

ÚLOŽNÝ OBALOVÝ SOUBOR PRO VYHOŘELÉ JADERNÉ PALIVO

JANA REJKOVÁ^a, JAN MACÁK^a
a LUMÍR NACHMILNER^b

^a Ústav energetiky, Vysoká škola chemicko-technologická v Praze, Technická 5, 166 28 Praha 6, ^b Centrum výzkumu Řež s.r.o., Hlavní 130, Řež, 250 68 Husinec
petruj@vscht.cz

Došlo 30.8.21, přijato 8.11.21.

Klíčová slova: hlubinné úložiště, jaderné palivo, peleta UO₂

● <https://doi.org/10.54779/chl20220110>

Obsah

1. Úvod
2. Vyhořelé jaderné palivo
 - 2.1. Změny v palivu během palivového cyklu
 - 2.2. Změny v palivu během uložení v hlubinném úložišti
3. Závěr

1. Úvod

Zásadní otázkou v bezpečnosti uložení vyhořelého jaderného paliva je životnost a účinnost bariér izolujících radioaktivní odpad od okolního prostředí. Řešením je multibariérový systém ukládání skládající se z několika bariér:

- kompaktní struktura pelety paliva UO₂,
- pokrytí paliva/ palivové proutky,
- obalový soubor,
- bentonitová vrstva,
- úložná hornina.

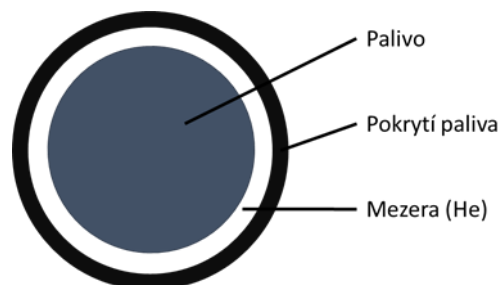
Podoba jednotlivých bariér závisí na konkrétních podmínkách v geologických strukturách státu zabývajících se likvidací jaderného odpadu. V ČR se podmínky hlubinného úložiště řeší pro prostředí krystalických hornin, jako jsou granity, metamorfity, stejně jako např. ve Finsku a Švédsku. V těchto zemích je proces výstavby úložišť v pokročilejších fázích než v ČR a lze tedy jejich zkušenosti a vědecké analýzy aplikovat i na naše podmínky a spolupracovat s jejich organizacemi zajišťujícími vybudování a správu těchto areálů. Ve Švédsku je touto odpovědnou organizací SKB (Svensk Kärnbränslehantering Ab) a ve Finsku Posiva. V obou zemích jsou již vybudované podzemní laboratoře pro ověřování podmínek a výzkum

v hlubinných geologických formacích, ve Švédsku je to laboratoř v Äspö s již navrženou finální lokalitou Forsmark¹, ve Finsku je to laboratoř Onkalo na ostrově Olkiluoto, kde bude umístěno i samotné úložiště. Finsko je také zemí, která je ve vývoji hlubinného ukládání nejdále a jako první rozhodlo o finální lokalitě budoucího úložiště². Obě zmiňované země vychází z koncepce označované KBS-3, kdy je vyhořelé jaderné palivo umístěno v kontejnerech z mědi s ocelovou vložkou, další bariéra bude tvořena bentonitem a hloubka uložení bude cca 400–500 m (cit.³).

2. Vyhořelé jaderné palivo

Nejpoužívanějším jaderným palivem na bázi disperzních keramických materiálů je oxid uranický. Výhody oxidické keramiky jsou vysoká teplota tání, teplotní stabilita, dobře zadržuje štěpné produkty, je velmi dobře korozně odolná a radiačně stabilní. Vlastnosti, které ovlivňují chování paliva z UO₂, jsou hustota, porozita, stechiometrický poměr kyslíku a uranu, štěpením způsobené zhušťování a restrukturalizace⁴. Nevýhodou je nízká hustota štěpných jader, nízká tepelná vodivost, nízká odolnost vůči rychlým teplotním změnám a křehkost.

