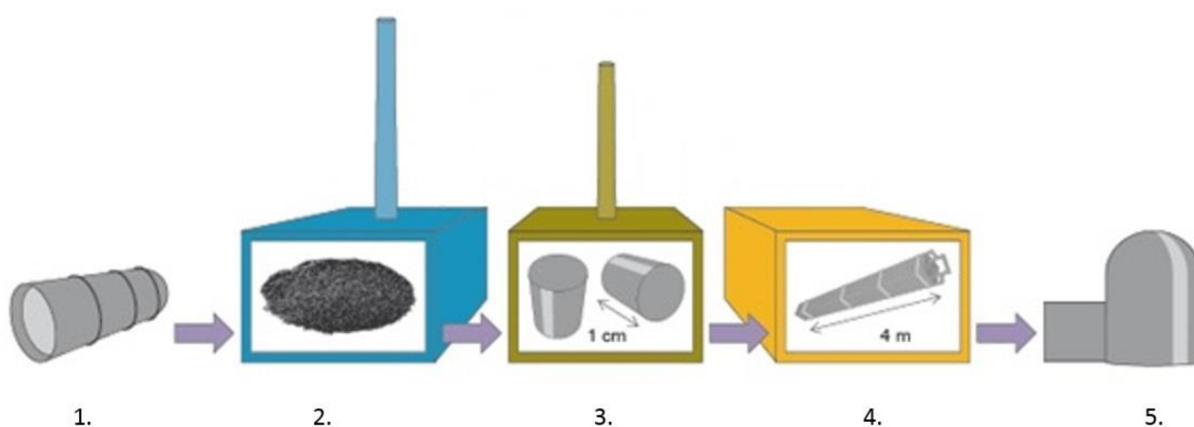
Nejvíce je pro obohacování využívána odstředivková metoda - centrifugace, která je (podobně jako difuzní metoda) založená na odlišných fyzikálních vlastnostech výše zmíněných tří izotopů uranu, u centrifugace je princip založen na odlišných absolutních nebo relativních hmotnostech izotopních nuklidů. 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]

4.2.4 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 činicím přibližně 21 %; TVEL se svými závody v Rusku s podílem na trhu činicím přibližně 18 %; Westinghouse se svými závody v USA, Švédsku a ve Velké Británii, s podílem na trhu činicím přibližně 17 %; KEPCO se svými závody v Japonsku a USA s podílem na trhu činicím přibližně 18 %. Zbylých 26 % z celosvětové produkce provádí další společnosti se závody v Brazílii, Kazachstánu, Číně, Indii, Jižní Koreji a Španělsku.



Obr. 4.5: Proces fabrikace paliva: 1. Vstupní materiál – UF_6 v plynových lahvích 2. Konverze plynného UF_6 na práškový UO_2 3. Úprava UO_2 a výroba pelet 4. Kompletace pelet do palivových elementů a následná kompletace palivového souboru 5. Zavezení palivových souborů do reaktoru[9]

Fabrikace začíná konverzí obohaceného plynného UF_6 na 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. Při suchém způsobu se hexafluorid uranu UF_6 redukuje a hydrolyzuje na oxid urančitý UO_2 za použití vodíku a páry. Mokrý způsob je možné provést metodou ADU nebo metodou AUC, metoda ADU (diuranátu amonného) je založena na hydrolýze UF_6 ve vodném roztoku amoniaku, ze kterého se vysráží diuranát amonný a poté je diuranát amonný žihán za přítomnosti vodíku na práškový oxid urančitý UO_2 . Metoda AUC je podobná metodě AUD, vysráží se zde však sloučenina uhličitany uranylu, která je žihána za přítomnosti vodíku a páry na práškový UO_2 . [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

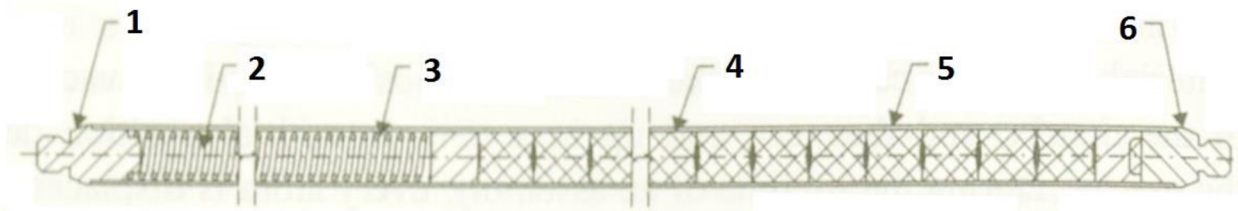
vznikající při štěpné reakci. Pelety se pro použití v reaktorech VVER vyrábějí o průměru 7 - 8 mm a délce 9 - 12 mm. Čela tablet bývají zpravidla čočkovitě vydutá (jak můžeme vidět na obr. 4.6), takže tablety na sebe doléhají pouze po okraji, tedy v místě, kde jsou nejnižší teploty. Díky tomu jsou axiální tepelné dilatace sloupce paliva minimální.[1,3]

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



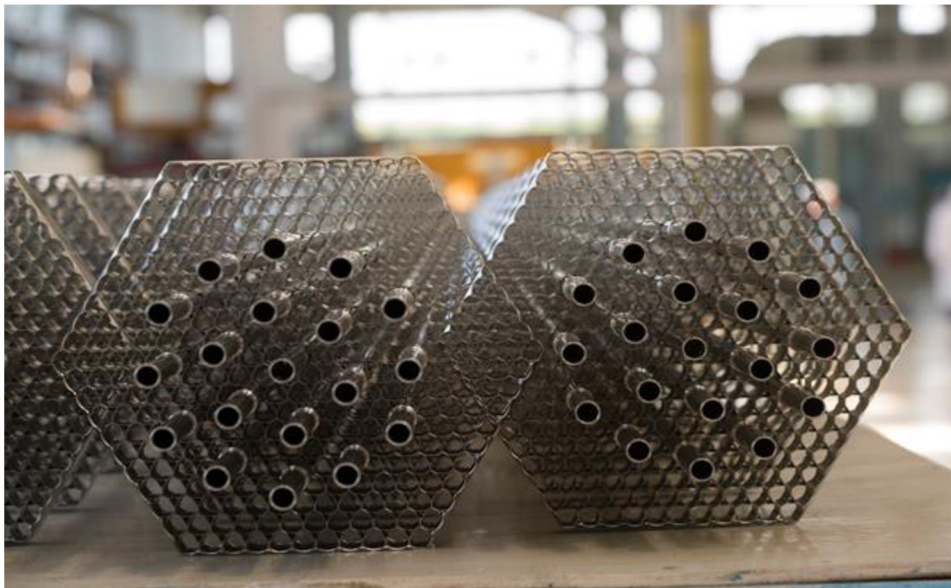
Obr. 4.6: Vyhotovená peleta: 1 – čočkovitě vydutí, 2 – zkosená obvodová hrana pelety [1]

Takto vyhotovené pelety se kompletují do palivových tyčí (obr. 4.7). 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. 4.7: Palivová tyč (proutek): 1 - horní koncovka; 2 – pružina; 3 – místo pro hromadění plyných 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. 4.8)



Obr. 4.8: Distanční mřížky spolu s vodícími kanály pro řídicí tyče [14]

5 ZAVEZENÍ PALIVOVÝCH SOUBORŮ

Vyhotovené palivové soubory se zaváží do reaktoru. Zavezení paliva do reaktoru a jeho rozložení v aktivní zóně je v podstatě založeno na dvou metodách (in-out a out-in metody), kdy je uspořádání vhodně voleno tak, aby byl zajištěn rovnoměrný výkon po celém objemu reaktorové nádoby.

5.1 Metoda out-in

Metodou out-in se rozumí zavezení reaktoru takové, že čerstvé palivo je zaváženo na okraj aktivní zóny, zatímco částečně vyhořelé palivo je vprostřed aktivní zóny. Toto uspořádání zajistí rovnoměrné rozložení výkonu po celém objemu nádoby reaktoru, na druhou stranu jsou stěny reaktorové nádoby vystaveny velkým neutronovým tokům, což vede k poškození reaktorové nádoby (křehnutí). Vzhledem k tomu, že životnost reaktorové nádoby v podstatě udává životnost celé elektrárny a tato metoda podstatně zkracuje životnost reaktorové nádoby, se tato metoda již prakticky nepoužívá. Metoda out-in byla používána spíše v minulosti, kdy nebylo možné pomocí výkonné výpočetní techniky spočítat konfiguraci pro optimální rozložení, kazet, výkonu a neutronového toku na nádobu. [3,28]

5.2 Metoda in-out

Metoda in-out spočívá v zavezení čerstvého paliva do středu aktivní zóny a naopak přeložení paliva, které je v reaktoru nejdelší dobu (a má tudíž nejvyšší vyhoření) na okraj aktivní zóny. Výhoda zavezení nejvíce vyhořelých souborů na okraj aktivní zóny spočívá v menších dávkách neutronového toku na reaktorovou nádobu a tím pádem prodloužení její životnosti.

Na druhou stranu nevýhodou je složitý výpočet uspořádání palivových souborů ve středu aktivní zóny. Výpočet umístění souborů v aktivní zóně musí být precizní z důvodu rozložení výkonu, kdy pokud by rozložení bylo vypočítáno špatně, docházelo by k lokálním výkonovým špičkám a nerovnoměrnému rozložení teploty a tím pádem k poškození palivových proutků, či celých souborů. Pro rovnoměrné rozložení výkonu v reaktoru musí být provedeno mnoho výpočtů, to bylo umožněno s rozvojem výpočetní techniky, kdy se výpočty provádí s pomocí různých programů. [3,28]

S rozvojem výpočetní techniky se rozvinuly možnosti lepšího přeskládání palivových souborů, které umožnily lepší využití paliva a tím pádem i přejítí na delší palivové cykly. Prodloužení palivových cyklů s sebou přináší nutnost vyššího obohacení paliva, které na začátku kampaně vykazuje přebytek reaktivity, a ta musí být nějak kompenzována. O kompenzaci této reaktivity pojednává kapitola 6.

