

VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ

BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY



FAKULTA STROJNÍHO INŽENÝRSTVÍ
ENERGETICKÝ ÚSTAV

FACULTY OF MECHANICAL ENGINEERING
INSTITUTE OF ENERGY

PALIVA JADERNÝCH REAKTORŮ A PALIVOVÝ CYKLUS

BAKALÁŘSKÁ PRÁCE

BACHELOR'S THESIS

AUTOR PRÁCE

AUTHOR

DAVID BÁTĚK

VEDOUCÍ PRÁCE

SUPERVISOR

ING. HUGO ŠEN

BRNO 2010

Anotace

Obsahem této bakalářské práce je charakterizovat používaná jaderná paliva v dnešních jaderných reaktorech a popsat části palivového cyklu od těžby a úpravy paliva, přes jeho energetické využití až po jeho konečné uložení. Účelem bylo také seznámit čtenáře s informacemi o světových zásobách a produkci štěpitelných materiálů a nastínit možnosti zacházení s použitým jaderným palivem, včetně v budoucnu uvažované transmutační technologie.

Klíčová slova

Uran, jaderné palivo, palivový cyklus, použité palivo, transmutační technologie

Annotation

This bachelor thesis describes nuclear fuels used in today's nuclear reactors as well as parts of fuel cycle, which includes all activities like uranium mining and prepairing, energy utilization and storage at the end of a cycle. There are also information about world production of uranium and possibilities of manipulation with used nuclear fuel, including transmutation technologies.

Key words

Uranium, nuclear fuel, fuel cycle, used fuel, transmutation technologies

Bibliografická citace

BÁTĚK, D. *Paliva jaderných reaktorů a palivový cyklus*. Brno: Vysoké učení technické v Brně, Fakulta strojního inženýrství, 2010. 57s. Vedoucí bakalářské práce Ing. Hugo Šen.

Čestné prohlášení

Prohlašuji, že jsem bakalářskou práci na téma Palivo jaderných reaktorů a palivový cyklus vypracoval samostatně s pomocí odborné literatury a internetu.

25. května 2010

.....

David Bátěk

Poděkování

Tímto bych chtěl poděkovat panu Ing. Hugu Šenovi za trpělivost a rady, které mi pomohly při vypracovávání. Zároveň bych rád poděkoval rodičům za pomoc při studiu.

Úvod	9
1 Jaderná paliva, jejich vlastnosti, rozšířenost a využití	10
1.1 Paliva přírodní / uměle připravená	10
1.1.1 Paliva nacházející se v přírodě	10
1.1.2 Paliva uměle připravená	11
1.2 Štěpné a množivé materiály	12
1.3 Jaderné reakce, energie neutronů	12
1.3.1 Pružný/nepružný rozptyl	13
1.3.2 Vlastní jaderná reakce	13
1.3.3 Energie neutronů	14
1.3.4 Štěpení jader uranu ^{235}U (plutonia ^{239}Pu)	15
1.4 Účinné průřezy jader	16
1.5 Základní požadavky na jaderná paliva	18
1.6 Jaderná paliva kovová/keramická	18
1.6.1 Kovová jaderná paliva.....	18
1.6.2 Keramická jaderná paliva.....	18
1.7 Rozšířenost a využití jaderných paliv	19
2 Popis palivového cyklu a jeho částí	20
2.1 Přední část palivového cyklu – uran	20
2.1.1 Těžba uranové rudy	20
2.1.2 Mechanická a chemická úprava rudy	20
2.1.3 Obohacování uranu	21
2.1.4 Zpětná konverze fluoridu uranového	24
2.1.5 Výroba kompletních palivových článků pro jaderný reaktor	24
3 Možnosti zacházení s použitým jaderným palivem	27
3.1 Otevřený palivový cyklus.....	27
3.2 Uzavřený palivový cyklus	27
3.3 Operace při výměně paliva tlakovodního reaktoru	28
3.4 Zacházení s použitým jaderným palivem po vyjmutí z lehkovodního reaktoru – mezisklady.....	30
3.4.1 Mokrý způsob.....	31
3.4.2 Suchý způsob.....	31
3.5 Skladování vyhořelého paliva v České republice	31
4 Význam přepracování paliva.....	34

4.1 Historie a současný stav přepracování ve světě	34
4.2 Vodné metody přepracování - PUREX	35
5 Popis současného stavu produkce, přepracování paliva ve světě a zásob štěpitelných materiálů.....	38
5.1 Světové zásoby štěpitelných materiálů	38
5.2 Produkce uranu.....	39
5.3 Produkce přepracovaného paliva	41
6 Transmutační technologie, její princip a očekávaný přínos	42
6.1 Technologie ADTT – Accelerator Driven Transmutation Technology	42
6.2 Transmutační reaktorové systémy.....	43
6.2.1 Možnosti transmutace štěpných produktů a aktinidů.....	43
6.2.2 Neutronový zdroj pro ADTT.....	46
6.2.3 Podkritický reaktorový systém – blanket (obr. 6.5).....	47
6.2.4 Chemické problémy ADTT.....	49
6.2.5 Výzkumné programy ve světě a jejich cíle	50
6.2.6 Možnosti České republiky.....	52
6.2.7 Zhodnocení ADTT, výhody a nedostatky	52
Závěr.....	54
Seznam použitých zdrojů	55
Seznam použitých zkratk a symbolů	56

Úvod

Většina lidí si dnes svět bez elektřiny nedokáže představit a kvalita životní úrovně je přímo úměrná spotřebě elektrické energie. Očekává se, že do roku 2050 přibudou na Zemi další čtyři miliardy obyvatel, což znamená neustálý růst spotřeby energií. Při postupném ubývání zdrojů fosilních paliv, jejichž spalování navíc zapříčiňuje znečištění ovzduší a nepříznivé změny globálního klimatu, je potřeba pokrýt energetickou poptávku z různých jiných zdrojů. Zde se nabízí možnost alespoň částečně uspokojit požadavky společnosti díky výkonným jaderným elektrárnám, s nimiž se v 21. století počítá jako se stabilními, bezpečnými a téměř bezemisními zdroji energie.

Aktivní výzkum nové poznatky v oblasti jaderné energetiky umožňují nejen vylepšovat projekty vzniklé v minulosti (odstraňování rezerv za účelem zvýšení účinností jaderných elektráren, kvalitnější příprava paliva a jeho efektivnější využití v reaktoru, aj.), ale také vyvíjet nové projekty a technologie, které zaručí stálé množství dostupné energie.

Práce je zaměřena na popis jaderných paliv, jejich úpravu, energetické využití v reaktoru a nakládání s palivem použitým. Souhrn činností počínaje těžbou uranové rudy a konče uskladněním paliva na trvalém úložišti nazýváme palivový cyklus. V závěru je pak zmíněno, jaké jsou světové zásoby a produkce štěpitelných materiálů, a nakonec, jaké možnosti nabízí transmutační technologie, která je do budoucna nejen s likvidací radioaktivních odpadů.

1 Jaderná paliva, jejich vlastnosti, rozšířenost a využití

1.1 Paliva přírodní / uměle připravená

1.1.1 Paliva nacházející se v přírodě

Uran – Je to radioaktivní chemický prvek, kov, patřící mezi tzv. aktinoidy. Již v roce 79 př.n.l. nálezy kolem Neapole dokazují používání uranu jako barviva na glazury. Později jej objevil v roce 1789 Martin Heinrich Klaproth, čistou formu izoloval roku 1841 Eugene-Melchior Peligot. V roce 1896 Henri Becquerel přišel na to, že uran je radioaktivní. Marie Curie Sklodovská pak z uranové rudy izolovala dva nové prvky-polonium a radium, které se v malých množstvích užívalo v lékařství. V jaderném průmyslu se uran začal využívat až od konce druhé světové války.

V čistém stavu má uran stříbrobílou barvu a na vzduchu pomalu oxiduje. Dá se za normálních teplot kovat či válcovat. Pokud jej zahříváme, stává se křehkým, s dalším zvyšováním teploty pak ale plastickým materiálem.

Přírodní uran je celkem běžný prvek a v zemské kůře se v podobě uranových sloučenin vyskytuje poměrně často. Jeho celkové množství se odhaduje na 10^{15} tun, což je v poměru se vzácnými kovy přibližně 1000x více než zlata a 30x více než stříbra. Získáváme jej nejčastěji z uranových rud, jako například smolinec (1. těžba této rudy probíhala v českém Jáchymově), dalšími zdroji jsou ale i uranové břidlice, jíly nebo uhlí. Je zastoupen i v mořské vodě (okolo $4 \cdot 10^9$ tun), ale tento zdroj prozatím nikdo nevyužívá. Přírodní uran se skládá ze tří izotopů – U238(99,28%), U235(0,715%) a U234(0,005%). Základní vlastnosti uranu jsou uvedeny v tab. 1.1.

Atomové vlastnosti	
Atomová hmotnost	238,0289 amu
Hmotnostní schodek jádra	1,908 amu

Fyzikální vlastnosti	
Skupenství	pevné
Hustota	19 g/cm^3
Teplota tání	1 405 K (1 132 °C)

Tab. 1.1 Základní vlastnosti uranu [5]

Thorium – Je to druhý radioaktivní kovový prvek z řady aktinoidů. Je také jako uran stříbrně bílé, na vzduchu zvolna oxiduje a zahřátím se může i vznítit. Objevil jej roku 1828 Jöns Jakob Berzelius a pojmenoval po skandinávském bohu Thorovi.

V přírodě se tento prvek vyskytuje jako směs dvou izotopů – Th232(99,999%) a Th228 ($1,35 \cdot 10^{-8}$ %). Získáváme jej především z monazitových písků v příbřežních rýžoviscích. I když je thoria v zemské kůře asi 2x více než uranu, jeho koncentrace nejsou tak výrazné, většina je rozptýlena v různých minerálech. Thorium 232 považujeme za množivý nuklid, protože může sloužit pro přípravu nového jaderného paliva v reaktoru. Je také považováno za palivo budoucnosti zejména z důvodu levnějšího provozu reaktoru a rovněž produkcí odpadu o nižší aktivitě. Základní vlastnosti thoria můžeme vidět v tabulce 1.2

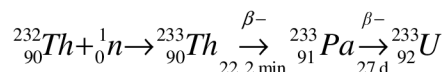
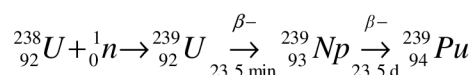
Atomové číslo	90
Relativní atomová hmotnost	232,03806(2) amu
Skupenství	Pevné
Teplota tání	1842 °C, (2115 K)
Hustota	11,7 g/cm ³
Poločas rozpadu	14 900 000 000 let

Tab. 1.2 Základní vlastnosti thoria [5]

1.1.2 Paliva uměle připravená

Tato paliva vznikají z prvků, které musejí být nejdříve podrobeny transmutaci – přeměnu výchozího prvku v prvek s rozdílným protonovým číslem. Výchozími prvky jsou zejména U238 a Th232, z nich vzniká Pu239 a U233 – uměle připravené palivo.

Radiačním záchytem neutronů na jádrech U238 nebo Th232 vznikají izotopy Pu239, resp. Th232, a to dle těchto rovnic:



Takto vzniklé izotopy jsou pak štěpitelné termálními (pomalými) neutrony, podobně jako izotop U235.

Plutonium – Tento uměle vytvořený radioaktivní prvek, šestý z řady aktinoidů, se v přírodě vyskytuje jen ve velmi malých množstvích v uranových rudách. Stejně jako přírodní uran a thorium je stříbřitě bílé barvy a na vzduchu oxiduje do šeda. Čistý kov lze získat při teplotách okolo 1200°C.

Poprvé bylo připraveno v roce 1940 dvěma vědeckými týmy – v americkém Berkeley (Edwin McMillan, Philip Abelson) a v britské Cambridgi (Norman Feather, Egon Bretscher). Izolaci čistého kovu uskutečnili ve svém experimentu v Berkeley 23. února 1941. Mezi autory patří E. McMillan, Glenn Seaborg, J.W.Kennedy a A.C.Wahl. Za druhé světové války byl tento výzkum tajný, neboť plutonium bylo vyráběno za účelem sestrojení atomové bomby. Pro energetiku je plutonium jako palivo výhodné, protože při štěpné reakci jednoho atomu vznikají většinou 3 nové neutrony. V dnešní době v jaderných reaktorech používáme plutonium ze dvou zdrojů. Prvním je přípravou z izotopu U238 a také přebytečným plutoniem, původně vyráběným pro atomové bomby. [5], [8], [16]

Základní vlastnosti plutonia jsou uvedeny v tab. 1.3.

Atomové číslo	94
Relativní atomová hmotnost	(239) amu
Skupenství	Pevné
Teplota tání	639,4 °C, (912,5 K)
Hustota	19,816 g/cm ³

Tab. 1.3. Základní vlastnosti plutonia [5]

1.2 Štěpné a množivé materiály

Podle svého účelu můžeme výše uvedené aktivní materiály rozdělit na dvě skupiny, podle toho, zda zajišťují štěpnou reakci, nebo vznik nového jaderného paliva:

Štěpné materiály – Patří sem materiály obsahující jeden ze tří izotopů, a to U235, U233 a Pu239, z nichž pouze U235 se nachází v přírodním uranu – nazýváme jej primárním štěpným materiálem (izotop Pu239 se v uranových rudách také vyskytuje, jeho podíl v uranu je však pouze přibližně $5 \cdot 10^{-12}$ % hmotnostních). Další dva izotopy získáváme pouze umělou cestou ozařováním v reaktoru, proto jim říkáme sekundární štěpné materiály.

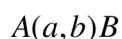
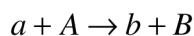
Množivé materiály – Izotopy U238 a Th232 označujeme jako množivé, jsou totiž výchozí surovinou pro sekundární štěpné materiály.

1.3 Jaderné reakce, energie neutronů

Jedná se o přeměny jednoho typu jádra v jiný. Dají se uskutečnit jader svazkem rychle letících částic. Výsledkem jaderných reakcí je vznik jader nových, přičemž vzniká jedna nebo více nových částic. Velký význam pro tyto reakce má energie dopadajících částic.

Zápis jaderné reakce

Muže být analogický se zápisem rovnice chemické, nebo lze být zapsána ve zkrácené formě:



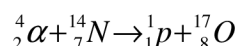
a...dopadající částice

A...terčové jádro

b...částice vyletující z ostřelovaného jádra

B...nově vzniklé jádro

První uměle vytvořená jaderná reakce (Rutherford, 1917):



1.3.1 Pružný/nepružný rozptyl

Srážka dopadající částice nemusí vždy vyvolat jeho přeměnu, ale může dojít k tzv. rozptylu. Jádro i částice si v tomto případě zachovávají svou identitu.

Pružný rozptyl (reakce typu (n,n)) – Při nárazu částice do terčového jádra dojde k vzájemnému přerozdělení kinetické energie a částice i jádro změní svůj směr pohybu a rychlost, zároveň se však nemění kinetická energie jádra (např. srážky neutronů s jádry moderátorů v aktivní zóně reaktoru).

Nepružný rozptyl (reakce typu (n,n')) – Dojde k nárazu částice do terčového jádra, přičemž se v jádře změní vnitřní energie. Dopadající částice se na velmi krátkou dobu stane součástí jádra, ale pak je emitována, za zvýšení vnitřní energie jádra, ale bez změny na jeho složení – tzv. excitace jádra. Přebytná energie se vyzáří v podobě fotonů – záření γ .

1.3.2 Vlastní jaderná reakce

Dojde k proniknutí částice do prostoru jádra, u něhož se změní vnitřní energie i složení. Z reakce poté mohou vystupovat částice jiné než částice původní. Takové reakce neprobíhají vždy podle daného schématu, děj má náhodnou povahu, a proto se produkty jaderných reakcí mohou lišit, i když jsou dopadající částice stále stejného druhu. Dá se tedy hovořit o určité míře pravděpodobnosti interakce mezi částicí a jádrem.

