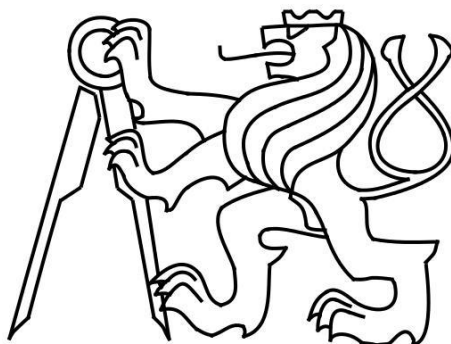


ČESKÉ VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V PRAZE

Fakulta elektrotechnická
Katedra elektroenergetiky



Bakalářská práce

Využití vyhořelého jaderného paliva

Use of Spent Nuclear Fuel

Studijní program: Elektrotechnika, energetika a management

Studijní obor: Aplikovaná elektrotechnika

Vedoucí práce: Ing. Stanislav Bouček

Eva Matějková

Praha 2018

I. OSOBNÍ A STUDIJNÍ ÚDAJE

Příjmení: **Matějková** Jméno: **Eva** Osobní číslo: **457035**
Fakulta/ústav: **Fakulta elektrotechnická**
Zadávací katedra/ústav: **Katedra elektroenergetiky**
Studijní program: **Elektrotechnika, energetika a management**
Studijní obor: **Aplikovaná elektrotechnika**

II. ÚDAJE K BAKALÁŘSKÉ PRÁCI

Název bakalářské práce:

Využití vyhořelého jaderného paliva

Název bakalářské práce anglicky:

Use of spent nuclear fuel

Pokyny pro vypracování:

1. Palivový cyklus jaderných elektráren
2. Změna vlastností jaderného paliva během kampaně
3. Možnost zvýšení využití jaderného paliva (nové typy reaktorů, vyšší vyhoření, využití sekundárního paliva, přepracování - MOX)
4. Způsoby separací
5. Nakládání s vyhořelým jaderným palivem v ČR

Seznam doporučené literatury:

- [1] Štamberg Karel: Technologie jaderných paliv II., skripta ČVUT, 2017, ISBN 978-80-01-06077-3
- [2] Matějka Karel a kol.: Vyhořelé jaderné palivo, MŽP1996, ISBN 80-7078-352-4
- [3] webové stránky SÚJB, SÚRAO, MAAE

Jméno a pracoviště vedoucí(ho) bakalářské práce:

Ing. Stanislav Bouček, katedra elektroenergetiky FEL

Jméno a pracoviště druhé(ho) vedoucí(ho) nebo konzultanta(ky) bakalářské práce:

Datum zadání bakalářské práce: **15.02.2018**

Termín odevzdání bakalářské práce: **25.05.2018**

Platnost zadání bakalářské práce: **30.09.2019**

Ing. Stanislav Bouček
podpis vedoucí(ho) práce

podpis vedoucí(ho) ústavu/katedry

prof. Ing. Pavel Ripka, CSc.
podpis děkana(ky)

III. PŘEVZETÍ ZADÁNÍ

Studentka bere na vědomí, že je povinna vypracovat bakalářskou práci samostatně, bez cizí pomoci, s výjimkou poskytnutých konzultací. Seznam použité literatury, jiných pramenů a jmen konzultantů je třeba uvést v bakalářské práci.

Datum převzetí zadání

Podpis studentky

Čestné prohlášení

Prohlašuji, že jsem předloženou práci vypracovala samostatně a že jsem uvedla veškeré použité informační zdroje v souladu s Metodickým pokynem o dodržování etických principů při přípravě vysokoškolských závěrečných prací.

V Praze dne

.....

Eva Matějková

Poděkování

Ráda bych poděkovala svému vedoucímu bakalářské práce Ing. Stanislavu Boučkovi za odborné vedení, za konzultace a pomoc při zpracování této práce

Anotace

Tato bakalářská práce se zabývá využitím vyhořelého jaderného paliva. Poskytuje popis jaderného palivového cyklu a vlastností vyhořelého paliva. Dále se věnuje separačním metodám a možnosti zvýšení využití jaderného paliva. Poslední kapitola je zaměřena na situaci v České republice s ohledem na nakládání s vyhořelým jaderným palivem.

Klíčová slova

Vyhořelé jaderné palivo, vlastnosti vyhořelého jaderného paliva, jaderný palivový cyklus, separační metody, PUREX, zvýšení využití jaderného paliva, MOX, nové typy reaktorů, hlubinné úložiště

Annotation

The Bachelor Thesis deals with the use of spent nuclear fuel. It gives a description of nuclear fuel cycle and properties of spent nuclear fuel. The thesis focuses on methods used for separation and the possibilities of increasing the use of nuclear fuel in general. The last chapter deals with situation concerning the handling of spent fuel in the Czech Republic.

Keywords

Spent nuclear fuel, properties of spent nuclear fuel, nuclear fuel cycle, separation methods, PUREX, increasing the use of nuclear fuel, MOX, new reactors, deep geological repository

OBSAH

Úvod	5
1 Palivový cyklus jaderných elektráren	6
1.1 Těžba a úprava uranu	7
1.2 Konverze a obohacování uranu	7
1.3 Výroba jaderného paliva	8
1.4 Jaderné palivo ve štěpném reaktoru	10
1.5 Skladování vyhořelého paliva v meziskladech	12
1.5.1 Mokřý mezisklad	12
1.5.2 Suchý mezisklad	13
1.6 Možnost přepracování VJP, recyklace U a Pu	14
1.7 Likvidace a uložení odpadu	15
2 Změna vlastností jaderného paliva během kampaně	17
2.1 Štěpná reakce	17
2.2 Vyhořívání paliva	18
2.3 Izotopické složení vyhořelého paliva	18
2.4 Štěpné produkty	19
2.5 Aktinidy	20
2.6 Aktivační produkty	21
2.7 Celková aktivita a vývin zbytkového tepla	21
3 Způsoby separací	23
3.1 Problematika bezpečnosti a odpadů	23
3.2 Odstranění povlakových materiálů	24
3.3 Rozpouštění vyhořelého paliva	25
3.4 Procesy separace U a Pu z vyhořelého paliva	25
3.4.1 PUREX	26
3.5 Současná situace procesu přepracování	27
4 Možnost zvýšení využití jaderného paliva	29
4.1 Nové typy reaktorů	29
4.1.1 Reaktory IV. generace	29
4.1.2 Technologie ADTT	30
4.2 Vyšší vyhoření	32
4.3 Využití sekundárního paliva	33
4.4 Palivo MOX	33
5 Nakládání s vyhořelým jaderným palivem v ČR	34

5.1 Koncepce nakládání s radioaktivními odpady a vyhořelým palivem v ČR	34
5.2 Hlubinné úložiště v ČR	35
5.3 Jaderný účet.....	35
5.4 Výhledy do budoucna	36
Závěr.....	37
Seznam použité literatury	38
Seznam zkratk	41
Seznam obrázků	42
Seznam tabulek	42
Seznam grafů.....	42

Úvod

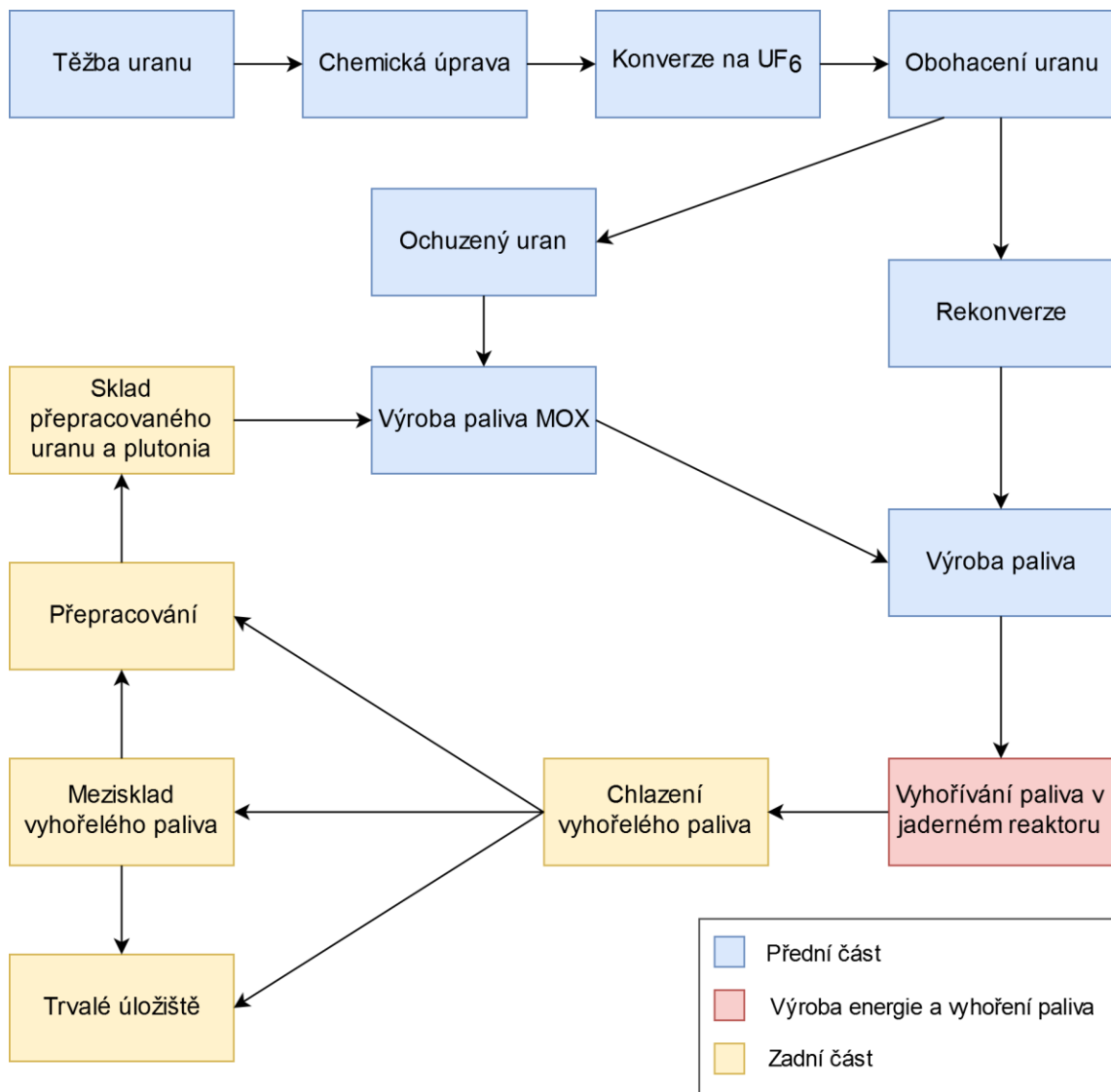
Konečné řešení vyhořelého paliva bylo, je a po několik dalších desetiletí stále bude velice diskutovaným tématem. Elektrickou energii lze vyrobit mnoha způsoby, ať už se jedná o využívání obnovitelných zdrojů nebo spalování uhlí v tepelných elektrárnách. Avšak s ohledem na vyčerpávání uhelných zásob a některé nevýhody obnovitelných zdrojů, je jaderná energetika značně perspektivní. Příkladem může být situace v České republice:

Podle Státní energetické koncepce by mohl podíl jaderných elektráren na výrobě elektrické energie vystoupat ze současných 33 % na 50 %, nebo tuto hodnotu dokonce překročit. Důvodem zvětšování tohoto podílu je i plánované odstavení mnoha uhelných bloků, které nesplňují požadavky na emise. Uhlé elektrárny nyní dodávají téměř 60 % elektrické energie a jejich instalovaný výkon bude třeba nahradit zdroji, které jsou nízkoemisní. Jednou z možností je část výkonu nahradit obnovitelnými zdroji, například fotovoltaikou. Avšak nahrazení celého výkonu by vyžadovalo vymezení značné plochy. Pro porovnání, jedna z největších fotovoltaických elektráren u nás, FVE Vepřek o instalovaném výkonu 35,1 MW (množství vyrobené energie je však menší) je umístěna na ploše 82,5 ha, zatímco JE Temelín s instalovaným výkonem 2 100 MW zabírá plochu 143 ha. V případě jaderné elektrárny je tedy na téměř 1,7 krát větší ploše 60 krát větší výkon, ve vyrobené energii by se tento poměr ještě minimálně o řád zvýšil. V tomto ohledu jsou jaderné elektrárny nenahraditelné. Kromě náhrady uhelných elektráren je třeba mít na paměti možný růst spotřeby elektrické energie v domácnostech a s rozvojem elektromobility [20][21].

Nejen u nás, ale i v mnoha dalších zemích se jaderné elektrárny významně podílejí na výrobě elektrické energie, zákonitě se tedy množství vyhořelého paliva zvyšuje. Tento odpad tvoří sice malou, zato velice rizikovou část každoročně vyprodukovaného nebezpečného odpadu. Existují různé postupy, jak použité palivo zpracovat či bezpečně uložit. V současnosti se uplatňuje ještě další možnost, a to ponechat vyhořelé palivo v meziskladech a vyčkat na další rozvoj v této problematice.

1 Palivový cyklus jaderných elektráren

Palivovým cyklem je označována série procesů týkající se jaderného paliva, která vede především k získání energie ve štěpných reaktorech. Začíná těžbou uranu, pokračuje chemickou úpravou, konverzí, obohacením a výrobou paliva. Tato část palivového cyklu se nazývá přední. Po vyjmutí vyhořelého paliva z jaderného reaktoru nastává tzv. zadní část palivového cyklu – několik dalších etap, které se liší v závislosti na tom, zdali se jedná o otevřený či uzavřený palivový cyklus. Otevřený cyklus ve skutečnosti cyklem není, je to řetězec procesů, ve kterém je palivo použito jednorázově. Technologií pro recyklaci vyhořelého paliva naopak využívá palivový cyklus uzavřený. Tato kapitola se bude věnovat jednotlivým etapám uzavřeného a otevřeného palivového cyklu jaderných elektráren [1].



