

Filip Křížek

Co s vyhořelým jaderným palivem?

Pokroky matematiky, fyziky a astronomie, Vol. 49 (2004), No. 3, 189--195

Persistent URL: <http://dml.cz/dmlcz/141229>

Terms of use:

© Jednota českých matematiků a fyziků, 2004

Institute of Mathematics of the Academy of Sciences of the Czech Republic provides access to digitized documents strictly for personal use. Each copy of any part of this document must contain these *Terms of use*.



This paper has been digitized, optimized for electronic delivery and stamped with digital signature within the project *DML-CZ: The Czech Digital Mathematics Library* <http://project.dml.cz>

Co s vyhořelým jaderným palivem?

Filip Křížek, Praha

1. Vyhořelé jaderné palivo

Otázka budoucího osudu vyhořelého jaderného paliva je jedním z hlavních a nejpalčivějších problémů, které trápí současnou energetiku. Dnes se nám v zásadě nabízejí dvě alternativy, jak s ním naložit: buď je umístíme do tzv. *konečného úložiště*, nebo o něco dražší varianta — *přepřacování*. Do doby, než se Česká republika rozhodne, jakou z těchto cest se vydá, bude svoje vyhořelé palivové kazety ukládat v meziskladech po dobu 40 až 50 let.

Konečné úložiště by mělo zajistit, aby se radioaktivní izotopy¹⁾ obsažené ve vyhořelém palivu nedostaly po dobu několika desítek tisíc let do biosféry. Podle projektů by tomu měl zabránit systém hned několika bariér jak přírodních, tak technických. Pro úložiště je nutné zajistit geologicky vhodnou lokalitu, např. nesmí se nacházet v seismicky aktivní oblasti a nesmí do něj prosakovat spodní voda. Proto se uvažuje o vytvoření konečných úložišť v žule, soli nebo v jílech. Další požadavky jsou kladeny na těsnost a korozivní odolnost skladovacích kontejnerů.

Přepřacování je o něco výhodnější způsob naložení s vyhořelým palivovým článkem. Palivo vyjmuté z reaktoru stále ještě obsahuje přibližně 95 % uranu 238, 1 % uranu 235 a 1 % plutonia 239. Tyto suroviny lze znovu využít. Pouze 3 % připadají na štěpné fragmenty a transurany. Ty v současnosti považujeme za odpad, a proto po vitifikaci, tj. zatavení do skla, končí v meziskladech. Zde budou tak dlouho, dokud se pro ně nevybuduje konečné úložiště. Nejdůležitější z nich, jak je udává [1], jsou uvedeny v tabulce 1.

Izotopy z tabulky 1 se rozpadají většinou jen velmi pomalu. Jejich únik do biosféry tak pro nás představuje po dlouhou dobu potencionální riziko. Bylo by proto výhodné přeměnit co největší část dlouhožijících izotopů obsažených ve vyhořelém jaderném palivu na jiné izotopy, které jsou buď stabilní, anebo mají alespoň významně kratší poločas rozpadu. Jak to však provést?

Rád bych se zde zmínil o jedné v současnosti intenzivně vyvíjené technologii, která využívá ke zkrácení doby života dlouhožijících izotopů silné toky neutronů. Její základní myšlenka je poměrně jednoduchá. Pokud sledovaný radioaktivní izotop, s poločasem rozpadu $T_{1/2}$ a účinným průřezem pro záchyt neutronu σ , umístíme

¹⁾ Řada z těchto izotopů je navíc i vysoce toxická, např. izotopy plutonia.

TABULKA 1. Orientační hodnoty týkající se roční produkce štěpných fragmentů a transuranů v lehkovodním reaktoru s výkonem 3000 MW tepelných, převzato z [1].