5.3 Spuštění reaktoru

Spuštěním reaktoru se rozumí uvedení odstaveného, podkritického reaktoru do stavu kritického a následné zvýšení jeho tepelného výkonu na nominální hodnotu. Prvním krokem při spuštění reaktoru je tedy jeho uvedení do kritického stavu, toto můžeme provést dvěma způsoby:

5.3.1 Spuštění reaktoru vytažením orgánů regulace

Prvním způsobem uvedení reaktoru do kritického stavu ze stavu podkritického je vysunutí regulačních orgánů reaktoru, které byly předtím zasunuty. Takový stav mohl být způsoben zásahem havarijní ochrany. Reaktor byl tedy přiveden do podkritického stavu beze změny koncentrace kyseliny borité v chladivu. Podstatou druhého způsobu uvádění reaktoru do kritického stavu je tedy vysouvání regulačních orgánů až do dosažení jejich kritické polohy.[2]

5.3.2 Spuštění reaktoru, který byl odstaven přidáním bóru do chladiva

Pokud byl reaktor uveden do podkritického stavu zvýšením koncentrace bóru v chladivu, což je například spuštění reaktoru po výměně paliva. Po výměně paliva je v chladivu tzv. odstavná koncentrace kyseliny borité (koncentrace činí přibližně 12 g H_3BO_3 na 1 kg H_2O), která s rezervou kompenzuje kladné efekty reaktivity a tak zajišťuje podkritičnost odstaveného reaktoru. Podstatou uvedení reaktoru do kritického stavu je snižování koncentrace bóru v chladivu až po dosažení kritické koncentrace kyseliny borité. Snižování koncentrace se provádí ředěním chladiva, kdy je do primárního okruhu dodávána čistá voda a přebytek chladiva z primárního okruhu je odváděn do zásobních nádrží.[2]

Snižování koncentrace probíhá exponenciálně, v procesu snižování koncentrace je udržován konstantní tlak a teplota chladiva. Před zahájením vlastního ředění jsou regulační orgány reaktoru vytaženy do horní polohy.

Kyselina boritá se v primárním okruhu používá jako absorbátor tepelných neutronů, mezi její hlavní přínosy patří:

- Snižuje nerovnoměrnost vývinu tepla v aktivní zóně;
- Kompenzuje zásobu reaktivity na vyhořívání;
- Spolehlivě zajišťuje podkritičnost odstaveného reaktoru.

Kyselina boritá má však i jisté negativní přínosy:

- Přítomnost kyseliny borité v chladivu komplikuje chemický režim vody v primárním okruhu, což vede ke zvýšení korozních vlastností vody;
- Znečištění chladiva 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.

Z těchto a dalších důvodů se přistoupilo k použití vyhořívajících absorbátorů, které se implementují přímo do paliva. Není pak potřeba použití kyseliny borité ke kompenzaci přebytečné reaktivity na začátku kampaně. O vyhořívajících absorbátorech pojednává kapitola 6.[2]

Při provozu reaktoru musejí být dodrženy limitní podmínky, které jsou následující:

5.3.3 Limitní podmínky provozních režimů paliva

5.3.3.1 Teplota paliva

Při vyhořívání paliva probíhají v palivu reakce exotermické, tedy generující teplo, toto teplo je vedeno přes zirkoniové pokrytí paliva a to je chlazeno lehkou vodou – chladičem. Pokud chladič není schopné dostatečně odvádět teplo (to je možné pouze při těžkých haváriích), pak je nebezpečí, že teplota paliva a zirkoniového pokrytí vystoupá na jejich bod tání.

Teplota tání oxidického paliva se vlivem vyhořívání snižuje, u čerstvě zavezeného paliva UO_2 se udává teplota tání $2805\text{ }^\circ\text{C}$ a při vyhoření $40\ 000\ \text{Mwd/t}$ uranu klesá na hodnotu $2670\text{ }^\circ\text{C}$ (hodnoty jsou přibližné, v různých dokumentech a u různých výrobců se hodnoty liší, závisejí i na obsahu příměsí, zejména pak podílu vyhořívajících absorbátorů).[2]

5.3.3.2 Teplota zirkoniového pokrytí paliva

Teplota tání zirkoniového povlaku má mezní hodnotu $1200\text{ }^\circ\text{C}$ (této teploty dosahuje pouze při těch nejtěžších haváriích), ale už při teplotách okolo $350\text{ }^\circ\text{C}$ začíná slitina ztrácet postupně své pevnostní vlastnosti a vzniká nebezpečí pravděpodobnosti porušení hermetičnosti palivových proutků a z toho plynoucí nebezpečí proniknutí štěpných produktů první bezpečnostní bariérou, kterou je právě zirkoniové pokrytí proutku.[2]

5.3.3.3 Krize varu

Podmínka nepřipustnosti krize varu souvisí s požadavkem na udržení dostatečně vysokého součinitele přestupu tepla z paliva do chladiča reaktoru, tedy s chlazením paliva.

Vysoká teplota a z ní plynoucí fázová změna chladicí vody znamená pro ustálený stav přenosu tepla v aktivní zóně jaderného reaktoru nestabilitu, která se může podílet na zhoršení schopnosti odvádět produkované teplo a tak zvyšovat celkovou nerovnoměrnost dynamického procesu chlazení. Existuje krize varu prvního a druhého druhu.

Krize varu prvního druhu vzniká při vysokých tepelných tocích způsobujících odpařování a shromažďování bublin na ohřivaném povrchu, důsledkem je omezení přístupu kapaliny ke stěně a tím pádem zhoršení přenosu tepla.

Krize varu druhého druhu vzniká v oblasti velkého průtočného obsahu páry při nižších tepelných tocích. V takovém případě se vrstva chladicí vody pokrývající povrch, kterým se přivádí teplo, rozruší (vyschne) a přítomnost parní fáze na povrchu může způsobit krizi přestupu tepla.

Pokud nastane krize přenosu tepla, teplota povrchu začne růst, u krize varu prvního druhu je nárůst teploty rychlejší než u krize varu druhého druhu. [2]

6 KOMPENZACE REAKTIVITY – 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. Výhody a nevýhody použití kyseliny borité v primárním okruhu již byly zmíněny výše (kap. 5.3.2).

Třetí možností je použití vyhořívajících absorbátorů. Vyhořívající absorbátory se přidávají přímo do paliva a jsou to prvky s vysokým účinným průřezem pro zachyt 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 umístuje jako integrální, v tom případě se jedná o vyhořívající absorbátor, který je v tenké vrstvě přímo na palivových tabletách, nebo jako diskrétní (blokový), tím se rozumí, že v palivovém souboru se některé palivové proutky nahradí proutky, které obsahují absorbátor.[20,27]

Jako vyhořívající absorbátor se používá především bór, který je popsán v kapitole 6.1 a gadolinium, které je popsáno v kapitole 6.2. Další prvek, který se využívá jako vyhořívající absorbátor, je erbium, které je popsáno v kapitole 6.3.

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 (při energii 0,0253 eV má účinný průřez $\sigma = 3846.32$ barn [29]).

6.1.1 Kyselina boritá – H_3BO_3

Jako absorbátoru se využívá ve formě H_3BO_3 (kyselina boritá), kdy je kyselina boritá rozpuštěná v chladiivu reaktoru a kompenzace reaktivity se dá rychle měnit změnou koncentrace kyseliny borité v chladiivu.

Kyselina boritá se používá jak pro kompenzaci počáteční reaktivity, tak pro kompenzaci pomalých změn v průběhu kampaně reaktoru (otrava reaktoru atp.)

Výhody a nevýhody použití kyseliny borité jako absorbátoru rozpuštěném v chladiivu v primárním okruhu již byly zmíněny výše (kap. 5.3.2). Další nevýhodou použití kyseliny borité jako absorbátoru je, že přebytek reaktivity se dá kyselinou boritou kompenzovat jen do určité míry, což je problém při použití paliva s vyšším obohacením, kdy roste počáteční přebytek reaktivity. Z důvodu této nedostatečné kompenzace reaktivity při vyšším obohacení pomocí kyseliny borité je nutné využít vyhořívající absorbátory umístěné v palivu, o kterých pojednávají následující kapitoly.[5,7]

6.1.2 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 zabývají. Jedná se o obohacené zirkonium 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).[23]

6.2 Gadolinium

Gadolinium je chemický prvek se značkou 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. 6.1 jsou uvedeny nejvýznamnější izotopy gadolinia, jejich výskyt v přírodě a jejich účinné průřezy pro záchyt neutronů. 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

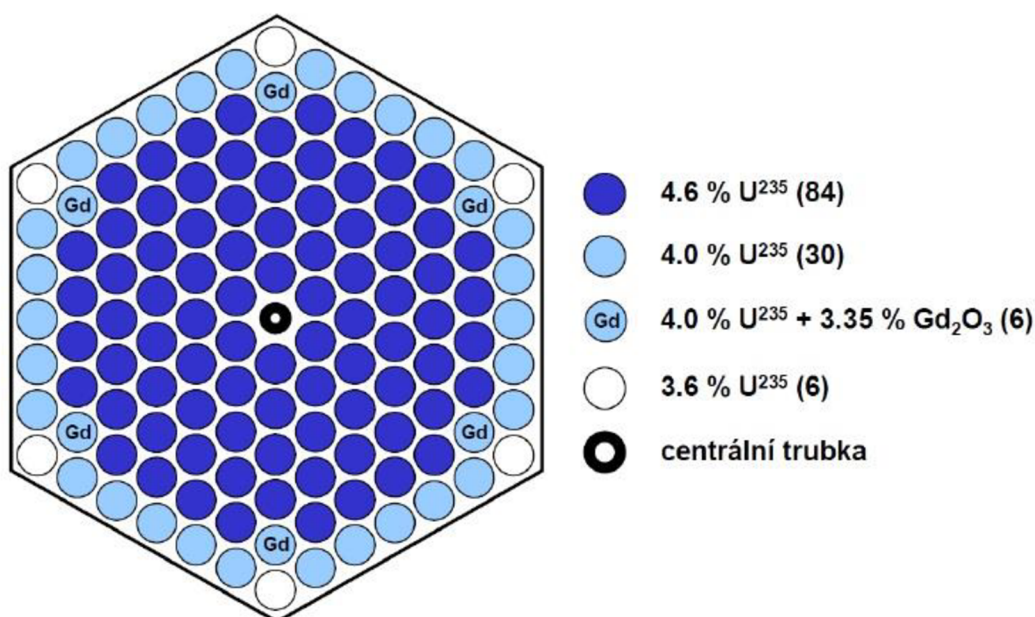
je přidáván do šesti palivových tyčí, jak můžeme vidět na obrázku 6.1), vysoký účinný průřez taky zajistí velmi rychlou přeměnu izotopů gadolinia.[20,28]

