



ÚSTAV JADERNÉHO VÝZKUMU
ŘEŽ

ÚJV 5867 - CH, T, E

G. Havelka, L. Jakešová

PALIVOVÝ CYKLUS LEHKOVODNÍCH REAKTORŮ

Report

Řež, září 1981

informační středisko

NUCLEAR RESEARCH INSTITUTE

ŘEŽ – CZECHOSLOVAKIA

INFORMATION CENTRE

S. Havelka, L. Jakešová

PALIVOVÝ CYKLUS LEHKOVODNÍCH REAKTORŮ

Palivový cyklus lehkvodních reaktorů

Abstrakt

Je popsán současný stav průmyslového osvojení technologií palivového cyklu lehkvodních reaktorů ve světě, systematicky utříděny základní technicko-ekonomické parametry jeho jednotlivých fází a diskutovány celkové vývojové trendy zajištění služeb palivového cyklu.

Nuclear Fuel Cycle of Light-Water Reactors

Abstract

Contemporary situation in industrial - scale development of nuclear fuel cycle technologies is described. Basic technical and economical parameters of various fuel cycle studies are systematically compiled. Finally, global trends of fuel cycle services expenditure are discussed.

O B S A H:**strana**

1. Úvod	5
2. Technologie výroby jaderného paliva	8
3. Hospodaření s vyhořelým palivem	14
4. Zpracování a trvalé ukládání radioaktivních odpadů	18
5. Ekonomické otázky palivového cyklu	22
6. Literatura	29

Na rozdíl od klasické energetiky vyžaduje zajištění paliva pro jadernou energetiku zvládnutí řady složitých technologických operací, zahrnujících kromě těžby a úpravy uranové rudy další velmi náročné chemické a metalurgické postupy. Četné z těchto postupů předpokládají distanční řízení, vysoký stupeň automatizace, dodržování přísných bezpečnostních opatření a zajištění velmi důkladné kontroly kvality.

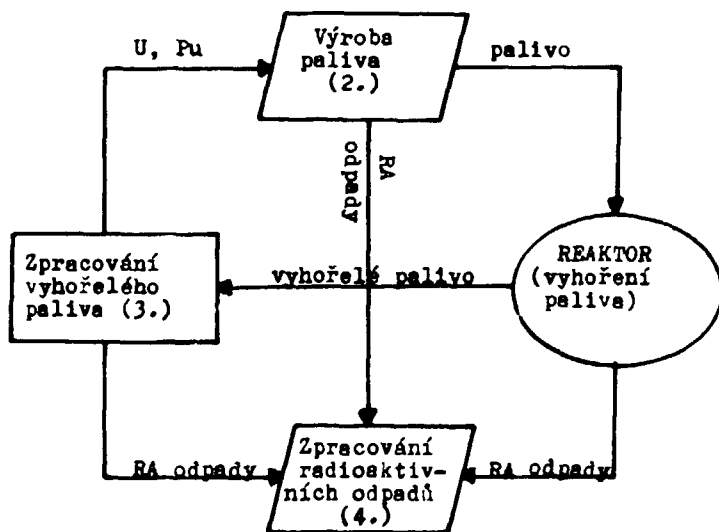
Již samotné jaderné palivo (přesněji řečeno - palivové články) není pouhou zušlechtnou surovinou, nýbrž velmi složitým výrobkem, vyžadujícím například zvládnutí i tak technicky, energeticky a investičně náročné technologie jakou je izotopické obohacování přírodního uranu. Navíc na rozdíl od klasického vyhořelého paliva, které je z hlediska energetiky pouhým odpadem, je nutno vyhořelé jaderné palivo dále zpracovávat. Ve vyhořelém jaderném palivu zůstává totiž z fyzikálních důvodů značná část nespáleného štěpitelného materiálu (ať původního - ^{235}U nebo nově vzniklého - ^{239}Pu , ^{241}Pu aj.), při čemž jeho množství není zdaleka zanedbatelné. (Tak na příklad může ušetřit dle propočtů firmy United Reprocessors regenerační závod o kapacitě 1500 t/rok za dobu své 20ti leté životnosti recyklem obohaceného uranu celkem 70 000 t přírodního U (~15% původní potřeby) a 20 milionů JSP a plutonium vyrobené v tomto závodě umožní navíc provoz rychlých reaktorů o elektrickém výkonu 20 GW^{1/1}). V tzv. plodivých reaktorech (např. rychlé reaktory) je ve vyhořelém palivu na konci kampaně dokonce více štěpitelných izotopů, než jich bylo v čerstvém palivu.

Proto již od prvopočátku rozvoje jaderné energetiky vznikla snaha využít plodivých vlastností jaderných reaktorů, separovat z vyhořelého paliva štěpitelné izotopy a použít je pro novou výrobu paliva. Vznikl tak pojem "palivový cyklus" (viz obr. 1) a od počátku padesátých let začaly ve světě probíhat intenzivní výzkumné - vývojové práce, zaměřené na

jeho postupnou realizaci. V současné době, kdy otázku ekonomické výroby energie v jaderných elektrárnách lze považovat za technicky vyřešenou, stává se hlavním problémem pro zajištění rozvoje jaderné energetiky jako celku ve skutečnosti otázka zajištění palivového cyklu.

Rovněž studie, které byly v poslední době publikovány v rámci prací na Mezinárodním hodnocení palivového cyklu (INPCE), jednoznačně potvrdily, že dlouhodobé průmyslové využívání jaderné energie není vzhledem k omezeným zásobám přírodních štěpitelných izotopů možné bez zavedení plodivých reaktorů a bez realizace komplexního palivového cyklu. Důvodem je malé využití přírodního U v lehkovodných reaktorech. Typické lehkovodní reaktory spotřebují totiž na 1 GWe instalovaného výkonu při průměrném 70% využití svého výkonu za předpokládanou dobu své životnosti (30 let) asi 4 500 t přírodního uranu, využijí tedy pouze cca 0,5% přírodního uranu. Pokud se tedy nepříkročí ke zpracování vyhořelého

Obrázek 1



PALIVOVÝ CYKLUS JADERNÝCH ELEKTRÁREN

reaktory spotřebují totiž na 1 GWe instalovaného výkonu při průměrném 70% využití svého výkonu za předpokládanou dobu své životnosti (30 let) asi 4 500 t přírodního uranu, využijí tedy pouze cca 0,5% přírodního uranu. Pokud se tedy nepříkročí ke zpracování vyhořelého

paliva a k recyklu uranu a plutonia, je pro výrobu 1 GWroku elektrické energie v lehkovodních reaktorech zapotřebí 205 t přírodního uranu. Při zavedení zpracování vyhořelého paliva klesne odpovídající potřeba přírodního uranu na 120 t/GWrok a zavedením plodivých reaktorů na 1,2 t/GWrok.

Ke snaze o uzavření palivového cyklu vedou i ekologická hlediska, která v poslední době nabývají stále více na závažnosti. Zavedení rychlých reaktorů a uzavření palivového cyklu umožňuje totiž snížit ekologické dopady jaderné energetiky ze tří základních důvodů:

a) separací plutonia a jeho návratem do reaktorů se v podstatě štěpením likviduje Pu, které jinak vzhledem ke své toxicitě a dlouhému poločasu rozpadu představuje z dlouhodobého hlediska nejnebezpečnější složku radioaktivních odpadů;

b) vysoceaktivní štěpné produkty, které tvoří více než 99% radioaktivity vznikající provozem jaderné energetiky, je po zpracování vyhořelého paliva možno fixovat do formy, umožňující jejich bezpečné trvalé skladování;

c) Úsporou uranové suroviny se snižují ekologické dopady jaderné energetiky na obyvatele i životní prostředí. Při využití současných moderních technologií zpracování radioaktivních odpadů největší podíl radioaktivní zátěže obyvatelstva vyvolává totiž těžba a úprava uranových rud. Ostatní odpady je možno vzhledem k jejich relativně malému objemu účinně izolovat od životního prostředí na dobu dostatečně dlouhou k tomu, aby přirozeným rozpadem se jejich aktivita snížila před vstupem do ekosféry o čtyři až šest řádů. Obraz o podílu jednotlivých fází palivového cyklu na kolektivní dávce obyvatelstva (za předpokladu použití ověřených technologií zpracování a ukládání odpadů) dává tabulka 1, převzatá z materiálů INFCE^{2/}. Údaje v tabulce jsou uvedeny pro tři základní typy palivových cyklů, případných v ČSSR v úvahu v nejbližších třiceti letech. Z tabulky je patrný překvapivě velký ekologický dopad těžby uranu. Právě množství přírodního uranu potřebného pro zajištění výroby jednotky elektrické energie způsobuje rozdíly mezi jednotlivými palivovými cykly.

Tabulka 1

Příspěvek odpadů z jednotlivých fází palivového cyklu (zajišťujícího výrobu 1 GWroku elektrické energie) ke kolektivní dávce obyvatelstva (v Sievertech)^{2/}

Fáze palivového cyklu	Lehkovodní reaktory				Rychlé reaktory	
	Bez přeprac.		U-Pu cyklus		U-Pu cyklus	
	Sv	%	Sv	%	Sv	%
Zpracování uranové rudy	370	51	220	54	2	9
Rafinace, konverze a obohacování	270	37	160	39	-	-
Výroba palivových článků	1	0,1	1	0,2	1	5
Provoz reaktoru	1	0,1	1	0,2	1	5
Trvalé ukládání vyhoř. paliva	89	12	-	-	-	-
Zpracování vyhořelého paliva	-	-	31	7	18	86
C e l k e m	730	100	410	100	21	100
P	1		0,56		0,03	

Poznámka:

P - poměr hodnoty kolektivní dávky obyvatelstva vyvolané odpady daného palivového cyklu k odpovídající hodnotě pro palivový cyklus lehkovodních reaktorů bez zpracování vyhořelého paliva

Bereme-li v úvahu výše uvedená hlediska, mluvící pro uzavření palivového cyklu, působí poněkud paradoxně fakt, že úplná realizace palivového cyklu je prozatím ve světě vyjimečnou záležitostí (v současné době vlastně pouze ve Francii a částečně i v Anglii pracují komerční závody na zpracování vyhořelého paliva jaderných elektráren.) K tomuto stavu vedla řada technických, ekonomických i politických příčin:

- původní představa, že pro zpracování vyhořelého paliva lehkovodních energetických reaktorů bude možno, pouze s menšími úpravami, použít technologie vyvinuté pro zpracování vyhořelého paliva neenergetických (v podstatě vojenských) reaktorů, se ukázala hluboce zvlnou. Vyšší nároky v oblasti technické (řádově vyšší stupeň vyhoření), ekonomické (menší přípustné ztráty U a Pu) i ekologické (maximálně přípustné dávkové úvahy obyvatelstva i obeluh) nečekaně zvýšily nároky na potřebu rozsáhlých dodatečných výzkumné-vývojových prací hlavně v oblasti technologických zařízení. (Typickým příkladem podcenění technologické problematiky je historie amerického závodu Midwest, uvedeného do zkušebního provozu v Morrisu-Illinois, v r. 1972. Po dvou letech musel být vzhledem k nedostatkům v technologii zkušební provoz zastaven a dosud nebylo rozhodnuto o dalším osudu závodu.) Dalším důsledkem původního podcenění technologické náročnosti zpracování vyhořelého paliva (s možná i následujícího jejího přecenění) byl prudký vzestup investičních i výrobních nákladů, uváděných v projektech, které se v sedmdesátých letech zvýšily o více než 1 řád. To vuvolalo přirozenou obavu jak průmyslu, tak i státních orgánů, zda skutečné náklady netudou ještě mnohem vyšší;

- provoz některých článků palivového cyklu (difuzní obohacování, zpracování vyhořelého paliva) se stává ekonomicky atraktivní až při značně vysokých kapacitách, způsobitelných zajistit tak vysoké výkony jaderné-energetických zdrojů, kterých řada států v dohledné budoucnosti, případně vůbec nikdy, nedosáhne. Přirozená snaha řady států po samostatnosti v této životně důležité oblasti se tak střetává s tvrdou ekonomickou penalizací, kterou by toto zajištění vyvolalo. Východiskem bude zřejmě výstavba mnohonárodních (případně i mezinárodních) závodů. V oblasti výroby paliva se tato tendence již prosadila. Jako příklady lze uvést obohacovací závod v Tricastinu (Francie) vybudovaný konsorciem Eurodif, na němž se podílí Francie, Španělsko, Itálie a Belgie, dále společnost Urenco (NSR, Holandsko, Velká Británie,) franko-belgický závod na výrobu palivových článků a jiné západoevropské mezinárodní společnosti. V oblasti zpracování vyhořelého paliva je výstavba společných závodů (vzhledem k delikátním otázkám nešíření jaderných zbraní) probírána ve stadiu úvah;

- v politické oblasti přetrvávají problémy spojené se závažnými otázkami nešíření jaderných zbraní, i když rozsáhlé studie INFCE vedly k závěru, že šíření jaderných zbraní je otázkou politické vůle a že při vhodné mezinárodní kontrole, uskutečňované MAAB, nezvyšuje realizaci palivového cyklu jaderné energetiky nebezpečí proliferační;

- nezanedbatelným problémem v západních státech se stal vliv protijaderné opozice na široké vrstvy obyvatelstva. Tato opozice zaměřuje totiž v posledních letech těžiště své propagandy právě proti výstavbě závodů na zpracování vyhořelého paliva, vycházejíc z hluboce mylné téze, že provoz těchto závodů vede k nebyvalému zvýšení radiačního ohrožení obyvatelstva.