Štěpný fragment	$T_{1/2}$ [roky]	Hmotnost [kg]	Transuran	$T_{1/2}$ [roky]	Hmotnost [kg]
^{79}Se	$6,5 \times 10^4$	0,17	^{237}Np	$2,1 \times 10^6$	14,5
^{85}Kr	10,7	0,39	^{241}Am	423	16,6
^{90}Sr	28,8	13,4	$^{242\text{m}}\text{Am}$	141	0,022
^{93}Zr	$1,5 \times 10^6$	23	^{243}Am	$7,4 \times 10^3$	2,99
^{99}Tc	$2,1 \times 10^5$	25	^{243}Cm	28,5	0,011
^{107}Pd	$6,5 \times 10^6$	7,3	^{244}Cm	18,1	0,58
^{126}Sn	1×10^5	0,96	^{238}Pu	88	4,52
^{129}I	$1,6 \times 10^7$	5,8	^{239}Pu	2×10^4	166
^{135}Cs	3×10^6	9,4	^{240}Pu	$6,6 \times 10^3$	76,7
^{137}Cs	30	32	^{241}Pu	14,4	25,4
^{151}Sm	90	0,4	^{242}Pu	$3,8 \times 10^5$	15,5

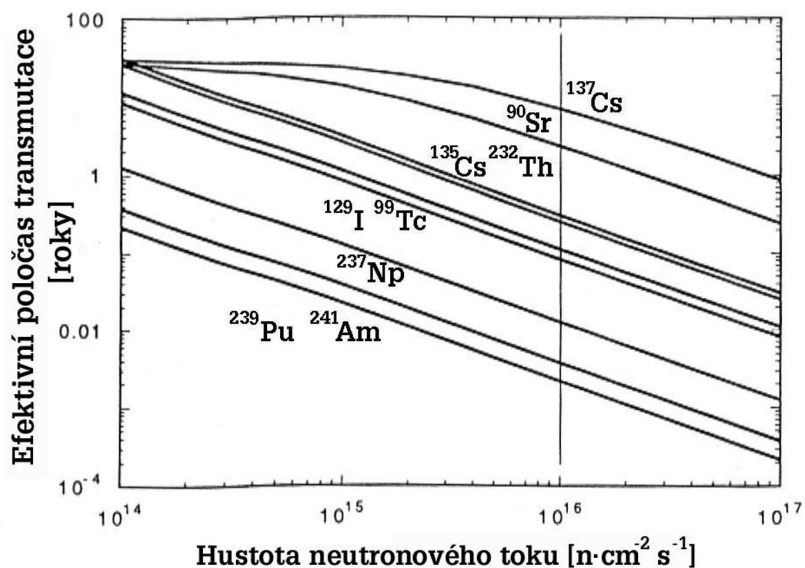
do neutronového toku o hustotě Φ , bude vlivem neutronové absorpce a transmutace ubývat jeho množství rychleji, než kdyby se rozpadal jen volně. Rychlost přeměny na jiný nuklid můžeme vyjádřit pomocí efektivního poločasu transmutace $T_{1/2}^{\text{ef}}$, pro který platí

$$T_{1/2}^{\text{ef}} = \frac{T_{1/2}}{1 + T_{1/2} \cdot \Phi \sigma / \ln 2} \quad (1)$$

Detailní odvození výše uvedeného vztahu lze nalézt v [1]. Po neutronové absorpci vznikne izotop, který má odlišné fyzikální vlastnosti než původní jádro. Změní se tedy i poločas jeho přeměny. Většinou se musí zachyt neutronu, následovaný beta rozpadem nebo štěpením, několikrát za sebou opakovat, než se jádro dostane do stabilní oblasti. Nutno dodat, že vztah (1) je přesný pouze pro tzv. monoenergetické přiblížení, kdy všechny neutrony mají pouze jednu energii. Ve skutečnosti je situace o něco složitější, protože jak neutronový tok, tak účinný průřez jsou funkcemi energie. V grafu na obrázku 1 je vidět, jak efektivní poločas transmutace některých izotopů z tabulky 1 závisí na velikosti hustoty toku tepelných neutronů.

Zásadním problémem je, že většina izotopů obsažených ve vyhořelém jaderném palivu má pouze malý účinný průřez pro zachyt tepelného neutronu. Jejich transmutace by v klasickém reaktoru trvala nesmírně dlouho. Proto chceme-li učinit přeměnu těchto izotopů dostatečně efektivní, musíme je vystavit působení velmi intenzivních neutronových toků²⁾, popř. snažit se transmutaci provádět v poli neutronů, které mají vyšší energie, tj. tvrdší energetické spektrum. A právě takováto neutronová pole by mohly být schopny vytvářet urychlovačem řízené transmutační technologie.