Tab. 6.1: Izotopy gadolinia a jeho účinné průřezy při tepelné energii 0,0253 eV [29]

Izotop	Zastoupení v přírodě	Účinný průřez σ [barn]
^{154}Gd	2,18 %	91,46334
^{155}Gd	14,80 %	60802,93
^{156}Gd	20,47 %	7,108856
^{157}Gd	16,56 %	255059,7
^{158}Gd	24,84 %	6,010737
^{160}Gd	24,86 %	4,496814

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 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 absorbatory v podobě Er_2O_3 (oxid erbitý). V tabulce 6.2 jsou uvedeny účinné průřezy a procentuální zastoupení izotopů erbia vyskytujících se v přírodě. Jako vyhořívající absorbatory je vhodný izotop ^{167}Er , který má dostatečně veliký účinný průřez a absorpcí neutronu se mění na izotop s nízkým účinným průřezem. [27]

Tab. 6.2: Izotopy erbia a jeho účinné průřezy při tepelné energii 0,0253 eV [29]

Izotop	Zastoupení v přírodě	Účinný průřez σ [barn]
^{162}Er	0,19 %	26,9438
^{164}Er	1,60 %	22,08179
^{166}Er	33,50 %	28,91209
^{167}Er	22,87 %	651,7974
^{168}Er	26,98 %	10,81973
^{170}Er	14,91 %	19,25056

Rozdílem erbia oproti gadoliniumu je menší účinný průřez a z toho plynoucí systém použití. Zatímco gadolinium má velký účinný průřez pro záchyt neutronů a je používán jako blokový absorbatory, tak vliv erbia na reaktivitu paliva je menší a může být použit jako integrální vyhořívající absorbatory - to znamená, že je v menším množství přítomen ve všech palivových tyčích souboru, příměs erbia pak tvoří přibližně 1 % hmotnosti. Oproti gadoliniumu erbium vyhořívá pomaleji, takže kompenzuje přebytečnou reaktivitu do vyšších hodnot vyhoření. Použitím erbia jako vyhořívajícího absorbatory umožňuje překonat 5% limit obohacení paliva. Jako vyhořívajícího absorbatory je ho využíváno od devadesátých let minulého století. [27]

Srovnání pomocí výpočtu erbia a gadolinia jako vyhořívajícího absorbatory bude provedeno v kapitole 8.

7 JEVY V PALIVU PŘI VYHOŘÍVÁNÍ

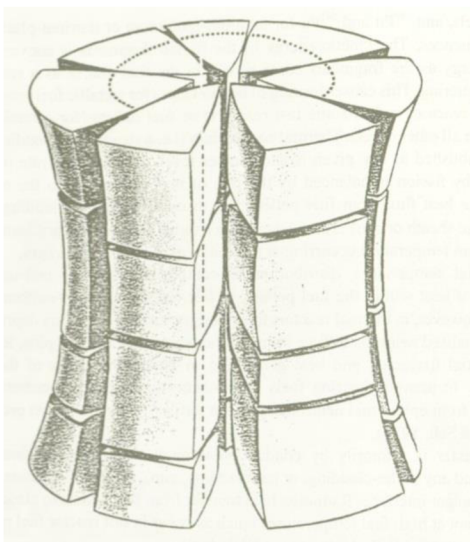
Během vyhořívání se vlivem vysoké teploty a interakcí mezi palivem a pokrytím dějí pochody, které budou v následující kapitole popsány.

7.1 Rozpínání paliva

Palivo nabude 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 nabude většího objemu a může dojít ke zmenšení mezery mezi palivem a pokrytím a až 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 smykovému napětí, což způsobuje praskání pelet. Praskáním vzniklé odštěpky se pak mohou přemísťovat do mezery mezi pokrytím a peletou. Na obrázku 7.1 je naznačena idealizovaně popraskaná a zdeformovaná peleta.

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



Obr. 7.1: Idealizovaně popraskaná a zdeformovaná peleta [1]

7.2 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, a to 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]

7.3 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 dospékání 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]

7.4 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]

Napuchání paliva dělíme na dvě části:

- nezadržitelné 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.

7.5 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, 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 přesáhnul maximální hodnotu, došlo by k vyduťtí pokrytí. Výše zmíněný vzrůst teploty může zapříčinit další uvolňování štěpných plyných produktů, což v krajním případě může vést až k prasknutí pokrytí.[1]

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]

Takže zatímco v případě zrn na povrchu jsou štěpné fragmenty vymrštěny do volného prostoru, tak v případě zrn uvnitř paliva plynné 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.

7.6 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).

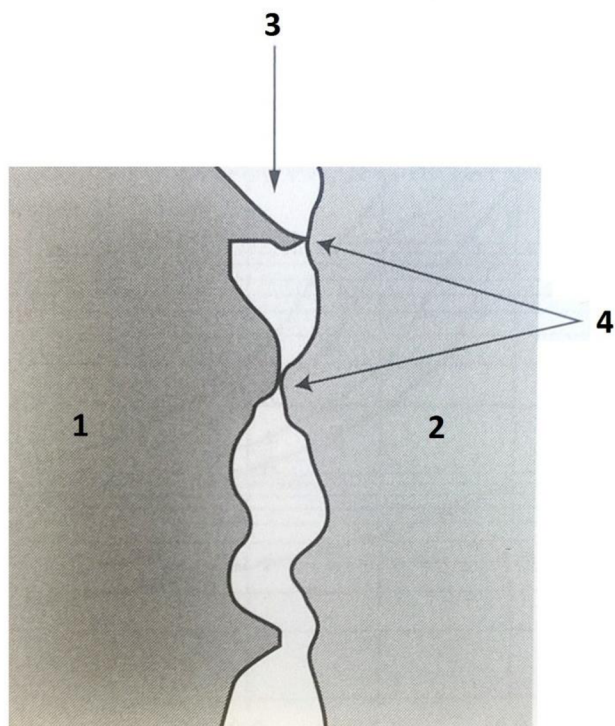
Povrch zirkoniového pokrytí oxiduje (podléhá korozi) s chladicí vodou podle rovnice $Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2$, u čerstvého paliva a mírně ozářeného paliva je stupeň oxidace malý, při vyšším vyhoření je tato oxidace již značná. Zirkoniové pokrytí podléhá korozi již při běžném provozu, ale 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]

7.7 Vydouvání pokrytí

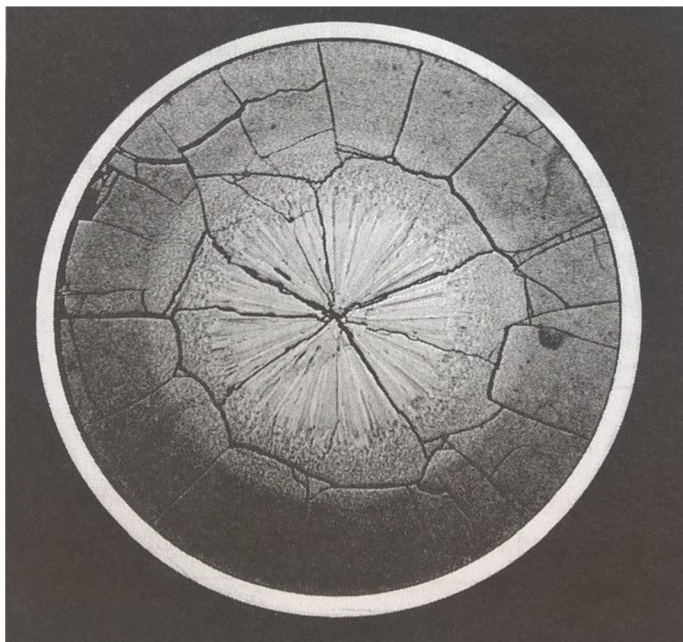
Relativně vysoký rozdíl tlaků vně a uvnitř zirkoniového pokrytí (vně vysoký tlak chladicí vody, uvnitř relativně nízký tlak v mezere mezi pokrytím a palivem, která je vyplněná heliem) je v prvních dvou letech pobytu paliva v reaktoru nezanedbatelný. Způsobuje namáhání pokrytí, které způsobuje vydutí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

7.8 Mechanické interakce mezi palivem a pokrytím

Při pobytu paliva v reaktoru napuchání a vydouvání pokrytí vede ke zmenšování mezery mezi pokrytím a palivem. Protože v průběhu ozařování se palivo deformuje do tvaru přesýpacích hodin (viz obr 7.1), 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 zvětšení napětí na rozhraní dvou pelet, což způsobuje narážení rohů pelet na pokrytí. Dotek pokrytí a paliva vyvolá kontaktní tlak mezi pokrytím a palivem. Vyvíjený tlak způsobí buď deformaci pokrytí, nebo praskání. Praskání způsobuje permanentní poškození pelet a pokrytí.[1,8]



Obr. 7.2: Zdeformovaná mezera mezi pokrytím a palivem: 1 – palivo, 2 – pokrytí, 3 – mezera mezi palivem a pokrytím, 4 – místa dotyku [8]



Obr. 7.3: 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.