To vše způsobilo, že právě zpracování vyhořelého paliva je v současné době nejužším profilem palivového cyklu jaderné energetiky; což nutí řadu států k ekonomicky i ekologicky nevýhodné výstavbě dodatečných kapacit na skladování vyhořelého paliva. Neúprosná logika ekonomiky v současné etapě energetického nedostatku si však konec konců odstranění tohoto úzkého profilu a uzavření palivového cyklu vynutí.

V tomto reportu jsou stručně shrnuty pouze základní technické a ekonomické informace o palivovém cyklu lehkovodních reaktorů, publikované v posledních letech. Pro volbu vhodné strategie výstavby vybraných provozů palivového cyklu v ČSSR bude ovšem nutno zpracovat postupně řadu technicko-ekonomických studií beroucích v úvahu nejen československá

specifika, ale v menší míře integrační záležitosti ze strany RVHP v této oblasti.

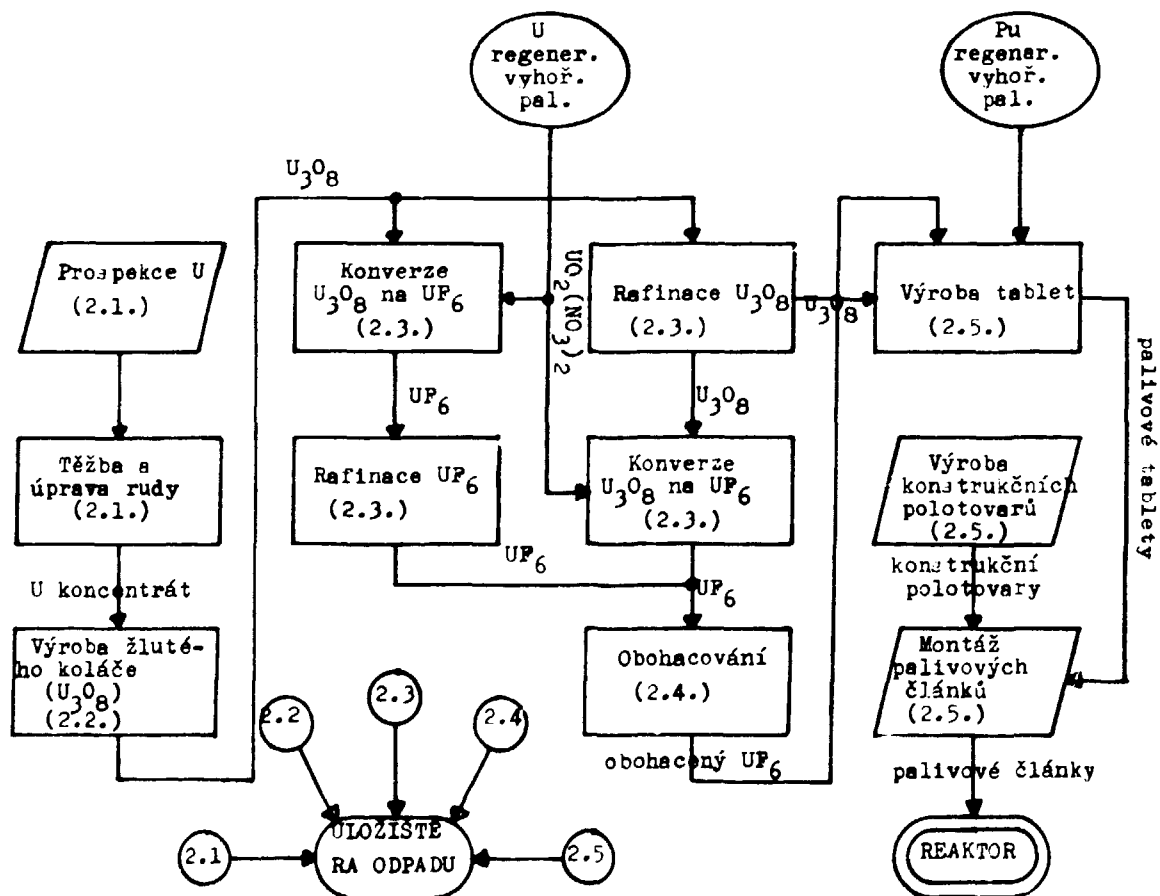
2. TECHNOLOGIE VÝROBY JADERNÉHO PALIVA

Pro výrobu paliva lehkvodných reaktorů je nutno zajistit následující technologické operace, resp. výroby:

- geologický průzkum ložisek uranových rud;
- těžbu uranových rud;
- úpravu uranové rudy na uranový koncentrát;
- konverzi koncentrátu na UF_6 ;
- rafinaci uranového koncentrátu, příp. UF_6 ;
- izotopické obohacování UF_6 ;
- rekonverzi UF_6 na práškový UO_2 ;
- výrobu tablet;
- výrobu konstrukčních polotovarů včetně povlakových trubek;
- montáž palivových článků.

Blokové schéma návaznosti těchto operací je znázorněno na obr. 2.

Obrázek 2



HRUBÉ BLOKOVÉ SCHEMA VÝROBY PALIVA (2.)

2.1. PROSPEKCE A TĚŽBA URANOVÝCH RUD

V souladu s klasifikací INPCE světové zásoby uranu se rozdělují do 3 kategorií: "ověřené zásoby", které lze těžit za cenu do 80 dol/kg U a do 130 dol/kg U (vše v toleranci z r. 1978) a "pravděpodobné odhadnuté zásoby" stejných cenových skupin.

Třetí nejistou skupinu tvoří tzv. "předpokládané zásoby" (těžitelné do ceny 130 dol/kg U). Nově otevíraná naleziště zpravidla obsahují chudší rudy těžené z větší hloubky, což má za následek vyšší investiční a provozní náklady při výrobě přírodní uranové suroviny. Předpokládá se, že při dalším snižování obsahu uranu v těžených rudách většina potřeb uranu do roku 1990 bude kryta z rud s koncentrací uranu 0,05 - 0,08% a dokonce 0,045% U^{3/2}. Zároveň se počítá s tím, že do roku 2025 dodávky uranu budou pocházet ze stejných rud, které se těží nebo mohou být těženy v současné době za běžných technologických podmínek^{4/}. "Ověřené zásoby" a "pravděpodobné odhadnuté" zásoby uranu jsou schopné poskytnout za optimálních podmínek maximální produkci uranu ke konci tohoto století ve výši 110 000 - 120 000 t U/rok (těžba bez zemí soc. tábora). Pak úroveň výroby uranu začne klesat a k roku 2025 poklesne na zhruba polovinu dnešní produkce. K udržení této úrovně výroby se pokládá za nezbytné prudké zvýšení objemu průzkumných prací, byť i za cenu zvýšených měrných nákladů. (Např. v USA měrné náklady na přírůstky zásob v letech 1966 - 1972 činily 4,4, v roce 1973 - 5,5 a v roce 1976 až 15,5 dol/kg).

Uranová ruda se těží jak hlubinným, tak z menší části i povrchovým způsobem. Při těžbě se používá poměrně malý počet klasických těžených metod, zavedených v raném stadiu rozvoje uranového průmyslu ve světě.

2.2. ÚPRAVA RUDY NA URANOVÝ KONCENTRÁT

Úprava uranové rudy je složitým technologickým procesem, skládajícím se zhruba ze dvou fází. První fáze zahrnuje operace drcení, mletí, třídění a eventuálně jiné postupy fyzikálního obohacování (usazování, magnetická nebo elektrostatická separace, flotace apod.). Výběr těchto metod je dán kvalitou rudy, jejím složením a druhem doprovázející horniny^{5/}. Výsledkem tohoto řetězce je tzv. "ruda zvýšené kvality", která se předává do druhé technologické fáze na chemické zpracování. V řadě případů se fyzikální operace uskutečňují bezprostředně na místě těžby.

Z chemického hlediska uran z rudy může být extrahován pomocí karbonátového loužení, nebo loužení kyselinou sírovou. Kyselé loužení je pokládáno za univerzálnější a zajišťuje také vyšší stupeň extrakce uranu. Tato metoda převládá v novějších závodech a používá se jí i pro podzemní loužení uranových rud. Karbonátové loužení je opodstatněno pro rudy s vst. obsahem karbonátů, které by zvýšily beztak již velmi vysokou spotřebu kyseliny sírové (70-100 kg/t). Přesné podmínky loužení a také volba dalšího technologického schématu závisí na mineralogii rudy. K čištění a koncentraci uranových roztoků (po dekantaci a filtraci) se běžně používá iontová výměna nebo ve stále větší míře kapalinová extrakce. Z roztoku se uran sráží ve formě tzv. "žlutého koláče", který se pak suší a kaloinuje na chemický koncentrát, tj. přibližně U₃O₈ s větším nebo menším obsahem příměsí.

Na konci 70. let pracovalo v zahraničí okolo 80 závodů na výrobu uranových koncentrátů a více než 30 bylo ve výstavbě, přičemž kapacita jednotlivých úpravěn byla zhruba 1000 až 2000 t U₃O₈ za den.

Úprava uranových rud není z čistě technologického hlediska nijak problematická, vyvolává však dva vedlejší problémy, na které se nyní zaměřuje hlavní pozornost. První z nich je regenerace velkého množství řady chemikálií, využívaných při chemickém zpracování. Druhý a hlavní problém se týká všech druhů odpadů vznikajících v celém procesu úpravy rudy. Jedná se především o kaly z hydrometalurgického postupu, plynné exhalace obsahující radon a odpadní vody.

2.3 KONVERZE U_3O_8 NA UF_6 VČETNĚ RAPINACE

Technologie konverze, tj. převedení kysličníku uranového na hexafluorid uranu, se již několik desetiletí uskutečňuje v průmyslovém měřítku. Nejrozšířenější procesy, včetně i technologická zařízení jsou detailně popsána v řadě publikací, např. /6,7-9/.

Dva velké konverzní závody pracují v USA (kapacita 2700 t/rok a 5000 t/rok), po jednom v Kanadě (4000 t/rok), Velké Británii (7500 t/rok) a Francii (4500 t/rok). Ceny za konverzi jsou uvedeny v tab. 9. Dle /10/ se v příštích letech nepředpokládá zvýšení ceny konverze. Naopak v budoucnu lze očekávat pokles provozních nákladů o 30 - 40%, pokud budou realizovány projekty konverzních závodů s kapacitou kolem 20 000 t U/rok.

Na čistotu výsledného produktu jsou kladeny vysoké požadavky. Dle amerických standardů nesmí např. obsah Cl a Si přesáhnout 100 ppm, obsah Cr 10 ppm, obsah Br 5 ppm, obsah Mo, S a V 1,5 ppm, obsah Sb, As, Nb, Ta, Ti a Ru 1 ppm (vše vztaženo na váhu uranu). Technologické schéma má dvě základní varianty. První varianta, používaná v britské a jedné z amerických závodů, zahrnuje jako vstupní operaci přečištění chemického koncentráту na požadovanou čistotu extrakcí tributylfosfátem. Konečný produkt - UF_6 má nukleární čistotu a je zbaven přírodních prvků s vysokým účinným průřezem záhytu neutronů (B, Cd), jakož i přísad, tvořících těžké fluoridy (Mo, V, Cr).

Podle druhé varianty se chemický koncentrát nejprve konvertuje bez předchozího čištění na UF_6 . K vyčištění surového UF_6 se pak používá sorpční, případně velmi účinná destilační metoda. Jediným, zato však značně náročným problémem destilační metody, je nutnost zabránit vzniku bílé i stopových množství vody do destilačního zařízení.