Obr. 1 – Zjednodušené schéma palivového cyklu [1][5]

1.1 Těžba a úprava uranu

Uran je těžký prvek vyskytující se v zemské kůře, ve které je průměrně zastoupen přibližně 0,0004 %. Celkové množství uranu je odhadováno na 10^{14} t. Pro výrobu paliva se získává z uranové rudy, což je hornina, která obsahuje 0,5 až 4 % uranu. Největší ložiska se nachází v Austrálii (29 % světových zásob), Kazachstánu (13 %), Kanadě (9 %), Rusku (9 %), Jihoafrické republice (6 %), dále Nigérii, Brazílii, Namibii a dalších státech. Významné naleziště je i v České republice, příkladem je Jáchymov, Příbram a Dolní Rožínka, avšak od roku 2017 se již uranová ruda v ČR netěží [1][2].

Ruda se těží v povrchových nebo podpovrchových dolech. Další možností, hojně používanou, je loužení (ISL – In Situ Leaching), jehož principem je rozpuštění požadovaných minerálů v chemickém roztoku, který je přiváděn do vrtu. Po nasycení je chemický roztok čerpán zpět na povrch a dané minerály jsou z něj izolovány [3].

Po vytěžení následuje drcení a mletí rudy na jemný písek, jehož smícháním s vodou vzniká písková kaše. Ta se poté louží v kyselině sírové nebo silném alkalickém roztoku, čímž dojde k uvolnění uranu z horniny. Zbytek horniny, nerozpuštěné části, se oddělí od roztoku. Vysrážením je z roztoku získán tzv. žlutý koláč, což je název pro koncentrát s vysokým obsahem oxidu uranu U_3O_8 , běžně 85 až 95 % U. Žlutý koláč se dále suší a potom je převezen do dalšího zařízení. Roztok, kterým byl uran uvolněn z rudy, je neutralizován a uložen v odpadních nádržích s dalším odpadem vzniklým při úpravě [1][2][3].

1.2 Konverze a obohacování uranu

Uran se jako palivo zpravidla používá v tlakovodních reaktorech, které vyžadují, aby byl uran obohacený. Získaný oxid uranu proto ve většině případů nelze přímo použít jako palivo. Přírodní uran totiž obsahuje přibližně 99,2 % ^{238}U , 0,72 % ^{235}U a 0,006 % ^{234}U . Obsahuje tedy pouze necelé procento nízkoenergetickými neutrony štěpitelného izotopu ^{235}U . Tento izotop musí být v palivu zastoupen větším množstvím, proto je třeba oxid uranu získaný předchozími úpravami uranové rudy obohatit. Pro většinu reaktorů, včetně lehkovodních, se uran typicky obohacuje na 3,5 až 5 %. Vyšší obohacení se vyjma rychlých reaktorů neprovádí s ohledem na smlouvu o nešíření jaderných zbraní [1][3].

Aby mohl být uran obohacen, musí být ve formě oxidu uraničitého UO_2 . Žlutý koláč je proto převezen do zařízení, kde proběhne konverze na čistý UO_2 . Pokud reaktor, například těžkovodní CANDU, nevyžaduje obohacení uranu, je již možné čistý UO_2 použít jako palivo. Jinak, a to ve většině případů, je oxid uraničitý přeměněn na

hexafluorid uranu UF_6 . Existují tři procesy pro izotopické obohacování: plynová difúze, využití odstředivek a laserové obohacování. První dvě uvedené metody využívají rozdílů relativní atomové hmotnosti izotopů ^{235}U a ^{238}U [1][3].

Prvním procesem obohacování je plynová difúze. Plynný UF_6 je protlačován přes membránu, přes kterou snáze procházejí lehčí (i menší) molekuly, tj. ^{235}U , který má v jádře o 3 neutrony méně než ^{238}U . Avšak pro dostatečné obohacení je potřeba proces mnohokrát opakovat. Plynová difúze proto probíhá v kaskádě vhodně zapojených separačních stupňů. Běžně je separačních stupňů pro proces použito 1000 až 1500. Nevýhodou této metody obohacování je vysoká energetická náročnost, což je výsledkem potřebné komprese plynu mezi jednotlivými separačními stupni [1].

Druhý proces je založen na separaci izotopů ^{235}U a ^{238}U účinkem silného separačního pole v centrifugách. Ve svislých rotujících válcích se tedy oddělí zmíněné izotopy, přičemž lehčí zůstávají více ve středu válce, zatímco těžší ^{238}U se přesouvá k okrajům. I v této metodě se využívá systému kaskád, separační faktor pro jeden stupeň procesu sice dosahuje vyšší míry než u prvního uvedeného procesu obohacování, ale přesto není dostatečný. Odstředivý proces je přesto tím efektivnějším a ekonomicky výhodnějším [1][3].

Postupy využívající lasery mají výhodu v nižších investičních nákladech a energetických nárocích. Metoda využívá odlišných schopností izotopů reagovat na laserové paprsky různých frekvencí [6].

Z předchozího vyplývá důležitá skutečnost, a sice že zatímco se během uvedených procesů část uranu obohacuje o izotop ^{235}U , zbylá část se o tento izotop ochuzuje.

1.3 Výroba jaderného paliva

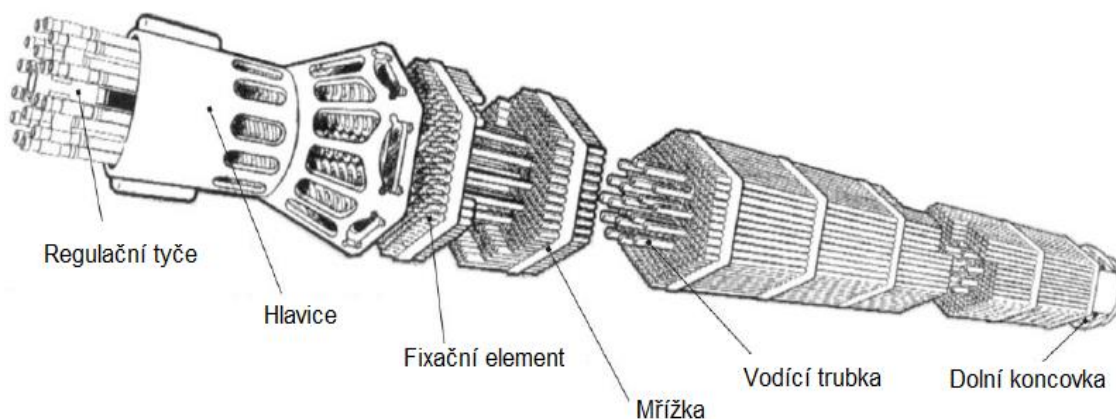
Jako první musí být provedena konverze hexafluoridu uranu UF_6 zpět na UO_2 . Procesy konverze existují dva. Buď je konverze prováděna přímým suchým procesem nebo mokrymi chemickými procesy. Vzniklý UO_2 ve formě prášku je smíchán s U_3O_8 , což vede ke zvýšení mechanické pevnosti. Práškový oxid je poté tvarován za vysokého tlaku do tablet definovaných rozměrů – průměr tablety je většinou do 1 cm, délka okolo 1,5 cm. Tablety jsou spékány pro dosažení požadované hustoty, práškový materiál se mění na keramický, následně jsou přesné rozměry tablet zajištěny broušením. Tolerance rozměrů je velice malá, jelikož při vyhořívání paliva v reaktoru tablety nabývají na objemu. Do palivové tablety může být přidán tzv. absorbátor. Jedná se o látku, která ze začátku kampaně pohlcuje nadbytečné neutrony vznikající při štěpení v jaderném

reaktoru. Látka postupně „vyhořívá“ a mění se na nuklidy s nižší schopností absorpce neutronů. S neutrony tak již může reagovat štěpitelný ^{235}U . Většinou se jedná o bór nebo gadolinium, které jsou v některých palivových tyčích ve formě oxidu přidány do tablet nebo na jejich povrch [1][4].

Hotové tablety jsou vloženy do trubek ze zirkoniové slitiny Zircaloy, případně nerezavějící oceli. Právě tato slitina splňuje přísné požadavky na vlastnosti povlakového materiálu, mezi které patří nízká absorpce neutronů, nízká aktivace, vysoká korozní odolnost a radiační stabilita, dostatečná mechanická pevnost a plasticita. Povlakové trubky zároveň tvoří další bariéru, která zadržuje štěpné produkty, které by mohly pronikat z tablet do reaktoru. Trubka s peletami tvoří po natlakování inertním plynem (He) a hermetickém uzavření palivový článek (proutek). Jednotlivé články jsou montovány do skupin, které označujeme jako palivové soubory, někdy také kazety, pokud je skupina proutků uzavřena do pouzdra [1][4].

Palivové proutky jsou v souboru přesně uspořádány buď ve tvaru čtverce nebo šestiúhelníku. Je důležité, aby mezi sebou měly jednotlivé proutky optimální vzdálenost a bylo tak umožněno proudění chladiva (moderátoru). Jsou proto vsazovány do mřížek, které drží elementy na pevné pozici. Mřížky jsou vyrobeny z materiálu, který neabsorbuje neutrony a zároveň je odolný korozi, vysoké teplotě, vibracím, proudění moderátoru a mechanickému namáhání. Volí se proto opět zirkonium nebo nerezavějící ocel [1][4].

Je nutné zmínit, že konstrukce jaderného paliva se liší v závislosti na typu reaktoru. Výše popsané uspořádání pelet do dlouhých trubek, které jsou spojovány do čtverců a šestiúhelníků se používá ve varných a tlakovodních reaktorech. V těžkovodních reaktorech CANDU jsou palivové soubory tvořeny krátkými pruty a namísto obohaceného je používán přírodní UO_2 . Paliv pro výzkumné reaktory je mnoho, jsou značně konstrukčně odlišná a mohou být jak v pevné, tak kapalné podobě o různém obohacení [1].



Obr. 2 – Uspořádání palivového souboru pro tlakovodní reaktor VVER-1000 [23]

1.4 Jaderné palivo ve štěpném reaktoru

Nejvýznamnějším elementem celého jaderného cyklu je štěpný reaktor, ve kterém se řízenou štěpnou řetězovou reakcí uvolňuje energie. O řízené štěpné reakci mluvíme, pokud je multiplikační faktor k , poměr průměrného počtu neutronů jedné generace a předcházející generace, roven jedné. Soustava je pak v tzv. kritickém stavu. Pokud by k bylo menší než jedna, bude se množství emitovaných neutronů zmenšovat a počet štěpných reakcí se bude blížit nule. Naopak při k větším než jedna počet štěpení exponenciálně poroste [6].

Pro dosažení reakce požadovaných vlastností musí být splněno několik podmínek:

- a) Hmotnost štěpitelného materiálu. Je potřeba, aby v reaktoru byla tzv. kritická hmotnost štěpitelného materiálu, což je množství, které právě stačí pro udržení řetězové reakce. Pokud by podmínka kritické hmotnosti nebyla splněna, pak by s velkou pravděpodobností neutrony blízko vnějšího povrchu soustavy unikly do okolí bez způsobení štěpné reakce. Pokud by byl únik příliš vysoký, nebyla by řetězová reakce možná [5].
- b) Geometrie. Kritická hmotnost je minimální pro kulový systém (koule coby geometrický útvar s nejmenším povrchem při daném objemu). Většina jader reaktorů má tudíž válcovitý tvar s přibližně shodnou výškou a průměrem. Použitím neutronového reflektoru, který odráží unikající neutrony zpět do jádra reaktoru, se dále zmenšuje kritická hmotnost [5].
- c) Neutronové spektrum. Neutrony uvolněné při štěpení mají vysokou kinetickou energii (až 10 MeV). Při takovéto kinetické energii by se štěpná reakce udržela pouze při vysoké koncentraci štěpitelných jader. Avšak zpomalením neutronů na

energii menší než 1 eV se pravděpodobnost štěpného procesu vyvolaného těmito neutrony zvýší. Ke zpomalení zmíněných částic dochází při srážkách s lehkými atomy prvků jako jsou vodík, deuterium nebo uhlík, a právě ty se používají jako moderátor [5].

Od volby moderátoru se odvíjí typ reaktoru. V lehkovodních reaktorech (PWR, BWR a VVER) se používá obyčejná (lehká) voda. V takovém případě je výhodou současné využití vody pro přenos tepla mezi reaktorem a soustrojím turbína-generátor. V těžkovodních reaktorech je moderátorem těžká voda neboli oxid deuteria D_2O . Příkladem je kanadský CANDU. Reaktory chlazené plynem jsou moderované grafitem. D_2O a grafit jsou lepšími moderátory než H_2O , jelikož při moderaci neutronů je jich pohlceno méně [5].

Tepelná energie je z aktivní zóny, kde dochází ke štěpení, odváděna chladicím médiem. To by mělo mít řadu vlastností jako vysoký bod varu, vysoký součinitel tepelné vodivosti, vysokou hodnotu součinitele přestupu tepla, a naopak nízkou hodnotu absorpčního účinného průřezu pro neutrony, radiační stálost. V mnoha typech reaktorů je chladicím médiem obyčejná voda (PWR, BWR), ale mohou jím být i tekutý sodík (FBR), slitiny olova, taveniny solí nebo plyny He, CO_2 . Plynná chladiva však musí být pod vysokým tlakem pro zlepšení schopnosti odvádět teplo [6].