7.9 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) by mohly nejvíce přispívat 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]

7.10 Ztenčování pokrytí - Koroze, eroze a rozpouštění pokrytí

Příčiny ztenčování pokrytí mohou být tři:

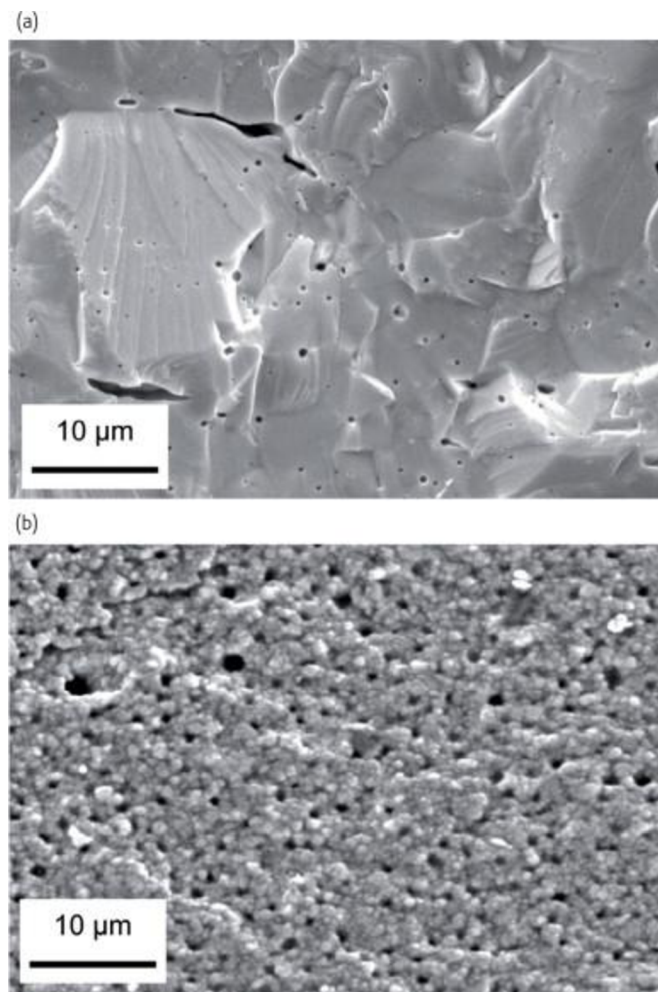
- ztenčování korozi – děje se v důsledku chemické reakce mezi pokrytím a chladicí vodou
- ztenčování erozí – tím se rozumí ztenčení pokrytí vlivem omílání kovu proudícím chladičem
- ztenčování rozpouštěním

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]

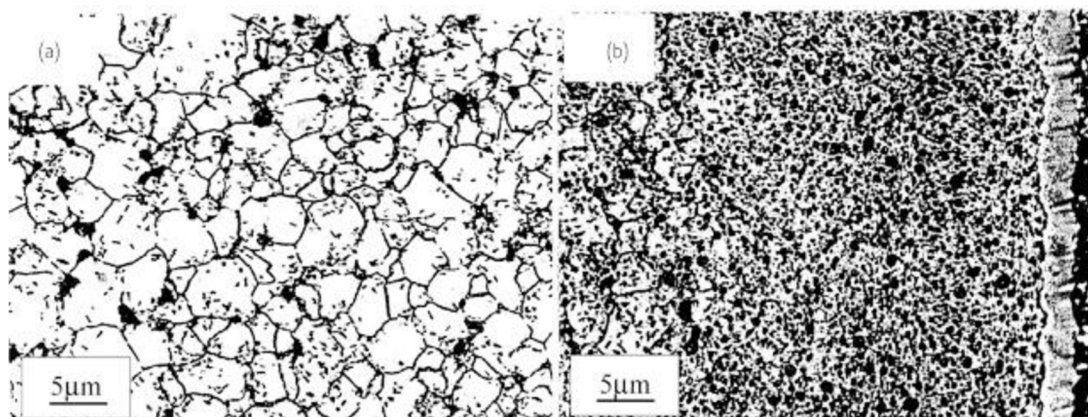
Předchozí řádky se týkaly ztenčování vlivy z vnějšku pokrytí. Na pokrytí působí vlivy i zevnitř (ze strany paliva), tam probíhají chemické reakce mezi pokrytím, volnými molekulami kyslíku a štěpnými produkty.

7.11 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 7.4, resp. 7.5) je výsledná mikrostruktura často nazývána okrajovou strukturou.[1,10]



Obr. 7.4: Restrukturalizace paliva – obr. a: čerstvé palivo, obr. b: palivo s vyhořením 75 GWd/tHM s typickou vysoce-vyhořelou strukturou [10]



Obr. 7.5: 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]

7.12 Únava pokrytí

Při pobytu paliva v reaktoru dojde k únavovému poškození pokrytí. Stupeň poškození závisí na době pobytu paliva v reaktoru a míře poškození z jiných procesů popsaných výše. Pokud je poškození moc velké, dochází k nehermetičnosti pokrytí.[1]

7.13 Otrava reaktoru

Při štěpení jader v palivu se některé štěpné produkty dále radioaktivně přeměňují. V průběhu tohoto procesu vznikají jádra prvků (které mají vysokou schopnost absorbovat neutrony a tím snižovat počet reakcí, takže je ovlivněna reaktivita reaktoru a průběh jeho provozu), z nichž jsou nejdůležitější izotopy xenonu ^{135}Xe a samaria ^{149}Sm , které mají velmi vysoký účinný průřez pro absorpci tepelných neutronů.[2]

Změny reaktivity v důsledku vlivu těchto dvou izotopů nazýváme otravou reaktoru. Schopnost absorbovat neutrony mají i další štěpné produkty, jejichž efekt je ale v porovnání se samariem a xenonem zanedbatelný.

7.13.1 Xenonová otrava

Na otravě reaktoru má největší podíl izotop xenonu ^{135}Xe , který snižuje reaktivitu tím, že silně absorbuje neutrony (říkáme, že xenon vyhořívá, vyhoříváním se přeměňuje na izotop ^{136}Xe , který je stabilní). Dynamika vzniku a zániku xenonu je složitá, vzniká hlavně přeměnou z jader jódu ^{135}J (zaniká rozpadem na cesium nebo vyhoříváním) a ovlivňuje reaktivitu reaktoru a při přechodových procesech (snižování nebo zvyšování výkonu reaktoru) ji může zvyšovat nebo snižovat. Rozlišujeme stacionární a nestacionární xenonovou otravu reaktoru.[2]

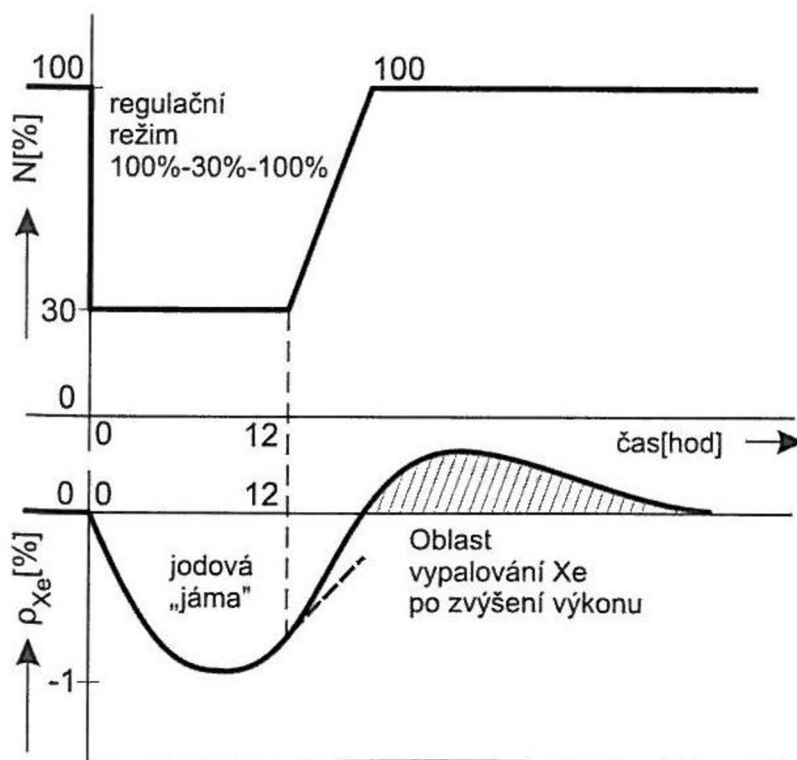
Stacionární otrava nastává, pokud je odstavený neotrávený reaktor (reaktor po odstávce trávající alespoň dva dny, protože poločas rozpadu ^{135}Xe je 9,2 hod) uváděn do provozu na nominální výkon. Při plynulém zvyšování výkonu se postupně vytváří tzv. stacionární otrava, která se po dosažení cílového výkonu ustaluje. Protože poločas rozpadu jódu ^{135}J je 6,7 hod, je dosažení

stacionárního stavu opožděno právě kvůli poločasů rozpadu jódu. V tomto mezičase je nutná kompenzace reaktivity změnou polohy regulačních orgánů nebo změnou koncentrace kyseliny borité. Při nominálním výkonu snižuje stacionární xenonová otrava reaktivitu o 2,5 %. [2]

Pokud se výkon v čase mění, pak se mění koncentrace jader xenonu a jódu, což vyvolá přechodový proces se změnou reaktivity. Otrava má časově měnící se průběh a jedná se o nestacionární otravu. Specifickým případem nestacionární otravy je jodová jáma.

Názvem jodová jáma se myslí průběh nestacionární otravy reaktoru po rychlém snížení výkonu reaktoru. Jodová jáma u reaktoru VVER není takovým problémem jako u reaktorů jiných typů, u kterých v jejím důsledku není možné po delší dobu po odstavení reaktoru znovu uvést do kritického stavu právě kvůli snižování reaktivity vlivem jodové jámy (tedy jí zapříčiněnou otravou reaktoru). U reaktoru VVER je hodnota záporné reaktivity zapříčiněná jodovou jámou vždy menší než hodnota kladné reaktivity zapříčiněná při rychlém snížení výkonu výkonovým a teplotním efektem, proto je vždy možné kdykoli dosáhnout znovu kritického stavu. Maximum jodové otravy nastává asi devět hodin po snížení výkonu a výchozí hodnoty dosáhne asi po dvaceti hodinách od snížení výkonu. Efekt jodové jámy je nutné uvažovat především při úplném odstavení reaktoru. Někdy není možné dosáhnout nominálního výkonu po rychlém odstavení reaktoru, tato situace se řeší buď snížením koncentrace kyseliny borité, nebo setrváním na dosaženém výkonu do té doby, než se koncentrace xenonu dostatečně sníží (xenon se vypaluje). Průběh jodové jámy můžeme vidět naznačený na obrázku 7.6. [2]

Při pomalých změnách výkonu je průběh otravy plynulý a mírný, projevuje se však zpožděně oproti samotným změnám výkonu. Vliv otravy není významný, pokud jsou výkonové změny malé.