Vlastní technologie konverze, používaná ve většině provozních jednotek, spočívá v redukcí kysličníku uranového vodíkem na kysličník urančitý, následované hydrofluorací kysličníku uranitého bezvodným fluorovodíkem na UF_4 a jeho fluorací elementárním fluorem na UF_6 . Redukce UO_3 na UO_2 se běžně uskutečňuje ve fluidním loži sezinkontinuálně. Podobně se i kontinuálně a ve fluidním loži se vede proces hydrofluorace UO_2 na UF_4 , přičemž váha jednotlivých vrátek činí 8 - 10 t. V nových závodech, např. ve Velké Británii, se přechází na kontinuální proces, uskutečňovaný ve speciálních rotujících bubnech. Veškeré zařízení přicházející do styku s HF je vyrobeno z zvonu nebo inconelu. Podobné aparaturní požadavky platí i pro následující stupeň - fluoraci UF_4 elementárním fluorem. Výroba elementárního fluoru je velmi závažným technologickým i ekonomickým faktorem výroby UF_6 a vývoji elektrolyzérů na výrobu F_2 a dalších pomocných zařízení je věnována velká pozornost. Kapalným UF se plní do velkých ocelových válců, ve kterých se dopravuje do obhacovacího závodu.

2.4 OBOHACOVÁNÍ

První a v současné době nejrozšířenější průmyslovou technologií separace izotopů přírodního uranu (obohacování) je metoda plynové difuze, založená na rozdílu v kinetické chování molekul $^{238}UF_6$ a $^{235}UF_6$ při difuzi pórovitou zebránou. V rovnovážném stavu je poměr koncentrace ^{235}U po průchodu zebránou k jeho koncentraci před průchozem zebránou (tzv. rovnovážný separační koeficient α) konstantní a v případě UF_6 dosahuje teoretické hodnoty

$$\alpha_0 = \frac{352}{349} = 1,00429$$

Praktické hodnoty nepřesahují 1,004. Nízká hodnota koeficientu α_0 vyvolává nutnost použití velkého množství separačních stupňů (např. pro dosažení 3% obohacení při 0,2% obsahu ^{235}U ve zbytku je v praxi nutno použít 1000 - 1500 separačních stupňů.) Procento stupně může však být značně vysoké. Proces je energeticky velmi náročný (tepelná, kom-

presory apod.) a stává se ekonomickým jen pro velkokapacitní závody (viz. tab. 2).

Tabulka 2

Základní technicko-ekonomické charakteristiky obohacovacích technologií /11-15/

	Difuze	Centrifuga	aerod. met.
Separáční faktor	1,004	1,2 - 1,5	1,015 - 1,025
Výkon sep. stupně (JSP/rok)	2270 - 13050	5 - 1000	270 - 820
Měrný výkon stupně (gU/JSP/rok)	175	0,15	100
Počet stupňů pro 3% obohacení	1200	10 - 13	500
Ekonomicky vhodná kapacita závodu (10 ⁶ JSP/rok)	9	1 - 2	2,5
Měrné investice (dol/JSP/rok)	300 (USA-600, EURODIF - 450)	200 (USA-800)	200 - 300
Měrná spotřeba el. energie (kWhod/JSP)	2300 - 2500	105 - 400	3300
Výrobní náklady (dol/JSP)	125	70 - 95	-
Doba výstavby (let)	5 - 7	3 - 4	3

Difuzní technologie se vyznačuje velkým stupněm spolehlivosti a umožňuje pružně měnit hodnoty dosahovaného a zbytkového obohacení pomocí změny počtu zapojených stupňů, snížení tlaku plynu a odběru produktů na různých místech kaskády.

USA vlastní 5 difuzních obohacovacích závodů, (první z nich, závod v Oak-Ridge, produkuje již od r. 1945), které pracují jako jediný komplex. Předpokládá se, že k roku 1984 kapacita obohacovacích závodů USA, využívajících plynové difuze, dosáhne 27,3 mil. JSP/rok. Vlastní difuzní závody vybudovala rovněž Francie a SSSR.

Vzhledem k investiční náročnosti plánují další výstavbu vlastních difuzních závodů pouze USA a SSSR. Vznikají však nové závody na základě mezistátní spolupráce. V roce 1979 konsorcium Eurodif (Francie, Španělsko, Itálie a Belgie) uvedlo ve francouzském Tricastinu do provozu obohacovací závod, založený na francouzské variantě procesu plynové difuze. Ke konci roku 1979 jeho produkce činila 2,6 mil. JSP a předpokládá se, že v roce 1982 závod dosáhne plánované kapacity 10,8 mil. JSP/rok. Druhý mezinárodní difuzní závod v západní Evropě je plánován firmou Coredif (Eurodif + Irán) a má v roce 1990 dosáhnout plánované kapacity 9 - 10 mil. JSP/rok.

Novější průmyslově zvládnutou metodou je plynová ultracentrifuga. Princip obohacování spočívá v separaci izotopů v silném odstředivém poli. Separáční součinitel takového zařízení může dosahovat hodnot 1,2 - 1,5, ovšem prozazení je velmi malé, takže je nutno zapojit paralelně značný počet jednotek (viz tab. 2). Možnost postupného zvyšování kapacity závodu je jednou z velkých předností tohoto procesu. Hlavním technickým problémem je dodržení špičkových parametrů při hromadné výrobě centrifug.

Firma Urenco-Centec buduje v Holandsku a Anglii závody s roční kapacitou 200 tis. JSP, přičemž anglický závod již dosáhl 50% plánované produkce. Předpokládá se, že k roku 1984 bude mít Západní Evropa k dispozici kapacitu asi 2 mil. JSP/rok. Rovněž v USA je ve výstavbě centrifugační závod s plánovanou kapacitou 8,8 mil. JSP/rok. Dalším se stává, které chtějí být nezávislé na importu obohacovacích prací a dávají přednost plynové centrifugaci, je Japonsko. V roce 1981 Japonsko uvádí do provozu demonstrační závod

o kapacitě 0,5 mil. JSP/rok (plný provoz v roce 1986) a plánuje výstavbu průmyslového závodu desetinásobné kapacity, který by měl být ukončen v r. 1995. Možnost výstavby centrifugačního závodu studuje i řada dalších států.

V poslední době se do stadia průmyslové zralosti dostávají aerodynamické procesy (metoda plynové trysky, metoda HELICON)^{14,15/}. Separačního účinku se dosahuje na základě rozdílu v aerodynamickém chování různě těžkých plynů při jejich průchodu tryskou. Tyto účinky se ještě násobí odstředivým efektem, vznikajícím vnučeným zakřivením proudu plynu po průchodu tryskou. Vzhledem ke značným rychlostem proudění není možné použít samotný UF_6 , ale je nutno snížit viskozitu plynu použitím směsi UF_6 s vodíkem (až 95% H_2). První demonstrační zařízení bylo postaveno v NSR (parametry viz tab. 2). V současné době se v rámci západoněmecko-brazílské dohody buduje v Brazílii prototypový závod o kapacitě 220 tis. JSP/rok, který má být uveden do provozu v r. 1985. Předpokládá se, že tato metoda skýtá možnosti dalších zlepšení a může být vhodná pro státy s poměrně malým jaderným programem. Technická náročnost procesu je nižší, než u předešlých technologií.

Jihoafrická metoda HELICON se liší pouze použitím pokročilejšího systému vírových tryskek a asymetričtějším dělením proudu plynu na frakce s různým obsahem U-235. Proces byl vyzkoušen na prototypovém zařízení s kapacitou 6000 JSP/rok. Prozatím oba aerodynamické procesy jsou energeticky nevýhodné.

Zdá se, že v poslední době bylo dosaženo značného pokroku v rozvoji chemických procesů založených na destilačních, sorbčních a extračních procesech. Podrobnosti o technologii těchto procesů nebyly publikovány. Udávaný separační faktor leží v rozmezí 1,0013 - 1,003; spotřeba energie pro hypotetický průmyslový závod je okolo 600 kWh/JSP, měrná separační schopnost se udává větší 100 JSP/m³ fáze. Tato metoda se velmi intenzivně rozvíjí ve Francii, kde by měl být v roce 1984 uveden do provozu demonstrační závod o kapacitě 10 000 JSP/rok. V laboratorním měřítku je chemická metoda vyvinutá v USA a Japonsku: Na základě francouzských údajů se ekonomicky výhodná kapacita závodu blíží 3 mil. JSP/rok.

V poslední době se v mnoha státech intenzivně studuje laserová a plazmová technologie. USA plánují začít v 80 letech s výstavbou demonstračního závodu. Obě technologie dávají teoretickou možnost jednostupňového procesu a mohou být zvláště výhodné pro separaci U-235 z ochuzených zbytků jiných obohacovacích metod.

2.5 VÝROBA PALIVOVÝCH ČLÁNKŮ

Je z technického hlediska velmi komplexní fází výroby paliva a zahrnuje:

- rekonverzi obohaceného UF_6 na práškový UO_2 požadovaných vlastností
- výrobu tablet UO_2
- výrobu konstrukčních polotovarů (včetně povlakových trubek)
- montáž palivových proutků a článků

Výroba paliva, jako finální operace vstupní části palivového cyklu má bezprostřední vliv na provozní výsledky jaderných reaktorů a z tohoto hlediska je pro výrobce nejrizikovější. Na druhé straně zlepšení kvality jaderného paliva a hlavně naprostá reprodukovatelnost projektových vlastností může zaručit dosažení optimálního vyhoření a zajistit maximální využití výkonu reaktorů.

2.5.1. Rekonverze UF_6

Výroba práškového UO_2 z výchozího UF_6 se uskutečňuje v zásadě dvěma způsoby, tzv. "mokrou" nebo "suchou" cestou. Při mokrému způsobu následuje po hydrolyze UF_6 srážení polyurananu amonného, který se po promytí a filtrací suší, kalcinuje a redukuje vodíkem na UO_2 . Při suchém způsobu, který je historicky mladší, se jedná o pyrokonverzi UF_6 na UO_2 .

pomocí přehřáté páry a vodíku. V současné době se dává přednost suchému procesu vzhledem ke kompaktnosti zařízení a vyloučení NH_3 . Variantou mokrého procesu je tzv. ACU proces se srážením tricarbonátouranylanu tetraamonného.

Ve světě pracuje kolem 20 závodů na výrobu práškového UO_2 , z nichž některé byly uvedeny do provozu již před rokem 1960, většina pak v šedesátých, nebo začátkem sedmdesátých let. Asi polovinu světové produkce ^{/16/}, která činí 5000 - 6000 t, zajišťuje USA ^{/17-22/}, soběstačnými producenty jsou Anglie ^{/6,23,24/}, Francie ^{/25-29/}, Belgie ^{/16,25,30/}, NSR ^{/31,32/}, Kanada ^{/33-37/}, Japonsko (kapacita závodů 300 - 600 t U/rok) ^{/18,37,38/} a do značné míry i Indie (130 t U/rok) ^{/37,39/}. V poslední době (od r. 1980) se do kategorie výrobců kyslíčnickového paliva zařadily Argentina ^{/40/}, Brazílie ^{/41,42/}, Mexiko (100-150 t/rok) a Španělsko (do 400 t/rok).

Protože kvalita palivových tablet je z převážné části určována kvalitou práškového UO_2 , jeho výrobní technologie musí zajistit maximálně možnou reprodukovatelnost požadovaných vlastností (velikost a tvar částic, specifikovaná pórovitost, obsah příměsí apod.). Určitou zárukou kvality prášku je dodržení předpisů pro kvalitu a kontrolu, vypracovanou MAEE, které obsahují jak výpočet kontrolovaných parametrů, frekvenci kontrol, tak i doporučené kontrolní metody ^{/43/}. Nestandardní práškový materiál se vrací do počátečních operací palivového cyklu. Náklady na výrobu práškového UO_2 činí asi 50% celkových nákladů na výrobu hotových tablet.

2.5.2 VÝROBA TABLET

Technologie výroby tablet zahrnuje obvykle granulaci práškového UO_2 , lisování za studena na automatických lisech, sliňování výlisků při teplotách do 1600 - 1700 °C a ve většině případů i broušení sliňovaných tablet na požadovaný rozměr. Pokud se při granulaci přidávají do práškového UO_2 pojiva a formovače pórů, pak před vlastním sliňováním se ještě zařazuje tzv. předšliňování, jehož účelem je odstranění pojiv. Podobně, jako v případě práškového UO_2 , náročnost procesu spočívá v nutnosti dosáhnout maximální reprodukovatelnosti vlastností tablet. Jedním z nejdůležitějších požadavků na kvalitu tablet je jejich rozměrová stabilita v počátečních fázích práce reaktoru. Toto tzv. "stabilní palivo" je v současné době považováno výrobcí za samozřejmost. Dále se přísně kontroluje obsah nečistot, poměr O/U, obsah vlhkosti, velikost a rozložení velikosti zrn a pórů, a stav povrchu tablet ^{/43/}. Nekvalitní tablety jsou drceny a vráceny na počátek výroby.