Důležitou součástí z hlediska regulace štěpné reakce a bezpečnosti jsou regulační tyče. Dělí se na tři druhy podle funkce: tyče kompenzační (slouží k absorpci neutronů, při provozu reaktoru se postupně vysouvají z aktivní zóny), řídicí (udržují reaktor v kritickém stavu korigováním jeho okamžitého výkonu) a havarijní (při havárii padají do aktivní zóny a rychle zastavují štěpnou reakci, při normálním provozu se nepoužívají). Regulační tyče jsou vyrobeny z bóru, mohou být i z kadmia nebo gadolinia [6].

Pro provoz reaktoru je z hlediska bezpečnosti významná autoregulační schopnost. Při zjištění odchylky od nastavené výkonové hladiny pomocí záporné zpětné vazby se tato odchylka eliminuje odpovídající změnou reaktivity. Nežádoucí nárůst počtu štěpných procesů vyvolá zvýšení teploty aktivní zóny, takže i samotného paliva a moderátoru, což vede k nárůstu kinetické energie neutronů a snížení účinného průřezu štěpného procesu. Jak již bylo v této kapitole uvedeno, pravděpodobnost štěpné reakce klesá s rostoucí energií neutronu [6].

Palivo setrvává v reaktoru a po uplynutí určité doby se částečně vyhořelé palivo posouvá ke středu, zatímco zcela vyhořelé je vyměněno za čerstvé. Měněno je po částech,

většinou po třetinách nebo čtvrtinách, a doba, za kterou se obnoví veškeré palivo, se nazývá kampaň [3].

1.5 Skladování vyhořelého paliva v meziskladech

Použité palivo se stává problémem v momentu, kdy dosahuje předpokládaného stupně vyhoření a je vyvezeno z reaktoru. Po vyjmutí z reaktoru se palivové soubory umístí do speciálního bazénu použitého paliva přímo u reaktoru. Silná vrstva vody slouží jako chladivo (voda cirkulací odvádí zbytkové teplo) a stínící médium (slouží jako izolace radioaktivního záření). Palivové soubory zde setrvávají, dokud se dostatečně nesníží jejich tepelný výkon a radioaktivita, což trvá 5 až 10 let. Po uplynutí této tzv. vymírací doby nastává další z etap palivového cyklu. Na výběr je jich několik: palivo je možno odvézt do meziskladu, přepracovat nebo ošetřit a uložit v trvalém úložišti. Tato podkapitola se zabývá první možností [1][7][8].

V bazénu vyhořelého paliva jsou soubory pod vodou uzavřeny do kontejnerů a odvezeny do meziskladu, který se většinou nachází v areálu jaderné elektrárny. Zde použité jaderné palivo za pečlivého monitorování dále chladne a zároveň dochází k jeho akumulaci (případně jednorázové uložení většího množství kontejnerů je ekonomicky výhodnější) [1][8].

Mezisklady VJP nabývají na důležitosti hned z několika důvodů: přepracovatelské závody mají omezenou kapacitu, v drtivé většině zemí využívajících jadernou energii zatím není v provozu žádné trvalé úložiště – v takových případech je nutné vyhořelé palivo uložit na místě, kde zůstane, než se daný problém vyřeší. Navíc dočasné využití meziskladů je významné i v případě, že nebylo rozhodnuto, jak s palivem naložit, nebo se čeká na vývoj nových technologií. V meziskladech vyhořelé palivo může zůstat desítky let. Rozlišujeme dva druhy meziskladů: mokré a suché [1].

1.5.1 Mokrý mezisklad

Skladování VJP v mokřém meziskladu je nejrozšířenější způsob skladování. Vyhořelé palivové soubory jsou ve speciálních pouzdrech ponořeny do 7 až 12 m hlubokého betonového bazénu a jsou zasunuty do vertikálních „regálů“ z nerezavějící oceli. Ocel většinou obsahuje bór. Bazén může mít stěny pokryty vrstvou z nerezavějící oceli a zajišťovat tak dokonalou těsnost. Jak již bylo zmíněno, chlazení je obstaráno cirkulací vody, která je zároveň stínícím médiem. Obvykle je voda demineralizovaná, velice kvalitní, její pH musí být udržováno a voda je neustále čištěna. Hladina bazénu může být pro lepší zabezpečení překryta. V bazénu je možné skladovat i poškozené palivové

články, v takovém případě však musejí být vloženy do hermetických pouzder nebo kontejnerů [1][6][9].

Mezi výhody takového způsobu skladování patří výborné chlazení, stínění, snadná vizuální kontrola VJP. Nevýhodami jsou vznik kapalných sekundárních radioaktivních odpadů, technická a ekonomická náročnost výstavby a nutnost instalace systémů pro čerpání, chlazení a chemickou úpravu vody. Dále voda může způsobit korozi pouzder paliva, zatímco konstrukce bazénu je namáhána hydrostatickým tlakem vodního sloupce [1][6].

1.5.2 Suchý mezisklad

V současnosti je naprostá většina nově budovaných meziskladů ve světě suchého typu. Jsou budovány jako povrchové. Výhodou je systém chlazení, který je založen na přirozeném odvodu tepla prouděním a vedením, a dále skutečnost, že nevznikají sekundární radioaktivní odpady [1][6].

Rozlišujeme několik druhů suchých meziskladů:

- Kobkové sklady tvoří betonové zásobníky se skladovacími dutinami. Vyhořelé články jsou uzavřeny v kovových trubkách naplněných inertním plynem, trubky se umístí do dutin [8].
- Kontejnerové sklady jsou volná prostranství nebo budovy, ve kterých se shromažďují kontejnery s vyhořelým palivem. Kontejnery jsou palivem naplněny v bazénu u reaktoru. Voda z kontejneru se odčerpá, vnitřek kontejneru se vakuově vysuší a naplní inertním plynem, čímž se zajišťuje odvod tepla a antikorozi prostředí. V suchých meziskladech v ČR se používají kontejnery CASTOR. Teplota uvnitř kontejneru, tlak a další údaje jsou zjišťovány pomocí čidel. Povrch kontejneru CASTOR má teplotu přibližně 40 °C [8].

Kontejner CASTOR je válcová nádoba z jednoho kusu tvárné litiny. Nádoba o výšce 4,2 m a průměru 2,6 m má vnitřní povrch pokrytý vrstvou niklu. Kontejner pojme 84 palivových kazet (cca 10 t vyhořelého paliva), naplněný má hmotnost přibližně 120 t. V horní části nádoby jsou 2 víka, která mají technologické otvory pro vysušování, plnění heliem a monitorování mezivíkového tlaku. Na vnější straně pláště je CASTOR opatřen žebry, která zvětšují plochu pro odvod tepla [1][8].

1.6 Možnost přepracování VJP, recyklace U a Pu

V případě uzavřeného palivového cyklu po vyjmutí z reaktoru nebo po dočasném uskladnění vyhořelého paliva následuje přepracování použitého paliva. Použité palivo obsahuje mnoho štěpného materiálu, kromě necelého procenta ^{235}U také ^{239}Pu vzniklého při neštěpných záchytech neutronu v ^{238}U . Přepracováním lze znovu získat palivo pro výrobu energie v jaderném reaktoru. Další výhodou je snížení radioaktivity a objemu radioaktivního odpadu, který bude třeba uložit v hlubinném úložišti [6].

Vyhořelé jaderné palivo je možné přepracovat pomocí řady metod. Příkladem jsou procesy REDOX, BUTEX, TRIGLY a především PUREX, nejvíce používaný jak v minulosti, tak současnosti. Tyto metody slouží na extrakci plutonia a uranu, jejich recyklaci (např. v palivu MOX) a opětovnému užití v palivovém cyklu. Z toho vyplývá, že recyklací se ušetří přírodní uran [8][10].

Typický průběh přepracování je následující. Po přijetí paliva následuje rozstříhání jeho povlakového materiálu na kratší kusy, dále je rozpuštěno v kyselině dusičné HNO_3 , čímž se oddělí složky paliva a pouzdra palivových elementů. Vzniklý roztok se čistí ve speciální jednotce, tuhé částičky jsou odstraněny odstředěním a filtrací. Dalším krokem je určení množství štěpného materiálu ve vyčištěném roztoku a separace uranu a plutonia od vysoce radioaktivních štěpných produktů a aktinidů. Získaný uran a plutonium se čistí, zkoncentrují, konvergují na oxidy a uskladní. Stejně tak se zkoncentrují a uskladní štěpné produkty [6].

Aby mohl být uran znovu použit jako palivo, musel by být obohacen, ale v současné době není třeba obohacovat přepracovaný uran vzhledem k dostatečným zásobám přírodního uranu, jehož využití je navíc ekonomicky výhodnější. Avšak může být zpracován v palivu typu MOX (Mixed Oxide Fuel), které je tvořeno směsí oxidů přepracovaného plutonia a ochuzeného nebo přírodního uranu. Místo recyklovaného Pu lze takto „zpracovat“ plutonium z nadměrných zásob jaderných zbraní určených k likvidaci [6].

Zmínkou jaderných zbraní se dostáváme k jedné z nevýhod přepracování vyhořelého paliva. K hydrometalurgickému přepracování docházelo již ve 40. let 20. století v USA, a to pro vojenské účely. Z paliva s nízkým stupněm vyhoření (palivo setrvalo v reaktoru pouze několik měsíců) se zpět získávalo plutonium pro zbraně. Za určitých podmínek by mohlo plutonium být zneužito, proto některé země využívají metody, při kterých je recyklován pouze uran, nikoliv plutonium, nebo se přepracování vyhýbají úplně. Dalším mínusem jsou vysoké náklady na přepracování. V dnešní době je stále levnější použít

palivo jednorázově. Přeprocessování paliva vznikají další radioaktivní odpady – roztok, kovový a plynný odpad [10].

1.7 Likvidace a uložení odpadu

V případě otevřeného palivového cyklu je poslední etapou uložení použitého paliva v hlubinném úložišti. Hlubinnými úložišti označujeme podzemní prostory v hluboko položených geologických formacích, kam se trvale ukládají vysokoaktivní odpady a vyhořelé jaderné palivo.

Nejprve několik slov o radioaktivních odpadech. Jedná se o každý pevný, kapalný či plynný odpad o radioaktivitě překračující určitý limit, který je zpravidla stanoven zákonem. Podle výše radioaktivity se odpady rozdělují na nízkoaktivní, středněaktivní a vysokoaktivní. Dále jsou klasifikovány podle různých hledisek, např. chemického složení, toxicity, poločasu rozpadu převládajících nuklidů. V průběhu palivového cyklu vznikají RAO při těžbě radioaktivních surovin, zpracování uranových rud, výrobě jaderného paliva, přeprocessování vyhořelého paliva a odpady vznikající v jaderných elektrárnách. Vyhořelé palivo se stává odpadem v okamžiku, kdy je za něj prohláší jeho původce [8].

Úložiště musí být umístěno v neporušeném geologickém útvaru, v oblasti, kde nehrozí zemětřesení, vulkanická činnost či zaplavení mořem. Dále by úložiště nemělo být v místě ložisek nerostných surovin, jejichž získávání by tím bylo znemožněno. Důležitou podmínkou je dlouhodobá stabilita geologické formace (doba v rozmezí minimálně 10^4 až 10^5 let) a vhodná hornina. Musí se jednat o horninu, která by zabránila případnému úniku radioaktivity do okolí a zároveň chránila úložiště od vnějších vlivů. Mezi takovéto horniny patří granitoidy (žula), jíly a solné formace [8][11].

Samotné úložiště by mělo tvořit několik částí. V nadzemní části by se měly nacházet provozy pro údržbu, dodávku elektřiny, větrání, úložiště, sklady, dále prostor pro manipulaci s přivezeným vyhořelým palivem, administrativní budovy apod. Zde by také přivezené VJP bylo ukládáno do vysoce odolných kontejnerů a následně transportováno do podzemních prostorů. Podzemní prostory by měly být s nadzemním areálem spojeny svislými přístupovými šachtami a tunelem, např. ve tvaru šroubovice, které by byly využívány jak pro převoz kontejnerů a osob, tak pro větrání. Největší podzemní část by tvořilo množství chodeb a na nich kolmých šachet, do kterých by byly umístěny obalové soubory. Šachty by následně měly být vyplněny bentonitem, což je jílovitý materiál s výbornými sorpčními vlastnostmi, který navíc váže radioaktivní látky. VJP by bylo od okolí izolováno několika bariérami: přírodními (horninový masív) a inženýrskými

(palivové články ze zirkoniové slitiny, víceplášťové kovové kontejnery a bentonit).
Ochranou by byla i samotná hloubka úložiště – 300 až 1000 m [8][11].

2 Změna vlastností jaderného paliva během kampaně

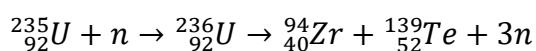
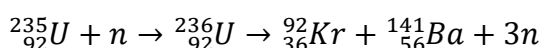
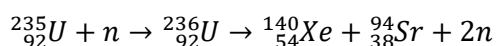
Ve většině současných energetických reaktorů se jako palivo používá obohacený uran. Palivo obsahuje 95 % ^{238}U a maximálně 5 % ^{235}U . Větší obohacení ^{235}U jaderného paliva provést nelze, kvůli, jak již bylo uvedeno v minulé kapitole, riziku zneužití pro jaderné zbraně. Po vyjmutí z reaktoru je složení samozřejmě jiné. V použitém palivu je přibližně 95 % zastoupen uran (z čehož tvoří cca 0,7 % ^{235}U , zbytek je ^{238}U), dále palivo obsahuje přibližně 1 % ^{239}Pu , 3,5 % štěpných produktů, 0,4 % ^{236}U a cca 0,1 % tvoří aktinidy a aktivační produkty [1][8].