²⁾ Uvažuje se o tocích s hustotami v řádech od $10^{16} \text{ n} \cdot \text{s}^{-1} \cdot \text{cm}^{-2}$, což je stokrát více, než jsme schopni vyprodukovat v současných reaktorech, viz [1].

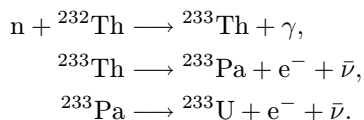


Obr. 1. Efektivní poločasy transmutace v různě silných neutronových tocích, převzato z [1].

2. Urychlovačem řízené transmutační technologie

Pod hlavičku urychlovačem řízených transmutačních technologií (ADTT — *Accelerator Driven Transmutation Technologies*) zahrnujeme soubor čtyř programů:

- Urychlovačem řízená transmutace odpadů (ATW — *Accelerator Transmutation of Waste*) by mohla výrazným způsobem zkrátit dobu, po kterou je nutno vyhořelé jaderné palivo skladovat, než jeho aktivita klesne na úroveň přirozeného pozadí. Strážlivé odhady hovoří pouze o několika desítkách až stovkách let. Tento projekt je rozpracováván zejména v americkém Los Alamos. Do nedávna jej vedl C. D. Bowman. Počítá se s použitím lineárního urychlovače s proudem až 250 mA a energií protonů 1,6 GeV.
- Urychlovačem řízená produkce energie (ADEP — *Accelerator Driven Energy Production* nebo CERNský projekt *Energy Amplifier*) má šanci stát se v budoucnu novým zdrojem elektrické energie založeným na štěpení uranu 233. Ten bychom získávali z thoria 232 sérií reakcí

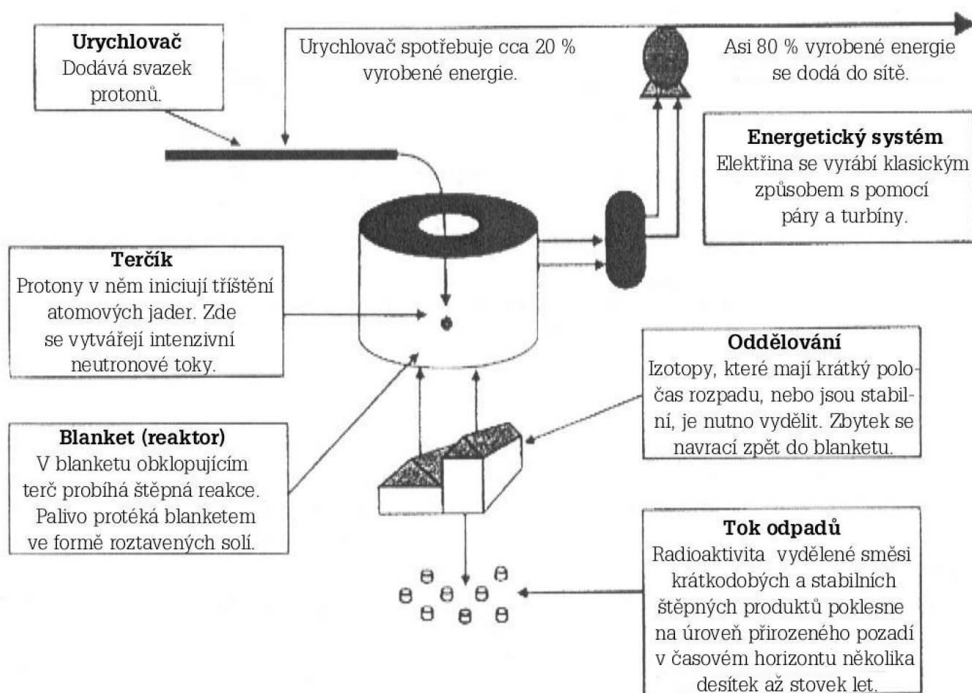


Jde v podstatě o neutronový záchyt na jádře thoria 232, po kterém následují dva beta rozpady, nejprve na protaktinium 233 a poté na uran 233. Co se týče množství