Výroba tablet bezprostředně navazuje na přípravu práškového UO_2 a u velkých producentů je proto téměř výlučně situována v těchto závodech. Měřítko výroby je pak přirozeně v souladu s kapacitou výroby práškového UO_2 .

Pokud by se uplatnilo částečné obohacování paliva lehkovodních reaktorů plutoniem z vyhořelého paliva, bude výroba směsných (U,Pu) O_2 tablet realizována v závodech na výrobu UO_2 . Vzhledem k toxicitě plutonia vzniknou ovšem dodatečné nároky na technologické vybavení provozu. Změny v technologii, vyvolané odlišnými chemickými vlastnostmi plutonia, nebudou však zásadní.

2.5.3 VÝROBA KONSTRUKČNÍCH POLOTOVARŮ

Objemově i technicky nejnáročnější je výroba kovového zirkonia a zirkoniových polotovarů včetně povlakových trubek. Technologické a aparaturní schéma výroby kovového zirkonia je známo již několik desetiletí ^{/44-47/}. Největšími výrobci (mimo SSSR) jsou v současné době USA, Francie, Kanada, Japonsko, NSR. Náročnost technologie spočívá v silné afinitě zirkonia ke kyslíku a v nutnosti dodržet přesné složení legur. Proces může mít v počátečních fázích (výroba čistého ZrO_2) řadu variant, závislých hlavně na charakteru ru-

dy a způsobu její úpravy. Kovové Zr s legujícími přísadami se přetavuje v obloukových pecích (v inertní atmosféře nebo vakuu). Po odstranění povrchové vrstvy se ingoty opakovaně tvarují za tepla. Technologický režim, složení a mechanické vlastnosti ingotů se přísně kontrolují^{/48/}. Proces výroby povlakových trubek dále zahrnuje protlačování za tepla, úpravy tvaru, moření, opětovné válcování, moření a žihání^{/47,49/}. Trubky procházejí 100%ní kontrolou rozměrů, stavu, povrchu, tloušťky stěny, defektoskopickými a hydraulickými zkouškami^{/50,51/}. Plechové pásy válcované za tepla a vykované tyče procházejí obdobnými kontrolními operacemi.

Zirkoniové polotovary obvykle dodávají jiné firmy, než ty, které vyrábějí palivové tablety a palivové články. Nicméně i zde existuje tendence producentů paliva zajistit si kontrolu nad výrobou těchto důležitých polotovarů. Např. západoněmecká společnost KWU zakoupila 50% akcií Nuklear Rohr Gesellschaft, podobně kontroluje výrobu zirkoniových polotovarů i Exxon Nuclear a některé jiné americké společnosti. Struktura průmyslových komplexů obsahující veškeré dílčí výroby je průžnější a lépe zajišťuje velmi přísné požadavky na kvalitu finálních výrobků.

2.5.4 MONTÁŽ PALIVOVÝCH PROUTKŮ A PALIVOVÝCH ČLÁNKŮ (KAZET)

Spočívá v podstatě v plnění povlakových trubek vysušenými tabletami UO_2 , následuje zaplnění volného objemu trubek heliem a přivaření horní koncovky. Hotové tyče se montují do kazet s použitím odpovídajících zirkoniových a nerezových komponent (horní a dolní hlavice, distanční mříže apod.).

Při této operaci se pozornost ještě ve větší míře než v předcházejících stadiích soustřeďuje na kontrolu produkovaných tyčí a kazet, přičemž se používá moderních nedestruktivních metod^{/51/}. Stoprocentní kontrola je bezpodmínečným požadavkem, vyžaduje se pasportizace kazet a tyčí.

3. HOSPODAŘENÍ S VYHOŘELÝM PALIVEM

Při hospodaření s vyhořelým palivem se vychází ze dvou základní faktů:

- vyhořelé palivo představuje vzhledem k obsahu štěpných produktů vysoce aktivní odpad, pro jehož transport a skladování je třeba používat speciální zařízení a aplikovat náročná bezpečnostní opatření^{/52/};

- vyhořelé palivo obsahuje cenný štěpitelný materiál U-235 a Pu-239, který by měl být vrácen do palivového cyklu lehkododných nebo později rychlých reaktorů. Pro ilustraci je v tab. 3 uvedeno složení vyhořelého paliva typického tlakovodního reaktoru v závislosti na době, která uplynula od vytažení paliva z reaktoru (tzv. doba chlazení);

Hospodaření s vyhořelým palivem zahrnuje tyto základní operace:

- a) Skladování
- b) Transport
- c) Přepřacování

3.1 SKLADOVÁNÍ VYHOŘELÉHO PALIVA

Vyhořelé palivo nelze bezpečně transportovat po veřejné dopravní síti okamžitě po vyjmutí z reaktoru, vzhledem k jeho vysoké aktivitě a zbytkovému teplu. To vyvolává potřebu budovat přímo v areálu jaderně-energetického zařízení uložistiště vyhořelého paliva, určené pro jeho krátkodobé skladování. Původní koncepce předpokládaly maximálně 2-3le-

Tabulka 3

Základní charakteristiky vyhořelého paliva typického tlakovodního reaktoru^{/61/} (Elektrický výkon 1 GW; vyhoření 86,4 MJ/kg (33 GWd/t); roční výměna 26,6 t (U+Pu); počáteční obohacení 3,3% ²³⁵U;

Doba chlazení	150 dní	1 rok	2 roky	5 let	10 let
celková aktivita (TBq/kg)	170	85	49	18	12
tepelný výkon (W/kg)	21	10	4,7	1,2	1,0
Obsah ²³⁵ U 0,9%, celkové Pu 0,97%, ²³⁹ Pu 0,55%, ²⁴¹ Pu 0,13%					

té chlazení vyhořelého paliva před jeho transportem do závodu na přepracování. Proto kapacita uložišť prakticky žádné z dosud vybudovaných jaderných elektráren s lehkovodními reaktory neumožňuje skladovat více než 2 náplně reaktoru (z toho kapacita 1 náplně je železná rezerva pro případ havarie).

V posledních letech, vzhledem k opoždění výstavby závodů na přepracování vyhořelého paliva, vznikla potřeba jeho dlouhodobějšího skladování. Toto skladování se může uskutečňovat buď nezávislém uložišti, nebo v uložišti spojeném s přepracovatelským závodem, což je ekonomicky výhodnější.

Dostatečně vyzkoušenou technologii (dvacetileté pozitivní zkušenosti s nízkovyhořelým palivem, desetileté s palivem o vysokém stupni vyhoření) je tzv. "mokré" skladování v bazénech, které se principiálně neliší od chladicích bazénů na jaderných elektrárnách, doplněných o stanici pro překládání a otevírání dopravních kontejnerů. Z hlediska bezpečnosti je vhodné, aby budovy uložišť byly, podobně jako budovy elektráren, konstruovány tak, aby vydržely zemětřesení a jiné živelné katastrofy, náraz havarovaného letadla apod. Chladicí systém skladovacích bazénů je z bezpečnostních důvodů zněkolikanásobem, separátně se zabudovává systém odvodnění a ventilační systém předpokládá několik tlakových spádů. Alternativní technologie, tzv. "suché" skladování, se přezatím používá prakticky výlučně pro skladování vyhořelého paliva těžkovodních a plynem chlazených reaktorů.

Mimoreaktorová bazénová uložišť existující v současné době jsou prakticky ve všech případech situována u přepracovatelského závodu (Belgie, Francie, Japonsko, Velká Británie). V USA je ve výstavbě nezávislé uložišť, MSR buduje uložišť o kapacitě 3000 t vyhořelého paliva jako součást "Střediska palivového cyklu"^{/52/}. K účelům dlouhodobého skladování používají některé státy také chladicí bazény odstavených jaderných elektráren.

Z ekonomického hlediska, tj. z hlediska jak investičních tak i provozních nákladů, jsou výhodnější velká regionální uložišť, zvláště uložišť spojená s přepracovatelským závodem. Vznikají úspory na pomocných zařízeních a systémech a v neposlední řadě klesají výdaje na průzkum vhodné lokality.

3.2. TRANSPORT VYHOŘELÉHO PALIVA

Vyhořelé palivo se dopravuje do přepracovatelského závodu (nebo uložišť) po silnici nebo železnicí ve speciálních kontejnerech konstruovaných tak, aby zachovávaly integritu i v případě těžké havarie a zároveň poskytovaly ochranu pře radioaktivním zářením.

Kontejnéry zajišťují také odvod rozpadového tepla z paliva a to pomocí teplosměnného média (vzduch, kapalina). Zvenku je kontejner ochlazován jednou z několika způsobů: přirozenou cirkulací vzduchu na žebrování, nucenou cirkulací vzduchu, nebo oběhovými kapalinovými systémy.

Váha existujících kontejnerů leží v rozmezí 30 - 110 t při užitečné zátěži do 6 t. Pro silniční přepravu se používají kontejnery vážící do 40 t. Zkušenosti s přepravou vyhořelého paliva zahrnují 30ti leté období. V USA bylo převezeno do uložišť v Morrisu a West Valley přibližně 1000 t vyhořelého paliva lehkvodních reaktorů. V Evropě mezinárodní přepravní společnosti zajistily do r. 1978 přepravu asi 680 t vyhořelého paliva evropských reaktorů při střední vzdálenosti přepravy asi 1000 km. Náklady na evropskou přepravu činily v roce 1979 25-100 dol/kg (U+Pu) (100 tunový kontejner s nákladem 6t)/52/. Podle amerických údajů z roku 1978 poplatky za pronájem kontejnerů odpovídaly 600-4000 dol/den podle typu kontejneru^{54/} a pořizovací cena kontejneru byla 1-2 mil. dol.

3.3. ZPRACOVÁNÍ VYHOŘELÉHO JADERNÉHO PALIVA

V současné době je známo několik desítek postupů regenerace vyhořelého paliva lehkvodních reaktorů, z nichž však do stadia průmyslové zralosti dospěl pouze extrakční proces PUREX. Jeho zjednodušené technologické schéma lze zhruba popsat takto: Po mechanickém zpracování palivových článků (demontáž kazet, odříznutí koncovek, stříhání proutků, při. tepelné zpracování fragmentů) následuje rozpouštění palivových tablet v koncentrované kyselině dusičné. Tím dojde k separaci konstrukčních a povlakových materiálů a plynných produktů (trícium, jóď, inertní plyny), které postupují do uzlů zpracování pevných a plynných odpadů (viz kap. 4.5.). Z roztoku palivových tablet se po vyčištění a chemické úpravě (úprava kyselosti, stabilizace Pu ve čtyřmocném stavu apod.) nejdříve v prvním extrakčním cyklu extrahuje uran a čtyřmocné plutonium do roztoku tributylfosfátu (TBP) v ředidle kerosenového typu. Zbylá vodná fáze, obsahující prakticky všechny štěpné produkty a transplutoniové prvky odchází jako vysoceaktivní odpad do uzlu zpracování vysoceaktivních odpadů (viz kap. 4.5.). Po reextrakci U a Pu z organické fáze zředěným roztokem HNO_3 následuje redukce Pu do trojmocného stavu a po úpravě koncentrace a kyselosti roztoku se uran znovu extrahuje roztokem TBP v kerosenovém ředidle. Trojmocné plutonium zůstává ve vodné fázi a odchází do druhého a třetího rafinačního cyklu. V projektech nových regeneračních závodů je reextrakce U a Pu, redukce Pu a nová extrakce U nahražována jedinou operací - redukční reextrakcí Pu, při níž Pu v důsledku redukce přejde do vodné fáze, zatím co U zůstane v organické fázi. Rovněž uran se po reextrakci z organické fáze zředěným roztokem kyseliny dusičné převádí do druhého a třetího rafinačního cyklu. Ve druhém a třetím rafinačním cyklu se U i Pu dočišťují a koncentračně upravují v samostatných proudech. Výslednými produkty jsou nitrátové roztoky U a Pu jaderné čistoty.

Zatím co U lze dlouhodobě skladovat i přepravovat ve formě uranyl-nitrátu a jeho konverze na UP_6 probíhá buď v regeneračním závodě těsně před odesláním do obohacovacího závodu, nebo až v obohacovacím závodě, není roztok nitrátů Pu vhodný k dlouhodobému skladování, ani k přepravě a proto se provádí ve speciálním uzlu jeho konverze na pevný PuO_2 .

Důležitou součástí regeneračních závodů je i komplikovaná technologie zpracování vznikajících radioaktivních odpadů (viz kap. 4.5.), včetně uzlů na regeneraci reakčních činidel (TBP, rozpouštědlo, voda, případně HNO_3).