Keramická paliva jsou uložena v palivovém proutku pokrytém zirkoniovými slitinami ve formě tablet, prostor mezi palivem a jeho pokrytím je vyplněn heliem pro lepší přestup tepla (viz obr. 1). Prutek je tvořen souborem pelet o průměrech 7,6 mm a výšce 9–14 mm u paliva z EDU (elektrárna Dukovany) s označením Gd-2, trubka pokrytí palivového proutku může mít průměry například 9,1 mm u paliva z reaktoru VVER 440 (vodo-vodní energetický reaktor o výkonu 440 MWe) nebo 10,75 mm u paliva z reaktoru VVER 1000 (vodo-vodní energetický reaktor o výkonu 1000 MWe)⁵. Podoba palivových tablet se s měnícími se nároky na palivový cyklus neustále vyvíjí a upravuje. Starší typy paliva s centrálním otvorem tabletky byly rozměrově měněny, byl měněn také stupeň oboha-



Obr. 1. Průřez palivovým proutkem

cení a zmenšování průměr centrálního otvoru na 1,6 až 1,2 mm. Centrální otvor snižuje teplotu ve středu tablety a dává prostor vznikajícím plynným štěpným produktům. Nové typy paliva ruské firmy TVEL, jako je například uran-gadoliniové palivo druhé generace s označením Gd-2M+, již nemají centrální otvor, což vede ke zvýšení výkonu navýšením množství uranu. Palivo je obohaceno izotopem uranu 235 na hodnotu 4,38 % a byla zvýšena střední velikost zrn v peletce na 25 μm , což vede k menšímu úniku štěpných produktů z nitra peletky. Čela tabletek mají čokovitě vybrání, takže dochází ke kontaktu peletek pouze v obvodových částech, kde je teplota nejnižší⁵.

Pro účely dalšího nakládání s vyhořelým jaderným palivem existují databáze jaderného paliva, zahrnující počty a historii palivových souborů, technické parametry, izotopové složení atd. Obecně obsahuje vyhořelé jaderné palivo cca 95 % ²³⁸U, 1 % ²³⁵U, 3 % štěpných produktů (dlouhodobé např. ¹³⁵Cs, ¹²⁹I, ⁹⁹Tc), 1 % transuranů (např. ²³⁹Np, ^(239,240,241,242)Pu, ^(241,243)Am, ^(244,245)Cm)⁶.

2.1. Změny v palivu během palivového cyklu

Během vyhořívání paliva v jaderném reaktoru dochází u palivových tabletek k tzv. dospěkání, což má za následek zmenšení průměru tabletek, postupně se však začíná projevovat vliv napučání paliva a průměr peletek se zvětšuje v důsledku generování zejména plynných štěpných produktů. S rostoucím stupněm vyhoření dochází ke zužování mezery mezi palivem a pokrytím až ke kontaktu a zvyšování tlaku na palivové pokrytí. V důsledku působících vlivů se tabletky paliva deformují do bambusovitého tvaru⁷.

Značná část produktů vznikajících během štěpné reakce jsou plyny, například Kr, Xe, Cs, I, a ty mohou mít výrazný vliv na chování jaderného paliva. Při integrálních dávkách vznikají malé bublinky s rozměrem přibližně 65 nm. Bublinky zůstávají na dislokačních čárách, na hranice zrn se dostávají pouze ty, které se nacházejí v jejich blízkosti. Bublinky o větších rozměrech migrují na hranice zrn, kde dochází k jejich pohlcování. Při dosažení velikosti 450 nm se bubliny začnou pohybovat podél hranic zrn, vytvářejí vysoký tlak a podílí se na tvorbě sloupcovitých krystalů. Při velikostech 700 nm, teplotách vyšších než 1700 °C a za vysokého tlaku budou bubliny migrovat dále, bude docházet k vzrůstu povrchové difuze a vypařování UO₂ (cit.^{9,10}).

Za běžných podmínek během provozu reaktoru dochází ve struktuře paliva k zásadním změnám vzhledem ke značnému teplotnímu gradientu. Teploty v centru peletek se mohou pohybovat kolem 2000 K, zatímco na povrchu je teplota kolem 800 K díky chladicímu médiu vně palivových souborů. Struktura zrn paliva bude v různých oblastech peletek různá, tyto změny mají výrazný vliv na výkon paliva, tepelnou vodivost, pevnost aj.