výskytu v zemské kůře, zaujímá thorium mezi prvky 40. místo v pořadí. Jeho celosvětové zásoby jsou odhadovány na $3,7 \times 10^{12}$ kg. Jsou tedy asi třikrát větší než u uranu, viz [1]. Přitom z dvanácti gramů ^{232}Th lze získat stejné množství energie jako z třiceti tun uhlí. Tento projekt je rozvíjen v CERNu a jeho duchovním otcem je C. Rubbia. Proud protonů o velikosti 5 až 6 mA by měl dodávat cyklotron.

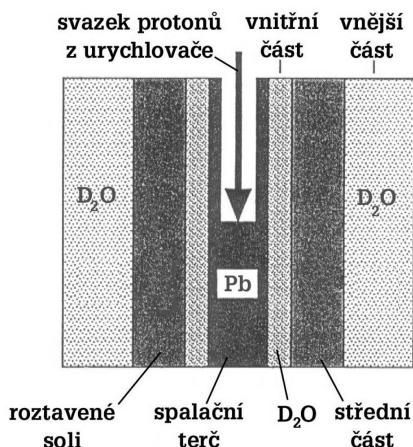
- Urychlovačem řízená přeměna plutonia (ABC — *Accelerator Based Conversion of Plutonium*) má ambice bezpečně odstranit rozsáhlé zásoby ^{239}Pu z demontovaných jaderných hlavic.
- Urychlovačem řízená produkce tritia (APT — *Accelerator Production of Tritium*) může probíhat ve vhodném materiálu reakcemi typu $(n, ^3\text{H})$ pomocí silných neutronových polí, viz [2].

Princip ADTT byl navržen již v padesátých letech 20. století. Využívá kombinace urychlovačové a reaktorové techniky. Tehdejší urychlovače však nedosahovaly potřebných výkonů ani stability provozu. Proto zájem o tuto oblast fyziky na několik desítek let opadl. Teprve díky nedávnému pokroku ve vývoji urychlovačů se pomalu otevírá možnost myšlenku projektů z padesátých let realizovat. Nyní zde popíšeme, jak vypadá jedna z navrhovaných variant zařízení, v němž by kromě transmutace jaderného odpadu docházelo ještě k produkci energie. Schematický náčrt elektrárny založené na principu ADTT je na obr. 2.



Obr. 2. Schéma jedné varianty transmutačního systému, převzato z [5].

Úkolem urychlovače je vytvořit svazek protonů o energii cca 1 GeV a proudu několika desítek až stovek mA. Tento svazek necháme procházet terčem z těžkého kovu³⁾, kde bude iniciovat tzv. tříštivé (*spalační*) reakce. V nich se produkuje velké množství neutronů s různými energiemi. Každý proton jich vytvoří v průměru zhruba 10 až 20.



Obr. 3. Schéma možného uspořádání blanketu.

Terč je obklopen tzv. blanketem, viz obr. 3. Jde v podstatě o reaktorový systém, který je trvale v podkritickém stavu. To značně zvyšuje bezpečnost provozu, protože nemůže dojít k nekontrolovatelné řetězové štěpné reakci. Neutronová bilance v blanketu je závislá na proudu v urychlovači. V případě, že jej vypneme, štěpné reakce se rychle zastaví.