Značné nároky jsou kladeny na technologická zařízení (radiační a chemická odolnost, těsnost, vysoká spolehlivost, snadná ovladatelnost, dlouhodobá životnost, možnost dálkové manipulace, montáž, demontáže a opravy v místech vysoké radiace). Pokud jde o vlastní extraktory je snahou konstruktérů zkrátit dobu styku fází (snížení radiačního poškoze-

ni organické fáze) a zmenšit poměr mezi zádržní extraktoru a jeho prosazením. Proto se v moderních provozech stále více používá kromě klasických mixer-settlerů i pulzních kolon a odstředivých extraktorů.

Nejmodernějším závodem je v současné době závod UP-2 v Cap de la Hague ve Francii. Tento závod do konce roku 1980 zpracoval přes 140 t vyhořelého paliva z lehkovodních reaktorů a jeho kapacita dosáhne v roce 1982 - 1983 800 t/rok^{/55/}. Společnost COGEMA buduje také nový provoz UP-3 s obdobnou kapacitou; tento závod podobně jako rekonstruovaný anglický regenerační provoz ve Windscale (400 t/rok v r. 1982 a 800 t/r v následujícím roce) budou přepracovávat palivo i pro zahraniční zákazníky.

Velké přepracovatelské závody, které by měly zahájit provoz koncem osmdesátých let, jsou plánovány v Japonsku (1000 - 1500 t/rok) a NSR (1400 t/rok). V Indii od r. 1977 úspěšně pracuje závod o kapacitě 100-200 t/rok^{/56/}.

Podle názoru odborníků projektu INFCE^{/57/} budou k roku 2000 evropské kapitalistické státy a Japonsko schopné zajistit přepracování prakticky veškerého nakumulovaného paliva svých elektráren. Jiná situace se očekává v USA, kde ke stejnému datu převážná část vyhořelého paliva bude stále ještě skladována.

Vzhledem k nedostatku zkušeností nelze se prozatím jednoznačně vyjádřit k otázce optimální kapacity regeneračního závodu, i když se obvykle uvádí hodnota kolem 1500 t/rok. Ze zkušeností je známo, že investiční náklady (I) u chemických výrob stoupají s kapacitou provozu (C) dle vzorce

$$I = C^{\alpha}$$

kde koeficient α je menší než 1. Projektové studie vedly k závěru, že pro regenerační závody, je hodnota koeficientu α $\approx 0,67$, a že celkové provozní náklady stoupají úměrně druhé odmocnině z kapacity. V tab. 4 jsou uvedeny odhady závislosti regeneračních nákladů na kapacitě provozu, převzaté z materiálů INFCE^{/58/}.

Tabulka 4

Odhady závislosti základních ekonomických parametrů regeneračních závodů na jejich kapacitě (v hodnotě dolarů z r. 1977)^{/58/}

Projektová kapacita (t/rok)	300	750	1500	3000
Investiční náklady (10 ⁶ dol.)	350	645	1000	1645
Roční prov. náklady (10 ⁶ dol.)	24	42	59	76
Náklady na regeneraci 1 kg paliva při 80% využití kapacity (dol.) ^(a)	314	224	168	129
	763	555	424	310

Poznámka: a) horní číslo při 10 % zúročení kapitálu (financováno státem), dolní číslo při 32% zúročení kapitálu (soukromé financování)

Tabulka 4 ilustruje očekávaný pokles nákladů se zvětšováním měřítka výroby. Na druhé straně lze očekávat, že s růstem kapacity závodu rovněž nebezpečí neúplného využití instalované kapacity, přičemž růst jednotkových nákladů tím vyvolaný je u velkokapacitních regeneračních závodů (vzhledem k velmi malému podílu přímých provozních nákladů) značně vysoký. Zkušenosti s provozu indického regeneračního zařízení^{/59/} ukazují, že vyššího využití kapacity lze opravdu snadněji dosáhnout v menších závodech.

Při zvyšování kapacity závodu přirozeně rostou i ekologické problémy a problémy spojené s výběrem staveniště, takže vznikají pochybnosti o reálnosti výstavby závodů o projektové kapacitě větší než 2000 t/rok.

Velkým problémem se ukázalo zajištění potřebného objemu investic pro výstavbu regeneračních závodů. V kapitalistických státech se proto vyžaduje, aby část investičních nákladů hradili budoucí uživatelé buď přímo (NSR), nebo nepřímo tím, že podle kontraktů na zpracování vyhořelého paliva, uzavíraných s mnohaletým předstihem se část poplatků (až 40%) za budoucí regenerační služby platí předem (Francie a Anglie vzhledem k Japonsku).

Dalším možným a pravděpodobně optimálním řešením problému finančního krytí je mezinárodní kooperace, pro kterou se vyslovila i příslušná komise EHS. V této spojitosti vypracovala MAAE^{/60,61/} koncepci Regionálních center palivového cyklu. Tyto centra by zajišťovala transport vyhořelého paliva, jeho skladování a zpracování, výrobu sekundárního paliva, jakož i likvidaci radioaktivních odpadů. Jejich výstavba by usnadnila osvojení náročných technologií přepracování a vytvořila podmínky pro přípravu personálu a pro zajištění bezpečnosti a kontroly štěpitelných materiálů. Vybudování Regionálních center palivového cyklu by bylo obzvláště efektivní pro malé státy s omezeným jaderně-energetickým programem, pro než by výstavba velkého regeneračního závodu nebyla nikdy rentabilní.

4. ZPRACOVÁNÍ A TRVALÉ UKLÁDÁNÍ RADIOAKTIVNÍCH ODPADŮ

Radioaktivní odpady jsou nevyhnutelným vedlejším produktem všech fází palivového cyklu i provozu jaderných reaktorů. Radioaktivním odpadem se stávají i jaderné reaktory, jaderně-energetická zařízení a provozní palivového cyklu po uplynutí doby jejich životnosti.

Jejich zpracování a trvalému odstranění z biosféry je ve světě věnována mimořádná pozornost, neboť právě tyto otázky se stávají rozhodujícími v určení tempa a směru rozvoje jaderné energetiky. V současné době se totiž nepovažuje za přípustnou výstavba jakéhokoli provozu produkujícího radioaktivní odpady, pokud není zajištěno jejich zpracování tak, aby ani v budoucnu nemohly vést k ohrožení biosféry. Ekonomická stránka v tomto případě do jisté míry přestává být rozhodující a do popředí vystupují aspekty sociální. Navíc národní řešení problému radioaktivních odpadů musí respektovat mezinárodní zájmy, protože chybné nebo neopovědné rozhodnutí jednoho státu může vést k nevratnému narušení biosféry jiných států.

4.1. TĚŽBA A ÚPRAVA URANOVÉ RUDY

Jde v podstatě o kaly po vyloužení uranu a chemikálie užitá k loužení a neutralizaci kyselosti.

Jak vyplývá z tabulky 5, tvoří dle studií INFCE^{/62/} tyto odpady objemově největší složku RAO vznikajících v palivovém cyklu. Údaje v tabulce byly počítány za předpokladu, že obsah U v rudě činí 0,2% (relativně bohatá ruda), ztráty U při extrakci z rudy 5% a měrná váha odpadů 2 t/m³. Pak je váha odpadů rovna přibližně 570 násobku váhy extrahovaného přírodního uranu. Radioaktivita odpadů ze zpracování rudy je vyvolána převážně izotopy rozpadové řady ²³⁸U, z nichž jsou nejdůležitější ²³⁴U (poločas rozpadu 2,5.10⁵ let), ²³⁰Th (8,0.10⁴ let), ²²⁶Ra (1,6.10³ let), ²²²Rn (3,8 dní) a ²¹⁰Pb (22 let). Radon nahromaděný v rudě v důsledku věkové rovnováhy se uvolňuje při zpracování do atmosféry a další množství radonu se uvolňuje z kalů obsahujících radium. Uvádí se^{/63/}, že z odka-lišť v západních státech USA, které zabírají plochu 12,23 km² uniká v průměru ročně 5.10¹⁵ Bq. Před vypouštěním kalů proto musí být Ra převedeno do pevné fáze spoluúčinním se solmi bária, i po dvouступňovém vysrážení činí však ještě aktivita radia v roz-toku 0,1-0,26 Bq/l. V Kanadě se proto rozpracovává sorpční metoda, která by umožnila

dokonalejší izolaci radia jak z roztoku tak i ze suspenze. Kalojemy musí být obecně konstruována tak, aby se únik radionuklidů do okolí zmenšil na nejmenší možnou míru a vyvíjejí se proto metody ke zvržení kalů. Povrch ztvrdlých kalů by měl být pokryt vrstvou jílu nebo umělé hmoty a asi 0,5 m silnou vrstvou zeminy, na které by měl vytvořit vegetační příkrov. Odhaduje se, že náklady na toto řešení by dosáhly asi 0 3 dol/t.

4.2. RAFINACE, KONVERZE A OBOHACOVÁNÍ

Jak vyplývá z tabulky 5, je objem těchto odpadů malý a přechází do nich asi 0,4% zpracovávaného množství uranu.

Tabulka 5

Odpady za palivového cyklu tlakovodních jaderných elektráren odpovídající dle INFCE /62/ výrobě 1 GWroku elektrické energie

Operace	bez recyklu U a Pu	s recyklem U a Pu
Úprava U rudy	58 540 m ³ (5,3.10 ¹² Bq)	34 060 m ³ (3,1.10 ¹² Bq)
Rafinace, konverze a obohac.	34,6 m ³ (840 kg U) + 168 t ochuz. U (38,2 m ³)	20 m ³ (620 kg U) + 107 t ochuz. U (24,2 m ³)
Výroba palivových článků	40 m ³ (220 kg U)	57 m ³ (160 kg U; 0,5 kg Pu)
Provoz elektráren:		
- plynné vypustě	5,2.10 ¹⁴ Bq	4.10 ¹³ Bq
- pevné a solidifikované odpady (a)	457 m ³ (7,3.10 ¹⁵ Bq)	461 m ³ (7,3.10 ¹⁵ Bq)
Likvidace elektrárny - odpad ve stíněných kontejnerech (b)	23 m ³ (1,1.10 ¹³ Bq)	25 m ³ (1,1.10 ¹³ Bq)
Dlouhodobé skladování vyhořelého paliva:		
- provoz uložiště (a)	9 m ³ (5,2.10 ¹² Bq)	-
- vyhořelé palivo (c)	24 m ³ (35,7 t U; 320 kg Pu; 49.10 ¹⁷ Bq)	-
Zpracování vyhořelého paliva:		
- vintifikované (c)	-	5,1 m ³ (2,3 kg Pu; 4,3 . 10 ¹⁷ Bq)
- ostatní pevné odpady (včetně ochuz. U)	-	81,8 m ³ (1 t ochuz. U; 2,3 kg Pu; 5,2.10 ¹⁶ Bq)
- plynné odpady	-	0,85 m ³ (1,1.10 ¹⁶ Bq)
- odpady z likvidace závodu (d)	-	31,2 m ³ (3,3.10 ¹³ Bq)
C e l k e m	59 130 m³	34 740 m³
z toho balených	590 m ³	682 m ³

Poznámky: a) aktivita po 1 roce chlazení
 b) aktivita 25 let po odstavení z provozu
 c) aktivita po 10 letech chlazení
 d) aktivita 5 let po odstavení z provozu

Tento odpad se skladuje v nestíněných 200 litrových hermeticky uzavřených sudích a je možno uvažovat o jeho vrácení do chemických úprav. Speciální kategorií je ochuzený uran, který se v současné době skladuje ve formě UF_6 jako odpad. Ve skutečnosti však jde o potenciální surovinu pro výrobu palivových článků rychlých reaktorů.

4.3. VÝROBA PALIVOVÝCH ČLÁNKŮ

Jedinou chemickou operací při výrobě palivových článků je konverze UF_6 na UO_2 , při které odpadá fluorid vápenatý kontaminovaný uranem. Do tohoto odpadu přechází asi 0,5% zpracovaného množství uranu. Z ostatních operací přechází do odpadů pouze asi 0,1% zpracovaného uranu. Rovněž tyto odpady se ukládají do nestíněných 200 l sudů. V palivovém cyklu lehkovodních reaktorů s recyklem U a Pu se objevují odpady z výroby směsného U-Pu kyslíčnickového paliva obsahující Pu, které je nutno před uložením do nestíněných sudů solidifikovat do formy betonových bloků.

4.4. PROVOZ JADERNĚ - ENERGETICKÝCH ZAŘÍZENÍ

Zpracování RAO vznikajících při vlastním provozu jaderných elektráren je věnována neustále značná pozornost k čemuž vedou 3 hlavní důvody:

- neustále rostoucí počet lokalit jaderných elektráren a tepláren a z toho vyplývající nutnost umisťovat je i do relativně hustě obydlených oblastí;
- chemická a fyzikální různorodost odpadů a z toho vyplývající technologická složitost jejich zpracování;
- poměrně značný objem odpadů (viz tab. 5).