Při jaderných reakcích platí tyto zákony:

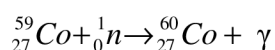
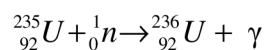
- zákon zachování hmoty a energie
- zákon zachování elektrického náboje (zachovává se algebraický součet nábojů)
- zákon zachování hybnosti (výsledný vektor hybnosti částic vstupujících do reakce se rovná výslednému vektoru hybnosti částic po reakci)
- zákon zachování spinu

Uskutečněny byly různé jaderné reakce, z nichž velký význam mají především reakce vyvolané neutrony. Neutron je částice bez náboje, proto může bez problémů vniknout do prostoru jádra. Typy takových reakcí:

- Pružný/nepružný rozptyl
- Absorpce (tzv. radiační záchyt) – reakce typu (n,γ)
- Reakce typu (n,p)
- Reakce typu (n,α)
- Štěpení – reakce typu (n,f)

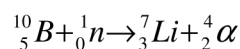
Absorpce, tzv. radiační záchyt (n,γ)

Neutron je pohlcen jádrem a vzniká izotop s nukleonovým číslem o jednotku vyšším $(A+1)$. Vzniklé jádro bývá většinou nestabilní a prodělává radioaktivní rozpady.

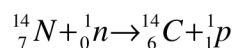


Reakce typu (n, α)

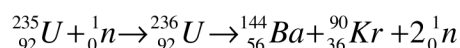
Neutron po pohlcení jádrem emituje alfa částici.

**Reakce typu (n,p)**

Z jádra je po pohlcení neutronu emitován proton.

**Štěpení – reakce typu (n,f)**

Neutron pohlcený těžkým jádrem může vyvolat jeho rozštěpení. Tím vznikají dvě nebo více jader nových (tzv. trosky) s přebytkem neutronů a současně vznikají neutrony volné (tzv. okamžité neutrony). Odštěpky z původního jádra jsou radioaktivní a prodělávají řadu rozpadů (nejčastěji beta rozpady) a současně mohou emitovat další, tzv. zpožděné neutrony. Těžké jádro se rozštěpí, pokud je mu dodáno dostatečné množství excitační energie potřebné k rozštěpení.

**1.3.3 Energie neutronů**

Velikost účinných průřezů velmi závisí na tom, jakou má dopadající neutron energii, proto neutrony můžeme rozdělit na **pomalé** (tepelné) s energií přibližně 0,025eV a **rychlé** s energií vyšší než 10^5 eV.

K excitaci těžkého jádra a následnému rozštěpení někdy stačí jen absorpce neutronu s energií řádově 0,01 eV (pomalé neutrony). Jiná jádra potřebují excitační energii mnohem vyšší a reagují pouze s neutrony rychlými, s energií vyšší než 1,1 MeV. Uvolněná energie má více forem, mezi než patří kinetická energie štěpných fragmentů, energie neutrin, energie různých druhů částic a okamžité gamma-záření. Pro dosažení štěpení je třeba splnit dvě podmínky: Hmotnost terčového jádra musí být větší než hmotnost vzniklých odštěpků a součet vazbové a kinetické energie neutronu musí být větší než aktivační energie potřebná pro štěpení.

Kritická energie neutronu pro štěpení ... $E_{kr} = E_v + E_{kin}$

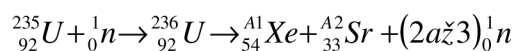
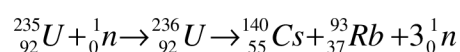
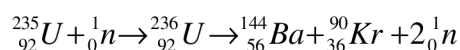
Tabulka 1.4 ukazuje hodnoty energií pro nízkoenergetické neutrony.

Nuklid	E_v (MeV)	E_{kr} (MeV)
${}^{235}\text{U}$	6,8	6,5
${}^{233}\text{U}$	7,0	6,0
${}^{238}\text{U}$	5,5	7,0
${}^{239}\text{Pu}$	6,6	5,0

Tab. 1.4 Energie nízkoenergetických neutronů [13]

1.3.4 Štěpení jader uranu ^{235}U (plutonia ^{239}Pu)

Dostane-li se pomalý neutron do blízkosti jádra, může jej jádro pohltnout. Vznikne tak silně excitované jádro, které se obvykle rozštěpí na dvě jádra s hmotnostním poměrem přibližně 2:3. Tyto primární fragmenty jsou radioaktivní, protože mají velký přebytek neutronů, a jejich další produkty rozpadu bývají většinou radioaktivní také. Štěpení může proběhnout asi 40 různými způsoby, z nichž nejpravděpodobněji probíhá podle následujících rovnic:



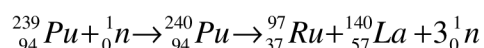
Uvolněná energie ze štěpení ^{235}U - Vazebná energie jednoho jádra ^{235}U se uvolňuje přibližně ve formách, jež můžeme vidět z tab. 1.5.

Kinetická energie štěpných produktů	167 MeV
Energie neutrin	12 MeV
Energie β -rozpadů štěpných produktů	8 MeV
Energie γ -rozpadů štěpných produktů	6 MeV
Energie okamžitého γ -záření	6 MeV
Kinetická energie neutronů	5 MeV
Celkem	204 MeV

Tab. 1.5 Energie uvolněná jedním jádrem ^{235}U [13]

Naprostá většina tepla vzniká přímo v palivu (90%), poněvadž se kinetická energie fragmentů štěpení zabrzdí v blízkosti původního jádra. 4 až 5% tepla vzniká v moderátoru, kde se zabrzdí převážná část okamžitých neutronů. Asi 11% energie z neutrin je ztrátou, neutrina totiž nereagují s hmotou a jejich tok opouští prostor reaktoru. Experimentální průzkumy potvrzují, že se z jednoho jádra ^{235}U uvolní 195 ± 5 MeV energie.

Štěpení plutonia ^{239}Pu - štěpí se zejména tepelnými neutrony, např. tímto způsobem:



1.4 Účinné průřezy jader

Každá jaderná reakce je stochastické (náhodné) povahy a probíhá s určitou mírou pravděpodobnosti. To, zda bude dopadající částice (nejčastěji neutron) reagovat s terčíkem (jádre), vyjadřuje pojem účinný průřez. Terčové jádro si můžeme představit jako určitou plochu, kterou „vidí“ dopadající částice. Velikost této plochy však nesouvisí s reálnými geometrickými parametry jádra. Účinný průřez vlastně představuje určitou míru pravděpodobnosti specifické jaderné reakce (účinné průřezy pro štěpení, absorpci, radiační záchyt, rozptyl,...). Plocha účinného průřezu závisí jak na vlastnostech jádra, tak na typu a především energii dopadající částice. Rozlišujeme mikroskopický a makroskopický účinný průřez

Mikroskopický účinný průřez (σ)

Představuje míru pravděpodobnosti mezi jedním jádrem, nacházejícím se na ploše $1m^2$, a jedním částicí, dopadající kolmo na tuto plochu. Jednotkou je m^2 , užívá se také jednotka bn (barn), přičemž $1bn = 10^{-28} m^2$. Používá se několik druhů účinných průřezů, kde celkový účinný průřez σ_t je součtem všech účinných průřezů jednotlivých typů jaderných reakcí:

$$\sigma_t = \sigma_a + \sigma_s, \text{ kdy}$$

$$\sigma_a = \sigma_f + \sigma_c + \sigma_{2n} + \sigma_\alpha \quad \text{a} \quad \sigma_s = \sigma_e + \sigma_i$$

- σ_a ... účinný průřez pro absorpci
- σ_s ... účinný průřez pro rozptyl (σ_e pro pružný rozptyl, σ_i pro nepružný rozptyl)
- σ_f ... účinný průřez pro štěpení (fission)
- σ_c ... účinný průřez pro radiační zachycení
- σ_{2n} ... účinný průřez pro nepružný rozptyl (n,2n)
- σ_α ... účinný průřez pro zachycení neutronu s vysláním nabitě částice

Makroskopický účinný průřez (Σ) – Popisuje pravděpodobnost interakce mezi všemi jádry, nacházejícími se v krychli jednotkového objemu, a jedním neutronem, jenž prochází touto krychlí kolmo na její stěnu. Je dán součtem mikroskopických účinných průřezů všech jader, která se nacházejí v jednotce objemu:

$$\Sigma = \sigma * N, \text{ kde}$$

N je počet jader, jednotkou Σ je m^{-1} .

Je-li látka složená z několika druhů jader, můžeme celkový makroskopický účinný průřez vyjádřit takto:

$$\Sigma = \sigma_1 * N_1 + \sigma_2 * N_2 + \dots + \sigma_n * N_n$$

Izotop	Výskyt v přírodě (% hmotn.)	Poločas rozpadu (roky)	Účinný průřez pro štěpení a absorpci ($10^{-28} m^2$)			
			Tepelné neutrony ($4 * 10^{-22} J$)		Rychlé neutrony (0,8pJ)	
			Štěpení	Absorpce	Štěpení	Absorpce
Th_{90}^{232}	100	$1,4 * 10^{10}$	0	7,0	0,14	7,25
U přír.	100		4,14	7,65	0,53	7,51
U_{92}^{233}	0,06	$1,6 * 10^5$	527	581	2,73	2,93
U_{92}^{235}	0,712	$7,1 * 10^8$	582	694	1,59	1,91
U_{92}^{238}	99,282	$4,5 * 10^9$	0	2,8	0,52	7,5
Pu_{94}^{238}	0	89	17	519		
Pu_{92}^{239}	0	$2,4 * 10^4$	746	1025	1,83	2,15

Tab. 1.6 Přehled základních jaderných vlastností izotopů jaderných paliv

[2]

Z tabulky 1.6 je zřejmé, že tepelnými neutrony vyvoláme štěpení u izotopů U_{92}^{233} , U_{92}^{235} a Pu_{92}^{239} s mnohem větší mírou pravděpodobnosti než u izotopů ostatních, nebo než u přírodního uranu. proto tyto materiály označujeme jako štěpné. Naopak Th_{90}^{232} a U_{92}^{238} mají účinné průřezy pro štěpení i absorpci vyvolanou pomalými neutrony velmi malé. U těchto izotopů chceme docílit toho, aby těžké jádro absorbovalo neutron a poté se dle výše uvedených přeměn změnil na materiál štěpný. Množivé materiály mají větší účinné průřezy pro absorpci vyvolané rychlými neutrony. Tyto vlastnosti obou hlavních izotopů uranu (U_{92}^{235} a U_{92}^{238}) určily další vývoj jaderné energetiky. [13]

1.5 Základní požadavky na jaderná paliva

Během provozu reaktoru dochází k postupnému vyhoření paliva a tím ke ztrátě reaktivity. Do určité míry lze tuto ztrátu nahrazovat zajištěním dostatečného množství plodícího materiálu v palivovém článku (tvoření sekundárních štěpných materiálů) a také vhodným pracovním režimem. Životnost palivového článku je pak dána metalurgicko-mechanickými vlastnostmi, které ovlivňují *rozměrovou stabilitu* článku a těsnost proti úniku štěpných produktů, čímž by se značně zvýšila aktivita v primárním okruhu – konstrukce palivového článku musí zajistit jeho *hermetičnost*. Z tohoto důvodu je důležitý výběr pokrytí se zřetelem ke koroznímu působení chladiva a ke kompatibilitě s jaderným palivem. Rozměrová stabilita je dána hlavně radiačním poškozením (radiačním creepem), jehož účinnost omezujeme vhodným výběrem a zpracováním štěpného materiálu. Jaderná paliva ve zpracované podobě se dělí na paliva kovová a keramická.

1.6 Jaderná paliva kovová/keramická

1.6.1 Kovová jaderná paliva

Výhodou použití tohoto typu paliva je vysoká hustota štěpného materiálu, tedy i velký makroskopický účinný průřez pro štěpení a dobrá tepelná vodivost. Velkou nevýhodou kovového paliva (uranu, ale i plutonia) je vysoký radiační a objemový růst. V dnešní době se tento typ paliva již téměř nepoužívá a jeho vývoj byl zastaven. Kovového uranu využívala první československá jaderná elektrárna typu A1 v Jaslovských Bohunicích – vývoj byl ukončen po havárii, která vážně poškodila reaktor. Jediným typem elektráren, kde se toto palivo používá dodnes, jsou reaktory typu MAGNOX, používané ve Francii a Anglii. Tento typ má dvojí využití – jak k výrobě elektrické energie, tak k výrobě plutonia – má však velmi napjatou neutronovou bilanci, a také proto tvoří jen 1,5% podíl ze všech typů reaktorů ve světě.

1.6.2 Keramická jaderná paliva

Používáme je v reaktorech o vyšších měrných výkonech a za vyšších provozních teplot paliva, v tomto směru totiž kovové materiály nevyhovují. Keramickým palivem rozumíme:

- oxidy uranu, plutonia nebo thoria, buď jednotlivě nebo jejich směsi, případně i směsi s oxidy neštěpných materiálů;
- „nekysličnickové“ keramické materiály – karbidy, nitridy, sulfidy, fosfory, a to uranu, plutonia i jejich směsi;
- disperzní fáze v matici z grafitu, nebo z neštěpného kovu (hliník, austenitická nerezová ocel).

Cílem těchto materiálů je zajistit vysoký stupeň vyhoření při co nejmenším objemovém růstu, hlavně u reaktorů vysokoteplotních nebo s vysokým měrným výkonem. Ve srovnání s kovovými palivy jsou nevýhodou horší teplotní vlastnosti – nízký koeficient tepelné vodivosti způsobuje, že v centru palivového článku dosahujeme teploty tavení, tedy kolem 2750 °C při povrchových teplotách od 350 do 500 °C. Z rozdílů teplot je zřejmé, že během ozařování nastávají v palivovém článku po jeho průřezu velké strukturní změny a růst zrn především v radiálním směru.

UO_2 - Oxid uraničitý je nejběžněji používaným materiálem (v PWR, BRW a dalších reaktorech). Ve srovnání hodnot objemového růstu s kovovým uranem UO_2 roste dvanáctkrát pomaleji. V prvních stádiích vyhoření paliva se nejprve zaplní póry v UO_2 a až potom dojde k růstu objemu spolu s nahromaděním štěpných produktů.

1.7 Rozšířenost a využití jaderných paliv

Jen malé procento ze všech jaderných elektráren světa dnes využívá kovových materiálů a přírodního uranu. Patří mezi ně reaktory typu MAGNOX. Naprostá většina paliv je připravována jako oxid a projde nejprve procesem obohacení (výjimkou je přírodní uran pro reaktory typu Candu), o němž se více dozvíme v druhé kapitole. Reaktory typu PWR, BWR, HTGR, RBMK a další (tvoří více než 90% podíl jaderných reaktorů na světě) používají ve svém provozu více či méně obohacený uran, většinou ve formě UO_2 . Také plutonium ve formě oxidu PuO_2 má pro jaderné palivo stále větší význam. Dnes více než třetina energie vyprodukovaná jadernými elektrárnami pochází z plutonia. Stále větší význam hraje roli tzv. MOX (mixed oxide), směs UO_2 a PuO_2 . Téměř všechny reaktory západní koncepce i ruské lehkovodní reaktory jsou schopny používat 30% MOX paliva, tři elektrárny v USA a reaktory typu Candu jsou dokonce schopny plně fungovat pouze na této směsi oxidů. Neměli bychom také zapomínat na thorium-rovněž ve formě oxidu ThO_2 - považovaného za palivo budoucnosti s předpokladem stále častějšího využití jako paliva jaderných reaktorů. [2]

2 Popis palivového cyklu a jeho částí

Mezi palivový cyklus řadíme všechny činnosti počínaje těžbou přírodních zdrojů přes jeho energetické využití po zacházení s použitým jaderným palivem. Je rozdělen do tří částí:

- **2.1 Přední část palivového cyklu** – představuje činnosti od těžby uranové rudy po konečnou konstrukci palivových článků.
- **2.2 Činnou část palivového cyklu** – patří sem činnosti spojené s energetickým využitím paliva v jaderném reaktoru.
- **2.3 Zadní část palivového cyklu** – zahrnuje aktivity s použitým jaderným palivem a následné nakládání s ním. [13]

2.1 Přední část palivového cyklu – uran

2.1.1 Těžba uranové rudy

Mezi nejběžnější uranové rudy patří uraninit, cantotit, autunit, tobernit. Rudy thoria jsou například monazit, thorit a thorinanit. Obsah uranu nebo thoria v průmyslově těžených rudách obvykle kolísá mezi 0,02 a 3 % kvůli obsahu jalových příměsí. Toto nepatrné množství je třeba před dalším použitím řádově zvýšit, pro navýšení koncentrace potřebujeme rudu dále upravovat.