V blanketu dochází k vlastní transmutaci dlouhožijících izotopů na krátkodobé nebo stabilní. Děje se tak opakovanou sérií neutronových záchytů a beta přeměn. U transuranů může proběhnout po absorpci neutronu jaderné štěpení. V často uvažovaných schématech probíhá v blanketu kromě této transmutace ještě štěpení uranu 233 a jeho produkce z thoria 232. V takovém případě má blanket tři základní části:

- Vrstva nejbližší terči obsahuje těžkou vodu. Jejím úkolem je částečně moderovat⁴⁾ energetické spektrum neutronů přicházejících z terče. Mohou v ní být rozpuštěny některé izotopy, u nichž jsou k transmutaci potřebné neutrony s vyššími energiemi.
- Ve střední části blanketu proudí roztavené fluoridové soli (LiF a BeF₂ nebo NaF a ZrF), ve kterých jsou rozpuštěny izotopy, jež chceme transmutovat, a také štěpitelný uran 233. Interakcí s neutronovým polem dochází k jejich přeměně. Přitom se uvolňuje teplo, které se předává přes výměník sekundárnímu okruhu. Teplota fluoridových solí na výstupu z blanketu je vysoká, cca 700 °C. Proto může mít

³⁾ Těžké kovy z konce periodické tabulky, jako např. Ta, W, Pb nebo Bi, jsou podle [7] výhodné pro výrobu spalačního terče hned z několika důvodů. Mají velký počet neutronů a protonů v jádře, dobrou tepelnou vodivost, vysokou hustotu atd.

⁴⁾ Moderovat = snižovat střední energii spektra neutronů.

konverze tepelné energie v elektrickou dobrou účinnost. Elektřina se pak vyrábí v sekundárním okruhu standardními parními turbínami.

- Ve vnější části dochází k produkci uranu 233 z thoria 232. Thorium je zde rozpuštěno v těžké vodě.

Na okruh fluoridových solí musí navazovat efektivní chemicko-izotopická separace. Jejím úkolem je oddělovat dlouhožijící izotopy od krátkodobých a stabilních, které se posílají do konečného úložiště. Jejich aktivita poklesne na úroveň přirozeného radioaktivního pozadí v časovém horizontu několika desítek až stovek let. Dlouhožijící izotopy se navracejí zpět do blanketu. Problémem je, jak v průběhu „*on-line*“ chemicko-izotopické separace zabránit nekontrolovaným únikům radioaktivity. Tím, že je palivo rozpuštěno, aby mohlo protékat skrz blanket, ztratíme dvě ze čtyř bariér, které mají zabránit jeho přímému kontaktu s okolím. Pro zvýšení bezpečnosti nezbývá než nahradit chybějící bariéry jiným způsobem.

3. Současná situace

Snahou je, aby takto navržený systém byl schopen vyrábět elektrickou energii za ceny, které by mohly konkurovat klasickým zdrojům, jako je třeba spalování fosilních paliv nebo štěpení uranu v atomových elektrárnách, viz [1]. V optimistickém scénáři by urychlovač spotřeboval asi 20 % vyrobené elektrické energie a zbytek by mohl dodávat do sítě.

Důležitým předpokladem úspěšnosti projektu ADTT je však dořešení některých technických otázek. Řada z nich je spojena s urychlovačovou technikou. Současné urychlovače stále ještě nemají dostatečný výkon ani stabilitu provozu. Není uspokojivě zodpovězena otázka, jak bude protonový svazek vyveden z vakua v urychlovačové trubici do terče. Ve vývoji ADTT systémů je také celá řada úkolů pro materiálový výzkum, který musí vytvořit slitiny dostatečně odolné vůči poškození neutrony a vůči korozivním účinkům fluoridových solí.

Neustále se studují vlastnosti neutronového zdroje. Pro spalační terč je nutné zvolit vhodný materiál, geometrii a energii primárních protonů, kterými jej budeme ostřelovat. Při návrhu jeho optimální podoby jsou užitečným pomocníkem počítačové programy, které simulují průběh tříštivých reakcí a následný transport neutronů v materiálu. Jsou založeny na matematické metodě Monte Carlo. Při výpočtech využívají různé fyzikální modely tříštivých reakcí a knihovny účinných průřezů pro interakce neutronů s jádry. Přesnost těchto programů však zatím daleko zaostává za spolehlivostí programů simulujících nízkoenergetické neutronové pole v klasickém reaktoru. Proto se v současnosti několik skupin fyziků po celém světě zabývá prováděním tzv. „*benchmark*“ testů. Experimentálně zkoumají produkci neutronů v tlustých terčích a získané výsledky porovnávají s počítačovými simulacemi. Snaží se tak testovat modely reakcí a platnosti knihoven účinných průřezů. Zajímavých výsledků v tomto směru dosáhla skupina francouzských vědců z Laboratoire National SATURNE, kterým jejich aparatura umožňuje měřit úhlovou závislost tvaru energetického spektra neutronů produkovaných ve spalačním terči, viz [6].