Hlavní podíl aktivity vzniká v primárním okruhu a ve skladovacích bazénech vyhořelého paliva a je vyvoláván produkty aktivace chladiva, produkty koroze aktivovaných konstrukčních materiálů a povlakových materiálů (kontaminovaných produkty štěpení) a štěpnými produkty unikajícími z mechanicky porušených palivových proutků.

Z plyných radioaktivních odpadů (inertní plyny, tritium a jod) se chemisorbcí odstraňuje jod a zbylé plyny se po průchodu zpoždovacími linkami plněnými aktivním uhlím, na nichž dochází k podstatnému snížení aktivity přirozeným rozpadem, vypouštějí kontrolovaně do atmosféry.

V pokročilém stadiu vývoje jsou další metody umožňující dlouhodobější separaci tritia a inertních plynů. Potřeba jejich průmyslového nasazení však vyvstane až ve vzdálenější budoucnosti, kdy výkon jaderných elektráren stoupne o 1-2 řády.

Hlavní podíl pevných odpadů vzniká v důsledku údržby a oprav zařízení (výměny části strojů, přístrojů, zařízení a armatur, adsorpční tyče, zamořený materiál, oděvy, nářadí, apod.) a v důsledku likvidace jaderně energetických zařízení po uplynutí doby jejich životnosti. Po dekontaminaci silněji zamořených částí (při čemž pouze vyjimečně dochází až k úplnému rozpuštění) se tyto odpady zpracovávají fragmentací, lisováním, případně spalováním s cílem maximálně snížit jejich objem. Lisování odpadů se provádí na různých typech hydraulických lisů a dle typu odpadů se dosahuje dvou až patnáctinásobné redukce objemu. Materiál se lisuje bezprostředně do kovových sudů (objem 0,1-0,2 m^3), které slouží zároveň jako přepravní a skladovací kontejnery. Velké objemově redukce (20-100 násobné) se dosahuje spalováním po předchozím pečlivém odseparování pyroforických, korozivních a jiných nevhodných materiálů. Spalování bylo původně používáno pouze pro nízkoaktivní odpady, v posledních letech se však hlavním cílem stává jeho použití i pro odpady kontaminované alfa-záříči. Prototypy spaloven byly vyvinuty v NSR^{/64/} a Belgii^{/65/}.

Kapalné odpady pocházejí převážně z čištění chladiva primárního okruhu a uložiště palivových článků a z různých dekontaminačních operací (včetně prádelen). Zpracovávají se řadou postupů v závislosti na objemu, úrovni aktivity a chemickém složení. Běžnými metodami jsou filtrace, centrifugace, iontová výměna, vypařování a chemické koagulační nebo srážecí procesy^{/66/}. Kapalná fáze, dekontaminovaná pod přípustnou normu (obvykle dosti hluboko) se po případném zředění kontrolovaně vypouští do vodotečí. Pokud jde o radioaktivní koncentráty (filtry, ionexy, zahuštěné resp. odpařené kaly apod. - obvykle nazývané "mokré pevné odpady"), je celosvětovou tendencí tyto koncentráty dále solidifikovat do minimálně vyluhovatelné a mechanicky odolné formy, vhodné pro trvalé uložení. Nejpoužívanějšími solidifikačními procesy jsou cementace (s eventuelním přidáním látek snižujících vyluhovatelnost a pórovitost) a bitumenace. K inkorporaci radioaktivních odpadů do betonu (tj. cementaci) jsou převážně používány hydraulické cementy typu portland-cementu, ovšem přesný výběr je dán chemickým složením odpadu a podmínkami konečného uložení. Novou slibnou technologií je impregnace cementů organicky polymerujícími látkami. Inkorporace středně aktivních odpadů do bitumenu je používána v mnoha státech (Anglie, Francie, NSR, Belgie, SSSR). Proces spočívá ve smíšení studeného odpadu s horkým bitumentem, případně s jeho emulzí emulzí a v postupném ohřevu směsi do odstranění vody. Používají se obvykle filmové odparky a šňůvkové extrudery. Při bitumenaci dochází k dvojnásobnému zmenšení objemu odpadních koncentrátů na rozdíl od cementace, která vede k dvojnásobnému zvýšení objemu^{/67/}.

I když celkové množství pevných a solidifikovaných odpadů, vznikajících při provozu jaderných elektráren je dosti velké (viz tab. 5), je jejich průměrná aktivita ($3,7 \cdot 10^{10}$ Bq/m³) relativně malá. Tyto odpady, umístěné do stíněných nebo nestíněných obalů (sudů), se mohou v závislosti na měrné aktivitě transportovaných odpadů převážet do místě definitivního uložení v různých typech kontejnerů^{/68/}. K jejich trvalému uložení řada států používá mělká podzemní (případně nadzemní) uložiště, nebo dno oceánů. V hustě osídlených vnitrozemských státech je ovšem nutno počítat s umístěním uložiště v lokalitě s minimálním přístupem spodních a srážkových vod a s periodickou kontrolou stavu uskladněných sudů, kontejnerů a bloků. Dle koncepce INPCE by odpady z přepracování uranových rud měly být trvale skladovány v hlubokých podzemních uložištích.

Pokud se neuvažuje s regenerací vyhořelého paliva je i vyhořelé palivo nutno považovat za radioaktivní odpad. V tomto případě se palivové kazety umísťují za deset let po vyjmutí z reaktoru do ocelových válcových kontejnerů^{/69/}, které se po naplnění vhodným teplosměnným médiem (helium při ukládání do solných formací olovem při ukládání do skelných formací) zavařují. S konečným uložení se počítá v uložišti obdobného typu jako je uložiště vysoceaktivních odpadů z regenerace paliva.

4.5. ZPRACOVÁNÍ VYHOŘELÉHO PALIVA

První skupinu odpadů při zpracování vyhořelého paliva tvoří komponenty palivových kazet, částí povlaků a nerozpuštěné zbytky z operací dělení a rozpouštění paliva. Tyto materiály se umísťují do ocelových kontejnerů o tloušťce stěny 2,5 cm. Inertní plyny, unikající při rozpouštění paliva, se sbírají do ocelových tlakových lahví.

Hlavní podíl vysoce radioaktivních odpadů tvoří vodná fáze z 1. extrakčního cyklu obsahující štěpné zplodiny a transplutoniové elementy. V současné době řada států (Francie, USA, Anglie, NSR) vlastní dostatečně spolehlivé technologie umožňující solidifikaci těchto odpadů do formy vhodné ke konečné likvidaci. Jedná se především o různé aparturní varianty zatavování do borosilikátových skel^{/70/}. Od roku 1978 ve Francii pracuje první demonstrační závod s použitím nepřetržité dvufázové technologie AVM^{/71/}. V první fázi se roztok štěpných zplodin kalcinuje v bubnovém kalcinátoru, truhá fáze spočívá v tavení kalcinátu se sklotvornými přísadami v inconelovém tyglíku. Skelná ta-

venina se plní do speciálních kontejnerů o objemu 0,177 nebo 0,077 m³, které se po naplnění zavažují a zevně dekontaminují. Kontejnery se před transportem do místa trvalého uložení chladí asi 3 roky ve speciálních šachtách s nucenou cirkulací vzduchu, pak nejméně 7 let v šachtách s přirozenou cirkulací vzduchu.

Závod na regeneraci paliva produkuje také poměrně značné množství středně aktivních odpadů (solidifikované koncentráty, ionsoxy, absorbery I-123, zamořené části zařízení po výměně spod.). Tyto odpady se plní do 200 litrových stíněných případně nestíněných sudů. Jednoprocentní ztráta plutonia, vznikající při přepracování se rozděluje mezi jednotlivé odpady takto: 0,5% skončí ve vitrifikovaných odpadech; 0,3% v pevných odpadech obsažených v částech povlaků a 0,2% ve středně aktivních odpadech.

Na rozdíl od problému solidifikace vysokoaktivních odpadů, který lze v současné době považovat za technicky vyřešený, problém jejich definitivního uložení je stále předmětem národních a mezinárodních diskuzí a výzkumů. Ze všech existujících alternativních řešení jedinou metodou, která může být aplikována s požadovanou úrovní bezpečnosti, je ukládání do kontinentálních geologických formací^{/72,73/}. Studované lokality zahrnují krystalické horniny, převážně žulu (Finsko, Francie, Indie, SSSR, Švédsko, Švýcarsko, Anglie, USA), usazeniny (Belgie, Itálie, SSSR a USA) a hlubinné solné útvary (Dánsko, NDR, NSR, USA, SSSR). Nejčastěji se uvažují speciálně vytěžené důlní prostory nebo vertikální důlní šachty a hluboké vrty. Přitom průzkum a vyhodnocení lokality uložistě je velice náročný a ve většině případů se počítá s termínem 10 i více let.

V rámci INFCE byla všeobecně přijata mnohobariérová koncepce uložistě ve které se mezibariéru - vlastní skelnou hmotu a poslední bariéru - geologické prostředí, vkládají další umělé bariéry, ať ve formě vícevrstevných obalů, nebo retenčních výplní. Výsledkem studií INFCE^{/62/} byl i podrobný popis dvou regeneračních uložistě (pro solné a krystalické formace) schopných svým kontinuálním provozem zajistit ukládání solidifikovaných RAO, vznikajících v palivovém cyklu jaderných elektráren o efektivním elektrickém výkonu 100 GW.

5. EKONOMICKÉ OTÁZKY PALIVOVÉHO CYKLU

Náklady na palivový cyklus mají značný vliv na celkovou ekonomiku jaderné energetiky. Je třeba si uvědomit, že kumulativní náklady na palivo během třicetileté doby životnosti jaderné elektrárny dosáhnou, případně i překročí, investiční náklady, vynaložené na výstavbu této elektrárny.

Obecně lze říci, že vstupní části palivového cyklu, včetně výroby palivových článků dosáhly průmyslově - komerčního stadia již před 10-15 lety. Koncové fáze cyklu však teprve v současné době buď právě průmyslově dozrávají (regenerace paliva, zpracování vysoceaktivních odpadů) nebo na své průmyslové stadium ještě čekají (trvalé ukládání RAO).

Proto je v ekonomickém hodnocení investiční a provozní náročnosti palivového cyklu řada nejistot, zvláště u zpracování vyhořelého paliva, kde v posledním desetiletí došlo k růstu odhadovaných nákladů více než o řád. Příčinou bylo kromě malé průmyslové zralosti i zpřísnění bezpečnostní kritérií. Celkově se odhaduje, že investice do palivového cyklu činí přibližně 1/3 investic na výstavbu vlastní jaderné elektrárny. V tab. 6 jsou srovnány výsledky 2 studií z roku 1977 - belgické společnosti SYNATOM^{/74/} a francouzské COGEMA^{/75/}, které udávají specifické investiční náklady na jednotlivé části palivového cyklu tlakovodních reaktorů (vztažené na 1GWe instalovaného výkonu). Údaje svědčí o tom, že investičně nejnáročnějším článkem palivového cyklu je izotopické obohacování uranu, následované zpracováním vyhořelého paliva a výrobou U₃O₈. Je při tom typické, že se nejvíce rozcházejí údaje o regeneraci paliva a že vyšší náklady udávají právě francouzští specialisté, kteří mají mnohem větší zkušenosti s výstavbou průmyslových regeneračních závodů a zpracováním vysoceaktivních odpadů z těchto závodů.

Tabulka 6

Specifické investiční náklady na jednotlivé fázei palivového cyklu tlakovodního reaktoru
vtažené na 1GWe instalovaného výkonu

	SYNATOM ^{/74/}		SOGEMA ^{/75/}	
	10 ⁶ dol.	mil.	10 ⁶ dol.	mil.
Průzkum a těžba rudy	13,4	14,1	11,3	11
Výroba U ₃ O ₈	23,4	24,6	21,5	22
Obohacování (včetně konverze U ₃ O ₈ na UF ₆)	36,3	39,2	34	37
Výroba palivových článků	2,9	3,1	2,6	2
Zpracování vyhoř. paliva	19,0	20,0	18,2	19
C e l k e m	95,0	100,0	105,1	109,0

Je třeba upozornit na závažný fakt, že efektivnost investic, vzájemně na jednotlivých fázích palivového cyklu, je značně ovlivněna využíváním kapacit a tedy právním nebo sva-
ním výstavby. Časová návaznost jednotlivých fází palivového cyklu totiž určuje postup
předstih ve výrobě jednotlivých meziproductů. Podle dříve citovaného kalendářního praxe-
ne musí být výroba U₃O₈ ukončena 18 měsíců, konverze na UF₆ 15 měsíců, obohacování 12 mē-
síců a výroba paliv. článků 2 měsíce před vložením paliva do reaktoru. V ČR^{/76/} se p-
tá s následujícími předstihem výroby (v měsících, první číslo pro 1. vložku, 2. číslo pro
výměnu): výroba U₃O₈ (32-21)/(20-13), konverze (31-16)/(19-10), obohacování (27-13)/(15-
-6), výroba paliv. článků (19-7)/(7-1), transport do JE (8-5)/(5-0). Výstavbu zpraco-
vatelských kapacit je pak nutno pečlivě sladit s výstavbou kapacit na dlouhodobé uložení vyhořelého paliva.