Obr. 7.6: Průběh otravy při změně výkonu [2]

Dalším případem nestacionární otravy reaktoru je xenonová oscilace. Je to změna rozložení otravy vyvolaná změnou rozložení výkonu vlivem změny polohy regulačních orgánů. Mohou to být oscilace ve směru radiálním (ty ale u reaktorů VVER nenastávají) nebo oscilace ve směru axiálním (po výšce aktivní zóny). Axiální oscilace se vyskytují u reaktorů vyšších výkonů (potenciálně jsou možné např. u reaktoru VVER 1000, zatímco u reaktoru VVER 440 se nevyskytují). Axiální oscilace xenonu je vyvolána axiální změnou výkonu, způsobenou změnou polohy skupin regulačních orgánů, která trvá několik hodin (nejméně dobu poločasu rozpadu izotopu jódu ^{135}J). Axiální xenonové oscilace vyvolávají axiální výkonové oscilace mezi dolní a horní částí reaktoru, přičemž celkový výkon reaktoru zůstane konstantní. Protože v důsledku axiální oscilace může dojít až k poškození aktivní zóny, je zabránění xenonové oscilace jedním z hlavních kritérií projektového řešení systému kontroly a řízení těchto reaktorů.[2]

7.13.2 Samariová otrava

Podobný vliv jako xenon má i izotop samaria ^{149}Sm , vznikající rozpadem promethea ^{149}Pm . Samarium je stabilní a dále se nerozpadá, jeho zánik je způsoben zachytem neutronů (vyhoříváním) a jeho přeměnou na izotop ^{150}Sm , který již neutrony neabsorbuje.

Oproti xenonu je vliv samaria na otravu reaktoru menší, reaktivitu snižuje asi jen o 0,5 %, avšak ustálení samariové otravy trvá mnohem déle (kvůli delšímu poločasu rozpadu promethea) a to asi 30 dní provozu na nominálním výkonu, naproti tomu jeho zánik (vypálení) je celkem rychlé, a to v jednotkách hodin. Při krátkodobých změnách výkonu můžeme vliv nestacionární samariové otravy zanedbat. Problém samariové otravy nastává při delších odstávkách reaktoru, kdy stále probíhá rozpad promethea na samarium, což zvýší samariovou otravu asi na dvojnásobek, tomuto jevu se říká prometheová jáma.[2]

8 VÝPOČET 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 (který byl použit s laskavým svolením Bc. Lud'ka Smoly) vyhořívání paliva se zaměřením na změnu koncentrace plutonia byly doplněny rovnice pro vyhořívající absorbátory.

Bylo provedeno srovnání rychlosti vyhoření izotopů ^{155}Gd , ^{157}Gd a ^{167}Er , které se používají jako vyhořívající absorbátory. Výchozí data pro výpočet byly zjištěny v databázi JANIS, v knihovně JEFF-3.2 [29]. Účinné průřezy pro záchyt neutronů při energii 0,0253 eV jsou uvedeny v tabulce 8.1. Model byl vytvořen s využitím vstupních parametrů (obohacení paliva uranem ^{235}U) charakteristickými pro Jadernou elektrárnu Dukovany.

Tab. 6.1: Parametry vyhořívajících absorbátorů [29]

Izotop	Účinný průřez σ [barn]	Relativní atomová hmotnost A_r [-]	Počáteční procentuální zastoupení
^{155}Gd	60802,93	154,9226220	3,35 %
^{157}Gd	255059,7	156,9239601	3,35 %
^{167}Er	651,7974	166,9320482	1 %

Cílem bylo sestavení rovnic a vykreslení závislosti počtu částic na čase každého izotopu, tedy:

$$N_x = f(t) \quad (8.1)$$

Byly vytvořeny rovnice pro nejdůležitější štěpné produkty – 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 $-\sigma_f^x \cdot N_x(t) \cdot \phi$.

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

$$\frac{dN_x(t)}{dt} = -\sigma_c^x \cdot N_x(t) \cdot \phi \quad (8.2)$$

Počáteční podmínky v soustavě tvoří obohacení paliva uranem ^{235}U a procentuální zastoupení absorbátoru. Počáteční obohacení je přepočítáno na počet částic N_x podle vztahu

$$N_x(0) = \frac{m_x}{m_u \cdot A_{rx}} \quad (8.3)$$

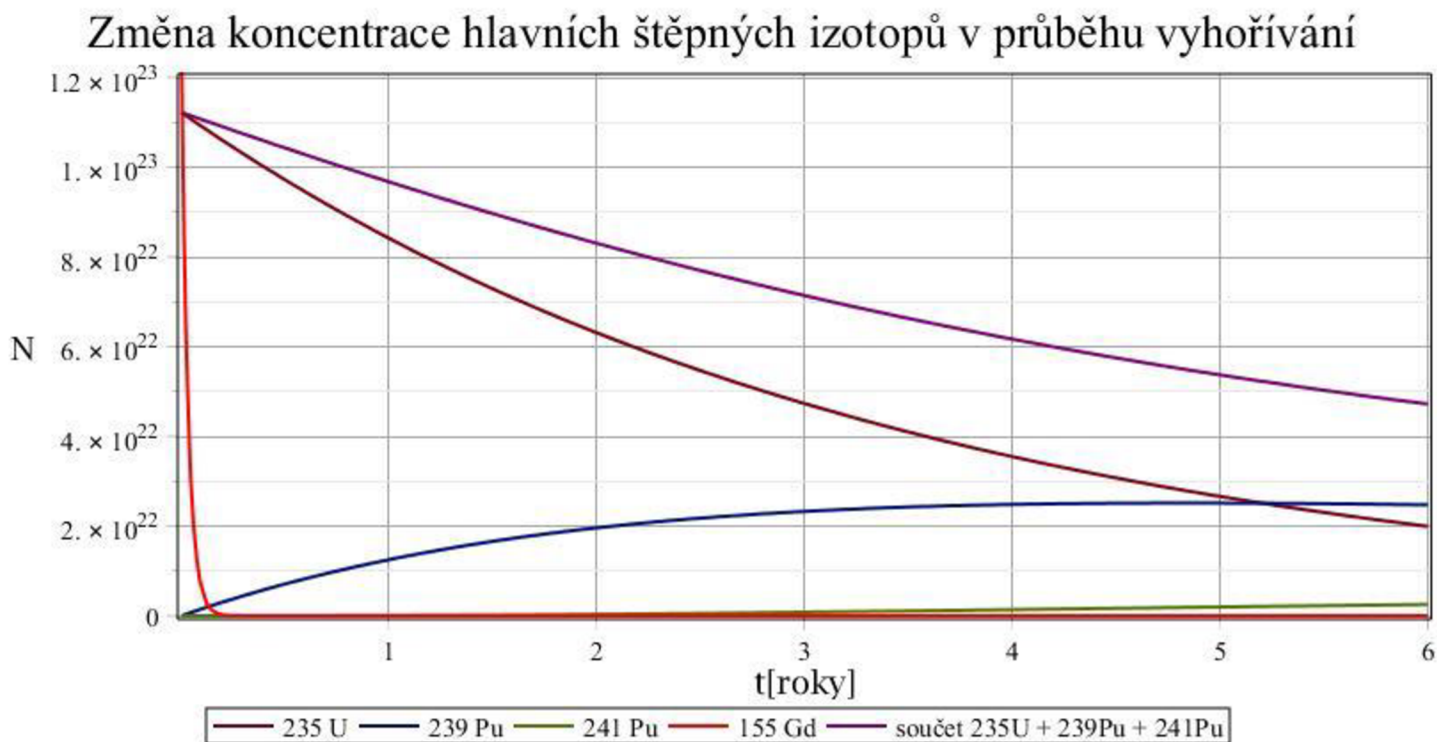
kde m_x je hmotnost uranu ^{235}U , resp. daného absorbátoru a A_{rx} je relativní atomová hmotnost (viz tabulka 9.1).

Pro zjednodušení výpočtu bylo zavedeno několik zjednodušujících předpokladů – např. se předpokládá, že veškeré množství uranu ^{239}U na ^{239}Np a to dále na ^{239}Pu . Do rovnice tedy není třeba tyto izotopy psát a rovnou lze počítat s tím, že záchytem neutronu na ^{238}U vzniká ^{239}Pu . Dále se neuvažují např. účinky štěpných produktů (otrava reaktoru).

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 izotopů.

8.1 Gadolinium ^{155}Gd

Pro výpočet rychlosti vyhořívání gadolinia ^{155}Gd uvažujeme počáteční koncentraci 3,35 %. Změny koncentrace jsou uvedeny v tabulce 8.2. Jak lze z tabulky vidět, Gadolinium vyhořívá rychle a jeho koncentrace je již po prvním roce zanedbatelná, toto lze lépe vidět v grafu 8.1, resp. 8.2.