Další zemí, která věnuje hodně pozornosti otázkám spojeným s transmutačními technologiemi, je Rusko. Vědci z Dubny přikročili od experimentů s jednoduchými tlustými terči ke studiu vlastností složitějších sestav. Spalační terč je v nich obklopen blanketem z uranových prutů, viz [3, 4]. Studuje se produkce tepla v sestavě, koeficient jejího energetického zesílení, neutronová multiplikace, účinné průřezy izotopů z vyhořelého jaderného paliva pro interakce s neutrony a protony, tvar energetického spektra produkovaných neutronů apod. Doplněním knihoven účinných průřezů pro interakce vysokoenergetických neutronů s jádry se systematicky zabývá také např. skupina vědců v CERNu sdružená do kolaborace n-TOF.

Japonský výzkumný ústav pro atomovou energii (JAERI — *Japan Atomic Energy Research Institute*) řeší dlouhodobý výzkumný a vývojový program OMEGA (*Option Making Extra Gains from Actinides and Fission Products*). V jeho rámci se vědci zabývají separací a transmutací transuranů a dlouhodobých štěpných produktů. Snaží se řešit otevřené problémy spojené s vývojem efektivní chemicko-izotopické separace. V současné době spolupracuje JAERI s laboratoří KEK na vývoji výkonného urychlovače, který by byl vhodným zdrojem protonů pro budoucí transmutační systémy.

Na závěr musíme podotknout, že vinou finanční a technické náročnosti transmutačního zařízení na bázi ADTT se s vybudováním jeho funkčního prototypu v nejbližších letech nepočítá. Souběžně s vývojem ADTT systémů však běží i jiné výzkumné programy, které se zabývají přeměnou transuranů v rychlých reaktorech. Doufejme, že technické obtíže, na které narážíme, nebudou pro vědce nepřekonatelné a že se nám v budoucnu konečně podaří uspokojivě uzavřít palivový cyklus.

Rád bych na tomto místě poděkoval Ing. KARLOVI KATOVSKÉMU, RNDr. VLADIMÍRU WAGNEROVI, CSc., RNDr. ANDREJI KUGLEROVI, CSc., a Mgr. DALIBORU NEDBALOVI za jejich podnětné komentáře a připomínky k tomuto článku.

L i t e r a t u r a

- [1] BOWMAN, C. D. et al.: *Nuclear energy generation and waste transmutation using an accelerator-driven intense thermal neutron source*. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, A320 (1992), 336–367.
- [2] BROWNE, J. C. et al.: *Proceedings of the 2nd International Conference on Accelerator Driven Transmutation Technologies*. Kalmar, Sweden 1996, ed. H. CONDÉ, s. 101.
- [3] KRIVOPUSTOV, M. I. et al.: *Experimental studies of electronuclear method of energy production and transmutation of radioactive wastes using relativistic beams from JINR (Dubna) synchrotron/nuclotron*. Proc. of the XV Internat. Seminar on High Energy Physics Problems, Dubna 2001.
- [4] KRIVOPUSTOV, M. I. et al.: *First experiments with a large uranium blanket within the installation “energy plus transmutation” exposed to 1.5 GeV protons*. Kerntechnik 68 (2003).
- [5] LAWRENCE, G.: *Transmutation and Energy Production With High Power Accelerators*. <http://accelconf.web.cern.ch/AccelConf/p95/Articles/fpd/fpd03.pdf>
- [6] LERAY, S. et al.: *Spallation neutron production by 0.8, 1.2, and 1.6 GeV protons on various targets*. Phys. Rev. C 65 (2002), 044621.
- [7] WAGNER, V. a kol.: *Produkce neutronů ve spalačních reakcích*. Výzkumná zpráva ÚJF AV ČR: Report ÚJF-EXP-96/03.