Speciální otázkou jsou investiční náklady na dlouhodobá uložení vyhořelých palivových
článků. Nutno, t jejich výstavby vznikla důsledkem nezajištění dostatečných kapacit rege-
nerace vyhořelého paliva. Odhadované investiční náklady se dle INPCE^{/52/} pohybují v roz-
mezí 50 - 150 dol./kg (U+Pu), při čezě lehkovodní reaktor o výkonu 1 GWe produkuje ročně
asi 25 t vyhořelého paliva. Uvedený odhad vychází z řady projektových studií zprave-
ných v rámci INPCE, jejichž výsledky^{/76/} jsou uvedeny v tab. 7. Rozdíly v odhadovaných
nákladech se do jisté míry dají vysvětlit rozdílným pojetím projektu a zletitka bezpeč-
nosti a technologie provozu. Velkou úlohu hraje i lokalita uložení. Je zřejmé, že dlou-
hodobý deficit kapacit pro zpracování vyhořelého paliva může mít nepříjemné ekonomické
dopady na jadernou energetiku.

V tab. 6 nejsou uvedeny zvlášť investiční náklady potřebné pro zajištění zpracování
RAO. Tyto náklady se obvykle zahrnují, jako nedílná složka jednotlivých technologií pali-
vového cyklu, do investičních nákladů na výstavbu příslušných technologických celků. Pou-
ze studie SYNATOMU uvádí, a to jen pro regeneraci vyhořelého paliva, zvlášť investiční
náklady na vlastní regenerační provoz (17,0 mil. dolarů) a na zpracování RAO vznikající

Tabulka 7

Projektované investiční náklady (v milionech dolarů s r. 1978) na mikroreaktorová uložiště vysočného paliva dle IEPCE ^{77/}

země	NSR	Japonsko	Švédsko	USA	Anglie
kapacita (10 ³ t U)	1,5	2,0	3,0	5,0	4,0
náklady	250	315	170	280	280

cích při regeneraci (2,0 mil. dolarů - v tab. 6 jsou tyto náklady shrnuty do jedné položky). V tab. 6 nejsou rovněž uvedeny investiční náklady na transportní kontejnery a na výstavbu trvalých uložišť (pohřebišť) radioaktivních odpadů. Pokud jde o transportní kontejnery, náklady na jejich pořízení, případně pronájem, byly uvedeny v kap. 3.2. Jejich potřeba je však natolik závislá na organizaci dopravy hořlavého paliva, že nemá smysl uvádět obecnou hodnotu investičních nákladů, vztahených na jednotku vyrobené elektrické energie.

Rovněž v případě pohřebišť RAO netkví nedostatky literárních údajů ani tak v nedostatkové průmyslové zralosti technologií výstavby těchto pohřebišť, jako spíše ve vlastním podstatě jejich zajišťování. Současná inženýrská řešení totiž předpokládají, že hloubení nových šachet, plnění již vyhloubených a uzavírání již naplněných bude probíhat současně jako nepřetržitý proces, v proporcích daných množství a kvalitou RAO ukládaných v dočasných uložištích. Proto ani studie IEPCE ^{62/} nevyčíslovala zvlášť investiční náklady, ale pouze celkové náklady na zpracování a trvalé uložení RAO, vznikajících v jednotlivých fázích palivového cyklu a při provozu jaderných elektráren. Tyto údaje pro lehkovoňní reaktory jsou přehledně shrnuty v tab. 8. Uvedené hodnoty platí za předpokladu, že uložiště jsou schopna zajistit 50-100 GW elektrického výkonu. Pro výkon 10 GW se náklady na ukládání RAO do solných formací zvyšují o 10%, nepočítá-li se s recyklem U a Pu, a o 16%, počítá-li se s recyklem. Pro skalní formace činí zvýšení obdobně 8, resp. 10%. V údajích je zahrnuta i sliktovní část nákladů na likvidaci jaderně-energetických zařízení, a níž nutno počítat předem ^{77/}.

V tab. 9 jsou uvedeny celkové provozní náklady (včetně zpracování RAO) na jednotlivé fáze palivového cyklu, publikované v posledních letech ^{62/, 71, 78-80/}. Je nutno upozornit, že uvedené údaje je nutno považovat pouze za orientační vzhledem k tomu, že nutně odrážejí četná specifika jednotlivých zemí v přístupu k zajišťování palivového cyklu (vlastní či dovážené suroviny, vlastní výroba či nákup služeb, způsoby financování, úrokovou a odpisovou sáru apod.). Přitom převážně technický charakter literárních pramenů způsobuje, že v nich nejsou zcela jasně definovány vstupní ekonomické parametry a okrajové podmínky. Nakonec vzájemné srovnání cen, pokud údaje nejsou vztaheny k přesně stejnému datu, komplikují i rozdíly v inflačních tendencích.

Úvahy o předpokládaném pohybu cen, uváděné v literatuře, jsou značně rozporné. Retrospektivní pohled na pohyb nákladů na palivový cyklus jaderných elektráren totiž ukazuje, že v posledních desetiletích došlo k jejich prudkému nárůtu, sčkoliv v šedesátých letech se jak američtí, tak i západoevropští odborníci domnívali, že vzhledem k rozšíření trhu s jaderným palivem a k technickému pokroku, budou tyto náklady v sedmdesátých letech velice stabilní. Ve skutečnosti v období let 1970 - 1977 dvásobně cena uranového koncentrátu stou-

Tabulka 8

Náklady na zpracování (z), transport (t), a trvalé ukládání (u) RAO (v miliardách dolarů) z roku 1978 na 1GWrok elektrické energie^{/62/}

fáze palivového cyklu	bez recyklu U a Pu			s recyklem U a Pu		
	z+t	u		z+t	u	
		sůl	škála		sůl	škála
Těžba a zpracování rud	640	-	-	370	-	-
Rafinace a obohacování	107	59	234	98	39	147
Výroba paliva	48	32	129	103	50	189
Elektrárna (a)	3210	540	2590	3220	660	3800
	3205			3228		
Trvalé ukládání vyhořelého paliva (a)	129			-	-	-
	157	3470	5540			
Zpracování vyhořelého paliva	-	-	-	2190	2230	4370
Celkem (a)	4134	4101	8493	5981	2979	7406
	4157			5989		

Pozn.: (a) horní hodnoty pro případ ukládání do solných formací, dolní pro případ ukládání do skalních formací

Tabulka 9

Provozní náklady (v dolarech) na jednotlivé fáze palivového cyklu lehkovodních reaktorů^{/52,62,74,78 - 80/}

fáze palivového cyklu	Japonsko (1978/1985)	Belg. (1977)	Franc. (1980)	USA (1977)
Těžba a úprava (a)	73/112	91	115	70
Rafinace a konverze (a)	4,5/6,5	5	5,5	110
Obohacování (a)	83/162	90 ^(b)	134	
Výroba palivových článků (c)	360/524	150	197	162
Odpady z elektrárny (d)	4-6	4-6	4-6	4-6
Trvalé ukládání vyhoř. paliva (c)	144-228	144-228	144-228	144-228
Přechodné ukládání vyh. paliva (c)	50-150	50-150	50-150	50-150
Transport vyhoř. paliva (c)	21/30			
Zpracování vyhoř. paliva (c)	390/626-800	400	664 ^(e)	428
Kredit za Pu (f)	-	13	18	-

Poznámky: (a) na kg přírodního U; (b) na JSP; (c) na kg pal. článků; (f) na g Pu;
(d) náklady na zpracování a trvalé uložení radioaktivních odpadů, vzniklých při provozu jaderné elektrárny a při její likvidaci, vztahené na výrobu 1 kWroku elektrické energie (převáděno dle^{/62/}); (e) včetně nákladů na zpracování a trvalého uložení radioaktivních odpadů (tyto náklady dle^{/62/} činí 180-260 dol/kg vyhoř. paliva)

pla 5,3 krát, cena obohacovacích prací 4,2 krát a náklady na regeneraci 5,8 krát. V důledku toho se průměrné náklady na palivo v anglických jaderných elektrárnách zvýšily 5,9 krát (z 0,0856 pence/kWh ve finančním roce 1967/68 na 0,5047 pence/kWh ve finančním roce 1977-78). Ve Francii se náklady na palivo zvýšily za 5 let (od r. 1973 do roku 1978) 3,5 krát, což značně převýšilo rychlost inflace^{/81/}. V souladu se stručnými ekonomickými úvahami INFCE se přesto v poslední době začíná prosazovat znovu názor, že po odečtení celkové inflace se dá dlouhodobě očekávat pouze růst ceny přírodního uranu, při čemž velikost tohoto růstu bude značně ovlivňována tempem růstu poptávky po přírodním uranu závislém v dlouhodobé perspektivě převážně na tempu nasazení rychlých resp. jiných plodivých reaktorů. Názory o stabilitě cen obohacovací práce jsou založeny na úspěšném zavádění nových, energeticky méně náročných obohacovacích technologií, názory o stabilitě nákladů na výrobu palivových článků na faktu, že tyto náklady se v posledních 10-12 letech udržovaly na prakticky konstantní úrovni^{/82/}. Velkou neznámou je přirozeně zpracování vyhořelého paliva. I zde však v poslední době převládá názor, že technologie již dospěla do stadia průmyslové zralosti a nákladová hladina zůstane již proto stabilní. (Důkazem toho, jak dalece však mohou ovlivnit pohyb cen momentální konjunkturální vlivy je fakt, že v letošním roce došlo k nečekanému poklesu ceny uranu, která v posledních několika letech dosti rychle rostla).

V tab. 9 jsou uvedeny i odhadované náklady dlouhodobě přechodné ukládání vyhořelých palivových článků, zahrnující i investiční náklady na výstavbu uložišť. Obdobně jako v případě uložišť radioaktivních odpadů totiž i výstavba uložišť má charakter provozního nákladu. (Přímé provozní náklady jsou dle amerických údajů^{/2/} relativně nízké a činí přibližně 1 - 2 dol/kg vyhořelého paliva). Značný rozptyl uvedených hodnot je dán nedostatkem zkušeností s výstavbou těchto uložišť.

Synteticky názorným ukazatelem ekonomické závažnosti jednotlivých etap palivového cyklu je rovněž podíl, kterým tyto etapy přispívají k nákladům na výrobu 1 kWh od. Srovnání (bohužel nesčetných) literárních údajů může být užitečné, i když při jejich výpočtu záleží nejen na skutečných nákladech na každou operaci, nýbrž i na typu a režimu provozu jaderného reaktoru (hloubka vyhoření, četnost výměny paliva, součinitel zatížení apod.) a na metodice ekonomické kalkulace (úrokové sazby, způsob započítávání první vsázky paliva apod.) .

Názorným příkladem toho, že podíl nákladů jednotlivých fází palivového cyklu na jeho celkových nákladech může být ovlivněn celkovou palivovou strategií a z ní odvozeným technologickým režimem některé z fází, je obohacování uranu. Množství uranové suroviny i potřebné separační práce je totiž závislé na zbytkové koncentraci ²³⁵U v ochuzeném zbytku. Příklad této závislosti^{/12/} pro případ výroby UF₆ s 3% obsahem ²³⁵U je v tab. 10.

Tabulka 10

Potřeba přírodního uranu (kg U) a jednotek separační práce (JSP) na výrobu 1 kg uranu s 3%ním obsahem ²³⁵U v závislosti na zbytkovém obohacení (v % ²³⁵U) dle^{/12/}

% ²³⁵ U	kg U	JSP
0,2	5,479	4,306
0,25	6,024	3,865
0,3	6,569	3,425
0,35	7,464	3,136

Rošte-li pak poměr ceny přírodního U k nákladům na jednotku separační práce, je z hlediska celkových nákladů teoreticky výhodné snížit hodnotu zbytkového obohacení, čímž se sníží spotřeba přírodního U na úkor zvýšení potřeby obohacovací práce a tedy i podíl nákladů na těžbu a úpravu rud na úkor zvýšení podílu nákladů

na obohacování. Vzhledem k převažujícímu podílu nákladů na výrobu přírodního uranu a ná-

ladů na obohacovací práci na celkových nákladech na palivový cyklus (viz Tab. 11, věnuje se těmto optimalizačním výpočtům v poslední době značná pozornost (např. /12,13/).