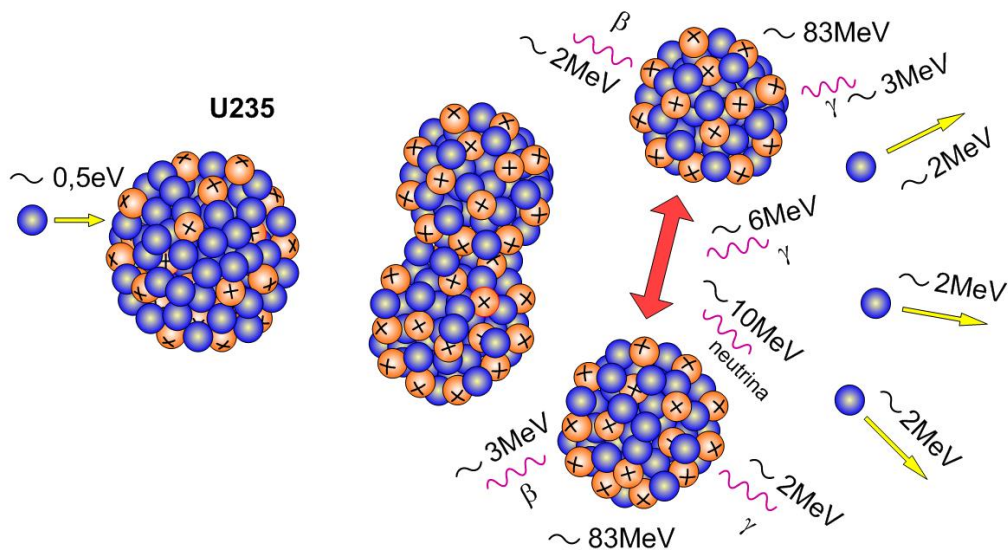
2.1 Štěpná reakce

Podstatou získávání energie v jaderných reaktorech je štěpná řetězová reakce, zásadní význam má štěpení ^{235}U . Ke štěpné jaderné reakci dochází při srážce těžkých atomových jader se zpomalenými tzv. tepelnými neutrony (neutrony s kinetickou energií 0,002 až 0,5 eV). Pravděpodobnost srážky se totiž zvyšuje s rostoucí velikostí účinného průřezu pro štěpení, a jak již bylo řečeno, ten se zvětšuje s klesající kinetickou energií neutronu. Při srážce s jádrem neutron do jádra proniká a předává mu svou energii. Jádro se stává nestabilním a rozděluje se na 2, případně 3 nestejně těžké odštěpky, uvolňuje se energie. Tyto odštěpky následně narážejí do okolních atomových jader, čímž vzniká teplo. Při rozštěpení jádra se uvolňují 2 až 3 neutrony, které štěpí další jádra, proces se opakuje. Nastala řetězová reakce [1][6].

Počet emitovaných neutronů i střední energie, která se uvolní při štěpení, nejsou vždy stejné a závisí na rychlosti neutronu. Zároveň ani nelze předpovědět, na jaké štěpné produkty se jádro rozpadne, vše je určováno pravděpodobnostními zákony. Avšak platí zákony zachování, tudíž celková energie a celkový počet nukleonů musejí být zachovány. Při štěpení je vyzařováno α , β a γ záření [6].

Příklady štěpných reakcí ^{235}U :





Obr. 3 – Štěpná reakce [24]

2.2 Vyhořívání paliva

Vyhořívání paliva je proces, při kterém dochází k izotopické změně paliva v důsledku štěpení těžkých jader neutrony. V jaderném reaktoru je zásadní izotop ^{235}U . Nejen on, ale i jádra ^{233}U , ^{239}Pu a ^{241}Pu jsou štěpitelná tepelnými neutrony. Na rozdíl od ^{235}U se ostatní izotopy v přírodě nevyskytují, ale mohou být připraveny uměle. V reaktoru vznikají těmito reakcemi:

- Při zachytu neutronu jádrem ^{235}U se jádro buď štěpí, nebo vzniká izotop ^{236}U .
- Jádro ^{238}U štěpitelné není, avšak zachytem středně rychlého neutronu vzniká jádro ^{239}U . To se rozpadem β^- mění na ^{239}Np a dalším rozpadem β^- vzniká ^{239}Pu .
- Pokud jádro ^{239}Pu zachytí neutron, dojde k jeho rozštěpení nebo s malou pravděpodobností dojde ke vzniku izotopu ^{240}Pu .
- Štěpitelný izotop ^{241}Pu vzniká zachytem neutronu izotopem ^{240}Pu .
- Izotop ^{241}Pu vznikne po zachytu neutronu izotopem ^{240}Pu .

V jaderném palivu při vyhořívání ubývají štěpitelné izotopy a zároveň se tvoří štěpné produkty, aktinidy a aktivační produkty [1][2].

2.3 Izotopické složení vyhořelého paliva

Ve vyhořelém palivu je obsaženo velké množství radioizotopických prvků, izotopické složení je ovlivněno způsobem ozařování, konstrukcí palivového článku a samozřejmě použitým jaderným materiálem. Jak již bylo výše zmíněno, radioizotopické prvky dělíme

na tři skupiny: štěpné produkty, aktinidy a aktivační produkty. Právě kvůli těmto prvků je použité palivo značně rizikové [1].

Štěpné produkty	Poločas rozpadu	Aktinidy a dceřiné produkty	Poločas rozpadu	Aktivační produkty	Poločas rozpadu
^{90}Sr	28,70 roků	^{239}U	23,45 min	^{51}Cr	27,70 dne
^{90}Y	64,10 hod	^{239}Np	2,36 dne	^{56}Mn	2,59 hod
^{106}Ru	372,60 dne	^{238}Pu	87,70 roků	^{55}Fe	2,75 roků
^{106}Rh	29,92 s	^{239}Pu	$2,41 \cdot 10^4$ roků	^{60}Co	5,27 roků
^{134}Cs	20,60 roků	^{241}Pu	14,35 roků	^{63}Ni	100,10 roků
^{137}Cs	30,00 roků	^{242}Cm	162,94 dne	^{95}Zr	64,09 dne
$^{137\text{m}}\text{Ba}$	2,55 min			^{97}Zr	16,91 hod
^{144}Ce	284,45 dne			^{95}Nb	35,00 dne
^{144}Pr	17,28 min			^{97}Nb	72,10 min
^{147}Pm	2,62 roků			$^{97\text{m}}\text{Nb}$	52,70 s

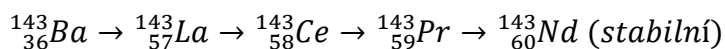
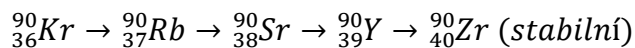
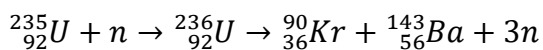
Tab. 1 – Nejvýznamnější izotopy z hlediska aktivity ve vyhořelém palivu VVER-400 a VVER-1000 pro období 0-9 let po vyvezení z reaktoru [1]

2.4 Štěpné produkty

Štěpné produkty tvoří nejvíce radioaktivní část vyhořelého paliva. Vznikají štěpením těžkých jader a ve svém jádře mají přebytek energie, který vyrovnávají emisí záření. Většina z nich je silně radioaktivní, přičemž jejich poločasy rozpadu se liší – od zlomků sekund po desetitisíce let. Výsledkem rozpadu těchto nestabilních izotopů je tepelná energie. Vyhořelé palivo se značně zahřívá a musí být chlazeno, aby nedošlo k úniku radioaktivních látek [1].

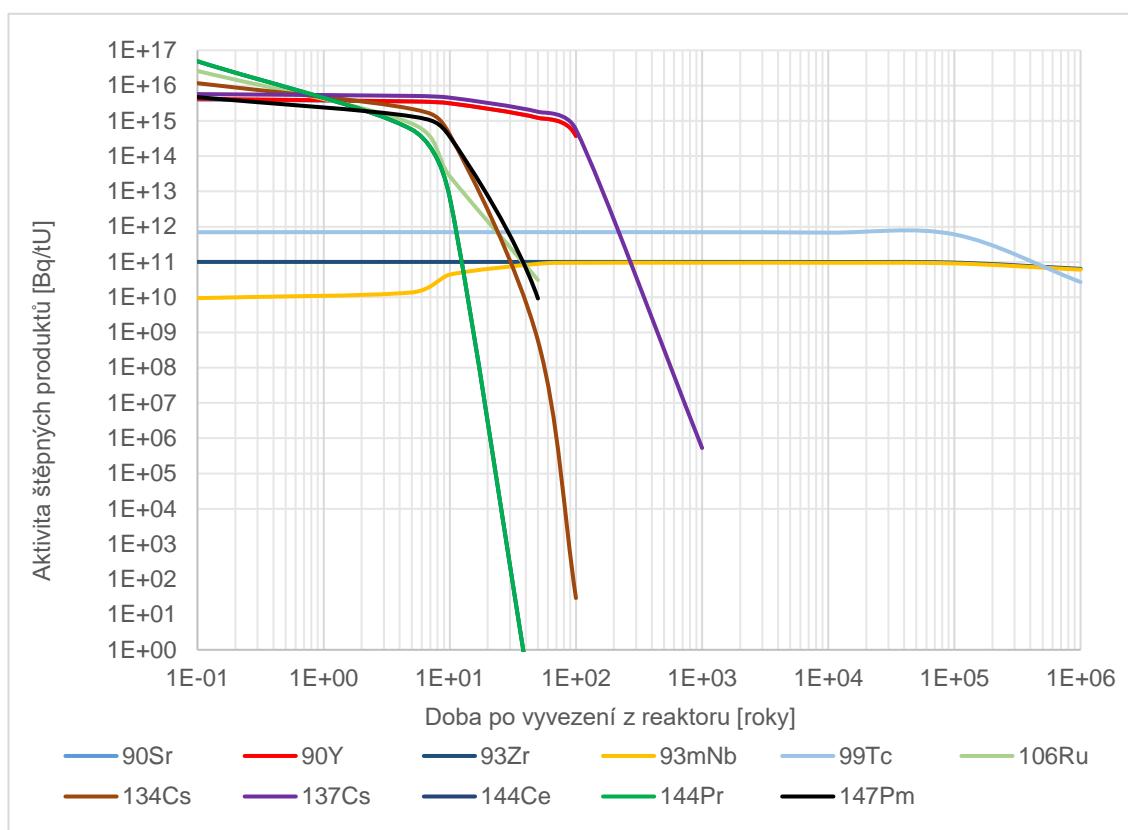
Štěpných produktů se tvoří velké množství, některé z nich jsou silnými absorbátory neutronů. Kvůli této vlastnosti může dojít k narušení neutronové bilance aktivní zóny, a dokonce až k zastavení štěpné reakce. Takovéto produkty se proto nazývají reaktorové jedy. Jedná se především o nuklidy ^{135}Xe , ^{149}Sm a ^{157}Gd . Velmi významným je první z uvedených nuklidů – ^{135}Xe , jehož počet nuklidů narůstá v případě odstavení reaktoru nebo sníženého výkonu. Po odstávce reaktoru tedy může nastat stav, kdy je nemožné opět spustit řetězovou reakci, a který je označován jako jódová jáma. Tento stav je dočasný, po několika hodinách převládne rozpad těchto nuklidů. Nicméně provoz reaktoru je několik hodin po jódové jámě velice riskantní [6].

Štěpné produkty postupnými přeměnami β^- přecházejí na stabilní izobary (nuklidy se stejným nukleonovým, ale odlišným atomovým číslem). Příkladem je štěpná reakce, která vede ke vzniku štěpných produktů a jejich rozpadu:



Záření β^- bývá doprovázeno zářením γ [6].