Struktura zrna a také poréznost souvisí s teplotami, jimž je palivo vystaveno. Při relativně nízkých teplotách jsou změny ve velikostech zrn a pórovitosti v průřezu pelety malé s mírným růstem zrn ve středu. Výjimkou z tohoto tvrzení je struktura okrajové vrstvy paliva, kdy je porozita

v hloubce do několika μm několikanásobně vyšší a velikost zrn je menší než v neozářeném materiálu¹². V obvodu pelet je zvýšená hodnota vyhoření materiálů, až na dvojnásobek průměru, která je spojená s vyšším obsahem štěpných produktů, především ²³⁹Pu, a zvýšená intenzita α záření¹¹.

Během spalování paliva v reaktoru vzniká celá řada štěpných produktů a aktinidů s velmi rozdílnými rozpustnostmi v základní matici. Podle míst jejich výskytu v palivu je lze rozdělit do tří kategorií:

1. Štěpné produkty nacházející se v mezeře mezi palivem a pokrytím (Cs, I).
2. Štěpné produkty migrující k hranicím zrn paliva buď ve formě plynných štěpných produktů, nebo pevných štěpných produktů jako např. perovskity ((Ba, Sr) ZrO₃) nebo ϵ -fáze kovů (Mo, Ru, Rh, Pd, Tc).
3. Štěpné produkty a aktinidy a lanthanoidy, které jsou zadrženy v matici paliva.

Více než 90 % radionuklidů patří do třetí kategorie a předpokládá se, že jejich uvolňování z paliva se bude řídit rychlostí rozpouštění matrice oxidu uranu. Rychlost uvolňování radionuklidů druhé kategorie bude také řízena degradačními procesy matrice paliva¹³.

2.2. Změny v palivu během uložení v hlubinném úložišti

Koncepční řešení multibariérového obalu vysoceaktivního jaderného odpadu pro hlubinná úložiště počítá se zajištěním izolace radioaktivních produktů od životního prostředí po tisíce až desetitisíce let pomocí úložných obalových souborů. Fyzikálně-chemické působení prostředí hlubinných úložišť ovšem z dlouhodobého pohledu nakonec působí jejich selhání, které povede ke kontaktu vlhkosti a paliva. Vytvořením vodního filmu na povrchu paliva mohou potenciálně nastat oxidační podmínky vedoucí k degradaci paliva a uvolňování radionuklidů.

Pro případy selhání inženýrských bariér byly vytvořeny dva modely¹⁵:

IRF (frakce s okamžitým uvolněním) – pro případy náhlých krátkodobých úniků štěpných produktů z různých palivových mikrostruktur porušením v kanystru, například z hranic zrn, lemu paliva, mezery mezi palivem a pokrytím,

MAM (model modifikace matrice) – model spojený s průnikem vody, její radiolýzou a následným rozpouštěním matrice oxidu uranu.

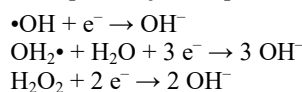
Vliv radiolýzy vody

Sledovaný kritický faktor uvolňování radionuklidů z matrice uranu bude řízen rychlostí degradace matrice samotné. Přestože je uran v palivu v tetravalentním oxidačním stavu jen velmi málo rozpustný v redukčních podmínkách vyskytujících se v úložištích, jeho rozpustnost se může významně zvýšit za přítomnosti vlhkosti. V případě kontaktu vody a vyhořelého jaderného paliva bude voda vystavena účinkům α , β a γ záření. Ovšem vzhledem k tomu, že hladiny β a γ záření klesnou na bezvýznamnou úroveň po uplynutí cca tisíce let, zatímco záření α přetrvá-

vá po mnohem delší časové období, uvádí většina studií především vliv α záření na oxidaci a rozpouštění UO_2 . α částice mohou předávat svou energii vodnímu prostředí do limitované vzdálenosti, která je odhadována na $< 45 \mu\text{m}$ od povrchu paliva¹⁶.

Vlivem radiolýzy vody vznikají na rozhraní voda/ UO_2 oxidační podmínky, které mohou urychlit rozpouštění matrice (viz obr. 2). Během radiolýzy vody vzniká soubor produktů, jako jsou radikály $\text{OH}\cdot$, $\text{OH}_2\cdot$, e_{aq}^- , $\text{H}\cdot$ nebo molekulární formy H_3O^+ , H_2 , H_2O_2 v koncentracích, které závisí na povaze a dávce záření. Dále může vznikat O_2 , což není primární radiolytický produkt, ale vzniká rekombinací primárních produktů nebo reakcemi H_2O_2 (cit.¹⁷).