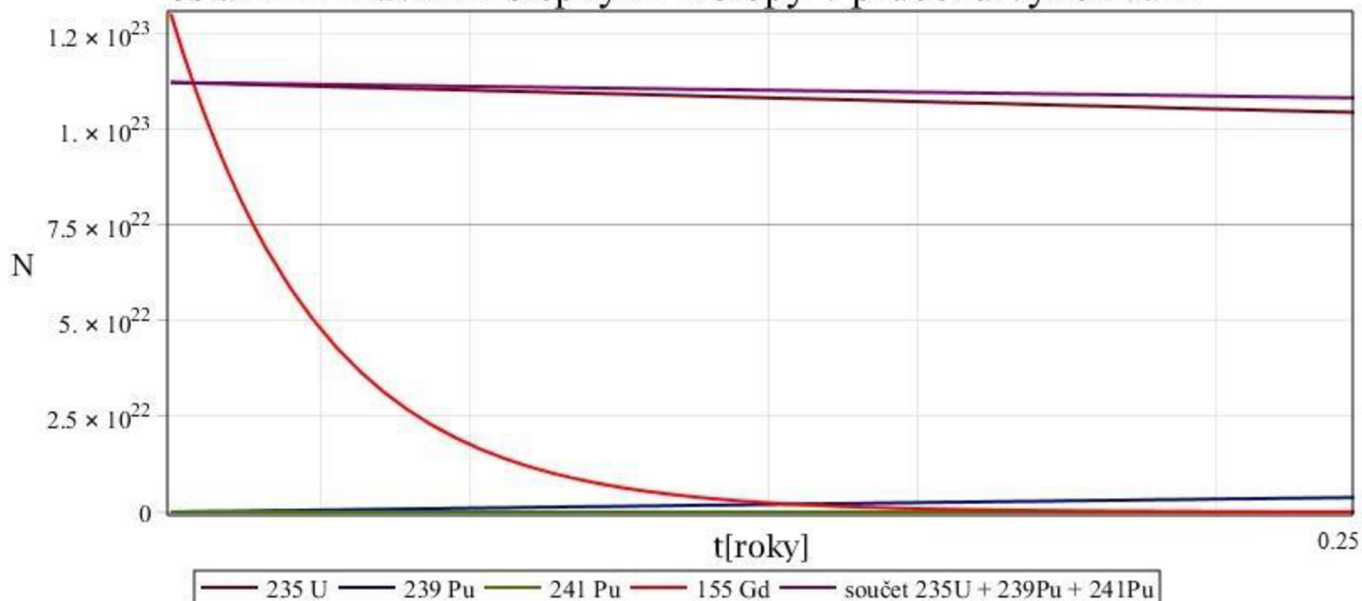


Obr. 8.1: Změna koncentrace gadolinia ^{155}Gd v průběhu vyhořívání

Tabulka 8.2: Změna koncentrace při použití absorbátoru ^{155}Gd na jeden kilogram paliva

Izotop	Počáteční zastoupení v		První rok		Druhý rok		Třetí rok		Čtvrtý rok		Pátý rok		Šestý rok	
	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%
$^{235}_{92}\text{U}$	1,1222E+23	4,38	8,4150E+22	3,2844	6,3100E+22	2,4628	4,7316E+22	1,8467	3,5480E+22	1,3848	2,6605E+22	1,0384	1,9950E+22	0,7786
$^{238}_{92}\text{U}$	0,0000E+00	0,00	4,1193E+21	0,1615	7,1872E+21	0,2817	9,4669E+21	0,3711	1,1156E+22	0,4373	1,2401E+22	0,4861	1,3315E+22	0,5219
$^{238}_{92}\text{U}$	2,3344E+24	92,27	2,3286E+24	92,0411	2,3229E+24	91,8128	2,3171E+24	91,5850	2,3113E+24	91,3577	2,3056E+24	91,1311	2,2999E+24	90,9050
$^{237}_{93}\text{Np}$	0,0000E+00	0,00	1,0706E+19	0,0004	3,7978E+19	0,0015	7,6032E+19	0,0030	1,2067E+20	0,0047	1,6885E+20	0,0066	2,1842E+20	0,0086
$^{238}_{94}\text{Pu}$	0,0000E+00	0,00	2,8961E+17	0,0000	2,0030E+18	0,0001	5,8590E+18	0,0002	1,2066E+19	0,0005	2,0526E+19	0,0008	3,0969E+19	0,0012
$^{239}_{94}\text{Pu}$	0,0000E+00	0,00	1,2526E+22	0,4972	1,9616E+22	0,7787	2,3276E+22	0,9239	2,4826E+22	0,9855	2,5128E+22	0,9975	2,4735E+22	0,9819
$^{240}_{94}\text{Pu}$	0,0000E+00	0,00	8,9375E+20	0,0356	2,8235E+21	0,1126	5,0420E+21	0,2010	7,1513E+21	0,2851	8,9652E+21	0,3574	1,0421E+22	0,4154
$^{241}_{94}\text{Pu}$	0,0000E+00	0,00	5,6910E+19	0,0023	3,2557E+20	0,0130	7,9304E+20	0,0317	1,3694E+21	0,0548	1,9666E+21	0,0787	2,5222E+21	0,1010
$^{242}_{94}\text{Pu}$	0,0000E+00	0,00	2,4655E+18	0,0001	3,0119E+19	0,0012	1,1743E+20	0,0047	2,8828E+20	0,0116	5,5119E+20	0,0222	9,0236E+20	0,0363
$^{241}_{95}\text{Am}$	0,0000E+00	0,00	6,9160E+17	0,0000	7,9415E+18	0,0003	2,9026E+19	0,0012	6,6641E+19	0,0027	1,1892E+20	0,0048	1,8138E+20	0,0073
$^{243}_{95}\text{Am}$	0,0000E+00	0,00	9,8490E+15	0,0000	2,4951E+17	0,0000	1,5113E+18	0,0001	5,1139E+18	0,0002	1,2614E+19	0,0005	2,5530E+19	0,0010
$^{242}_{96}\text{Cm}$	0,0000E+00	0,00	3,5200E+16	0,0000	6,8286E+17	0,0000	3,2270E+18	0,0001	8,6482E+18	0,0003	1,7108E+19	0,0007	2,8070E+19	0,0011
$^{244}_{96}\text{Cm}$	0,0000E+00	0,00	5,0000E+12	0,0000	4,3487E+15	0,0000	4,0539E+16	0,0000	1,8662E+17	0,0000	5,8838E+17	0,0000	1,4594E+18	0,0001
$^{245}_{96}\text{Cm}$	0,0000E+00	0,00	1,1000E+11	0,0000	9,7100E+12	0,0000	1,2667E+14	0,0000	7,2260E+14	0,0000	2,6374E+15	0,0000	7,3036E+15	0,0000
$^{155}_{64}\text{Gd}$	1,3022E+23	3,35	2,6607E+09	0,0000	5,4364E-05	0,0000	1,1108E-18	0,0000	2,2695E-32	0,0000	4,6372E-46	0,0000	9,4747E-60	0,0000
ostatní	-	-	-	3,9773	-	4,5353	-	5,0313	-	5,4748	-	5,8753	-	6,2407

Změna koncentrace gadolinia v prvních třech měsících v porovnání s ostatními hlavními štěpnými izotopy v průběhu vyhořívání



Obr. 8.3: Změna koncentrace gadolinia ^{155}Gd v průběhu prvních třech měsíců.

8.2 Gadolinium ^{157}Gd

Pro výpočet rychlosti změny koncentrace izotopu gadolinia ^{155}Gd v průběhu vyhořívání uvažujeme také počáteční koncentraci 3,35 %. Gadolinium ^{157}Gd má oproti gadolinium ^{155}Gd asi čtyřikrát větší účinný průřez. Změna koncentrace jader je uvedena v tabulce 8.3. Vzhledem k většímu účinnému průřezu gadolinium ^{157}Gd vyhořívá nesrovnatelně rychleji, jak lze vidět na obr. 8.4, resp. 8.5.

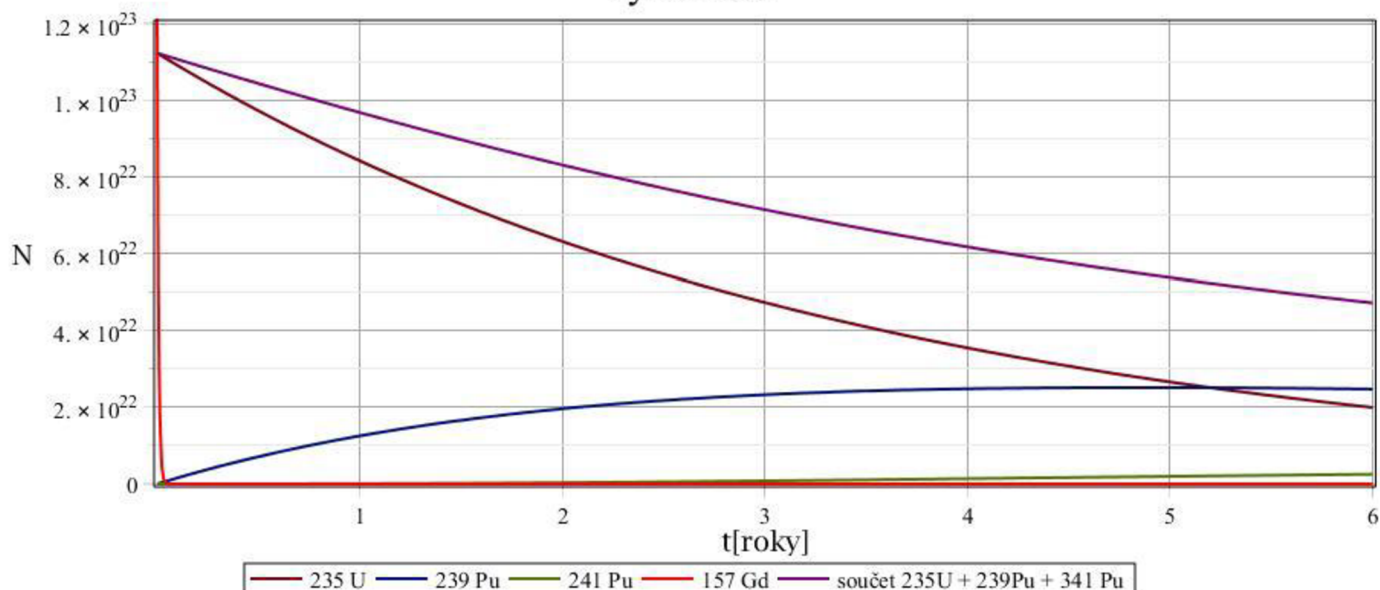
Při výpočtu byla uvažována hodnota počáteční koncentrace 3,35 %, při malých změnách této počáteční koncentrace (změny menší než 5 %) není změna rychlosti vyhořívání patrná. Při počáteční koncentraci 20 % je změna rychlosti vyhořívání již patrná, ale rychlost na téměř nulovou koncentraci se změní v řádu jednotek dní. Po prvním roce tento rozdíl znamená rozdíl řádu – zatímco u obohacení 3,35 % je po prvním roce koncentrace jader $2,366 \cdot 10^{-40}$, u obohacení 20,35 % je po prvním roce koncentrace $1,44 \cdot 10^{-39}$, pokud vyjádříme koncentrace procentuálně, tak se limitně blíží nule. Pro srovnání, pokud je taková změna provedena u gadolinia ^{155}Gd , doba změny rychlosti na téměř nulovou koncentraci se změní více (ale také pouze v řádu dní – zatímco u obohacení 3,35 % je téměř nulová koncentrace asi po 30 dnech, u obohacení 20,35 % je téměř nulová koncentrace asi po 45 dnech).