V následujícím grafu je zaznamenána aktivita vybraných štěpných produktů ve vyhořelém jaderném palivu z VVER-1000:

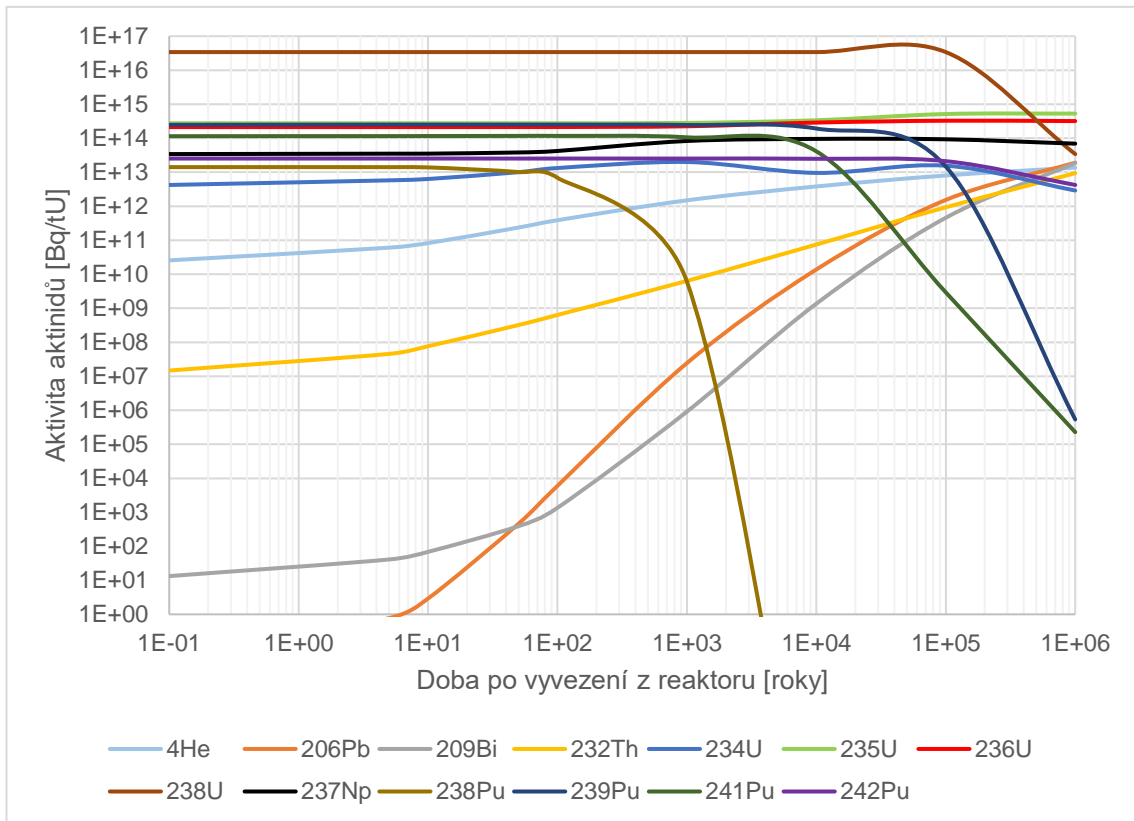


Graf 1 – Aktivita vybraných štěpných produktů ve vyhořelém jaderném palivu z VVER-1000 pro vyhoření 50000 MWd/tU [1]

2.5 Aktinidy

Aktinidy, prvky s protonovým číslem 89 až 103, vznikají neštěpnými reakcemi, kdy se volný neutron srazí s jádrem izotopu, pronikne do jádra, nerozštěpí ho, ale zachytí se, čímž zvyšuje jeho nukleonové číslo. Prvek se dostává do excitovaného stavu a za vyzáření paprsků gama proběhne jeho deexcitace. Vzniklé jádro bývá nestabilní, rozpadem β^- se mění na prvek s protonovým číslem vyšším o jedna.

Mezi aktinidy patří izotopy plutonia, neptunia, uranu, americia a další. Pokud má aktinid větší protonové číslo než uran, pak hovoříme o tzv. transuranech. Na rozdíl od štěpných produktů mají nižší radioaktivitu, avšak jejich poločas rozpadu je často velmi dlouhý. Jejich radioaktivita se proto stává dominantní po desítkách let, kdy krátkodobé a střednědobé štěpné produkty přejdou do stabilních izotopů [1].



Graf 2 – Aktivita vybraných aktinidů ve vyhořelém jaderném palivu z VVER-1000 pro vyhoření 50000 MWd/tU [1]

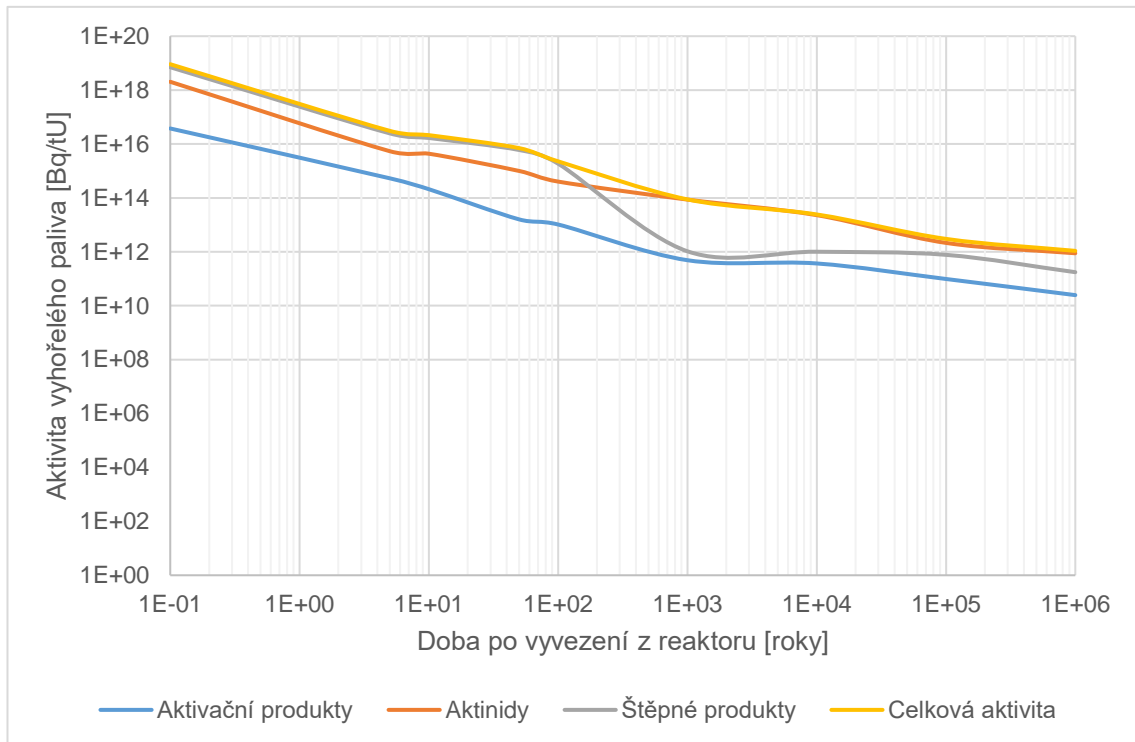
2.6 Aktivační produkty

Při procesu vyhořívání paliva se mění složení jak paliva, tak konstrukčních materiálů. Ozařováním materiálů postupně vznikají izotopy, které mají velice dlouhý poločas rozpadu. Aktivita konstrukčních materiálů tvoří zlomek celkové aktivity vyhořelého paliva [1].

2.7 Celková aktivita a vývin zbytkového tepla

Celková aktivita vyhořelého jaderného paliva pomalu klesá, avšak palivo může být radioaktivní až po dobu řádově 10^6 let. Z níže uvedeného grafu vidíme, že zhruba do 1000 let od vyvezení z reaktoru největší zdroj radioaktivity představují štěpné produkty, poté se z hlediska aktivity stávají nejdůležitější aktinidy a aktivita aktivačních produktů již není zanedbatelná [1].

Při radioaktivních přeměnách, ke kterým dochází ve VJP kvůli velkému množství nahromaděných štěpných produktů a aktinidů, se uvolňuje značné množství tepelné energie (tzv. zbytkového tepla). Pro odvod zbytkového tepla se po vyvezení z reaktoru VJP skladuje ve speciálních bazénech po dobu několika let, až poté je převezeno do meziskladů, kde je teplo stále odváděno a palivo čeká na konečné řešení [1].



Graf 3 – Závislost aktivity vyhořelého jaderného paliva z VVER-100 na čase, vyhořené 50000 MWd/tU [1]

3 Způsoby separací

Cílem přepracování vyhořelého paliva je separace uranu a plutonia od štěpných produktů, jejich recyklace a opětovné použití v palivovém cyklu. Separčních postupů existuje mnoho, jsou založeny na různých principech, které budou probrány později v kapitole. Proces přepracování však není tvořen jen separací, té předchází operace odstranění povlakových materiálů (mechanická či chemická metoda) a rozpuštění vyhořelého paliva. Po provedení těchto operací přichází na řadu zpracování roztoku vyhořelého paliva, jehož cílem je získání několika frakcí. Jedná se především o frakci uranovou, plutoniovou a štěpných nuklidů [8].

Tato kapitola se zabývá procesem přepracování vyhořelého paliva za účelem získání sekundárního paliva. Avšak určité složky vyhořelého paliva mají i jiné využití, než je recyklace. Jedná se o nuklidy ze skupiny aktinidů (^{237}Np , ^{238}Pu , ^{241}Am , ^{242}Cm) a štěpných produktů (^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{144}Ce , ^{140}Ba). Některé nuklidy mohou sloužit jako zdroje tepla, dokonce i jako zdroje elektrického proudu při aplikaci s polovodičovými termočlánky. Takovéto nuklidy se využívají v kosmickém výzkumu. Nuklidy jako ^{90}Sr , ^{89}Sr , ^{137}Cs nacházejí uplatnění v lékařství, a to v radioterapii. Další použití lze nalézt při kontrole průmyslových procesů a v mnoha dalších oblastech [8].

3.1 Problematika bezpečnosti a odpadů

Přepracování vyhořelého paliva je náročný proces jak z hlediska technologie, tak z hlediska bezpečnosti. Vyhořelé palivo i jeho vodné roztoky jsou během procesu vysoce radioaktivní. Proto se v přepracovacích závodech používají zařízení, která jsou vysoce provozně spolehlivá a dálkově ovladatelná, ale zároveň mají snadnou údržbu. Konstrukční materiály zařízení a aparatur musí být samozřejmě odolné vůči teplotě, kyselému a oxidačnímu prostředí a radioaktivnímu záření. Dílčí operace se provádějí v hermeticky uzavřených boxech s betonovými stěnami a olovnatým silnostěnným sklem, přes které obsluha může danou operaci pozorovat, dálkově ovládat a případně i zastavit. Obsluhující personál i pracovní prostředí je nepřetržitě kontrolováno dozimetrií [8].

Velice nebezpečné jsou nuklidy ^{129}I , ^{131}I , ^{239}Pu , ^{135}Cs a ^{99}Tc . Další riziko představují hořlavá organická rozpouštědla, nezbytná pro separační proces, a například vznik vodíku, který doprovází radiolýzu vody [8].

Kvůli vysoké radioaktivitě přepracovávaného paliva je další podmínkou bezpečnosti provozu podkritičnost systému. Přestože nehrozí nekontrolovaná štěpná reakce, důsledkem γ záření a intenzivní emise neutronů by bylo ohroženo zdraví personálu [8].

Další významnou problematikou procesu přepracování je vznik plyných, kapalných a pevných odpadů o různé radioaktivitě. Jsou tak generovány vysokoaktivní, středněaktivní i nízkoaktivní odpady. Každá z uvedených kategorií se zpracovává jinými technologickými postupy, odpady se musí ihned po vzniku oddělit, čímž se zabrání mísení odpadů různé nebezpečnosti. Nyní budou uvedeny příklady radioaktivních odpadů různých skupenství: nerozpuštěné zbytky povlakových materiálů paliva jsou pevnými odpady, kapalnými odpady je roztok po separaci Pu a U, plyné odpady vznikají při rozpouštění vyhořelého paliva [8].

3.2 Odstranění povlakových materiálů

Jak bylo zmíněno v úvodu této kapitoly, pro odstranění povlakových materiálů vyhořelého paliva se používají dvě metody: mechanická a chemická.

- a) Mechanická metoda. Principem této metody je mechanické porušení povlakového materiálu tak, aby se rozpouštěcí činidla dostala přímo k vyhořelému palivu. Povlak je rozřezán příčně nebo podélně, případně je nastříhán [8].

Výhodami tohoto způsobu je vznik menšího objemu kapalných odpadů v porovnání s postupy chemickými. Naopak nevýhodou je nutnost provádět práce pod vodou, aby se materiál dostatečně chladil a nedošlo ke vznícení pilin vznikajících při jeho řezání nebo stříhání. Dále i dálkové ovládání operací a uvolňování štěpných produktů ve formě plynu, který je třeba odvádět. Přesto je tento způsob odstranění povlakového materiálu upřednostňován [8].

- b) Chemická metoda. Tato metoda je založena na selektivním rozpouštění povlakového materiálu, zatímco samotné vyhořelé palivo se nerozpustí. Použité činidlo i rozpouštěcí postupy se liší v závislosti na chemickém složení materiálu i palivové složky [8].

Pro pokrytí paliva z kovového uranu se používají povlaky hliníkové nebo hořčíkové, povlaky pro palivo z UO_2 jsou ze zirkoniových, příp. zirkaloyových slitin. U paliva rychlých reaktorů se používá nerez, avšak povlakové materiály mohou být i slitiny, jako už zmíněný Zircaloy. Podle použitého materiálu se volí

činidlo, např. hliníkové povlaky se rozpouštějí v NaOH, hořčíkové v HNO₃ a zirkoniové ve vodném roztoku HF nebo roztoku NH₄F a NH₄NO₃ [8].

3.3 Rozpouštění vyhořelého paliva

Po odstranění povlakových materiálů následuje rozpouštění vyhořelého paliva. Během této operace jsou uran a plutonium rozpouštěním převedeny do roztoku a tím jsou zároveň kompletně odděleny od materiálů tvořících povlak. Dalším krokem je stanovení hmotnosti uranu, plutonia a dalších složek, které budou pokračovat do procesu přepracování. Nakonec je třeba konvertovat zmíněné složky do chemické formy vhodné pro separační proces [8].

Vyhořelé palivo se zpravidla rozpouští v koncentrované kyselině dusičné HNO₃. Používaných postupů je mnoho, záleží na chemické složení materiálů palivových článků [8].

3.4 Procesy separace U a Pu z vyhořelého paliva

Separací procesy slouží k oddělení uranu a plutonia od štěpných produktů a aktinidů. Bylo vyvinuto značné množství procesů založených na různých principech. Nejvýznamnější metody proto můžeme rozdělit na vodné (srážecí, kapalinově extrakční) a nevodné [8].

Srážecí metody využívají tvorby těžkorozpustných sloučenin Pu, U a Np při kontaktu roztoku rozpouštěného paliva s vhodnými látkami. Záleží na valenci prvků – nižší oxidační stupně se s anionty nebo sloučeninami srážejí, naopak vyšší oxidační stupně se nesrážejí. Řadíme sem proces BiPO₄ a fluorido-acetátový. Je třeba zmínit, že tyto procesy jsou poměrně komplikované, jelikož se sestávají z několika stupňů opakovaného srážení, filtrace a dalších operací [8].