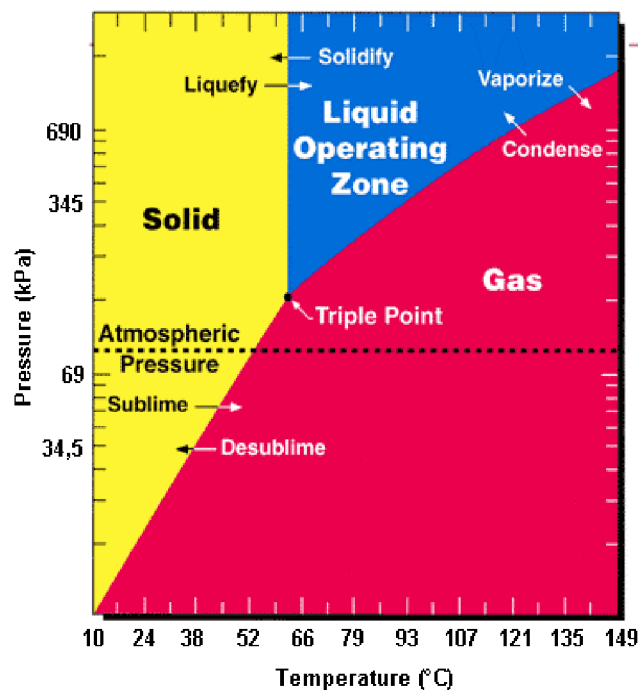
2.1.2 Mechanická a chemická úprava rudy

Účelem těchto úprav je získání uranového koncentrátu, obsahujícího uranyl-nitrát, nebo diuranát amonný $(NH_4)_2U_2O_7 \cdot nH_2O$, tzv. „žlutý koláč“ (obr. 2.1). Vytěžená ruda se nejprve drtí, mele a uranové sloučeniny se vymývají loužením (kyselým nebo zásaditým). Žlutý koláč pak vzniká z tohoto roztoku sorpčním zachytáváním na iontových sítích (ionexech), z nichž se chemicky vymývají. Konečný produkt získáme následnou filtrací a sušením. Tento proces je poměrně náročný. Na 1 kg uranu se spotřebuje asi 13 kg Na_2SO_4 , 3,5 kg H_2SO_4 , 2 kg NH_3 , a 1 kg mlecích koulí. Tento první stupeň úpravy zvyšuje koncentraci uranu z 0,3% (3kg uranu na 1t rudy) na 65% (650kg uranu na 1t diuranát amonného). V ČR dokážeme uran zpracovat do této fáze úprav, další procesy již u nás neprovádíme.



Obr. 2.1 Diuranát amonný – žlutý koláč [16]

K dalším chemickým procesům patří čištění uranu redukcí za pomoci vodíku na UO_2 . Ten je dále přeměněn na fluorid uranický UF_4 přidáním kyseliny fluorovodíkové HF . Oxidací konečně vzniká fluorid uranový UF_6 , sloučenina velmi důležitá pro další zpracování uranového paliva – obohacování. Změny skupenství fluoridu uranového v závislosti na tlaku a teplotě jsou znázorněny v obr. 2.2. [6]



Obr. 2.2 Skupenství UF_6 podle tlaku a teploty [16]

2.1.3 Obohacování uranu

Většina světových jaderných reaktorů dnes nepracuje s přírodním uranem, ale palivo je obohaceno většinou na 3-4%. Jde o technologicky, energeticky i ekonomicky velice náročný proces, jehož účelem je zvýšení obsahu izotopu $U235$ ve směsi $U235$ a $U238$. Využíváme zde fyzikálních vlastností hexafluoridu uranu UF_6 . Je to těkavá látka, její skupenství lze v závislosti na tlaku a teplotě snadno měnit. Trojný bod této látky je při teplotě přibližně 66°C a tlaku mírně vyšším než atmosférickém. Pro účely obohacování se UF_6 převádí do plynného skupenství a poté prochází tzv. obohacovací kaskádou. Tam se rozdělují proudy plynu s vyšším a nižším obsahem izotopu $U235$. Provedení tohoto procesu je možné několika způsoby, z nichž mají průmyslový význam jen některé: plynná difúze, odstředivá a dýzová metoda, nově i metoda laserová.

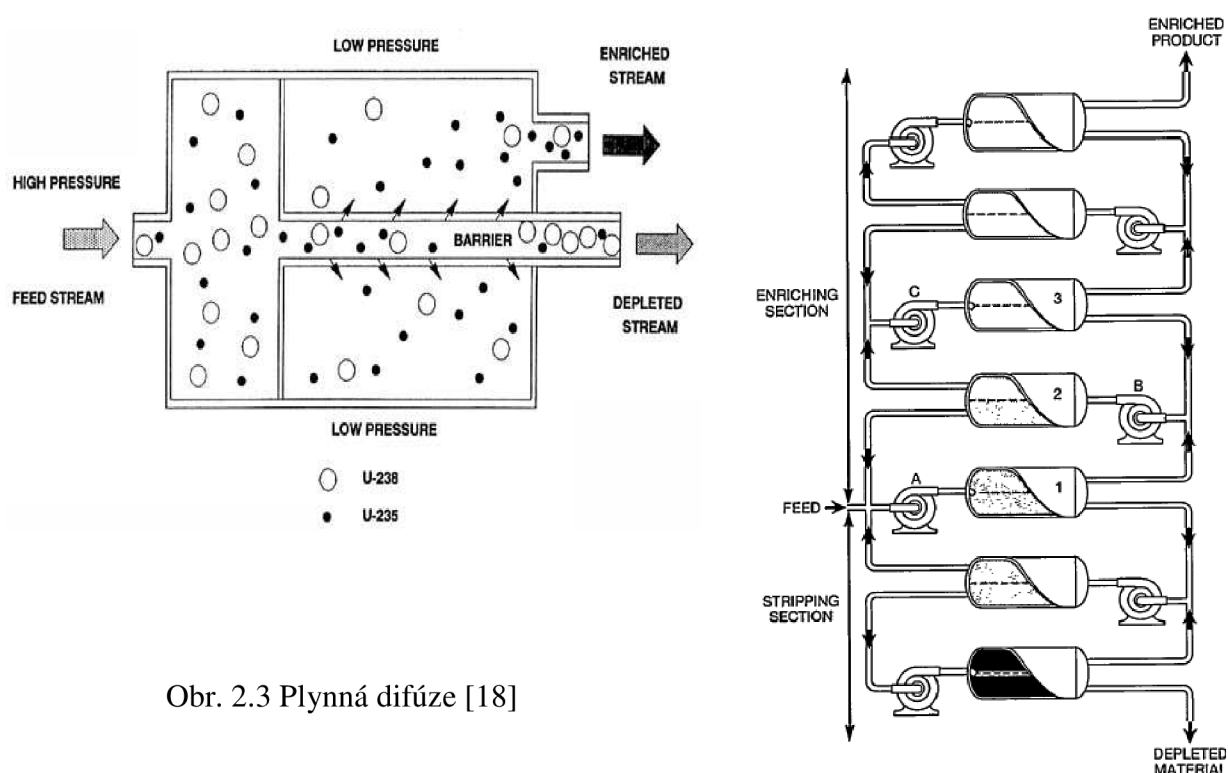
A) Plynná difúze

Tato metoda dělení izotopů plynu UF_6 je nejstarší známou metodou obohacování. První záměr ale nebyl použit obohacený uran v energetice, ale na účely vojenské, a to v projektu Manhattan, což byl krycí název pro utajený americký vývoj jaderné zbraně za 2. světové války na ostrově Tinian v Tichomoří.

Hexafluorid uranu prochází pod tlakem keramickými porézními přepážkami, jejichž pór mají rozměry řádově $0,01\mu m$. Molekuly izotopů U235 difundují o něco snadněji než molekuly s U238. Abychom dosáhli požadovaného obohacení, je zapotřebí mnohastupňových difúzních kaskád a proces musíme i více než tisíckrát opakovat.

Hlavním problémem této metody je velmi vysoká energetická náročnost, k níž přispívá to, že proces probíhá za vysokých teplot (přes $1000^{\circ}C$), kompresory stlačující plyn membránami rovněž mají vysokou spotřebu, provoz je velmi hlučný a zabírá rozsáhlou plochu (tisíce m^2). Například francouzský závod Eurodif zaujímá plochu 600 hektarů a spotřebovává energii tří ze čtyř tisícimegawattových bloků sousedící jaderné elektrárny.

Princip plynné difúze je nastíněn na obr. 2.3.



Obr. 2.3 Plynná difúze [18]

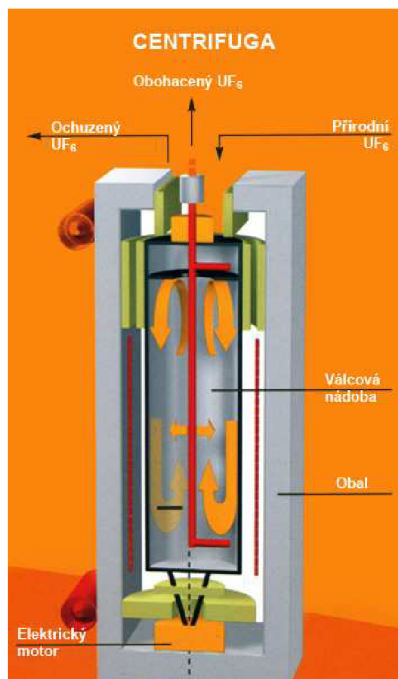
B) Odstřed'ovací metoda – centrifugace

Plynný UF_6 je podroben odstředivým silám a využíváme nestejných hmotností izotopů U235 a U238. Tento systém obohacování je známý od 70. let 20. století.

Při vysokých otáčkách se těžší izotopy U235 hromadí na okrajích odstředivky (obr. 2.4), lehčí izotopy U238 zůstávají ve středu centrifugy, blíže osy rotace. Účinnost obohacování závisí především na tom, jakou rychlost jsou schopny rotačky vyvinout. Dříve se pro ně používaly materiály ocelové, ty byly schopné vyvinout rychlost kolem 330 m/s (cca rychlost zvuku), dnes se více prosazují materiály z uhlíkových vláken, které dokázaly zvýšit rychlost na 600 m/s. Do budoucna se plánuje využít vlastností kevlarových materiálů, rotačky z nich vyrobené jsou totiž teoreticky schopny vyvinout rychlost až okolo 1100 m/s. Pro dosažení požadovaného stupně obohacení potřebujeme centrifugy seřadit do mnoha kaskád po několika desítkách tisíc kusech.

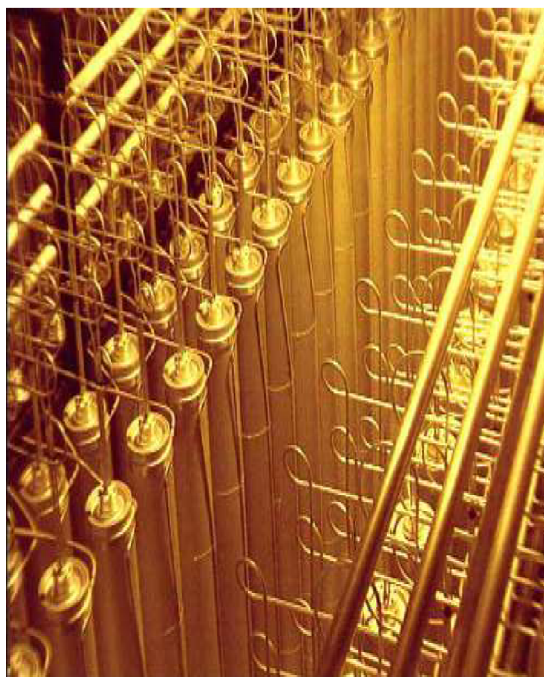
Tento odstředivací systém spotřebuje 50x méně energie než předchozí metoda difúzní, proto je v dnešní době více využívána. Závod Eurodif vedle svých provozů s difúzními kolonami staví vedle halu na moderní systém odstředivek, jichž má být dle předpokladů až sedm milionů kusů. Haly jsou ovšem uzavřeny, neboť montáž je tajná.

Schéma a princip centrifugy je na obr. 2.4, řada odstředivek pak na obr. 2.5.



Obr. 2.4 Princip centrifugy

[14]



Obr. 2.5 Řada odstředivek

[14]

C) Laserová metoda

Tento způsob je již nějakou dobu středem zájmů. Můžeme ji považovat za třetí generaci obohacovacích technologií, nejen díky mnohem nižší spotřebě energie, nižších investičních nákladech, ale také proto, že nepotřebujeme obrovské prostory ani speciálně vypsělá zařízení. Je to tedy oproti difúzním kolonám a centrifugám nejlevnější a nejvýkonnější metoda. Vývoj zařízení na tomto principu začal v roce 1970, proveditelnost v průmyslovém procesu byla dokázána až na přelomu tisíciletí. Dnes se zatím tento způsob komerčně nevyužívá, ale do budoucna se s ním počítá. Proces pracuje na principu foto-ionizace, kdy je výkonný laser používán pro ionizaci atomů přítomných v parách kovového uranu (elektron může být z atomu emitován jako světlo o určité frekvenci, lasery pro uran používají frekvence naladěné na ionizaci atomů izotopu U235). Kladně nabitě částice U235 jsou pak přitahovány záporně nabitým médiem a shromažďovány. Tento způsob je možno použít i u plutonia. [7], [12], [14]

V roce 2007 bylo zastoupení rozšířenosti obohacovacích způsobů následující: 65% centrifugy, 25% difúzní kolony, 10% materiál z atomových bomb, 0% laser.

Předpoklad v roce 2017: 93% odstředivky, 4% materiál bomb, 3% lasery, 0% difúzní kolony.

2.1.4 Zpětná konverze fluoridu uranového

Konverze UF_6 na oxid uraničitý UO_2 může být ve speciálně upravených systémech provedena jedním ze tří způsobů.

V prvním z nich je UF_6 redukován a hydrolyzován na UO_2 použitím vodíku a páry.

Ve druhém způsobu je UF_6 rozpuštěn ve vodě, přidáním amoniaku se vysráží diuranát amonný $(NH_4)_2U_2O_7 \cdot nH_2O$, z něhož redukcí vodíkem při $820^\circ C$ vzniká UO_2 .

V posledním procesu se plynný UF_6 , CO_2 a NH_3 smísí ve vodě za vzniku uranyl uhličitanu amonného $UO_2CO_3 \cdot 2(NH_4)_2CO_3$, který se poté reakcí s vodíkem a párou při $500-600^\circ C$ mění na UO_2 .

2.1.5 Výroba kompletních palivových článků pro jaderný reaktor

Jako finální látka pro konstrukci palivového článku (ve většině případů – pro reaktory tlakovodní a varné) je tedy UO_2 (případně PuO_2 nebo jejich směs – MOX) ve formě malých válcových tablet – pelet, lisovaných při teplotách okolo $1750^\circ C$.

A) Palivové články pro tlakovodní reaktory PWR (Pressured Water Reactor)

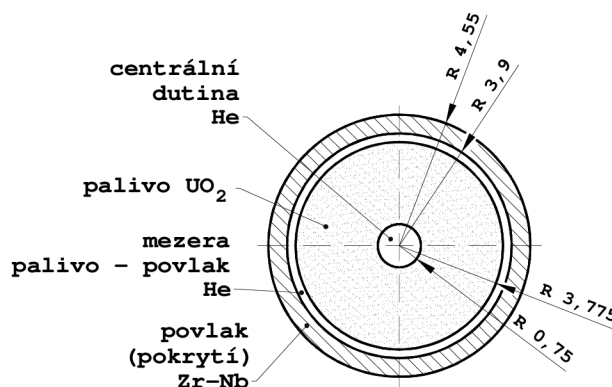
Palivem je nízko-obohacený uran na 3-5% ve formě UO_2 , je možné použít i MOX.