Jak lze vidět z grafů, oba izotopy gadolinia dosáhnou téměř nulové koncentrace za dobu kratší než 3 měsíců. Právě gadoliniové absorbatory se používají v českých reaktorech (u VVER 1000 je na rozdíl od VVER 440 vyšší počáteční koncentrace jader – 5 %).

Tab. 8.3: Změna koncentrace při použití absorbátoru ^{157}Gd na jeden kilogram paliva

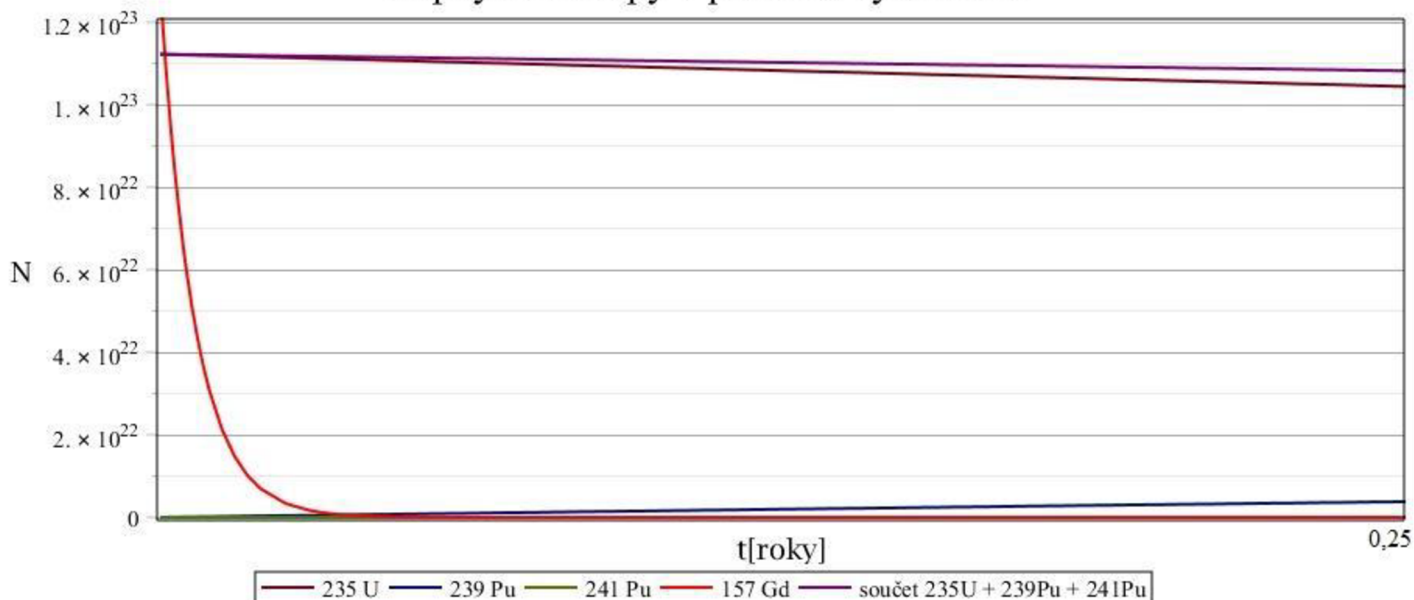
Izotop	Počáteční zastoupení v		První rok		Druhý rok		Třetí rok		Čtvrtý rok		Pátý rok		Šestý rok	
	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%
$^{235}_{92}\text{U}$	1,1222E+23	4,38	8,4150E+22	3,2844	6,3100E+22	2,4628	4,7316E+22	1,8467	3,5480E+22	1,3848	2,6605E+22	1,0384	1,9950E+22	0,7786
$^{236}_{92}\text{U}$	0,0000E+00	0,00	4,1193E+21	0,1615	7,1872E+21	0,2817	9,4669E+21	0,3711	1,1156E+22	0,4373	1,2401E+22	0,4861	1,3315E+22	0,5219
$^{238}_{92}\text{U}$	2,3344E+24	92,27	2,3286E+24	92,0411	2,3229E+24	91,8128	2,3171E+24	91,5850	2,3113E+24	91,3577	2,3056E+24	91,1311	2,2999E+24	90,9050
$^{237}_{93}\text{Np}$	0,0000E+00	0,00	1,0706E+19	0,0004	3,7978E+19	0,0015	7,6032E+19	0,0030	1,2067E+20	0,0047	1,6885E+20	0,0066	2,1842E+20	0,0086
$^{238}_{94}\text{Pu}$	0,0000E+00	0,00	2,8961E+17	0,0000	2,0030E+18	0,0001	5,8590E+18	0,0002	1,2066E+19	0,0005	2,0526E+19	0,0008	3,0969E+19	0,0012
$^{239}_{94}\text{Pu}$	0,0000E+00	0,00	1,2526E+22	0,4972	1,9616E+22	0,7787	2,3276E+22	0,9239	2,4826E+22	0,9855	2,5128E+22	0,9975	2,4735E+22	0,9819
$^{240}_{94}\text{Pu}$	0,0000E+00	0,00	8,9375E+20	0,0356	2,8235E+21	0,1126	5,0420E+21	0,2010	7,1513E+21	0,2851	8,9652E+21	0,3574	1,0421E+22	0,4154
$^{241}_{94}\text{Pu}$	0,0000E+00	0,00	5,6910E+19	0,0023	3,2557E+20	0,0130	7,9304E+20	0,0317	1,3694E+21	0,0548	1,9666E+21	0,0787	2,5222E+21	0,1010
$^{242}_{94}\text{Pu}$	0,0000E+00	0,00	2,4655E+18	0,0001	3,0119E+19	0,0012	1,1743E+20	0,0047	2,8828E+20	0,0116	5,5119E+20	0,0222	9,0236E+20	0,0363
$^{241}_{95}\text{Am}$	0,0000E+00	0,00	6,9160E+17	0,0000	7,9416E+18	0,0003	2,9026E+19	0,0012	6,6641E+19	0,0027	1,1892E+20	0,0048	1,8138E+20	0,0073
$^{243}_{95}\text{Am}$	0,0000E+00	0,00	9,8500E+15	0,0000	2,4952E+17	0,0000	1,5113E+18	0,0001	5,1139E+18	0,0002	1,2614E+19	0,0005	2,5530E+19	0,0010
$^{242}_{96}\text{Cm}$	0,0000E+00	0,00	3,5193E+16	0,0000	6,8290E+17	0,0000	3,2269E+18	0,0001	8,6482E+18	0,0003	1,7108E+19	0,0007	2,8070E+19	0,0011
$^{244}_{96}\text{Cm}$	0,0000E+00	0,00	6,0000E+13	0,0000	4,3151E+15	0,0000	4,0500E+16	0,0000	1,8670E+17	0,0000	5,8850E+17	0,0000	1,4594E+18	0,0001
$^{245}_{96}\text{Cm}$	0,0000E+00	0,00	2,0000E+11	0,0000	9,6489E+12	0,0000	1,2700E+14	0,0000	7,2278E+14	0,0000	2,6370E+15	0,0000	7,3047E+15	0,0000
$^{157}_{64}\text{Gd}$	1,2856E+23	3,35	2,3660E-40	0,0000	4,3543E-103	0,0000	8,0134E-166	0,0000	1,4748E-228	0,0000	2,7141E-291	0,0000	0,0000E+00	0,0000
ostatní	-	-	-	3,9773	-	4,5353	-	5,0313	-	5,4748	-	5,8753	-	6,2407

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



Obr. 8.4: Změna koncentrace gadolinia ^{157}Gd v průběhu vyhořívání

Změna koncentrace gadolinia v prvním třech měsících v porovnání s hlavními štěpnými izotopy v průběhu vyhořívání

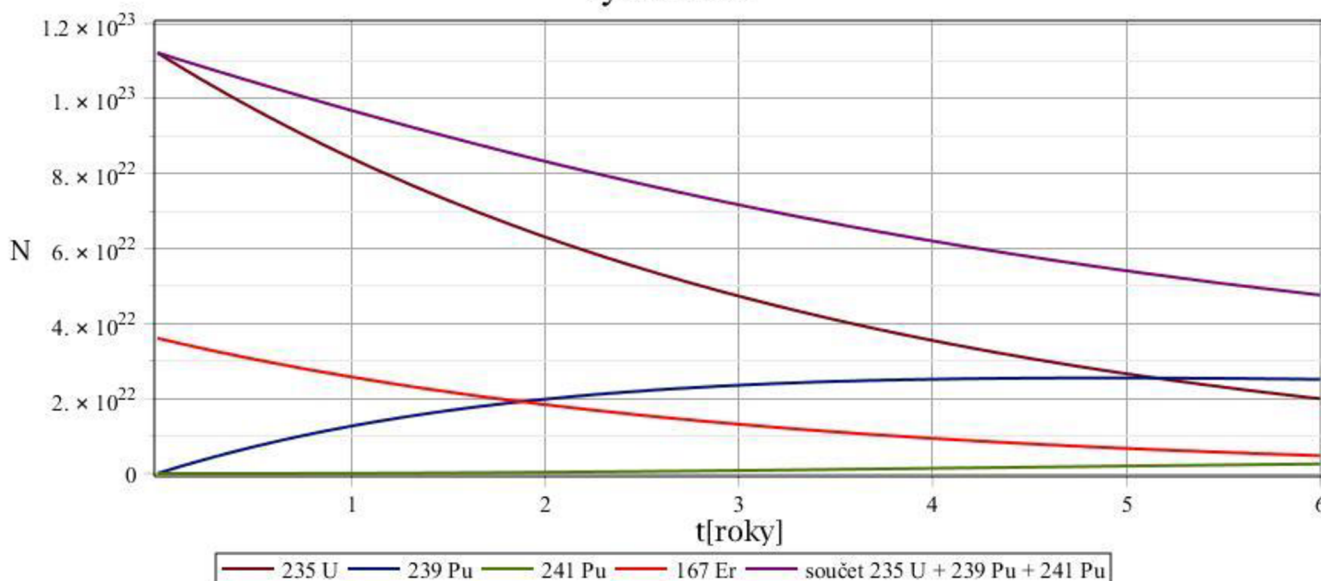


Obr. 8.5: Změna koncentrace gadolinia ^{157}Gd v průběhu prvních třech měsíců.