Kapalinově extrakčních procesů je celá řada, např. REDOX, TRIGLY, BUTEX a PUREX, který je nejpoužívanější a bude dále v kapitole popsán podrobněji. Těmito metodami se získají uranová a plutoniová frakce (v případě paliva obsahující thorium jsou to frakce uranová a thoriová) z vodného roztoku, který vznikl rozpouštěním paliva v HNO₃. Nejprve jsou společně extrahovány U i Pu, které je třeba následně od sebe oddělit reextrakcí [8].

Nevodné procesy byly vyvinuty později než procesy vodné. Oproti nim měly mít několik výhod, včetně eliminace operace rozpouštění vyhořelého paliva a možnosti přepracování většího množství paliva najednou. Přesto nevodné procesy prokázaly i nevýhody, které nejspíš zabránily širšímu použití. Nevýhodami jsou mimo jiné obtížná a nákladná údržba zařízení, nedostatečný stupeň čistoty separovaného uranu a plutonia,

potřeba vysoce kvalitních a finančně nákladných konstrukčních materiálů. O nevodné procesy však zájem je, a to zejména v souvislosti s pokročilými palivovými cykly a výzkumem technologie ADTT [8].

Typ procesu		Název procesu	Separace
Vodný	Srážecí	BiPO ₄ - proces	Pu
		Fluorido-acetátový	
	Kapalinově extrakční	REDOX	U, Pu
		TRIGLY	
		BUTEX	
		PUREX	
	THOREX	Th, U	
Nevodný		Pyrometalurgický	U, Pu
		Pyrochemický	
		Fluoridový	

Tab. 2 – Přehled významných separačních procesů [8]

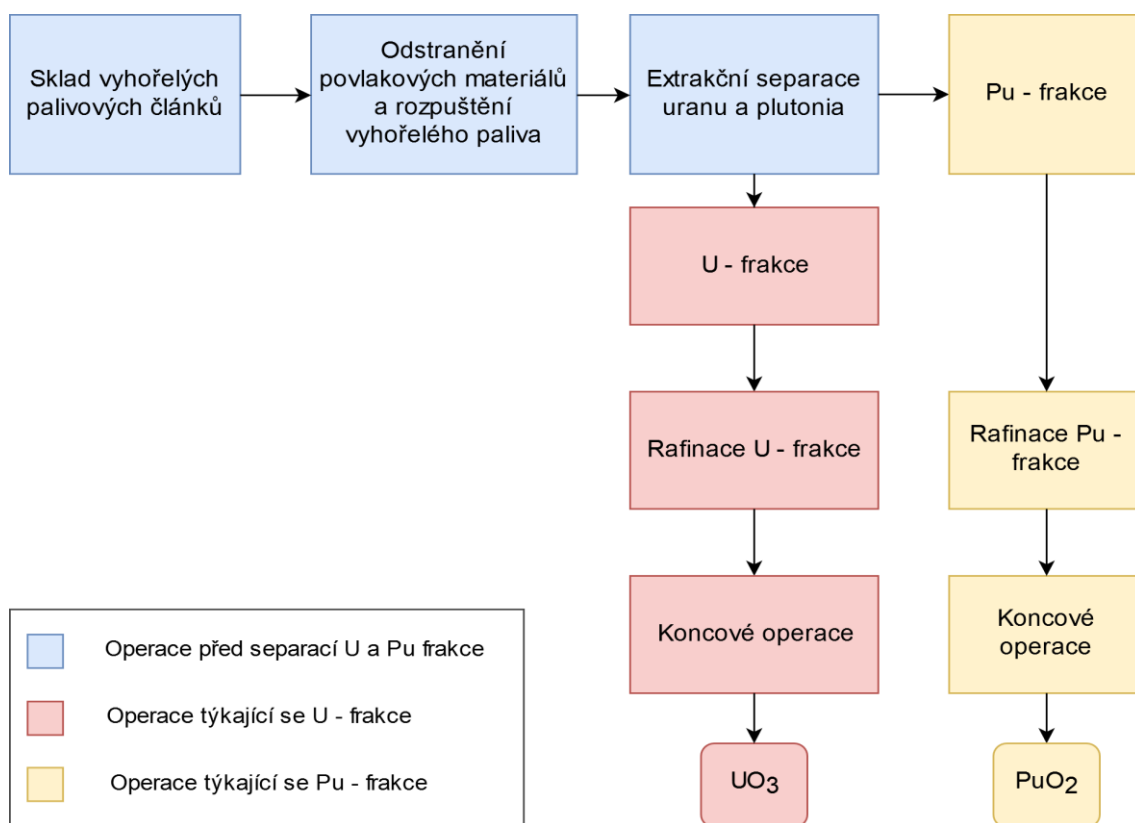
3.4.1 PUREX

PUREX (Plutonium Uranium Redox Extraction) je proces, který byl vyvinut v USA a v současné době je používán v mnoha státech po celém světě, příkladem je Francie, Anglie, Rusko a Japonsko. Oproti ostatním kapalinově extrakčním metodám má totiž několik výhod. Mezi ně patří nižší provozní náklady a vznik menšího objemu odpadů kvůli regeneraci HNO₃ [8].

Principem této metody je selektivní extrakce U a Pu z roztoku rozpuštěného vyhořelého paliva. Proces je tvořen následujícími kroky:

- Úprava složení roztoku. Před extrakcí U a Pu je třeba upravit roztok získaný rozpuštěním vyhořelého paliva [8].
- Extrakce uranu a plutonia. Při prvním stupni extrakce je od štěpných produktů a aktinidů oddělen U a Pu. Extrahování se provádí přidáním směsi tributylfosfátu a uhlovodíkového ředidla, kterým může být např. kerosin, do upraveného roztoku. Vzniká organická fáze obsahující uran, plutonium a neptunium, která se oddělí od fáze vodné [6][8].
- Reextrakce plutonia. Ze získané organické fáze se následně reextrahuje samotné plutonium. Reakcí fáze s vodným roztokem vhodného redukčního činidla přechází Pu do vodného roztoku, který se opět od organické fáze oddělí [6][8].
- Reextrakce uranu. Uran je reextrahován okyselenou demi-vodou. Nutno zmínit, že uranová frakce je kontaminována štěpnými produkty a aktinidy [8].

- e) Čištění plutoniové frakce. Roztok obsahující Pu je kontaminován U, Np, štěpnými produkty a také činidlem z předcházejících operací. Je třeba, aby byla plutoniová frakce vyčištěna, proto následuje druhý, případně i třetí rafinační stupeň [8].
- f) Čištění uranové frakce. Frakci je třeba očistit od zbytků Pu, Np a štěpných produktů. Nejprve je uranový reextrakt zkoncentrován a během jednoho až dvou dalších rafinačních stupňů zbaven nežádoucích látek [8].
- g) Koncové operace. Cílem koncových operací je konvertovat již čistou uranovou a plutoniovou frakci na vhodnou formu. Děje se tak pomocí operace filtrace, sušení, srážení a kalcinace. Výstupní formou uranu je nejčastěji oxid uranový UO_3 , který je potřeba v procesu obohacování paliva, nebo oxid uraničitý UO_2 , který je používán přímo pro výrobu paliva. Plutonium se konvertuje na práškový PuO_2 [8].



Obr. 4 – Zjednodušené schéma procesu PUREX [8]

Existují i modifikace procesu PUREX, příkladem je UREX (Uranium Redox Extraction) – proces pro recyklaci uranu.

3.5 Současná situace procesu přepracování

Procesy pro separaci uranu a plutonia z vyhořelého paliva byly vyvinuty již ve 40. letech a následně uplatňovány ve vojenských přepracovacích závodech. I některé dnešní komerční závody byly kdysi vojenské. V současnosti jsou v provozu závody ve Francii,

Rusku, Indii, Japonsku a několika dalších zemích. V několika státech se nové závody budují, jedná se například o Rusko, Japonsko, Čínu a Argentinu [8][12].

Používané postupy na přepracování paliva závisí na typu, složení a tvaru paliva, na stupni vyhoření a dalších faktorech. Nejvíce je používán proces PUREX, jak již bylo výše zmíněno [8][12].

Stát	Místo	Přepracovací závod	Typ paliva	Proces	Zahájení provozu	
Francie	La Hague	UP2	LWR	PUREX	1967	
		UP3			1990	
Čína	Jiuquan	RPP	LWR	?	?	
	Lanzhou	?			2020	
Indie	Trombay	PP	Výzkumné	PUREX	1964	
	Tarapur	PREFRE 1	PHWR		1974	
	Kalpakkam	PREFRE 2			1998	
	Kalpakkam	PREFRE 3A			2005	
	Tarapur	PREFRE 3B			2005	
Japonsko	Tokai-mura	PNC TRP	LWR		1977	
	Rokkasho	RRP			2005	
Rusko	Čeljabinsk	RT1	VVER-440		?	1978
	Krasnojarsk	RT2	VVER-1000		?	2020
Velká Británie	Sellafield	THORP	LWR/AGR		PUREX	1994

Tab. 3 – Přehled významných současných a plánovaných závodů na přepracování vyhořelého paliva [8][12]

4 Možnost zvýšení využití jaderného paliva

Přestože je vyhořelé jaderné palivo považováno veřejností za odpad, není tomu tak. Další využití použitého paliva nebo jeho složek je žádané hned z několika důvodů:

- Zásoby přírodního uranu jsou omezené a neustále klesají. Pokud by se v jaderné energetice uplatňoval pouze scénář otevřeného palivového cyklu, známé bilanční zásoby uranu by se měly vyčerpat do roku 2030 a předpokládané zásoby do roku cca 2060 [8].
- Palivo, které projde otevřeným palivovým cyklem se současnými komerčními reaktory, je energeticky využito pouze z několika procent.
- Vyšší energetické využití uranu a transuranů použitého paliva by mělo za následek zmenšení množství odpadu ukládaného v trvalých úložištích a zároveň zkrácení potřebné doby k jeho uložení.

Kvůli uvedeným problémům a řadě dalších jsou v současnosti zkoumány či již zavedeny scénáře, které by byly řešením. Jedním z nich je již zmíněné přepracování vyhořelého paliva, jehož výstupem je palivo MOX. V budoucnosti se počítá se zavedením tzv. pokročilých palivových cyklů, které budou využívat jak současných komerčních reaktorů, tak reaktorů IV. generace a urychlovačem řízených transmutačních technologií ADTT. Tato kapitola se bude zabývat možnými kroky pro zvýšení využití vyhořelého jaderného paliva [8].

4.1 Nové typy reaktorů

4.1.1 Reaktory IV. generace

V roce 2001 bylo založeno Mezinárodní fórum pro IV. generaci (GIF), jehož cílem bylo vybrat nejperspektivnější reaktorové systémy a dále se podílet na jejich výzkumu a vývoji. Cílem těchto systémů je efektivnější využití jaderného paliva, snížení produkce jaderného odpadu a vyhovět velice přísným bezpečnostním podmínkám. Komerční využití takovýchto systémů se očekává kolem roku 2030 [8][14].

S ohledem na bezpečnost, ekonomiku a možnost zneužití pro jaderné zbraně bylo vybráno následujících šest reaktorových systémů:

System	Neutronové spektrum	Chladivo	Typ palivového cyklu
Very-High-Temperature Reactor (VHTR, vysokoteplotní reaktor)	Epitermické	Helium	Otevřený
Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR, sodíkem chlazený rychlý reaktor)	Rychlé	Sodík	Uzavřený
Supercritical-Water-Cooled Reactor (SCWR, superkritický vodou chlazený reaktor)	Epitermické/rychlé	Voda	Otevřený/uzavřený
Gas-Cooled Fast Reactor (GFR, plynem chlazený rychlý reaktor)	Rychlé	Helium	Uzavřený
Lead-Cooled Fast Reactor (LFR, olovem chlazený rychlý reaktor)	Rychlé	Olovo	Uzavřený
Molten-Salt Reactor (MSR, reaktor s roztavenými solemi)	Epitermické/rychlé	Fluoridové soli	Uzavřený

Tab. 4 – Přehled systému IV. generace [15]

Palivový cyklus může být otevřený nebo uzavřený. Druhý zmíněný by zahrnoval přepracování a recyklaci uranu, plutonia a minoritních aktinidů, čímž by došlo k redukci jaderného odpadu a šetření uranových zásob. Vysokoteplotní systémy mohou být využity na výrobu jak elektřiny, tak tepla pro petrochemický průmysl či výrobu vodíku. Cílem systémů je také vyšší účinnost a nové využití jaderné energie [8][15].