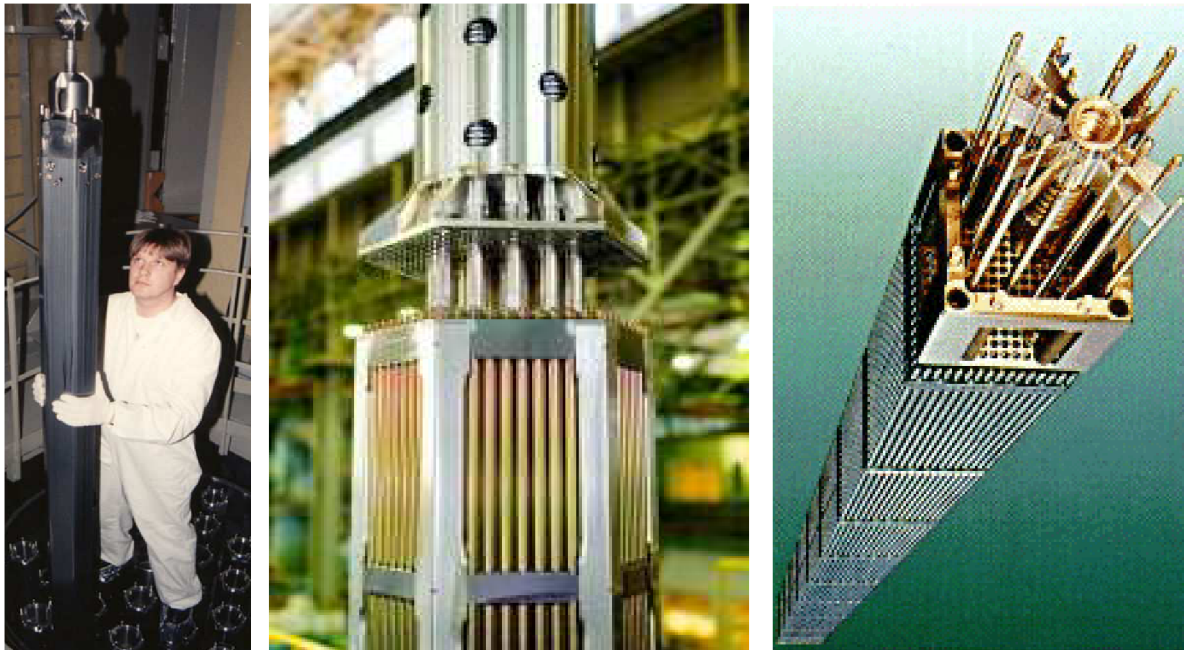
Pro reaktory typu VVER 440 (JE Dukovany) mají samotné palivové tablety – vyráběné ruskou firmou TVEL - průměr 7,5 mm a výšku 1 cm. Poté jsou pelety poskládány za sebe a hermeticky uzavřeny tzv. pokrytím nebo povlakem ze slitiny zirkonia (Zr-Nb). Prostor mezi palivem a pokrytím je vyplněn heliem. Takovýto palivový proutek je dlouhý 2960 mm a má průměr 9,1 mm. Seskupení palivových proutků tvoří palivový soubor (kazetu), který má hexagonální tvar. V jedné kazetě je uloženo 126 proutků, počet kazet v aktivní zóně reaktoru je 349. Pro reaktor typu VVER 1000 (JE Temelín) se do aktivní zóny zasouvá 151 kazet, z nichž každá obsahuje 317 palivových proutků. Řez palivového proutku je na obr. 2.6, ukázka palivové kazety VVER440 je na obr. 2.7, palivový soubor pro VVER1000 najdeme na obr. 2.8.

Rozdíl v palivovém článku tlakovodní reaktory „západní koncepce“ je ve tvaru kazety, která je čtvercová, nemají vnější obal, ale pruty jsou spojeny koncovkami a distančními mřížkami. Také pokrytí – slitina Zircalloy – se složením trochu liší. Palivová kazeta pro tento typ reaktoru je znázorněna na obr. 2.9.

Obr. 2.6 Řez palivového proutku VVER 440

[19]





Obr. 2.7. (vlevo) Palivový soubor VVER 440 [3]

Obr. 2.8 (uprostřed) Palivový element VVER 1000 [12]

Obr. 2.9 (vpravo) Palivová kazeta PWR [20]

B) Palivové články pro varné reaktory BWR (Boiling Water Reactor)

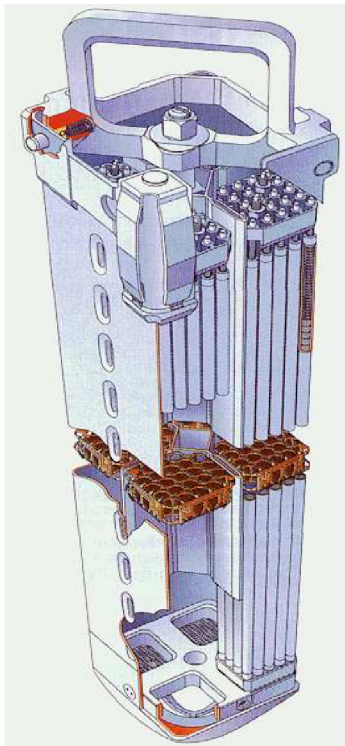
Stejně jako u předchozího případu je UO_2 obohacen na 3-5%, lisován do tablet, uzavřených v pokrytí ze Zr slitiny. Palivové proutky jsou také sestaveny do podoby palivových souborů.

Palivový soubor pro varné reaktory můžeme vidět na obr. 2.10.

C) Palivové články pro RBMK(LWGR) – grafitové lehkovodní reaktory

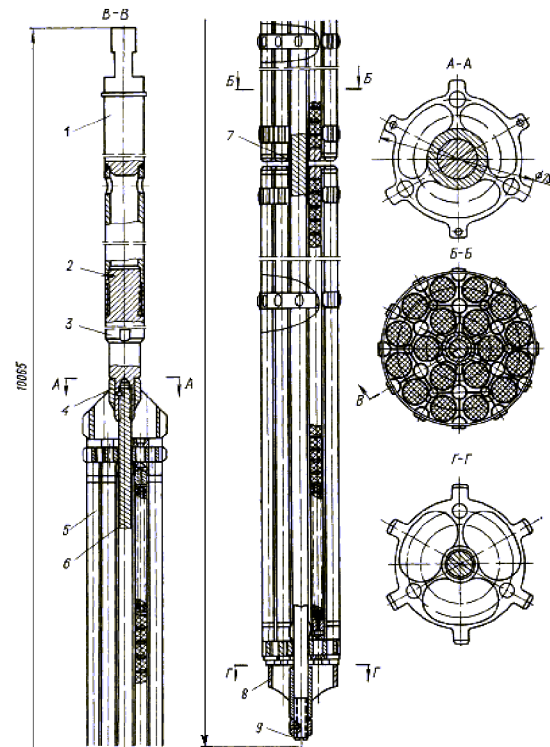
Palivové proutky jsou ze slitiny zirkonia, naplněny tabletami UO_2 , obohacenými na 1,8%. Každý palivový soubor je uložen v samostatném kanálu.

Řez a schéma palivové kazety pro reaktory RBMK najdeme na obr. 2.11. [13], [17]



Obr. 2.10 Palivový element BWR

[20]



Obr. 2.11 Palivový soubor RBMK

[21]

3 Možnosti zacházení s použitým jaderným palivem

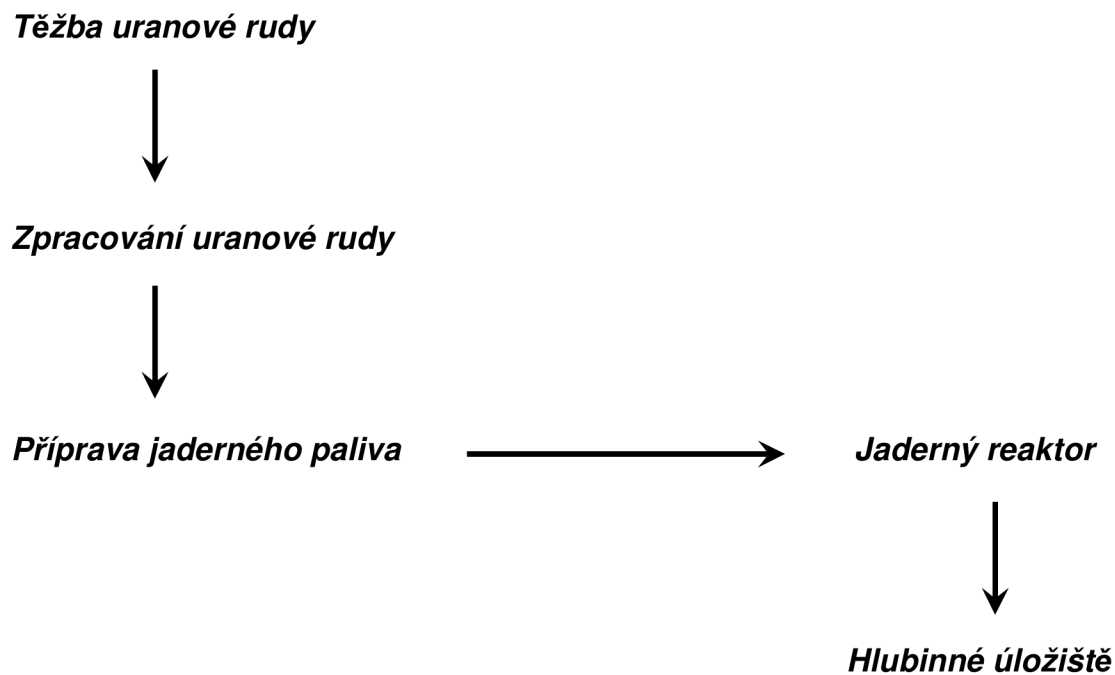
Podle způsobu zacházení s použitým jaderným palivem dělíme palivový cyklus na dva druhy:

- 3.1 Palivový cyklus otevřený
- 3.2 Palivový cyklus uzavřený

3.1 Otevřený palivový cyklus

Pokud se vyhořelé palivo dále nijak nevyužívá, hovoříme o otevřeném palivovém cyklu. Použité palivo je po splnění své funkce v jaderném reaktoru uloženo do hlubinného úložiště.

Otevřený palivový cyklus tedy představuje všechny činnosti od těžby uranové rudy a její zpracování, přes přípravu jaderného paliva a jeho následné využití v reaktoru, až po jeho konečné uložení. Schéma cyklu je na obr. 3.1.



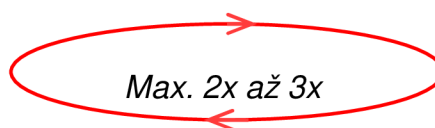
Obr. 3.1 Schéma otevřeného palivového cyklu [13]

3.2 Uzavřený palivový cyklus

Projde-li palivo po svém vyhoření procesem tzv. přepracování, jedná se o palivový cyklus uzavřený. Využitelné štěpitelné zbytky pak znova vstupují do výroby nových palivových elementů. Z tohoto cyklu odchází jen dále neštěpitelné zbytky, tzv. RAO – radioaktivní odpady. Schéma uzavřeného palivového cyklu můžeme vidět na obr. 3.2.

Těžba uranové rudy**Zpracování uranové rudy****Příprava jaderného paliva**

→ **Jaderný reaktor**

**Štěpný a množivý palivový materiál**

(Zbytky U_{235} , U_{238} , Pu)

← **Přeprocessing paliva**



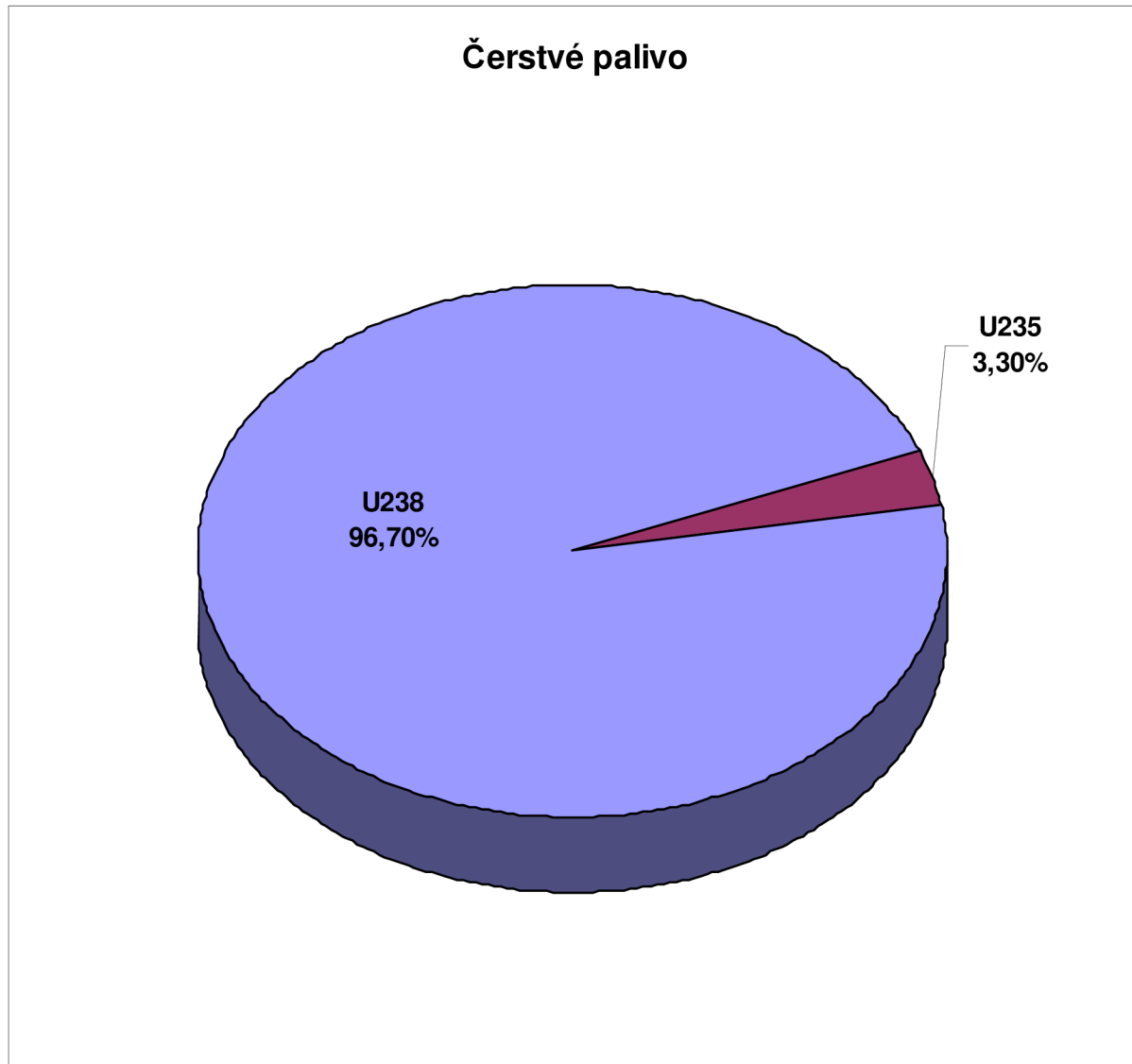
Likvidace radioaktivních odpadů

Obr. 3.2 Schéma uzavřeného palivového cyklu [13]

3.3 Operace při výměně paliva tlakovodního reaktoru

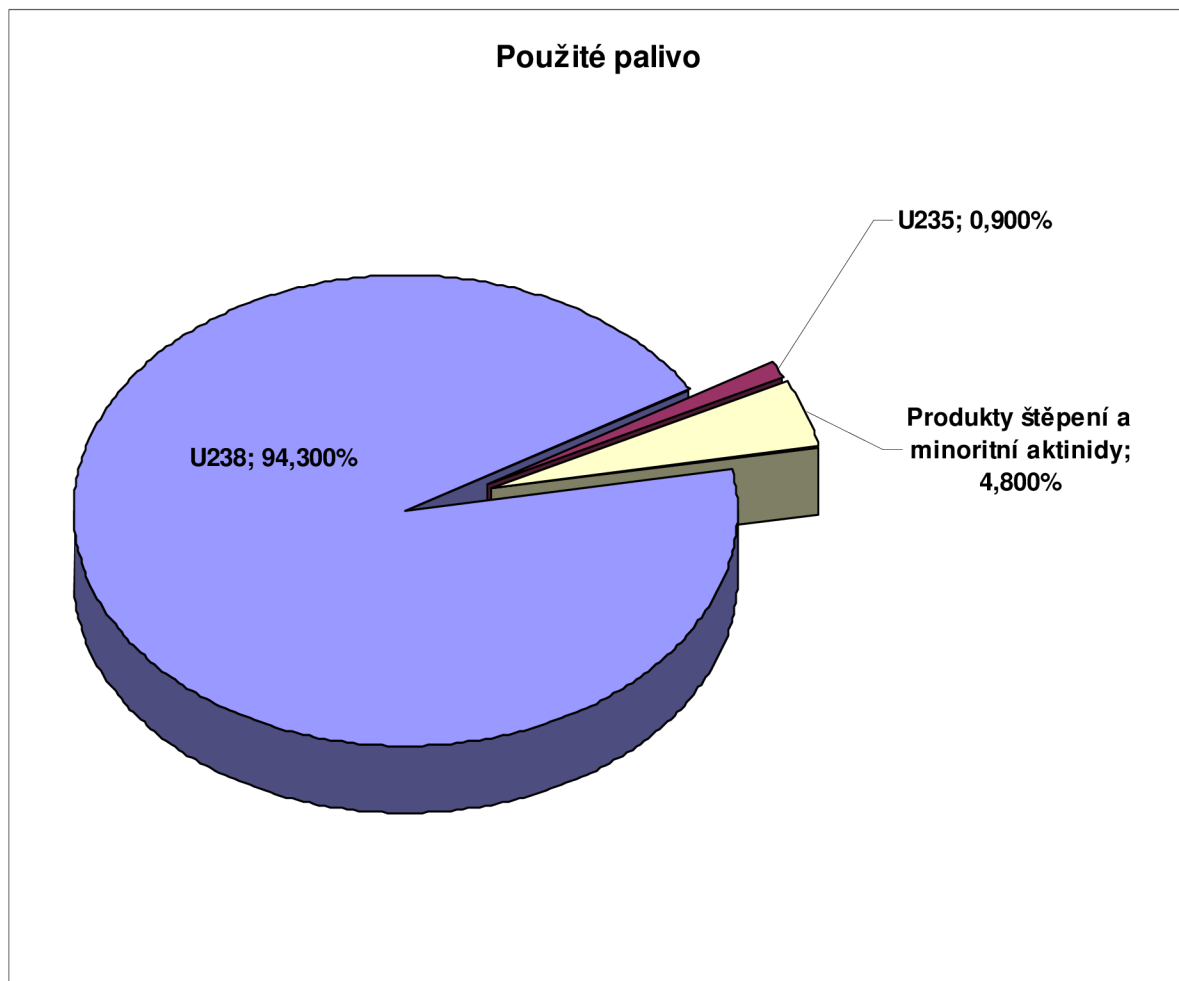
- Reaktor se bezpečně odstaví a vychladí.
- Šachta nad reaktorem se zaplní vodou (s určitou koncentrací H_3BO_3).
- Nádobu reaktoru se otevře a demontují se vnitřní části nad aktivní zónou.
- Použité palivové soubory se vyjmají zavážecím strojem a ukládají do bazénu použitého paliva, který je vedle reaktoru. Přeskupují se palivové kazety, mají nadále zůstat v aktivní zóně, a zaváží se palivo nové.
- Z bazénu použitého paliva po třech až pěti se palivové soubory přemísťují do meziskladu použitého paliva, který může být suchý nebo mokrý.
- S palivem z meziskladu je pak nakládáno v závislosti na zvolené strategii palivového cyklu.