Tabulka 11

Poměr (P) mezi cenou za 1 kg UF_6 a náklady na jednotku separační práce, při kterém je dané zbytkové obohacení (Z, v % ^{235}U) ekonomicky optimální /74/

Z	0,20	0,22	0,24	0,25	0,26	0,28	0,30
P	1,2945	1,0657	0,8825	0,8045	0,7339	0,6801	0,6118

V tab. 11 jsou uvedeny cenové relace (kgU/JSP) při kterých představuje dané zbytkové obohacení ekonomické optimum /74/. Ve skutečném provozu, nelze ovšem neustále přizpůsobovat technologický režim krátkodobým změnám cen, zvláště u moderních technologií, které jsou z tohoto hlediska mnohem méně pružnější, než klasická difuzní technologie.

V roce 1977 výsledky prognostické studie francouzské komise FEON 77 /75/ udávaly, že podíl palivové složky na ceně 1/kWh od. bude činit 28% oproti 51% připadajícím na krytí investičních nákladů a 21% na přímé provozní náklady. Podle /79/ podíl se palivový cyklus na ceně 1 kWh 32%, investiční náklady na výstavbu elektrárny 48% a zbytek tvoří přímé provozní náklady. Dle nejnovějších údajů francouzské státní elektrárenské společnosti EDF /8/, stoupl podíl palivové složky v r. 1980 dokonce na 45%, přímé provozní náklady činily pouze 16%, zbytek, tj. 39% byly nepřímé provozní náklady a odpisy. Procentický podíl jednotlivých fází palivového cyklu dle francouzských /75,79/, belgických /74/ a amerických /8/ údajů je uveden v tabulce 12.

Tabulka 12

Podíl nákladů jednotlivých fází palivového cyklu (v %) na celkových palivových nákladech.

	FEON 77 /75,79/	SYNATOM /74/	CAHR /6/
Těžba a úprava rud	40,0	46,7	33
Konverze a radinace U_3O_8	2,4	2,6	2
Obohacování	33,1	28,5	23
Výroba palivových článků	12,7	11,9	13
Zpracování vyhořelého paliva	17,0	21,1	38 (a)
Kredit za Pu	-5,2	-4,3	
Kredit za U	-	-5,8	-9
Kredit za obohacovací práci	-	-0,7	
C e l k e m	100,0	100,0	100

Poznámka: (a) v tom 3% představuje vitrifikace vysoceaktivních odpadů

Zpracování radioaktivních odpadů je v tab. 12 zahrnuto do relativních nákladů na jednotlivé fáze palivového cyklu. (Podle údajů INPCE činily k lednu 1978 souhrnné náklady na zpracování RAO ze všech fází palivového cyklu asi 0,001 - 0,002 dolarů na kWhod. vyrobené elektrické energie, což představovalo přibližně 2 - 4% ceny energie.)

Porovnáme-li údaje tab. 12 s hodnotami obsaženými v tab. 6, můžeme konstatovat, že s výjimkou výroby palivových článků je relativní investiční náročnost (vztažená na provozní náklady) ostatních fází palivového cyklu přibližně stejná. Právě relativně nízká investiční náročnost výroby palivových článků, spojená s faktem, že na rozdíl od všech ostatních fází palivového cyklu se provozní náklady na tuto výrobu prakticky nezměnily a nejsou příliš závislé na výrobním měřítku, způsobilo, že i menší státy zavedly nebo se připravují na zvedení vlastní výroby palivových článků s využitím zahraničních obchodovacích služeb.

6. LITERATURA

1. Sornein, J.: Atomwirtschaft - Atomtechnik 20, 1975, č. 7/8, s. 125
2. Energy International 16, 1979, č. 2, s. 22
3. Smirnov, J.V. a kol.: Atomnaja tehnika za ruběžem, 1980, č. 4, s. 18
4. INFCE/PC/2/1, IAEA, Vídeň 1980
5. Hardy, C.J.: Radiochimica Acta, 1978, s. 121
6. Anderson, A.R.: J.Inst.Nuc.Eng. 20, 1979, č. 4, s. 115
7. Smiley, S.H. - Horton, R.W. (vydav.): Nuclear Engineering, Part XV, s. 65, Am. Inst. of Chem. Engineers, New York, 1966
8. Alfredsen, P.G.: Review of Methods and Technology for the Production of Uranium Hexafluoride, AAEC/E 238, 1972
9. Smiley, S.H.: Progress in Nuclear Energy, Ser. IV, V 4, Technology Engineering and Safety, Pergamon Press, New York, 1981
10. Timm, M.: At.En.Rev., v.13, č. 4, s. 695
11. Federal Register, 32, N 230, Wednesday, November 29, 1967, p. 13
12. Petit, J.: Enrichissement de l'uranium par le procédé de diffusion gazeuse, Proc. of the Intern. Conf. on Nuclear Power and its Fuel Cycle, Salzburg, 1977
13. Prajaskes, C. a ost.: Evolution des procédés de separation des isotopes de l'uranium en France, ibid.
14. INFCE/PC/2/2, IAEA, Vídeň, 1980
15. Kruglov, A. (red.): Atomnaja promyšlenost zaruběžnych stran, Atomizdat, Moskva, 1980
16. General Information on Belgonucléaire, Belgonucléaire, Brusel, 1976
17. Nucl. Week, 13, 1972, č. 42, s. 8
18. Bemden, E. Van den: Fuel Fabrication - an Overview, IAEA Advisor Group Meeting on Facilities and Techniques for (U,Pu)O₂ Fuel Fabrication, IAEA, Vídeň, 1975
19. Fuel Fabrication - Atomic Energy Clearing House, 20, 1974, č. 7, s. 49
20. Nucl. Engng. Internat. 21, 1976, č. 251, s. 835
21. J. Nucl. Mat. 64, č. 3, s. 289
22. Nucl. Engng. Internat. 18, 1973, 4. 209, s. 749
23. TRG Rep. 2901/S, Warrington, 1976
24. Uranium Resources, Production and Demand - A Joint Report by the OECD Nucl. En. Ag. and IAEA, OECD 1975
25. Atomwirtschaft - Atomtechnik 17, 1972, č. 3, s. 172
26. Nucléées., 1978, s. 9230
27. Industrie française du cycle des combustibles nucléaires, CEA, Paris, 1972
28. Delafosse, J. - Lestiboudois, G.: Proc. of Symposium "Fabrication of Water Reactor Fuel Elements (Prague, 1978)" s. 309, IAEA, Vídeň, 1979
29. Jouan, J.: ibid., s. 399
30. Nucl. Fuel 2, 1977, č. 8, s. 7
31. Holzer, R. - Knöder, D.: Nuclear Fuel in Water Reactors, Manufacturing Technology, Operation Experience and Development Activities in the FRG, Int. Conf. on Nucl. Power and its Fuel Cycle, Salzburg, 1977
32. Schwarz, H.: Atom und Strom, 23, 1977, č. 6, s. 149
33. Eldorado - Jahresbericht 1974, Atomwirtschaft - Atomtechnik, 20, 1975, č. 6, s. 174
34. Durant., W.: Facilities and Technology needed for Nuclear Manufacture, IAEA, Vídeň, 1973
35. Zpráva AECL-4265, 1972
36. Page, R., R.: Zpráva AECL-5609, 1976
37. Panitkov, J.: Forecast of World Nuclear Activity, IAEA/STR-40, Vídeň, 1975
38. Atom in Japan 20, 1976, č. 2, s. 48
39. Sinha, K., K. a ost.: Proc. of Symposium "Fabrication of Water Reactor Fuel Elements (Prague, 1978)" s. 243, IAEA, Vídeň, 1979

40. The Reuter Appl. Atom. Report, 1974, č. 971, s. 4
41. Nucl. Week 17, 1976, č. 29, s. 6
42. Nucl. Engng. Internat. 21, 1976, č. 242/243, s. 11
43. Quality Assurance and Control in the Manufacture of Metal-Clad UO₂ Reactor Fuels, Techn. Rep. Ser. č. 173, IAEA, Vídeň, 1976
44. The Metallurgy of Zirconium, Mc Graw - Hill Book Comp., Inc., New York - Toronto - London, 1975
45. Miller, G., L.: Zirconium, Butterworths Scientific Publications, London, 1954
46. Lustman, B.: Zirconium Technology: Twenty Years of Evolution, Zpráva WAPD-T-2715, 1978
47. Proc. of the Third Int. Conf. "Zirconium in the Nuclear Industry (Quebec City, Canada)" ASTM Spec. Tec. Publ. č. 633, 1976
48. Am. Nation. Standart č. 583-1974, Designation B 350-73, 1974
49. Yutaka Koudo: Chemical Econ. and Engng. Rev. 3, 1971, č. 2, s. 2b
50. Am. Nation. Standart č. 147-1973, Designation E 453-72, 1973
51. Technical Reports Series č. 173, IAEA, Vídeň, 1976
52. INPCE/PC/2/6, IAEA, Vídeň, 1980
53. INPCE/WG/6/8, IAEA, Vídeň, 1978
54. INPCE/WG 6/10, IAEA, Vídeň, 1978
55. Atomwirtschaft - Atomtechnik 25, 1980, č. 8/9, s. 403
56. Prasad, A. N. - Kumar, S.V.: Proc. of the Intern. Conf. on Nucl. Power and its Fuel Cycle, IAEA-CN-36/91, Salzburg, 1977
57. INPCE/PC/2/4, IAEA, Vídeň, 1980
58. INPCE/WG/4/80, Technical Secretariat, 1978
59. INPCE/DEP/WG/4/80, Technical Secretariat, 1979
60. Regional nuclear fuel centres. V.1. Summary, Rep. of IAEA Study Project, IAEA, Vídeň 1977
61. Regional nuclear fuel centres. V.2. Basic studies, Rep. of IAEA Study Project, IAEA, Vídeň 1977
62. INPCE/PC/7/7, IAEA, Vídeň, 1980
63. Smirnov, J., V. a ost.: Atomn. technika za ruběžom 4, 1980, s. 18
64. Laser, M.: Reactor Congress, Hannover, 1978
65. Dejonghe, P.: Proc. Symp. Management of Radioactive Wastes from Nuclear Fuel Cycle, IAEA, Vídeň, 1976
66. Guide to the Safe Handling of Radioactive Wastes at Nuclear Power Plants, Technical Report Series č. 198, IAEA, Vídeň, 1980
67. Objectives Concepts and Strategies for the Management of Radioactive Wastes Arising from Nuclear Power Programmes, Rep. NEA OECD, IX, 1977
68. Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials, Safety Ser. č. 6, IAEA, Vídeň, 1973
69. INPCE/DEP/WG 7/5, IAEA, Vídeň, 1979
70. Proc. Symp. Management of Radioactive Wastes Arising from Nuclear Fuel Cycle, IAEA, Vídeň, 1976
71. INPCE/DEP/WG 7/7, IAEA, Vídeň, 1979
72. Proc. of the Intern. Symposium on the Underground Disposal of Radioactive Wastes, Otoniemi, PINSKO, July 1979
73. Site Selection Factors for Repositories of Solid High-Level and Alpha-Bearing Wastes, in Geological Formation, Technic. Rep. Series č. 177, IAEA, Vídeň, 1977
74. Goldschmidt, P.: Quelques aspects du cycle du combustible nucléaire. La situation en Belgique. Přednáška na semináři, Mol, Belgie, 15-16.11. 1977
75. Jacquard, P. - Bertel, E. - Lenglois, J.P.: Rev. Gen. Nucl., 1978, č. 2, s. 99
76. INPCE/WG 6/16, IAEA, Vídeň, 1979
77. Industrial Aspects of Radioactive Waste Management in Western Europe, Forstone, London, 1976
78. Mitsuo Takei: Atomn. techn. za ruběžom, 1980, č. 12, s. 22

79. Rouain, J.: Atomn. téchn. za ruběžom, 1980, č. 10, s. 41
80. Weible, M.: Kerntechnik 20, 1978, č. 11, s. 504
81. Andrejev, V.D.: Těploeněrgetika, 1978, č. 7, s. 68
82. Rao, N.K. - Katiyar, H.L. - Rajendran, R.: Proc. of the Intern. Conf. on Nucl. Power and its Fuel Cycle, IAEA, Salzburg, 1977
83. Atomwirtschaft - Atomtechnik 26, 1981, č. 4, s. 228