4.1.2 Technologie ADTT

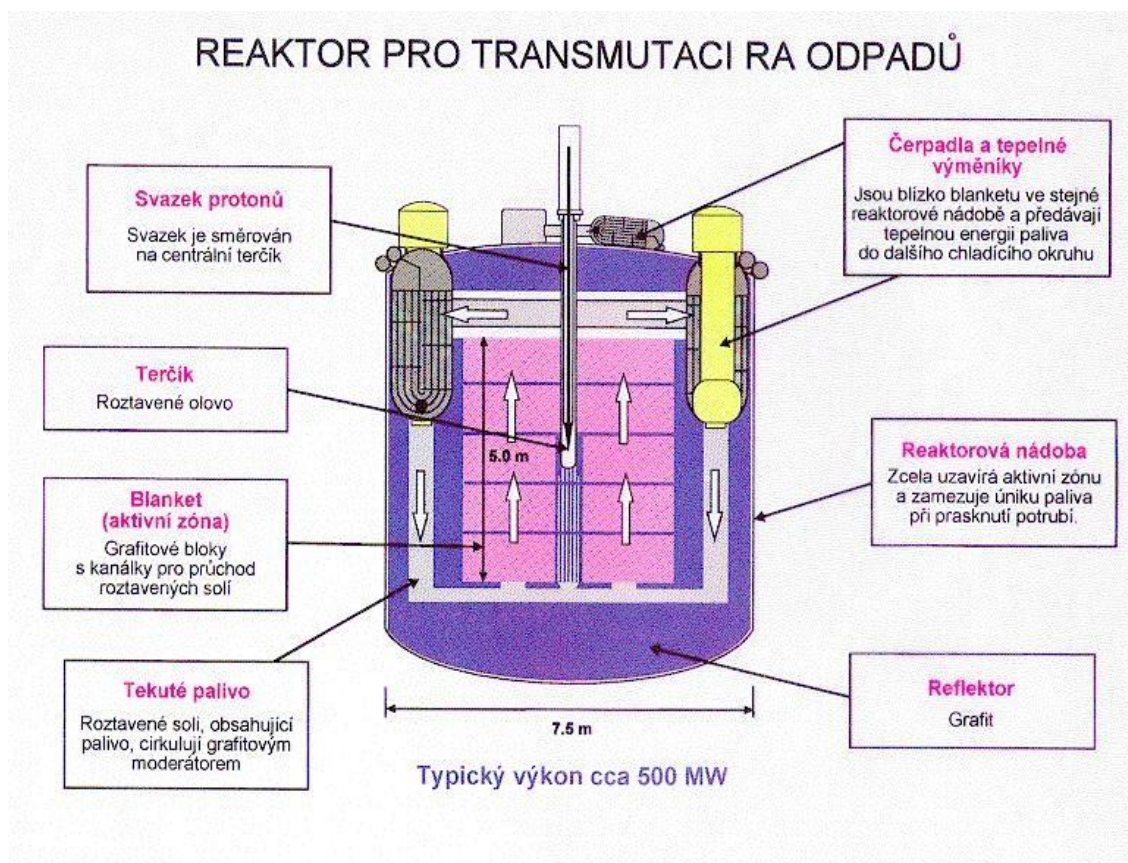
Účelem technologie ADTT (Accelerator-Driven Transmutation Technology), neboli urychlovačem řízené transmutační technologie, je urychlení přeměny aktinidů (mají extrémně dlouhý poločas rozpadu) na štěpné produkty a dlouhodobých štěpných produktů na krátkodobé. Ještě před započítáním transmutace je nutné provést proces separace, kdy se od materiálu vyhořelého paliva oddělí stabilní a krátkodobé izotopy [1][8].

Existuje několik různých návrhů systému, nejperspektivnější je systém s podkritickým reaktorem řízeným vnějším neutronovým zdrojem. Systém bude obsahovat tyto části: neutronový zdroj, blanket (aktivní zóna), přepracovatelskou a separační část, prvky sekundárního okruhu (podobnost s klasickou jadernou elektrárnou) [1][8].

Neutronový zdroj dodává neutrony potřebné pro udržení řetězové štěpné reakce v podkritickém reaktoru. Skládá se z urychlovače a terčíku. Urychlovač (spíše lineární) urychluje proud protonů, který bombarduje masivní terč z vhodného těžkého kovu (Pb, W, Ta, aj., pravděpodobně v tekutém skupenství). Tříštvými reakcemi je v terči produkováno množství částic, včetně potřebných neutronů. Neutrony s vysokou energií vyletují do okolí, štěpí těžká jádra a jsou zpomalovány moderátorem obklopujícím terč. V bezprostřední blízkosti terče by reálně mohlo být štěpeno až 99 % všech těžkých jader. Neutronový zdroj se nachází uprostřed aktivní zóny [1][8].

Tekuté palivo ve formě roztavených fluoridových solí bude cirkulovat aktivní zónou zdola nahoru, kde vstoupí do výměníku a předá své teplo jiné proudící kapalině, čímž se teplo dostane do sekundárního okruhu. Aktivní zóna je složena z grafitových bloků, jimiž vedou kanálky s protékajícím palivem, bloky zároveň slouží jako moderátor. V reaktoru jsou k nalezení ještě další grafitové bloky, ty jsou však plné, obklopují aktivní zónu a plní funkci reflektoru neutronů [1][8].

Bylo zmíněno, že palivo bude s největší pravděpodobností tekuté, mohlo by ovšem být i v pevném skupenství. Důvod pro upřednostnění první možnosti je následující. Přeměnou štěpných produktů vznikají krátkodobé nebo dokonce stabilní izotopy, které je třeba ze systému odstranit, aby nedošlo k jejich opětovné přeměně na nestabilní. Kdyby bylo použito pevné palivo, systém by vyžadoval recyklaci každých několik dnů. Ale v systému s tekutým palivem je možné oddělit krátkodobé izotopy velice rychle a kontinuálně. Izotopy, které je stále nutné transmutovat, se vrátí do reaktoru [1][8].



Obr. 5 – Schéma reaktoru pro transmutaci radioaktivních odpadů [25]

4.2 Vyšší vyhoření

Nynější typická hodnota vyhoření paliva lehkodvodních reaktorů se pohybuje kolem 50 GWd/tU. S využitím nových technologií, především vyhořívajících absorbérů, mohou reaktory dosáhnout vyššího vyhoření, až 60 GWd/tU, i za použití paliva obohaceného na 5 % ^{235}U . Předpokládá se další nárůst této hodnoty, který je však limitován mírou obohacení paliva. Ještě vyššího vyhoření by mohlo být dosaženo vyšším obohacením uranu, což s ohledem na smlouvu o nešíření jaderných zbraní nelze [19].

Tato možnost zvýšení využití jaderného paliva je žádoucí z několika důvodů. Jedním z nejvýznamnějších je prodloužení kampaně, což vede k nižší spotřebě paliva a méně častým odstávkám. Tyto aspekty poukazují i na vyšší ekonomičnost palivového cyklu. Nicméně, i tato metoda má množství nedostatků. Palivo musí odolávat prostředí reaktoru po delší dobu a být vysoce korozivzdorné. Také musí být uzpůsobeno vyšším teplotám, které představují problém z hlediska chlazení. Vyšším vyhořením se sice generuje méně použitého paliva, zato více aktivního [19].

4.3 Využití sekundárního paliva

Při rozštěpení jádra jsou ze štěpných fragmentů emitovány dva až tři okamžité neutrony. S časovým zpožděním některé odštěpky emitují při přeměnách β^- další neutron, tzv. zpožděný, který má nižší energii. Tyto neutrony prodlužují dobu života generace neutronů a přispívají k udržení řetězové reakce [6].

Postupnými záchyty neutronů a následnými β^- přeměnami vznikají transurany, což jsou štěpitelné prvky. Významný je především vznik plutonia, které v této souvislosti označujeme jako sekundární palivo. Záchyt neutronu jádrem ^{239}Pu vede ke štěpné reakci, avšak může s určitou pravděpodobností vzniknout i neštěpitelný ^{240}Pu . Dalším štěpitelným izotopem je ^{241}Pu . Štěpením izotopů plutonia se výrazně prodlužuje palivová kampaň [1][6].

4.4 Palivo MOX

V minulé kapitole byly představeny metody separace, které se aplikují při přepracování vyhořelého paliva. Jejich výstupem jsou separované plutonium a ochuzený uran, z nichž je možné vyrobit směs oxidů a získat palivo MOX. Toto palivo tvoří téměř 5 % světového jaderného paliva a je používáno v několika zemích Evropy, především ve Francii, a v Japonsku [16].

Složení MOX se může lišit, avšak obvykle je plutonium zastoupeno 9,5 % (pro komerční využití paliva tato hodnota může stoupnout až na 10,8 %), zbytek tvoří ochuzený uran. Takovéto složení je téměř ekvivalentní uranovému palivu obohacenému na cca 4,2 %. Pro výrobu MOX se nemusí použít jen Pu a U z přepracování. Lze takto zpracovat i ochuzený uran vznikající při obohacování uranu a přebytky plutonia s parametry pro výrobu zbraní, které mají v zásobách země jako USA, Rusko a další [16].

Po vyhoření může být palivo MOX přepracováno, ale ve většině případů se volí varianta skladování s možností pozdějšího využití v rychlých reaktorech [16].

5 Nakládání s vyhořelým jaderným palivem v ČR

V současnosti se na našem území nenachází žádné hlubinné či trvalé úložiště, do kterého by se uložilo vyhořelé palivo z energetických a výzkumných reaktorů, či vysoceaktivní odpady. V ČR jsou zatím v provozu úložiště pro nízko a středně aktivní odpady, avšak výstavba hlubinného úložiště se plánuje již mnoho let. Stávající úložiště jsou provozována Správou úložišť radioaktivních odpadů (SÚRAO), která byla zřízena Ministerstvem průmyslu a obchodu roku 1997. SÚRAO vykonává povinnosti vyplývající z atomového zákona (zákon č. 263/2016 Sb.), např. výzkum a vývoj v oblasti RAO, bezpečný provoz úložišť nebo příprava úložišť nových, včetně hlubinného. Tato kapitola se bude zabývat nakládáním s vyhořelým palivem v České republice a záležitostmi s tím souvisejícími [17].

5.1 Koncepce nakládání s radioaktivními odpady a vyhořelým palivem v ČR

Koncepce pojednává o současném a budoucím nakládání s radioaktivními odpady a vyhořelým palivem, bere ohled i na zahraniční přístupy k této problematice a různé alternativy likvidace vyhořelého paliva. Byla schválena již v roce 2002 a roku 2015 prošla aktualizací kvůli legislativním změnám, analýzám současné situace nakládání s RAO, stavu přípravy hlubinného úložiště i kvůli doporučení MAAE. Po roce 2025 se předpokládá další aktualizace. Současná koncepce udává plány a cíle státu až do roku 2030 [17].

Co se týče zneškodnění vyhořelého paliva, základní strategií je přímé uložení v hlubinném úložišti, které je považováno za bezpečné, nejekonomičtější řešení. Do jeho zprovoznění bude vyhořelé palivo skladováno v přípovrchových úložištích – meziskladech. Přestože zde bude VJP setrvávat několik desítek let, nejedná se o konečné řešení, není alternativou hlubinného úložiště [17].

Na nakládání s vyhořelým palivem se vztahuje atomový zákon, který mimo jiné stanovuje, že veškeré náklady na uložení tohoto materiálu, od vzniku až po konečné zneškodnění, včetně jeho monitorování po uložení, hradí jeho původce, v případě našich jaderných elektráren je jím ČEZ, a.s. Tato společnost nevylučuje možnost přepracování a recyklace ve formě MOX či případné využití separovaného plutonia reaktory IV. generace, stanou-li se komerčními [17].

Koncepce dále uvádí nezbytnost podpory výzkumu a vývoje, který míří na bezpečnost a efektivnost nakládání s radioaktivními odpady a použitým palivem. A také potřebu vychovávat mladé pracovníky, hlubinné úložiště je totiž projekt s životností několika set let [17].

5.2 Hlubinné úložiště v ČR

V současnosti je vybráno několik lokalit, jejichž vlastnosti jsou vhodné pro vybudování hlubinného úložiště. Lokality jsou následující: Čertovka (Ústecký kraj), Březový potok (Plzeňský kraj), Magdaléna (Jihočeský kraj), Čihadlo (Jihočeský kraj), Hrádek (Vysočina), Horka (Vysočina) a Kraví Hora (Vysočina). Uvažuje se i o okolí jaderných elektráren. Všechna tato místa jsou nyní zkoumána. V budoucnu se výběr zúží a následně proběhne podrobnější průzkum území [17][18].



Obr. 6 – Zkoumané lokality pro hlubinné úložiště [26]

V roce 2025 by měly být dvě (jedna hlavní, druhá záložní) z uvedených lokalit vybrány a předloženy Vládě ČR ke schválení. Zahájení výstavby hlubinného úložiště připadá na rok 2050, uvedení provozu je plánováno o 15 let později. Úložiště nebude sloužit pouze pro vyhořelé palivo, ale také pro vysoceaktivní odpady, kterým dá v budoucnu vznik vyřazení jaderných elektráren po uplynutí jejich životnosti [17][18].

5.3 Jaderný účet

Jaderný účet slouží k zajištění financí pro hrazení činností, které souvisejí s ukládáním radioaktivního odpadu a vyhořelého paliva. Jak již bylo uvedeno, náklady spojené s nakládáním s vyhořelým palivem hradí jeho původce, a to právě odváděním prostředků na jaderný účet. Účet je zřízen u České národní banky a spravován Ministerstvem financí ČR. Finance z tohoto účtu mohou být použity pouze na plnění úkolů souvisejících s nakládáním s RAO a VJP, případně s vyřazováním jaderných zařízení z provozu, a to prostřednictvím SÚRAO [17].

Pro původce RAO jsou stanoveny poplatky, jejichž výše se odvíjí od množství a charakteru odpadu. Jaderné elektrárny coby původci vyhořelého paliva v současné době odvádějí na jaderný účet poplatků ve výši 55Kč/MWh. Ke konci roku 2016 bylo na účtu 25,4 miliard Kč [17]

V následující tabulce jsou uvedeny předpokládané náklady na stavbu a provoz HÚ a ukládací kontejnery (v mil. Kč):

Celkové náklady stavby včetně výzkumu a vývoje	36 700
Provoz včetně uzavření úložiště	42 100
Ukládací kontejnery	32 600
Celkové náklady	111 400

Tab. 5 – Odhadované náklady na hlubinné úložiště v mil. Kč [17]

5.4 Výhledy do budoucna

Tradice jaderné energetiky v České republice bude jistě nadále pokračovat. Jak bylo zmíněno v úvodu této práce, podle Státní energetické koncepce by dlouhodobě mohla jaderná energie podílet na výrobě elektrické energie více než 50 %. Nyní se již počítá s dostavbou nových bloků v obou jaderných elektrárnách a v budoucnu by se mohly podle potřeby postavit i elektrárny nové. V takovém případě je na místě polemizovat, zda budoucí elektrárny budou využívat pokročilých palivových cyklů nebo jinak modifikovaných cyklů s rychlými reaktory, což by vedlo ke zjednodušení řešení problému vyhořelého paliva.