Na obrázcích 3.3 a 3.4 můžeme vidět rozdíly v procentuálním zastoupení izotopů uranu v čerstvém a použitém palivu. [13]



Obr. 3.3 Složení čerstvého paliva lehkovodních reaktorů

[13]



Obr. 3.4 Použité jaderné palivo lehkovodních reaktorů po třech letech využití

[13]

Zastoupení štěpných produktů a minoritních aktinidů v použitém palivu po 3 letech v reaktoru:

- štěpné produkty...3,500%

- izotop U236...0,460%

- minoritní aktinidy...0,956% (z toho izotopy Pu...0,89%, Np236...0,05%, Am241...0,012%, Cm249...0,004%)

3.4 Zacházení s použitým jaderným palivem po vyjmutí z lehkovodního reaktoru – mezisklady.

Podle chladícího média se ve světě využívají dva technologické postupy.

3.4.1 Mokrý způsob

Chladícím médiem je demineralizovaná voda. Palivo je v pouzdrech vyrobených ze silných vrstev nerezové oceli ponořeno v hlubokých vodních bazénech, situovaných buď přímo u reaktoru, nebo mimo něj. Bazény zajišťují spolehlivý odvod tepla i ochranu před zářením. Další výhodou je i snadná kontrola. Nevýhodami mokrých meziskladů jsou kromě vysokých nákladů na výstavbu a provoz také potřeby stálého chlazení v tepelných výměnících a důkladné čištění vody, které doprovází vznik kapalných radioaktivních odpadů.

Tyto metody jsou rozšířeny v severských zemích, hlavně ve Švédsku. Mezisklady sousedí s mořským pobřežím a uvolněnou energií přebírá mořská voda, ne však v takové míře, že by negativně zvyšovala teplota moře.

3.4.2 Suchý způsob

Řada jaderných elektráren, včetně těch českých, skladuje své použité palivo ve stíněných kontejnerech. Kontejnery jsou hermetické, takže z nich nedochází k úniku radionuklidů, a plní několik funkcí. Zaprvé bezpečně oddělují jaderné palivo od okolí a odstiňují radioaktivní záření, které vzniká při samovolném rozpadu produktů štěpení, dále odvádějí teplo uvolňující se radioaktivním rozpadem a zároveň ochraňují palivo před vnějšími vlivy, které by jej mohly poškodit. Každý kontejner musí být navržen tak, aby odolal pádu z větších výšek, teplotnímu zatížení až do 800°C nebo ponoření do hloubek až 200m, aniž by byla narušena jeho těsnost. Tyto kontejnery putují do rozměrných hal, tzv. meziskladů použitého paliva, kde setrvávají nejméně 50 let, a jeho cesta končí na trvalém úložišti.

Vzhledem k tomu, že použité palivo obsahuje prvky, které jsou stále schopny uvolnit energii, nahlížíme na tento materiál jako na cennou energetickou surovinu do budoucna. [3], [4], [13]

3.5 Skladování vyhořelého paliva v České republice

Jaderná elektrárna Dukovany vyprodukuje za dobu své plánované životnosti přibližně 1500 tun, JE Temelín zhruba 1300 tun použitého paliva pro uskladnění. Po roce 1991, kdy ruská vláda zákonem zakázala ukládání cizího vyhořelého paliva na svém území, musela se u nás hledat vhodná lokalita pro uskladnění použitého paliva vzniklého v tuzemských jaderných elektrárnách. Výběr místa je dán čtyřmi kritérii – ekonomickým, ekologickým, technickým a bezpečnostním. Takový sklad může ležet na území, kde nehrozí záplavy, velká zemětřesení, sesuvy půdy či výbuch v blízkém průmyslovém podniku. S ohledem na tato hlediska byly vybrány čtyři lokality: Batelov (okres Jihlava), Skalka (okres Žďár na Sázavou) a v areálech elektráren Temelín a Dukovany, z nichž hlavně z hlediska odbourání nutnosti transportu kontejnerů dostaly přednost poslední dvě zmíněné. V areálu JE Dukovany byl vybudován první takový mezisklad, jenž byl v letech 1995-1997 provozován zkušebně, v dnešní době je (i po zvětšení kapacity) v běžném provozu. Mezisklad v areálu JE Temelín se buduje, provoz by měl být zahájen v létě roku 2010.

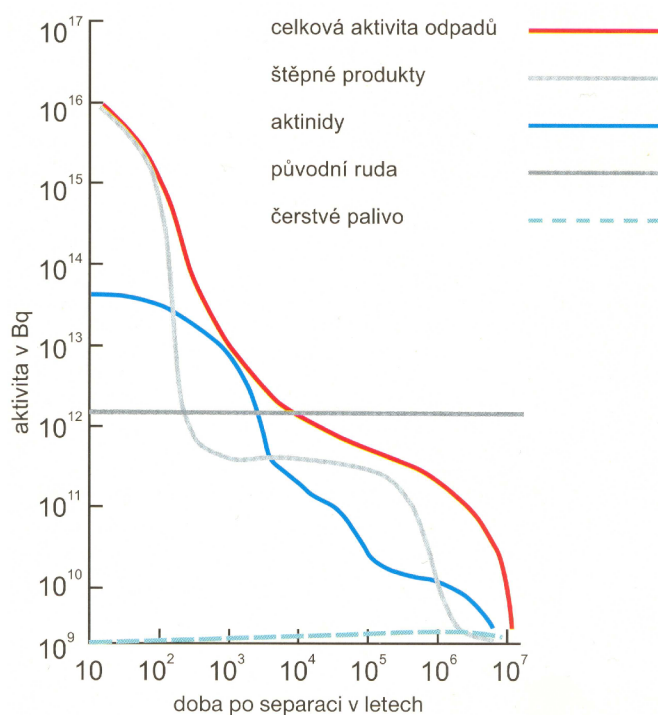
Kontejner Castor, používaný v Česku, je vyroben z jednoho kusu speciální tvárné litiny, tloušťka jeho stěny je 37 cm. Vnitřní povrch pokrývá niklová vrstva, jenž chrání proti korozi. Po uložení palivových kazet a zakrytí primárním víkem je vnitřní prostor naplněn heliem. Tento inertní plyn zajišťuje dobrý odvod tepla a také zamezuje oxidaci povrchu palivových článků a stěn kontejneru. Helium vyplňuje i prostor mezi primárním a sekundárním víkem, přičemž mezi víky je vyšší tlak než uvnitř kontejneru, čímž by při případné poruše netěsnosti směřoval tok plynů dovnitř kontejneru. Kontrola těsnosti zařízení je sledována a o případných změnách informuje obsluhu signalizační zařízení.

Palivové kazety se umísťují do speciálních košů jako ochrana před samovolným pohybem kazet, zároveň také udržují v předepsané bezpečné vzdálenosti od sebe. Každý kontejner vysoký 4m a o průměru 2,6m pojme 84 dukovanských palivový souborů a naplněný váží okolo 120 tun. Teplota jeho povrchu činí zhruba 60°C.

Průběh uskladnění vyhořelého paliva probíhá v JE Dukovany následujícím způsobem. V reaktorové hale se vychlazené kazety postupně překládají z bazénu do kontejneru. Ten se po uzavření obou vík vytáhne z bazénu, vysuší a naplní heliem. Poté je přenesen na upravený železniční vagon, na němž je po kolejích vedených vnitřkem areálu převezen do přijímacího prostoru meziskladu, kde je pomocí jeřábu uložen. Proces končí zapojením kabelů monitorovacích systémů. Kvůli čekání na ustálení tepelných a tlakových poměrů uvnitř plného kontejneru trvá naplnění, převezení a uložení jednoho Castoru přibližně 10 dní. [3], [9], [11], [13]

Obr. 3.5 srovnává aktivitu použitého paliva s palivem čerstvým a aktivitu původní rudy.

Na obr. 3.6 vidíme kontejnery Castor uložené v meziskladu v areálu JE Dukovany.



Obr. 3.5 Rozdíly v aktivitě mezi čerstvým/použitým palivem a původní rudou

[3]



Obr. 3.6 Kontejnery Castor v meziskladu JE Dukovany

[22]

4 Význam přepracování paliva

Tento způsob zacházení s použitým jaderným palivem umožňuje lepší využití štěpitelných materiálů. Princip spočívá v oddělení stále použitelných štěpitelných materiálů – uranu a plutonia – a neštěpitelných zbytků, mezi něž patří produkty štěpení a také minoritní aktinidy, jako je Am, Np, Cm,...

4.1 Historie a současný stav přepracování ve světě

Přepracovat jaderné palivo umí jen některé vyspělé země s rozsáhlým jaderným programem. Princip přepracování jaderného paliva je známý od 40. let 20. století a byl původně vyvinut pro vojenské účely, a to za získáním plutonia na výrobu atomové zbraně z použitého paliva, které dosáhlo jen malého stupně vyhoření, poněvadž bylo umístěno v reaktoru pouze několik měsíců.

Ve Velké Británii se kovové palivo pro reaktory typu MAGNOX přepracovává již asi 50 let, v množství asi 1500 tun ročně v Sellafieldu. Samozřejmě se s dobou musely v těchto provozech vyvíjet i opatření bezpečnostní a hygienická. Přepracování keramického paliva ve formě oxidu bylo uvedeno do provozu od roku 1994 a v tomto závodě se přepracovává přibližně 900 tun použitého paliva za rok, také v provozu Sellafield.

V USA dnes nejsou v provozu žádné komerční přepracovací závody, přestože byly postaveny tři. První z nich byl vybudován ve West Valley (stát New York), zpracovával 300 tun ročně a úspěšně fungoval mezi léty 1966-1972. Kvůli stále stupňujícím se požadavkům na úpravy a inovace závodu byl považován za neekonomický a byl uzavřen. Druhý závod (také na 300 tun použitého paliva ročně), postavený v Morris (stát Illinois), byl sice vybaven novými technologiemi, ale provoz byl neúspěšný, a proto byl závod roku 1974 prohlášen za nefunkční. Třetí, mnohem větší závod, který dokázal přepracovat až 1500 tun paliva ročně, byl vybudován v Barnwell (stát Jižní Carolina). Kvůli změně vládní politiky byl však provoz roku 1977 zastaven. Dnes má USA přepracovatelské závody pouze pod dohledem ministerstva obrany.

Ve Francii bylo přepracováváno kovové palivo pro plynem chlazené reaktory do roku 1997, a to asi 400 tun za rok v závodě Marcoule. Přepracování paliva ve formě oxidů funguje v provozu La Hague od roku 1976 dodnes, s kapacitou 1700 tun paliva ročně. Francouzi přepracovaný uran skladují jako strategickou surovinu s výhledem až na 250 let. V současnosti z 1150 tun použitého paliva vyprodukují asi 8,5 tuny plutonia, které je ihned upraveno do podoby paliva MOX, a přibližně 815 tun přepracovaného uranu, z nichž je okolo 650 tun převedeno do stabilní formy oxidu, určeného ke skladování. Zbylý přepracovaný uran je demonstračně používán ve francouzských 900MWe elektrárnách, ale kvůli konverzi je užívání tohoto paliva třikrát dražší než při použití paliva čerstvého. Navíc kvůli přítomnosti nečistot v podobě izotopů U232 a U236 je obtížnější i obohacení. Přítomnost izotopu U232, což je gamma zářič, si vyžaduje stínění a manipulaci ve vyhrazených zařízeních. Kvůli izotopu U236, přirozenému absorbátoru neutronů, je zase potřeba obohatit palivo na vyšší stupeň nežli palivo čerstvé. Aby se ve Francii zabránilo skladování a vytváření zásob plutonia, přepracovací závody přednostně spolupracují s provozy na výrobu paliva MOX. Pokud je plutonium skladováno po několik let, vzroste v něm zastoupení izotopu americia Am241 (používaného pro výrobu detektorů kouře), což způsobí nárůst gamma radioaktivity a tím pádem obtížnější manipulovatelnost.

Indie ve svých provozech Tarapur, Kalpakkam a Trombay produkuje kolem 100 tun přepracovaného paliva ročně. Japonsko zahajuje velký přepracovací závod v Rokkasho, kde se vyrobí asi 800 tun ročně, prozatím však většinu svého paliva přepracovává v Evropě. Rusko přepracuje ve svém závodu Ozersk 400 tun paliva ročně, ve formě oxidu.

Česká republika přepracovací závody nemá, ani o jejich výstavbě neuvažuje.

Existují dvě odlišné metody, jak použité palivo přepracovat: vodné a bezvodé metody.

4.2 Vodné metody přepracování - PUREX

Vodné metody jsou založeny na úpravě paliva v roztocích, z nichž nejznámější je metoda PUREX. Z palivových souborů se odstraní zirkoniové pokrytí a palivové články se rozdělí na menší kusy, přičemž se vše provádí pomocí dálkově řízených robotů a manipulátorů. Použité palivo se rozpustí v kyselině dusičné a z roztoku se poté oddělují jednotlivé složky. Jedná se o fyzikálně-chemický pochod, a to extrakce za přítomnosti extrakčního činidla tributylfosfátu. Ten zaručí omezenou mísitelnost složek a možnost jejich vzájemného oddělení. Složka plutonia se opět použije pro jaderné palivo, uran se buďto uskladní nebo se také použije na nové palivo.

Zbytky kovového pokrytí palivových článků se zpracovává jako středněaktivní odpad. Neštěpitelné zbytky jsou postupně zahušťovány a převedeny do pevné fáze, poté jsou smíchány se sklářským kmenem a zaskelněny. Odpad ve formě skla tvoří odolnou matici, kde jsou nebezpečné materiály fixovány a chráněny proti rozpouštění. Z jedné tuny použitého paliva tak vznikne jen 115 litrů vysokoaktivního materiálu.

Vývoj metody PUREX

Upravená verze, která nezahrnuje izolaci plutonia, se nazývá UREX (extrakce uranu). Ten umožňuje separovat z použitého paliva další nežádoucí prvky, jako je jód a technecium. Jód se dá izolovat díky své těkavosti a technecium elektrolýzou. Výzkum francouzské Komise pro atomovou energii (Commissariat à l'énergie atomique – CEA) prokázal potenciál separování 90-95% nejen těchto dvou látek, ale i cesia.