8.3 Erbium ^{167}Er

Pro výpočet změny koncentrace erbia ^{167}Er uvažujeme obvyklou počáteční koncentraci 1 %. Erbium má účinný průřez ve srovnání s gadoliniem ^{155}Gd přibližně 93x menší a ve srovnání s gadoliniem ^{157}Gd je jeho účinný průřez menší přibližně 391x. Bude tedy vyhořívat mnohem pomaleji než oba izotopy gadolinia, jak můžeme vidět v tabulce 8.4 – přítomnost se procentuálně projeví i po šestém roce provozu. Na obrázku 8.6 je průběh vykreslen graficky.

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



Obr. 8.6: Změna koncentrace erbia ^{167}Er v průběhu času

Pokud byla změněna počáteční koncentrace jader erbia na 5 % (z původního 1 %), pak se celková koncentrace jader po roce změní o řád – procentuálně je to z původních 0,714 % na 3,57 %, po šesti letech se koncentrace jader také liší o řád – procentuálně se rozdíl změní z původních 0,1325 % na 0,663 %.

Oproti oběma izotopům gadolinia má erbium nižší účinný průřez. Což jak lze vidět z grafů způsobuje nižší počáteční vliv na reaktivitu než u absorbátorů z gadolinia. Na druhou stranu erbium vyhořívá pomaleji a tím je přebytečná reaktivita kompenzována do vyšších hodnot vyhoření, což umožňuje vyšší obohacení paliva a tím delší palivový cyklus. Delší palivový cyklus je výhodnější, protože sníží náklady na nové palivo.

Tab. 8.3: Změna koncentrace při použití absorbátoru ^{167}Er na jeden kilogram paliva

Izotop	Počáteční		První rok		Druhý rok		Třetí rok		Čtvrtý rok		Pátý rok		Šestý rok	
	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%	počet jader	%
$^{235}_{92}\text{U}$	1,1222E+23	4,38	8,4150E+22	3,2844	6,3100E+22	2,4628	4,7316E+22	1,8467	3,5480E+22	1,3848	2,6605E+22	1,0384	1,9950E+22	0,7786
$^{236}_{92}\text{U}$	0,0000E+00	0,00	4,1193E+21	0,1615	7,1872E+21	0,2817	9,4669E+21	0,3711	1,1156E+22	0,4373	1,2401E+22	0,4861	1,3315E+22	0,5219
$^{238}_{92}\text{U}$	2,3939E+24	94,62	2,3879E+24	94,3853	2,3820E+24	94,1511	2,3761E+24	93,9175	2,3702E+24	93,6845	2,3643E+24	93,4521	2,3585E+24	93,2202
$^{237}_{93}\text{Np}$	0,0000E+00	0,00	1,0706E+19	0,0004	3,7978E+19	0,0015	7,6032E+19	0,0030	1,2067E+20	0,0047	1,6885E+20	0,0066	2,1842E+20	0,0086
$^{238}_{94}\text{Pu}$	0,0000E+00	0,00	2,8961E+17	0,0000	2,0030E+18	0,0001	5,8590E+18	0,0002	1,2066E+19	0,0005	2,0526E+19	0,0008	3,0969E+19	0,0012
$^{239}_{94}\text{Pu}$	0,0000E+00	0,00	1,2652E+22	0,5022	1,9832E+22	0,7872	2,3556E+22	0,9351	2,5152E+22	0,9984	2,5487E+22	1,0117	2,5117E+22	0,9970
$^{240}_{94}\text{Pu}$	0,0000E+00	0,00	9,0244E+20	0,0360	2,8527E+21	0,1137	5,0974E+21	0,2032	7,2348E+21	0,2884	9,0764E+21	0,3618	1,0558E+22	0,4209
$^{241}_{94}\text{Pu}$	0,0000E+00	0,00	5,7455E+19	0,0023	3,2884E+20	0,0132	8,0144E+20	0,0321	1,3846E+21	0,0554	1,9897E+21	0,0796	2,5535E+21	0,1022
$^{242}_{94}\text{Pu}$	0,0000E+00	0,00	2,4890E+18	0,0001	3,0416E+19	0,0012	1,1864E+20	0,0048	2,9134E+20	0,0117	5,5728E+20	0,0224	9,1271E+20	0,0367
$^{241}_{95}\text{Am}$	0,0000E+00	0,00	6,9830E+17	0,0000	8,0199E+18	0,0003	2,9324E+19	0,0012	6,7355E+19	0,0027	1,2025E+20	0,0048	1,8349E+20	0,0073
$^{243}_{95}\text{Am}$	0,0000E+00	0,00	9,9383E+15	0,0000	2,5196E+17	0,0000	1,5264E+18	0,0001	5,1668E+18	0,0002	1,2749E+19	0,0005	2,5810E+19	0,0010
$^{242}_{96}\text{Cm}$	0,0000E+00	0,00	3,5524E+16	0,0000	6,8952E+17	0,0000	3,2597E+18	0,0001	8,7393E+18	0,0004	1,7296E+19	0,0007	2,8391E+19	0,0011
$^{244}_{96}\text{Cm}$	0,0000E+00	0,00	1,5420E+14	0,0000	4,4534E+15	0,0000	4,0868E+16	0,0000	1,8867E+17	0,0000	5,9451E+17	0,0000	1,4751E+18	0,0001
$^{245}_{96}\text{Cm}$	0,0000E+00	0,00	1,2000E+10	0,0000	8,6410E+12	0,0000	1,2948E+14	0,0000	7,2988E+14	0,0000	2,6663E+15	0,0000	7,3828E+15	0,0000
$^{167}_{68}\text{Er}$	3,6075E+22	1,00	2,5758E+22	0,7140	1,8391E+22	0,5098	1,3131E+22	0,3640	9,3757E+21	0,2599	6,6943E+21	0,1856	4,7797E+21	0,1325
ostatní	-	-	-	0,9138	-	1,6773	-	2,3210	-	2,8711	-	3,3488	-	3,7706

9 ZÁVĚR

Tato práce si vzala za cíl vytvořit rešerši výrobců paliva pro lehkovodní reaktory 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 8. 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 závěreční 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. Byly srovnány tři izotopy používaných vyhořívajících absorbátorů – gadolinium ^{155}Gd a ^{157}Gd a erbium ^{167}Er . 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, vysoké vyhoření paliva a tudíž vznik transuranů vyšších než ^{243}Pu , ani rezonanční záchyty na některých izotopech plutonia. Změny koncentrace vyhořívajících absorbátorů jsou uvedeny pro jednotlivé izotopy v tabulkách 8.2, 8.3 a 8.4, kde jsou pro přehlednost přepočítány i na procentuální podíl celkového složení paliva. Změny koncentrace jsou pro jednotlivé izotopy vykresleny v grafech (obr. 8.1-6). Rychlost vyhořívání jednotlivých izotopů závisí na jejich účinném průřezu – zatímco gadolinium ^{157}Gd , které má největší účinný průřez ze srovnávaných izotopů vyhoří nejrychleji a již po prvním roce je jeho koncentrace téměř nulová, tak erbium ^{167}Er s nejmenším účinným průřezem ze srovnávaných izotopů vyhořívá pomaleji – ani po šestém roce kampaně jeho koncentrace není nulová. Z hlediska dlouhodobé regulace reaktivity se jeví nejvýhodnější erbium, naproti tomu oba izotopy gadolinia efektivněji vykompenzují přebytek reaktivity v začátku kampaně a již po relativně krátké době se koncentrace jejich jader blíží nule a dále tak do reaktivity nezasahují. Například právě v jaderné elektrárně Dukovany se používají gadoliniové absorbatory s gadoliniem ^{157}Gd , které umožnily prodloužení palivového cyklu ze 3 na 5 let.

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 PŘÁVO: 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: *Nuclear Fuel Cycle*. [online]. UK: WORLD NUCLEAR, 2016 [cit. 2016-04-09]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle>
- [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/jaderner-elektrarny/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] World Nuclear News: *Areva cooperation with Kazakhstan, China* [online]. Londýn [cit. 2016-05-20]. ISSN 2040-5766. Dostupné z: [C-Areva_cooperation_with_Kazakhstan_China-0711114.html](http://www.worldnuclearnews.com/areva-cooperation-with-kazakhstan-china-0711114.html)
- [26] O energetice: *Westinghouse dodá testovací palivové soubory pro JE Temelín* [online]. 2016 [cit. 2016-05-20]. Dostupné z: <http://oenergetice.cz/jaderna-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 : sborník referátů ze semináře*. VUT Brno. Praha: Český svaz vědeckotechnických společností, 2001.
- [28] BURKET, Daneš. *Palivové vsázky se zdokonaleným palivem na Jaderné elektrárně Dukovany*. [online]. Dukovany, 2003 [cit. 2016-04-22]. Dizertační práce. ČVUT. Dostupné z: <http://www.danes.burket.cz/files/burketdp.pdf>
- [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/