Hlubinné úložiště je považováno za bezpečné a ekonomické řešení likvidace vyhořelého paliva a vysoceaktivních odpadů obecně, avšak existují pochopitelné důvody, kvůli kterým se plán úložiště setkává s nesouhlasem veřejnosti. S hlubinnými úložišti nemáme zkušenosti, jelikož žádné zatím nebylo dokončeno, natož provozováno několik set let. Otázkou je například, zdali je možné spolehlivě určit stabilitu geologické formace, ve které bude úložiště vybudováno, na tak dlouhý časový úsek.

Právě nesouhlas veřejnosti by mohl budoucí realizaci HÚ zkomplikovat, avšak je důležité si uvědomit, že hlubinného úložiště bude potřeba i přesto, že by se palivo recyklovalo nebo se zavedly zmiňované pokročilé palivové cykly. Sice by se snížil produkováný objem vyhořelého paliva a jeho nebezpečnost, přesto by vznikalo určité množství vysoce radioaktivního odpadu, které by bylo nutné bezpečně uložit, byť ne na stovky či tisíce let.

Závěr

Cílem této práce je přiblížit problematiku vyhořelého jaderného paliva a poukázat na to, že i po jeho vyhoření v reaktoru je surovinou, kterou lze dále využít. Vyhořelé palivo tudíž není vždy jen odpadem, ač je tak obecně vnímáno.

V práci je popsán palivový cyklus jaderné elektrárny, nejdůležitější etapy přední i zadní části cyklu jsou stručně představeny. Dále jsou popsány změny vlastností paliva během kampaně, včetně štěpné reakce, procesu vyhořívání, složení vyhořelého paliva a jeho aktivity.

Další kapitoly práce pojednávají o různých možnostech nakládání s vyhořelým palivem. Proces přepracování použitého paliva využívá separačních metod, např. PUREX, jehož průběh je v krátkosti uveden. V případě uranového cyklu je odseparován uran a plutonium, které mají další využití v palivu MOX.

Právě přepracováním je možné zvýšit využití jaderného paliva. Dalšími možnostmi jsou vyšší vyhoření, využití sekundárního paliva, nebo použití nových typů reaktorů. Ty by nejen zvýšily využití paliva, ale také by pomohly vyřešit otázku nakládání s použitým palivem. Avšak reaktory IV. generace nebudou ještě mnoho let komerčně dostupné, Mezinárodní fórum pro IV. generaci předpokládá rok 2030. Technologie ADTT využívající podkritických reaktorů byla navržena již v polovině minulého století, překážkou v rozvoji byly nedostatečně výkonné urychlovače. Nyní se na výzkumu podílí vědecké týmy v několika zemích. Otázkou je, zdali dojde k takovému pokroku, aby systémy ADTT mohly být komerčně využívány. Dá se proto říci, že se pracuje na metodách, které by mohly vyřešit problém vyhořelého jaderného paliva jednou pro vždy, avšak jejich vývoj bude trvat pravděpodobně ještě několik desítek let.

Nakonec se práce zabývala situací v České republice. Byla uvedena Koncepce nakládání s RAO a VJP, která udává plány a cíle této problematiky až do roku 2030. Koncepce se do několika let dočká aktualizace s ohledem na pokroky v oblasti nakládání s VJP a zkušenostmi ve světě. Na našem území se počítá s výstavbou hlubinného úložiště a v souvislosti s jeho financováním byl uveden jaderný účet. Jako poslední je v mé práci nastíněna budoucí situace v ČR.

Seznam použité literatury

- [1] MATĚJKA, Karel; FAJMAN, Vratislav; HRON, Miloslav; KOLROS, Antonín; POLÁCH, Stanislav. Vyhohřelé jaderné palivo. Praha: České vysoké učení technické, 1996. Phare. ISBN 80-7078-352-4.
- [2] Uranium Mining Overview - World Nuclear Association. World Nuclear Association - World Nuclear Association [online]. Copyright © 2016, 2017, 2018 World Nuclear Association, registered in England and Wales, number 01215741. [cit. 23.02.2018]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/mining-of-uranium/uranium-mining-overview.aspx>
- [3] Nuclear Fuel Cycle Overview - World Nuclear Association. *World Nuclear Association - World Nuclear Association* [online]. Copyright © 2016, 2017, 2018 World Nuclear Association, registered in England and Wales, number 01215741. [cit. 23.02.2018]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/introduction/nuclear-fuel-cycle-overview.aspx>
- [4] Nuclear Fuel Fabrication - World Nuclear Association. *World Nuclear Association - World Nuclear Association* [online]. Copyright © 2016, 2017, 2018 World Nuclear Association, registered in England and Wales, number 01215741. [cit. 24.02.2018]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/conversion-enrichment-and-fabrication/fuel-fabrication.aspx>
- [5] WILSON, Peter D. *The Nuclear fuel cycle: from ore to wastes*. Oxford: Oxford University Press, 1996. ISBN 0-19-856540-2.
- [6] ŠULC, Jaroslav. *Ekologie jaderného palivového cyklu: pro předmět: Ekologie energetických procesů*. V Liberci: Technická univerzita, 2011. ISBN 978-80-7372-776-5.
- [7] Skladování a uložení vyhořelého paliva, středně a nízkoaktivního odpadu | Jaderná energetika | Skupina ČEZ. [online]. Copyright © 2017, ČEZ, [cit. 28.11.2017]. Dostupné z: <https://www.cez.cz/cs/vyroba-elektriny/jaderna-energetika/jaderna-elektrarny-cez/ete/technologie-a-zabezpeceni/7.html>
- [8] ŠTAMBERG, Karel. *Technologie jaderných paliv II*. 3. vydání. V Praze: České vysoké učení technické, 2017. ISBN 978-80-01-06077-3.
- [9] Radioactive Waste Management | Nuclear Waste Disposal - World Nuclear Association. *World Nuclear Association - World Nuclear Association* [online]. Copyright © 2016, 2017 World Nuclear Association, registered in England and Wales, number 01215741. [cit. 28.11.2017]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-wastes/radioactive-waste-management.aspx>
- [10] Processing of Used Nuclear Fuel - World Nuclear Association. *World Nuclear Association - World Nuclear Association* [online]. Copyright © 2016, 2017, 2018 World Nuclear Association, registered in England and Wales, number 01215741. [cit. 07.01.2018]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/fuel-recycling/processing-of-used-nuclear-fuel.aspx>

- [11] SÚRAO · Hlubinné úložiště [online]. Copyright © [cit. 29.12.2017]. Dostupné z: <https://www.surao.cz/data/original/files/pr/brozury/brozura-hlubinne-uloziste-2016.pdf>
- [12] KOYAMA, K. Fissile material management strategies for sustainable nuclear energy: proceedings of an IAEA Technical Meeting on Fissile Material Management Strategies for Sustainable Nuclear Energy, held in Vienna, 12-15 September 2005. Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency, 2007. Proceedings series (International Atomic Energy Agency). ISBN 92-0-115506-9.
- [13] Decay data search. *Nuclear Data* [online]. Dostupné z: <http://nucleardata.nuclear.lu.se/toi/index.asp>
- [14] GIF Portal - Home - Generation IV Systems. *Generation IV International Forum* [online]. Copyright © 2017 Generation IV International Forum [cit. 21.04.2018]. Dostupné z: https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_59461/generation-iv-systems
- [15] GIF Portal - Home - Systems. *Generation IV International Forum* [online]. Copyright © 2017 Generation IV International Forum [cit. 02.05.2018]. Dostupné z: https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9353/systems
- [16] MOX, Mixed Oxide Fuel - World Nuclear Association. *World Nuclear Association - World Nuclear Association* [online]. Copyright © 2016, 2017, 2018 World Nuclear Association, registered in England and Wales, number 01215741. [cit. 02.05.2018]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/fuel-recycling/mixed-oxide-fuel-mox.aspx>
- [17] Koncepce nakládání s radioaktivními odpady a vyhořelým jaderným palivem v České republice. *Ministerstvo průmyslu a obchodu* [online]. Copyright © [cit. 04.05.2018]. Dostupné z: <https://www.mpo.cz/assets/cz/energetika/strategicke-a-koncepcni-dokumenty/2017/12/Koncepce-nakladani-s-RaO-a-VJP-v-CR.pdf>
- [18] SÚRAO · Proces výběru lokality. *SÚRAO · Úvodní strana* [online]. Copyright © SÚRAO 2018 [cit. 04.05.2018]. Dostupné z: <https://www.surao.cz/hlubinne-uloziste/proces-vyberu-lokality>
- [19] LWR with High Burnup Fuel - Pros and Cons. *Nuclear Power for Everybody - What is Nuclear Power* [online]. [cit. 08.05.2018]. Dostupné z: <https://www.nuclear-power.net/nuclear-power/reactor-physics/reactor-operation/fuel-burnup/lwr-with-high-burnup-fuel/>
- [20] Seznam největších fotovoltaických elektráren v Česku – Wikipedie. [online]. Dostupné z: https://cs.wikipedia.org/wiki/Seznam_nejv%C4%9Bt%C5%A1%C3%ADch_foto_voltaick%C3%BDch_elektr%C3%A1ren_v_%C4%8Cesku
- [21] Lokalita | Jaderná energetika | Skupina ČEZ. [online]. Copyright © 2018, ČEZ, [cit. 12.05.2018]. Dostupné z: <https://www.cez.cz/cs/vyroba-elektriny/jaderna-energetika/jaderne-elektrarny-cez/ete/technologie-a-zabezpeceni/3.html>
- [23] Fuel assembly for Russian nuclear reactor VVER-1000. *ResearchGate | Share and discover research* [online]. Copyright © ResearchGate [cit. 16.05.2018]. Dostupné z: https://www.researchgate.net/figure/Fuel-assembly-for-Russian-nuclear-reactor-VVER-1000_fig1_258548462

- [24] DOLEŽAL, Jaroslav; ŠŤASTNÝ, Jiří; ŠPETLÍK, Jan; BOUČEK, Stanislav; BRETTSCHEIDER, Zbyněk. *Jaderné a klasické elektrárny*. Vyd. 1. Praha: České vysoké učení technické, 2011. ISBN 9788001049365
- [25] Reaktor. *physics.muni.cz* [online]. Dostupné z: <http://www.physics.muni.cz/~blazkova/dp/Reaktor8.htm>
- [26] *Nechceme úložiště* [online]. Copyright © 2018 [cit. 18.05.2018]. Dostupné z: <http://www.nehcemeuloziste.cz/>

Seznam zkratek

ADTT	Urychlovačem řízené transmutační technologie (Accelerator Driven Transmutation Technology)
AGR	Pokročilý plynem chlazený reaktor (Advanced Gas-Cooled Reactor)
BWR	Varný reaktor (Boiling Water Reactor)
CANDU	Kanadský těžkovodní reaktor (Canada Deuterium-Uranium)
FBR	Množivý reaktor (Fast Breeder Reactor)
GIF	Generation IV International Forum
HÚ	Hlubinné úložiště
LWR	Lehkovodní reaktor (Light-Water Reactor)
MAAE	Mezinárodní agentura pro atomovou energii
MOX	Směsné oxidické palivo (Mixed Oxide Fuel)
PHWR	Tlakový těžkovodní reaktor (Pressurized Heavy-Water Reactor)
PUREX	Plutonium Uranium Redox Extraction
PWR	Tlakovodní reaktor (Pressurized Water Reactor)
RAO	Radioaktivní odpad
SÚRAO	Správa úložišť radioaktivních odpadů
UREX	Uranium Extraction
VJP	Vyhořelé jaderné palivo
VVER	Vodo-vodní energetický reaktor

Seznam obrázků

Obr. 1 – Zjednodušené schéma palivového cyklu [1][5].....	6
Obr. 2 – Uspořádání palivového souboru pro tlakovodní reaktor VVER-1000 [23].....	10
Obr. 3 – Štěpná reakce [24]	18
Obr. 4 – Zjednodušené schéma procesu PUREX [8].....	27
Obr. 5 – Schéma reaktoru pro transmutaci radioaktivních odpadů [25].....	32
Obr. 6 – Zkoumané lokality pro hlubinné úložiště [26]	35

Seznam tabulek

Tab. 1 – Nejvýznamnější izotopy z hlediska aktivity ve vyhořelém palivu VVER-400 a VVER-1000 pro období 0-9 let po vyvezení z reaktoru [1]	19
Tab. 2 – Přehled významných separačních procesů [8]	26
Tab. 3 – Přehled významných současných a plánovaných závodů na přepracování vyhořelého paliva [8][12]	28
Tab. 4 – Přehled systému IV. generace [15].....	30
Tab. 5 – Odhadované náklady na hlubinné úložiště v mil. Kč [17]	36

Seznam grafů

Graf 1 – Aktivita vybraných štěpných produktů ve vyhořelém jaderném palivu z VVER-1000 pro vyhoření 50000 MWd/tU [1].....	20
Graf 2 – Aktivita vybraných aktinidů ve vyhořelém jaderném palivu z VVER-1000 pro vyhoření 50000 MWd/tU [1].....	21
Graf 3 – Závislost aktivity vyhořelého jaderného paliva z VVER-100 na čase, vyhořené 50000 MWd/tU [1]	22