Američané pod záštitou GNEP – Global Nuclear Energy Partnership rozvíjí tzv. proces UREX+, který slouží pouze k separaci uranu pro přepracování, plutonium se v použitém palivu ponechává s ostatními transurany, ty jsou pak zpracovány v rychlých reaktorech. Odpad (vysoceaktivní) tvoří jen štěpné produkty bez minoritních aktinidů.

Metody UREX+ se dále rozdělují podle toho, jak je plutonium zkombinováno s minoritními aktinidy a jsou-li ostatní štěpné produkty odděleny či nikoli. Metoda UREX+1a kombinuje plutonium se třemi minoritními aktinidy, tento způsob však představuje problém – americium je nestálé a curium se chová jako neutronový zářič. Je proto potřeba provozů řízených dálkově, což znamená technologickou vyspělost a vysoké náklady na výrobu paliva. Zvažuje se tedy metoda UREX+3, jež s plutoniem ponechává pouze neptunium. Výsledný produkt je blíže tradiční metodě pro využití v palivech MOX, představuje ale vyšší riziko zneužití – ve smyslu šíření jaderných zbraní – nežli metoda UREX+a.

Na základě bohatých zkušeností francouzských společností Area a CEA tři typy procesů PUREX:

- COEX – Proces založený na extrakci uranu a plutonia (a obvykle neptunia) společně, nebo na separaci pouze uranu (bez jakékoli vlastní separace plutonia). V poměrně krátkém čase je palivo schopné použití a umožňuje velké výkony paliva MOX v lehkovodních reaktorech i v reaktorech pracujících na rychlých neutronech. Produkt metody COEX může obsahovat 20-80% uranu, obvykle kolem 50%.
- DIAMEX-SANEX – Tento proces zahrnuje separaci radionuklidů s dlouhým poločasem rozpadu (hlavně Am a Cm) od produktů štěpení s krátkým poločasem rozpadu. Může navazovat na metodu COEX, po oddělení U-Pu-Np.
- GANEX – Proces skupinové extrakce aktinidů. Kromě uranu s plutoniem (jako u procesu COEX) se separují i minoritní aktinidy a některé lantanoidy od produktů štěpení s krátkým poločasem rozpadu. Lantanoidy se poté oddělí jako odpad a směs uranu, plutonia a minoritních aktinidů se použije jako palivo pro reaktory na rychlé neutrony, tzv. Generace IV. Od roku 1992 se na výzkumu podílí francouzsko-japonsko-američtí vědci z GACID (Mezinárodní výzkum cyklu aktinidů). Proces demonstrovali roku 2008 v Atalante a v La Hague. [13], [17]

Výhody vodných metod přepracování:

- Mnohem lepší využití přírodních zdrojů jaderných paliv.
- Snížení objemu radioaktivních odpadů, které je potřeba trvale ukládat.

Nevýhody vodných metod přepracování:

- Práce se štěpitelnými materiály ve vodném prostředí vyžaduje opatření k zabránění štěpné řetězové reakce.
- Zvláštní problém představuje likvidace velkého objemu vysoceaktivních kapalných odpadů.
- Nebezpečí zneužití štěpitelných materiálů.

Na obr. 4.1 vidíme komplex jaderné elektrárny s přepracovacími závody v La Hague (FRA).



Obr. 4.1 La Hague [23]

5 Popis současného stavu produkce, přepracování paliva ve světě a zásob štěpitelných materiálů

5.1 Světové zásoby štěpitelných materiálů

Odborníci ze sdružení švýcarských energetických firem Swisselectric tvrdí, že uran nacházející se v zemské kůře by mohl pohánět jaderné elektrárny světa asi 500 let. V mořské vodě je zásob uranu až na 80 000 let, s největší pravděpodobností se ale tento zdroj využívat nebude, a to ani při rapidním rozvoji jaderné energetiky.

Největšími zásobami uranu disponuje Austrálie, Kazachstán a Rusko. Ve svých nalezištích mají společně téměř poloviční podíl vytěžitelných zásob na světě. Další významná naleziště najdeme na území Jihoafrické republiky, Kanady, USA, ...

V tab. 5.1 jsou sestupně seřazeny státy podle množství zásob uranu z průzkumu v roce 2007.

	Tuny uranu	Množství v %
Austrálie	1 243 000	23%
Kazachstán	817 000	15%
Rusko	546 000	10%
Jihoafrická republika	435 000	8%
Kanada	423 000	8%
USA	342 000	6%
Brazílie	278 000	5%
Namibie	275 000	5%
Niger	274 000	5%
Ukrajina	200 000	4%
Jordánsko	112 000	2%
Uzbekistán	111 000	2%
Indie	73 000	1%
Čína	68 000	1%
Mongolsko	61 000	1%
Ostatní	210 000	4%
Celkem	5 469 000	

Tab. 5.1 Zásoby uranu [17]

5.2 Produkce uranu

Okolo 63% uranu vyprodukuje tři země světa – Kazachstán (27%), Kanada (20%) a Austrálie (16%). Mezi další velké producenty patří Namibie, Rusko, Niger, Uzbekistán, USA,...

V České republice se rovněž uran těží. V Jáchymově bylo na konci druhé světové války jediné objevené naleziště v oblasti kontrolované tehdejším Sovětským svazem. Později byly objeveny zásoby v Příbrami, Stráži pod Ralskem a v Dolní Rožínce na Jihlavsku. Kromě Dolní Rožínky bylo v ostatních lokalitách dobývání uranu zastaveno. Za doby průmyslové těžby se u nás vytěžilo asi 110 000 tun uranu, v dnešní době se u nás těží stále méně – v roce 2003 bylo vytěženo 452 tun, v roce 2009 téměř o polovinu méně – 258 tun.

V tabulce 5.2 jsou uvedeny nejvýznamnější producenti uranu v rozmezí let 2003 – 2009. Pokud sečteme produkce jednotlivých států, zjistíme, že množství vyprodukovaného uranu každoročně zvyšuje.

Země	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009
Kazachstán	3300	3719	4357	5279	6637	8521	13820
Kanada	10457	11597	11628	9862	9476	9000	10173
Austrálie	7572	8982	9516	7593	8611	8430	7982
Namibie	2036	3038	3147	3067	2879	4366	4626
Rusko	3150	3200	3431	3262	3413	3521	3564
Niger	3143	3282	3093	3434	3153	3032	3243
Uzbekistán	1598	2016	2300	2260	2320	2338	2429
USA	779	878	1039	1672	1654	1430	1453
Ukrajina	800	800	800	800	846	800	840
Čína	750	750	750	750	712	769	750
Brazílie	310	300	110	190	299	330	345
Indie	230	230	230	177	270	271	290
ČR	452	412	408	359	306	263	258
Rumunsko	90	90	90	90	77	77	75
Pákistán	45	45	45	45	45	45	50
Francie	0	7	7	5	4	5	8
Německo	104	77	94	65	41	0	0
Malawi	0	0	0	0	0	0	104
Celkem	35574	40178	41719	39444	41282	43853	50572

Tab. 5.2 Světová produkce uranu v tunách [17]

Největší společnosti, produkující uran, vidíme v tab. 5.3. Hlavních 10 společností vyprodukuje společně asi 89% z celkového množství. Přitom 10 největších dolů světa v roce 2009 tvoří 59% světové produkce uranu (tab. 5.4). Po roce 2003 probíhají aktivní jednání o otevření nových dolů v mnoha zemích. WNA (World Nuclear Association) předpokládá, že v roce 2015 bude potřeba 77000 tun uranu na pokrytí požadavků jaderných energetiků. Většina z tohoto množství má pocházet přímo z dolů (primárních zdrojů), dnes pochází čtvrtina světové poptávky ze zdrojů sekundárních. [17]

Společnost	Tuny U za rok	%
Area	8623	17
Cameco	8000	16
Rio Tinto	7963	16
KazAtomProm	7433	15
ARMZ	4624	9
BHP Billiton	2955	6
Navoi	2429	5
Uranium One	1368	3
Paladin	1210	2
GA/Heatgate	583	1
Ostatní	5384	11
Celkem	50572	100

Tab. 5.3 Největší společnosti produkující uran [17]

Důl	Země	Hlavní vlastník	Způsob těžby	Produkce (tun U)	% světových
McArthur River	Kanada	Cameco	Podzemní	7339	15
Ranger	Austrálie	ERA (Rio Tinto 68%)	Povrchový	4444	9
Rossing	Namibie	Rio Tinto (69%)	Povrchový	3520	7
Kraznokamensk	Rusko	ARMZ	Podzemní	3004	6
Olympic Dam	Austrálie	BHP Billiton	Podzemní/ vedlejší produkt	2995	6
Tortkuduk	Kazachstán	Area	Vrty	2272	4
Arlit	Niger	Areva/Onarem	Podzemní	1808	4
Rabbit Lake	Kanada	Cameco	Podzemní	1447	3
Akouta	Niger	Areva/Onarem	Podzemní	1435	3
Budenovskoye 2	Kazachstán	Kazatoprom	Vrty	1415	3
Top 10				29638	59

Tab. 5.4 Největších 10 uranových dolů na světě [17]

5.3 Produkce přepracovaného paliva

Množství paliva pocházejícího ze světových přepracovacích závodů je již popsáno v kapitole 4., pro přehlednost a srovnání je uvedeno v tab. 5.5.

Palivo pro lehkovodní reaktory	Francie, La Hague	1700
	Velká Británie, Sellafield	900
	Rusko, Ozersk	400
	Japonsko, Rokkasho	800
	Celkem	3800
Ostatní jaderná paliva	Velká Británie, Sellafield (Magnox)	1500
	Indie	275
	Celkem	1750
Celková kapacita		5500

Tab. 5.5 Kapacita přepracovacích podniků pro komerční účely

[17]

6 Transmutační technologie, její princip a očekávaný přínos

Transmutací se rozumí každá jaderná přeměna. Téměř každý prvek může být jadernými reakcemi přeměněn v jiný. Ozářením jader určitého prvku v reaktoru částicemi (převážně neutrony) dochází k jaderným transmutacím a vzniku nových prvků. Při přípravě jaderného paliva z množivých materiálů se tedy transmutací využívá, a to dle rovnic uvedených v kapitole 1.

Co se týká štěpných produktů ve vyhořelém palivu, pak jeden krok transmutace může být znázorněn takto:

- jádro (protonové číslo Z , nukleonové číslo A) zachytí neutron a přemění se na jádro ($Z, A+1$)
- jádro ($Z, A+1$) je většinou β radioaktivní a rozpadá se na jádro ($Z+1, A+1$)

6.1 Technologie ADTT – Accelerator Driven Transmutation Technology

Pokud bombardujeme jádra těžkých kovů protony, jsou tyto částice jádrem odpuzovány. Pokud ovšem urychlíme protony tak, že jejich kinetická energie překoná odpudivost jádra, jsou poté tyto částice schopny s jádrem reagovat. Neutrony jakožto částice bez náboje urychlovat nelze, odpudivá síla jim však nebrání do blízkosti jádra proniknout, proto hlavními iniciátory transmutačních reakcí jsou právě zdroje neutronů.

Princip ADTT, tedy urychlovačem řízená transmutační technologie, byl navržen již v padesátých letech 20. století a využívá kombinace techniky reaktoru a urychlovače. Poté zájem o pokrok v této oblasti výzkumu na několik desítek let opadl kvůli nedostatečným výkonům urychlovače a stabilitě provozu. Až nedávný pokrok otevírá možnosti tyto systémy realizovat, se snahou navrhnout systém schopný vyrábět elektrickou energii cenově srovnatelnou s klasickými zdroji, jakými jsou spalování fosilních paliv či štěpení uranu v dnešních jaderných reaktorech. [1], [13], [15]

Technologie ADTT zahrnuje soubor čtyř programů:

- **Urychlovačem řízená transmutace odpadů** (ATW – Accelerator Transmutation of Waste) může v budoucnu výrazným způsobem zkrátit dobu nutnosti skladování vyhořelého paliva, dokud neklesne jeho aktivita na úroveň přirozeného pozadí.
- **Urychlovačem řízená produkce energie** (ADEP – Accelerator Driven Energy Production) založená na štěpení izotopu U^{233} , získaného z thoria, má šanci stát se zdrojem pro výrobu elektrické energie.
- **Urychlovačem řízená přeměna plutonia** (ABC – Accelerator Based Conversion of Plutonium) má snahu bezpečně odstranit velké zásoby plutonia z demontovaných jaderných hlavic.
- **Urychlovačem řízená produkce tritia** (APT – Accelerator Production of Tritium) může probíhat ve vhodných materiálech pomocí silných neutronových polí.

6.2 Transmutační reaktorové systémy

V problematice transmutačních technologií je třeba věnovat se zejména těmto bodům:

- Možnosti transmutace štěpných produktů a aktinidů
- Neutronový zdroj pro ADTT
- Podkritický reaktorový systém
- Chemické problémy ADTT
- Výzkumné ve světě a jejich cíle
- Možnosti České republiky
- Zhodnocení výhod a nevýhod

6.2.1 Možnosti transmutace štěpných produktů a aktinidů

Celková aktivita i úroveň zbytkového výkonu tepla je při současném způsobu zacházení s použitým jaderným palivem a radioaktivními odpady využita pouze přirozeným radioaktivním rozpadem jednotlivých nuklidů. Mezi řadou štěpných produktů najdeme i takové, jejichž poločas rozpadu je velmi dlouhý, doba potřebná k poklesu aktivity na úroveň, která umožňuje ukončení kontroly, se pak řádově pohybuje od deseti do statisíců let. Podobné hodnoty vykazují dle výpočtů také aktinidy (hlavně transurany), které svou aktivitou v období tisíců až desetitisíců let dlouhodobě štěpné produkty převyšují.

Hlubinné ukládání je doposud považováno za nejvhodnější způsob z hlediska životního prostředí, díky novým technologickým poznatkům však nemusí být konečným řešením. Pokrok ve vývoji nových urychlovačů, materiálové oblasti jaderných zařízení a v separačních metodách přispěl k úvahám o reálnosti možnosti zneškodňování jaderných odpadů jadernou transmutací. Podle odborných odhadů by tímto způsobem mohlo dojít ke snížení doby kontrolovaného uložení odpadů jen na stovky let, navíc množství těchto odpadů by bylo sníženo alespoň desetkrát oproti stávajícímu stavu. Tato technologie se sice nakonec bez úložiště odpadů rovněž neobejde, doba kontroly a objem odpadů se tímto způsobem může redukovat na mnohem přijatelnější úroveň, navíc při zisku další energie.

Transmutace mají být zaměřeny na přeměnu aktinidů a štěpných produktů s dlouhým poločasem rozpadu na nuklidy krátkodobé – stabilní. Aby mohly být přeměněny, musí být zachytem neutronu (i několikanásobným) a následným β rozpadem převedeny do stavu stabilního. Hlavní radionuklidy, kterých se transmutace týká, jsou uvedeny v tab. 6.1 a 6.2 a jsou vztaženy na roční produkci tlakovodního reaktoru s výkonem 1000 MW elektrické energie.

Nuklid	kg/rok	poločas rozpadu [roky]	počet atomů [.10²⁵]
²³⁹ Pu	4,52	88	1,13
²³⁹ Pu	166	2,4.10 ⁴	41,6
²⁴⁰ Pu	76,7	6,6.10 ³	19,2
²⁴¹ Pu	25,4	14,4	6,4
²⁴² Pu	15,5	3,8.10 ⁵	3,9
²³⁷ Np	14,5	2,1.10 ⁶	3,66
²⁴¹ Am	16,6	423	4,13
^{242m} Am	0,022	141	
²⁴³ Am	2,99	7,4.10 ³	0,73
²⁴³ Cm	0,011	28,5	
²⁴⁴ Cm	0,58	18,1	0,13
Celkem			81,35

Tab. 6.1 Roční produkce aktinidů v tlakovodních reaktorech temelínskému typu

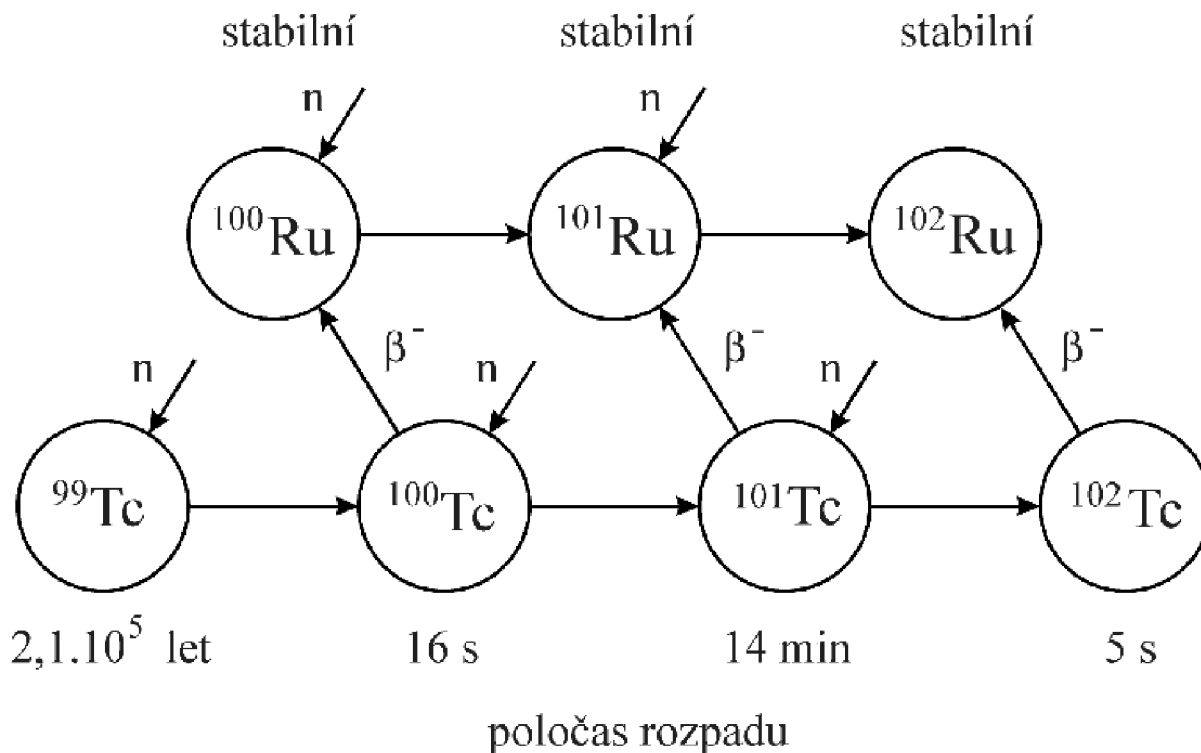
[10]

Nuklid	poločas rozpadu [roky]	počet atomů/rok [.10²⁵]
⁷⁹ Se	6,5.10 ⁴	0,13
⁸⁵ Kr	10,7	0,28
⁹⁰ Sr	28,8	9,0
⁹³ Zr	1,5.10 ⁶	15
⁹⁹ Tc	2,1.10 ⁵	15
¹⁰⁷ Pd	10,5.10 ⁶	4,1
¹²⁶ Sn	1,0.10 ⁵	0,46
¹²⁹ I	1,6.10 ⁷	2,7
¹³⁵ Cs	3.10 ⁶	4,2
¹³⁷ Cs	30	11
¹⁵¹ Sm	90	0,46

Tab. 6.1 Roční produkce štěpných produktů v lehkovodních reaktorech

[10]

Schéma transmutace lze nastítnit na obr. 6.3 na příkladu dlouhodobého štěpného produktu technecia Tc_{99} s poločasem rozpadu $2,1 \cdot 10^5$ let.

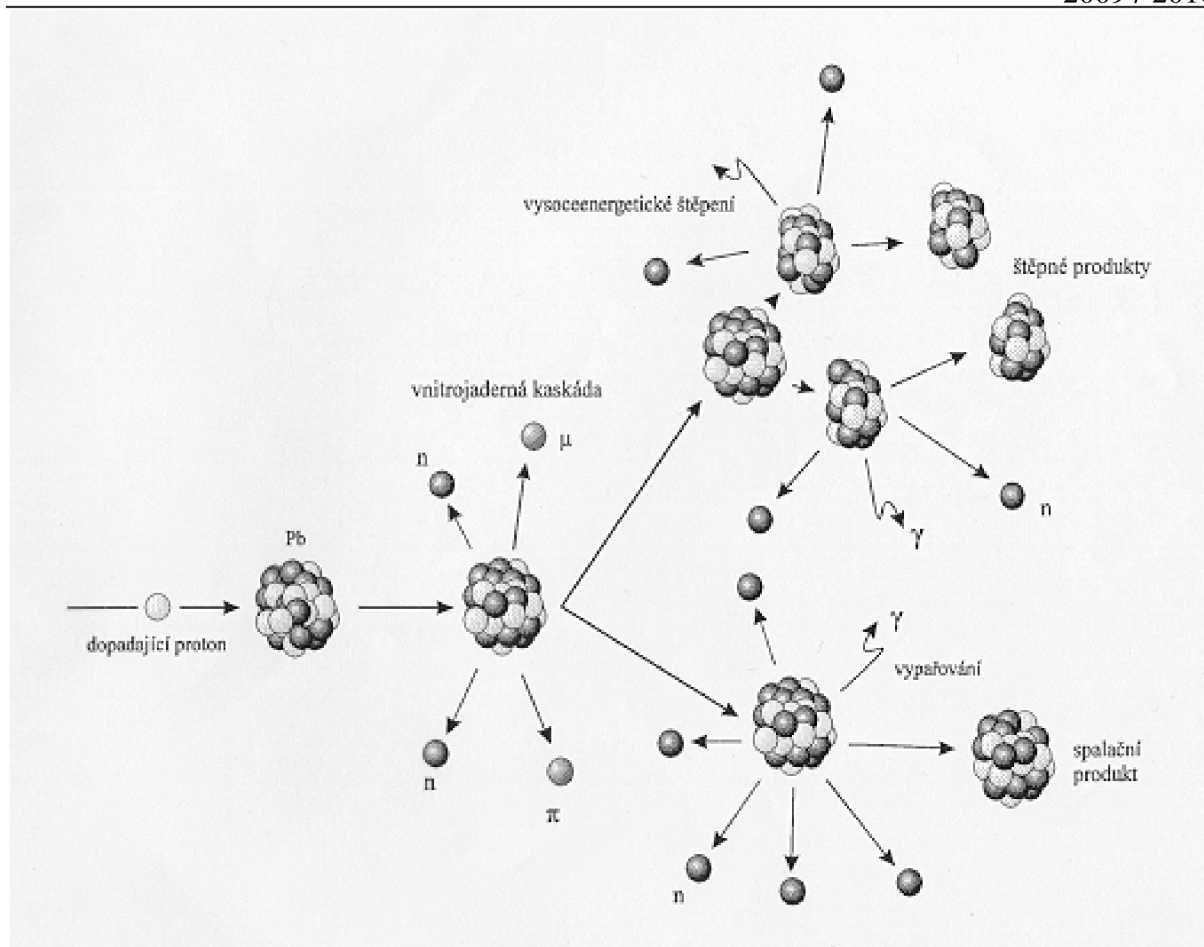


Obr. 6.3 Příklad transmutace [10]

6.2.2 Neutronový zdroj pro ADTT

Transmutace některých produktů štěpení a minoritních aktinidů probíhají již v provozu paliva v jaderných reaktorech, avšak v nepodstatné míře. Pro praktický význam je potřeba zvýšit hustotu toku neutronů v místech, kde mají transmutace probíhat, a to až stonásobně ve srovnání s poměry ve stávajících jaderných reaktorech. Řešení spočívá ve využití externího neutronového zdroje, a proto se zde uplatní výkonný urychlovač.

Dopadem protonového svazku o vysoké energii na terčik, obsahující těžká jádra, dochází k tříštivým – tzv. spalačným jaderným reakcím. Terčik se tak stane zdrojem různých druhů svazků, které mohou být využity v různých aplikacích, jako je výroba radioizotopů, měření jaderných dat, kalibrace jaderných přístrojů, atd. Pro transmutační systém aktinidů je terčik využit jako intenzivní zdroj neutronů. V současnosti se vývoj zaměřuje na dva druhy terčiků: pevný a průtočný. Průtočný terčik ve srovnání s pevným vydrží vyšší výkonové zatížení a zajistí vyšší stupeň vyhoření. Schéma spalačným reakce znázorňuje obr. 6.4.



Obr. 6.4 Schéma spalační reakce [10]

Spalační zdroj může být tedy řešením pro požadavky ADTT systémů. Pro tyto potřeby může být vhodným zdrojem neutronů výkonný lineární urychlovač, jehož pokrok vychází jak z výzkumu fyzikálního, tak z projektu tzv. hvězdných válek – vývoj protonového děla, určeného pro zneškodnění raket ještě před dopadem na zem (vývoj byl později usměrněn pro potřeby jaderné energetiky). Kromě toho se zkoumají i jiné způsoby pro uspořádání neutronového zdroje.

Technicky se jedná o problém poměrně složitý, je totiž potřeba vyvinutí spolehlivého a dostatečného zdroje neutronů, s ohledem na dlouhodobou spolehlivost a bezpečnost provozu a jaké odpady touto technologií vzniknou.

6.2.3 Podkritický reaktorový systém – blanket (obr. 6.5)

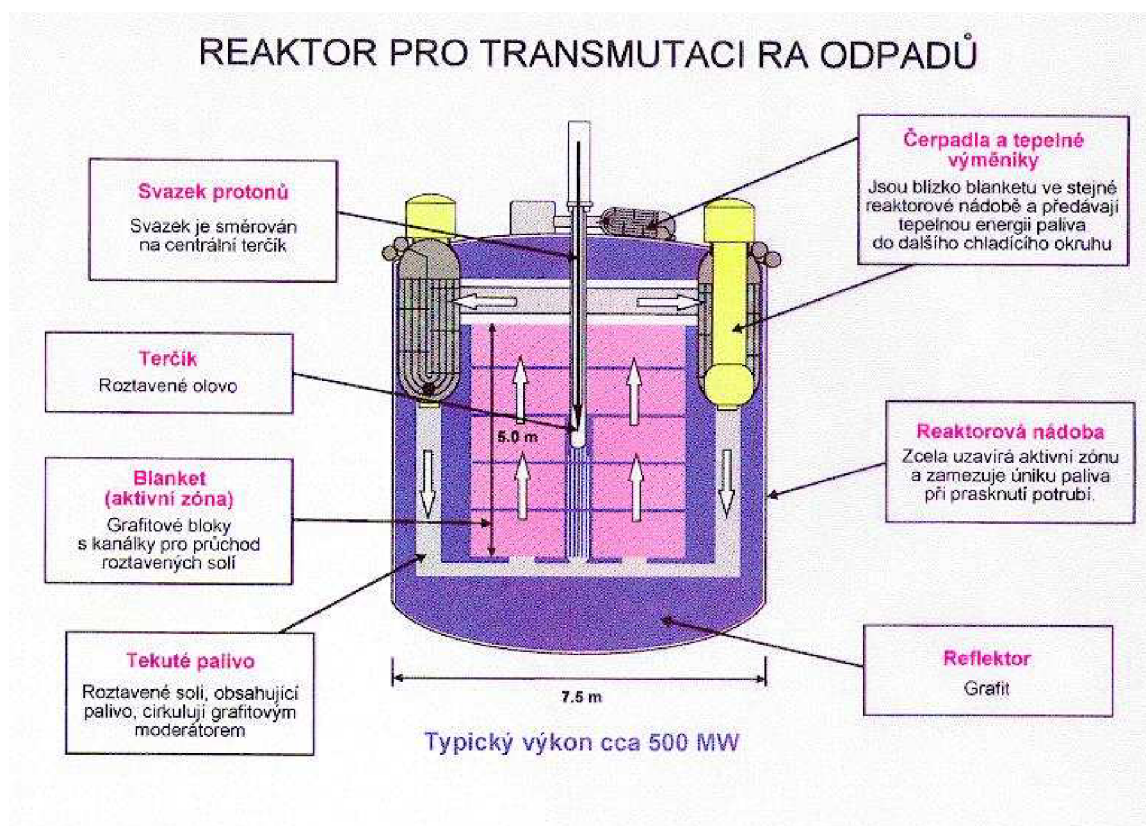
Použití urychlovače k řízení reaktorových systémů vyvinutých pro energetické využívání vyhořelého paliva umožňuje reaktor provozovat s podkritickým množstvím paliva, kdy systém pracuje jako násobící soustava s užitím vnějšího neutronového zdroje. Je tedy vyloučena havárie z důvodu nekontrolovatelného nadkritického stavu. Ovládání tepelného výkonu u takového systému může být zajištěno poměrně snadno, například nastavováním výkonu svazku dopadajících částic, není vyloučeno ani použití běžných řídicích systémů, užívaných v dnešních reaktorech.

V současnosti je návrh podkritického reaktoru podroben intenzivnímu výzkumu. Řešení s největší perspektivou ze současného hlediska je poměrně atypické uspořádání – moderátor z pevného grafitu a tekuté palivo na bázi fluoridových solí. Velmi důležité bude rovněž podrobné studium fyzikálních předpokladů a podmínek procesů transmutace a vlivu velké hustoty toku neutronů na materiál konstrukce.

Problematika systémů ADTT je z hlediska reaktorové fyziky rozdělena na tři oblasti dílčích problémů:

- Teoretické i experimentální studium problematiky aplikace vnějšího zdroje neutronů pro řízení blanketu.
- Neutronika speciálního uspořádání paliva ve formě fluoridů v heterogenní mříži reaktoru jaderného transmutatoru.
- Chování systému neutronový zdroj – podkritickým systém a s tím spojený vývoj automatizovaného řídicího systému.

Zdrojem neutronů jsou tříštivé reakce způsobené vysoce energetickými protony (1-2 GeV). Energie uvolněných neutronů se pohybuje od 0,025 eV až do několika set MeV. Současné reaktory pracují s neutrony s maximální energií 20 MeV, hlavním problémem systému podkritický reaktor – neutronový zdroj je tedy potřeba doplnit informace o reaktorech vyšších než tato hodnota. [10]

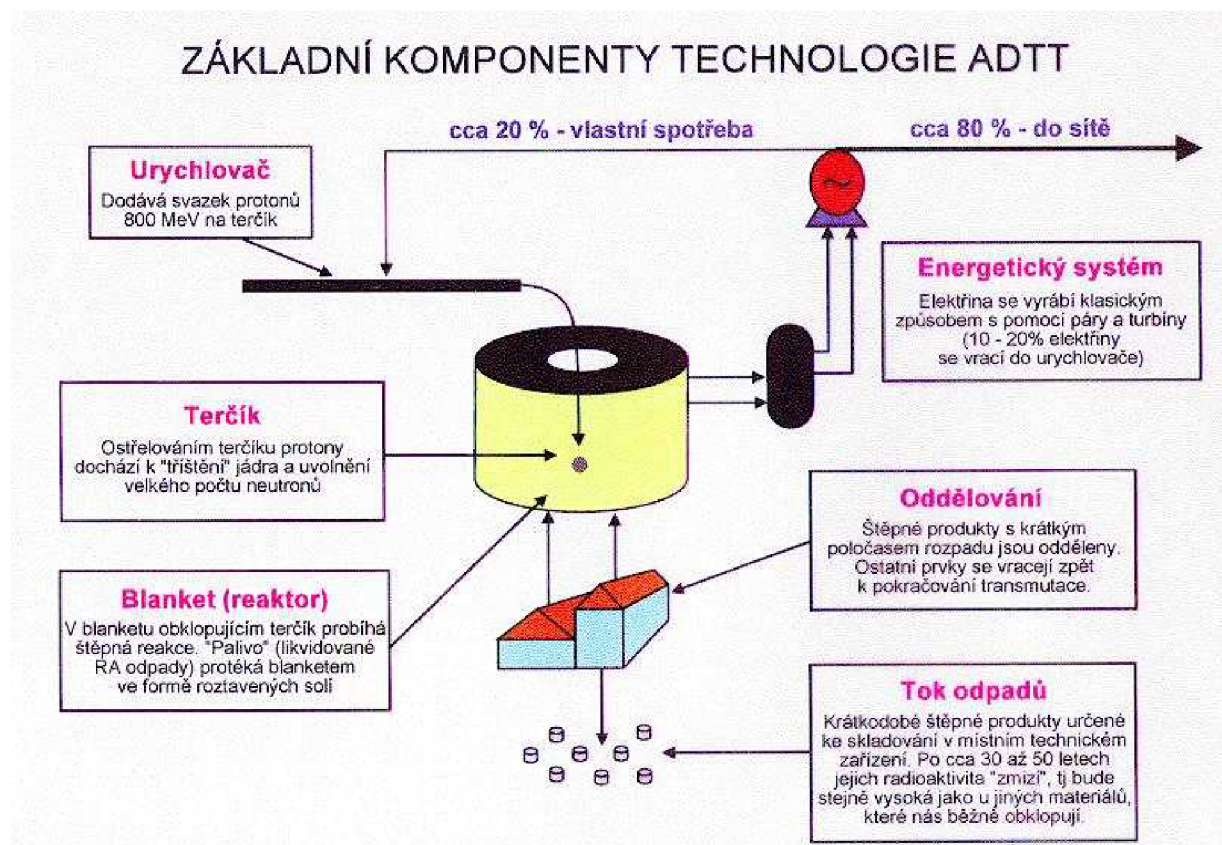


Obr. 6.5 Podkritický reaktorový systém [10]

6.2.4 Chemické problémy ADTT

Další problémový okruh představuje průběžná separace krátkodobých a dlouhodobých radioaktivních izotopů, jež by při používání fluoridů měla probíhat pomocí speciálních odstředivek. Do této oblasti nepatří jen samotná separace, ale také celá úprava paliva pro ADTT od převedení na fluoridy po konečné zpevnění zbylých odpadů.

Chemické zpracování vychází ze zkušeností provozů reaktorů ze šedesátých let vybudovaných v americké Oak Ridge National Laboratory (ORNL), kde fungovaly dva typy reaktorů s roztavenou směsí fluoridů – MSR (Molten Salt Reactor) a MSBR (Molten Salt Breeder Reactor). Oba byly zprvu určeny pro palivový cyklus thoria, v průběhu experimentů byly poté použity i U^{235} a Pu^{239} . Nosičem plodivé i štěpitelné složky bylo použito směsi BeF_2 , ThF_4 a LiF . Roztavená sůl cirkulovala díky čerpadlu z reaktoru přes výměník tepla zpět do reaktoru. Moderátorem byl grafit. Výsledkem bylo kontinuální odebrávání taveniny, určené k získání vypleněného U^{233} a separaci produktů štěpení, vyčištěná sůl se pak společně se získaným uranem vracela do reaktoru. Schéma reaktoru MSBR najdeme na obr. 6.6.



Obr. 6.6 Schéma reaktoru s komponentami ADTT [10]

Jako náplň reaktoru sloužila cirkulující směs fluoridů LiF , BeF_2 , ThF_4 , UF_4 (případně PuF_3). Směs sloužila jako teplosměnné médium a zároveň se v ní uskutečňovala štěpná reakce. V chladícím okruhu obíhala také směs fluoridů NaF a $NaBF_4$. Teplota soli uvnitř reaktoru se pohybovala mezi 500°C a 700°C .

Kovové části zařízení, jež přicházely s roztavenými solnými roztoky do styku, byly z materiálu Hasteloy N. Hlavní složkou této slitiny nikl s přídavkem asi 16% molybdenu, 7% chromu, 4% železa a 0,05% chlóru.

Problematiku v této oblasti řeší odborníci z laboratoří Los Alamos a Oak Ridge (USA), Kurčatov a NIIAR (Rusko), Tokai Mura (Japonsko), Královský technologický institut ve Stockholmu (Švédsko) a Běloruská akademie věd v Minsku. [10]

Okruhy problematiky pro stanovení optimálního schématu před a po zpracování roztavené fluoridové směsi:

- Rozpouštění palivových článků vyhořelého paliva a materiálů s obsahem transuranů v solném prostředí, reakce s fluorovodíkem.
- Oddělení některých kovů před ozařováním v reaktoru (fluorace, extrakce kovů, elektrolýza).
- Vypracování jednoduchého technologického schématu s aplikací znalosti separace štěpných produktů z roztavené soli v rámci MSBR a nových postupů vycházejících z fyzikálních metod separace prvků
- Vypracování postupu na regeneraci velmi drahé směsi taveniny LiF a BeF_2 .
- Experimentální ověření elektrolytického oddělování kovů, buďto jednotlivě nebo skupinově.

6.2.5 Výzkumné programy ve světě a jejich cíle

Téměř všechny země s bohatým jaderným programem zvažují mezinárodní spolupráci, pečlivě studují a hledají možnosti perspektivního využití ADTT. Jako příklady největších výzkumných center můžeme uvést:

- *USA*...Národní laboratoř Los Alamos (LANL) zkoumá několik projektů a předpokládá užití velmi výkonného urychlovače s vysokým proudem protonů (kolem 250 mA) o energiích přibližně 1600 MeV.
- *Japonsko*...Japonský výzkumný ústav JAERI řeší program OMEGA (Option Making Extra Gains from Actinides and Fission products). Vývoj zahrnuje separaci a transmutaci aktinidů, dlouhodobých štěpných produktů a také návrh elektrárny s urychlovačem.
- *Francie*...Nový program SPIN (Separation, Incineration) se zabývá hlavně omezením celkového množství aktivity odpadů určených k trvalému hlubinnému uložení.
- *Německo*...Zde se zaměřují na transmutaci RAO v rychlých reaktorech, program je spojený rovněž s reaktory těžkovodními. Současně je předmětem zkoumání intenzivní neutronový zdroj – protonový či deuteronový urychlovač.
- *CERN*...Evropské centrum jaderného výzkumu také uvažuje použití urychlovače, ale s menším proudem svazku než u americké koncepce (5 až 6 mA). Více než likvidaci radioaktivních odpadů se projekt věnuje možnostem tvorby štěpného materiálů z přírodního thoria a uranu.
- *Švédsko*...V Evropě patří k předním zemím zabývajícím se programem ADTT, pořádá i velká mezinárodní setkání o této problematice.

- *MAAE – Mezinárodní agentura pro atomovou energii...* Je zřejmé, že problematika této oblasti je velmi specifická a řešení přesáhne hranice jednotlivých států, proto se v blízké době předpokládá i iniciativa této organizace. Ta bude sledovat hlavně otázku plutonia a nešíření atomových zbraní.

Cílem vědců v těchto výzkumných základnách je konstrukce takové jaderné elektrárny, kde bude vyloučena možnost dosažení kritického stavu reaktoru při současné kontinuální separaci dlouhodobých a krátkodobých produktů štěpení spolu s minoritními aktinidy z primárního okruhu (palivo-chladivový). Klíčovými komponenty budou urychlovač, podkritický reaktorový systém, mechanický a elektrochemický reprocessing (přepřacování pro ADTT) a vhodný zdroj neutronů. Hlavní účel ADTT (likvidace plutonia, likvidace odpadů nebo výroba energie), tempo výzkumu, vynaložené finanční prostředky a samotný přístup laboratoří jednotlivých zemí se však doposud značně odlišují.

Na obrázku 6.7 můžeme vidět komplex laboratoří Los Alamos (LANL). [10]



Obr. 6.7 LANL [10]

6.2.6 Možnosti České republiky

Rozsah problematiky, její potenciální přínosy, znalosti principů řešení hlavních problémů a příprava široké mezinárodní spolupráce předkládá otázku, zda a (pokud se tak stane) kdy se tato technologie stane alternativou reálnou i pro tuzemské podmínky. Je proto potřeba aktivně se zapojit do spolupráce s ostatními zeměmi s širokým jaderným programem a také je nutno vybudovat odpovídající odborné zázemí.

Domácími organizacemi s předpoklady podílet se aktivně na výzkumu v této oblasti jsou zejména ÚJF AV ČR, FJFI ČVUT, ÚJV a.s., ŠKODA Plzeň, ČEZ a.s., ÚJP, atd. V našich podmínkách bude vhodné zaměřit kapacity na řešení problematiky zdroje neutronů a fyziku, technologii a provoz podkritické násobící soustavy. O experimentálním ověřování ADTT se uvažuje například rozšíření školního reaktoru VR-1, provozovaný na FJFI ČVUT v Praze již od roku 1990. Poněkud pokročilejší experimenty se mohou realizovat na reaktoru LR-0 nacházejícím se v ÚJV Řež a.s. [10]

6.2.7 Zhodnocení ADTT, výhody a nedostatky

Principy této technologie jsou známé, systémy by měly fungovat, je ale potřeba dořešit hlavní výše uvedené problémy zejména z hledisek fyzikálních, bezpečnostních, technologických, provozních a časových. Realizace ADTT by měla řešit hlavně likvidaci (redukci) radioaktivních odpadů, přebytky plutonia a čistou výrobu energie. V poslední době byl dosažen celkem významný pokrok, i přesto však technologie zdaleka není ve stadiu průmyslového využití. Nedojde k úplné eliminaci trvalých úložišť RAO, ale očekává se významná redukce objemu odpadů a rovněž zkrácení doby možného negativního vlivu vzhledem k životnímu prostředí, protože úplné zneškodnění odpadů jaderného průmyslu určitou měrou znepokojuje dnešní společnost nejen v Česku, ale na celé Zemi. Otázkou zůstává, mají-li systémy ADTT uplatnění České republiky a co by to pro nás znamenalo. [10]

Výhody ADTT:

- Systémy vždy pracují jako podkritické, řízení je možné pouze pomocí urychlovače. Z fyzikálního hlediska není potřeba řídicích tyčů, z hlediska provozního se s jejich použitím počítá. Riziko nekontrolované štěpné řetězové reakce a nadkritických havárií tedy nehrozí.
- Hustota neutronového toku v ADTT systému dosahuje na hodnoty kolem $10^{20} \text{ n} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, což je ve srovnání s dnešními tepelnými reaktory 100x více. Při těchto hodnotách se radionuklidy o nejvyšších toxicitách (vyšší aktinidy) stávají palivem a štěpné produkty jsou spalovány efektivněji než v reaktorech klasických. Vysoké toku neutron se ve velkém objemu dosahuje i bez použití obohaceného štěpného materiálu.
- Terčík z tekutého kovu eliminuje problémy spojené s přenosem tepla a tepelnou vodivostí, jak tomu bylo u terčiku pevného, chlazeného kapalinou.
- Záchyt neutronů na produktech spalačních reakcí vede k jejich zpětné transmutaci na těžká jádra, což snižuje požadavky chemické separace.

- Doba života aktinidů ve vysokých termálních tocích je velmi krátká, proto se zavádí kapalné palivo, protože při použití paliva pevného by nebyla umožněna rychlá výměna paliva.

Nevýhody ADTT:

- Celý systém je investičně velmi náročný, zároveň k úvahám o jeho ekonomické výhodnosti ještě chybí pevné podklady z hlediska nákladů hlavně na technologii chemické separace.
- Zvýšený tok energie z hlediska tepelného výkonu a radiační zátěže v okolí terče znamená potřebu dobrého zvážení vhodných konstrukčních materiálů.
- Kontinuální chemická separace představuje operaci s vysokými aktivitami a očekávané nároky na případné provozní úniky jsou zatím stále vyšší, než lze zatím dosáhnout pomocí současné technologie.
- Systém je technologicky velmi náročný nejen v části separační, ale i v urychlovačové.
- Absence bariér proti únikům radioaktivních látek ze systému do okolí během zpracování použitého paliva je potřeba nahradit jiným způsobem.
- Kvůli vysoké vlastní spotřebě bude účinnost nižší než u klasických jaderných zařízení.

Závěr

V první kapitole jsou uvedeny typy jaderných paliv (uran, thorium a plutonium), jejich objevení, vlastnosti, rozšířenost a využití. Dále jsou zde popsány a definovány typy jaderných reakcí, včetně štěpení. Mezi důležité jaderné vlastnosti radionuklidů patří účinné průřezy jader uranu, které určily vývoj jaderné energetiky.

Druhá kapitola popisuje palivový cyklus a jeho části, se zaměřením na tzv. přední část palivového cyklu, což představuje všechny činnosti od těžby uranové rudy, přes mechanickou a chemickou úpravu rudy, dále přes důležitý proces obohacování až po výrobu kompletních palivových elementů pro jaderný reaktor.

V kapitole č. 3 je pozornost věnována možnostem zacházení s použitým jaderným palivem. Podle zvolené strategie rozdělujeme palivový cyklus na otevřený a uzavřený. Dále je zde porovnání složení čerstvého a použitého paliva lehkvodních reaktorů, výčet operací při výměně paliva a skladování vyhořelého paliva v meziskladech s důrazem na situaci v České republice.

Čtvrtá kapitola uvádí do problematiky přepracování použitého paliva, procesu spadajícího mezi činnosti probíhající v uzavřeném palivovém cyklu. Technologie má svá pro i proti, přepracovat jaderné palivo dokáží jen některé země s vyspělým jaderným programem. Česká republika takové závody nemá ani o nich neuvažuje.

Kapitola č. 5 popisuje současný stav zásob štěpitelných materiálů, světové produkce paliva, jak čerstvého, tak přepracovaného. Je zajímavé, že čtyři největší společnosti produkující uran zaujímají přes 60% na světovém trhu a zároveň 10 největších dolů pokryje 59% veškerého vytěženého uranu na světě.

Poslední kapitola nastiňuje možnosti, které nám nabízí transmutační technologie. Ta do budoucna slibuje přeměnu přebytků zbraňového plutonia, redukcí objemů radioaktivních odpadů a rovněž produkci elektrické energie. I když dosažená technologie ještě zdaleka není ve stadiu komerčního využití, nabízí perspektivu, která v příštích desetiletích může pomoci pokrýt energetickou potřebu společnosti při současné likvidaci jaderných zbraní a odpadů určených k trvalému uložení hluboko do podzemí.

Seznam použitých zdrojů

- [1] www.alderaban.cz
- [2] BEČVÁŘ, J. Jaderné elektrárny. [s.l.] : [s.n.], 1981, 636 s.
- [3] www.cez.cz
- [4] www.csvts.cz
- [5] www.enwiweb.cz
- [6] www.geologie.vsb.cz
- [7] www.globalsecurity.org
- [8] www.jaderne.info
- [9] www.jaderny-odpad.cz
- [10] www.kfe.fjfi.cvut.cz/~drska/edu/webfyz/ads/index.html
- [11] www.psysics.muni.cz/~blazkova
- [12] www.rusnuclear.cz
- [13] ŠEN, H. Přednášky EJE 2009/2010
- [14] www.tretipol.cz
- [15] www.trivis.info
- [16] www.wikipedia.org
- [17] www.world-nuclear.org
- [18] WILLS, J. G. Nuclear Power Plant Technology. John Wiley & sons, inc. 1967
- [19] www.oei.fme.vutbr.cz
- [20] www.nucleartourist.com
- [21] www.insc.anl.gov
- [22] www.sujb.cz
- [23] www.cite-sciences.fr

Seznam použitých zkratek a symbolů

Symbol/zkratka	Význam	Jednotka
β	β – rozpad	
γ	γ - záření	
a	dopadající částice	
A	terčové jádro	
b	částice vyletující z ostřelovaného jádra	
B	nově vzniklé jádro	
E_{KR}	kritická energie neutronu pro štěpení	eV
E_V	vazbová energie	eV
E_{Kin}	kinetická energie	eV
σ	mikroskopický účinný průřez	m^2
σ_t	celkový mikroskopický účinný průřez	m^2
σ_a	mikroskopický účinný průřez pro absorpci	m^2
σ_s	mikroskopický účinný průřez pro rozptyl	m^2
σ_f	mikroskopický účinný průřez pro štěpení	m^2
σ_c	mikroskopický účinný průřez pro radiační záchyt	m^2
σ_{2n}	mikroskopický účinný průřez pro nepružný rozptyl (n,2n)	m^2
σ_α	mikroskopický účinný průřez pro záchyt neutronu vysláním nabitě částice	m^2
σ_e	mikroskopický účinný průřez pro pružný rozptyl	m^2
σ_i	mikroskopický účinný průřez pro nepružný rozptyl	m^2
Σ	makroskopický účinný průřez	m^{-1}
PWR	tlakovodní reaktor chlazený a moderovaný lehkou vodou	
BWR	tlakovodní reaktor chlazený a moderovaný vřící vodou	
HTGR	vysokoteplotní plynem chlazený reaktor	
RBMK	grafitový lehkovodní reaktor	
MOX	palivová směs uranu a plutonia	
VVER	typ PWR reaktoru, užívaný v České republice	
JE	jaderná elektrárna	

Symbol/zkratka	Význam
PUREX	metoda přepracování použitého paliva (čištění a extrakce uranu)
CEA	komise pro atomovou energii – Francie
GNEP	globální spolupráce v jaderné energetice
ADTT	urychlovačem řízené transmutační technologie
ADW	urychlovačem řízená likvidace radioaktivních odpadů
ADEP	urychlovačem řízená produkce energie
ABC	urychlovačem řízená přeměna plutonia
APT	urychlovačem řízená produkce tritia
RAO	radioaktivní odpady