Některé produkty vznikající během radiolýzy mohou v systému působit jako depolarizátory:



Některé produkty radiolýzy mohou korozi i zpomalovat, např.:



Na druhou stranu při této reakci vzniká O_2 , který působí jako depolarizátor. Obecně platí, že produkty radiolýzy většinou urychlí proces koroze kovu, ale mohou způsobit i jeho pasivaci. Dalším příkladem produktu, který může zpomalovat radiolytické procesy, je vodík vznikající při případných korozních procesech úložného obalového souboru (ÚOS).

Pro uložené jaderné palivo v dlouhodobém pohledu uvažujeme nejsilnější vliv α částic, které při radiolýze vody přednostně vytvářejí molekulární formy produktů (např. H_2O_2 , H_2 , O_2) před radikály a tyto vznikající molekuly se tvoří v blízkosti paliva. Část z nich následně reaguje s povrchem paliva oxidací U^{IV} na U^{VI} , který je mnohem více rozpustný (zejména za přítomnosti uhličitánů). Ná-

sledně dojde k rozpouštění U^{VI} za účasti vodních ligandů OH^- , HCO_3^- aj. a uvolnění radionuklidů do roztoku a k tvorbě anorganických komplexů. Uran ve vodném roztoku se pak může vysrážet lokálně na povrchu paliva nebo v blízké oblasti, což závisí na redoxní rovnováze a chemii vody^{17–19}.

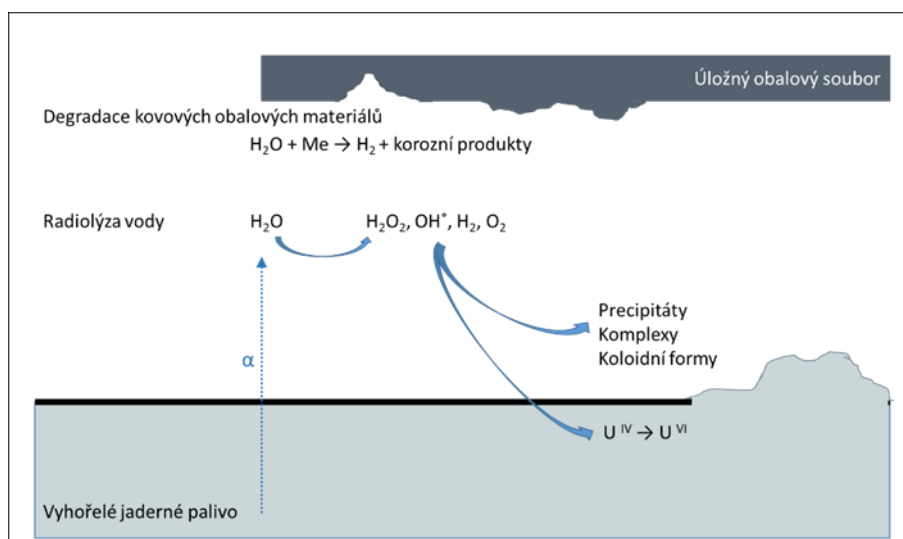
Experimentální práce prokázaly, že pro prostředí úložišť jsou ve většině případů limitujícím faktorem změn v palivu radiolýza vody a oxidace matrice UO_2 , většina současných výzkumů se proto i nadále zaměřuje na studium stupňů radiolýzy a oxidace.

Chování uloženého vyhořelého paliva bude ovlivňovat nejen proces radiolýzy vody, ale také korozní procesy ÚOS a jejich produkty a složení podzemních vod, bentonitu i okolní horniny. Může zde docházet ke vzniku komplexů, precipitací, iontovým výměnám atd. Nicméně stále není známo mnoho parametrů pro modelování vlivu těchto procesů a může být složité posoudit účinek navzájem si konkurujících procesů v podmínkách měnícího se teplotního a radiačního pole a průtoků^{17,20}.

Vliv různých parametrů prostředí na chování paliva

Hodnoty pH v prostředí většiny úložišť se pohybují v rozmezí 5 až 10, s výjimkou těch, které jsou zaplaveny solankou s obsahem Mg, kde je očekáváno $\text{pH} < 5$. Tyto hodnoty pH nebudou mít významný vliv na rychlost koroze UO_2 . Hodnota pH může ale ovlivňovat chování povrchových vrstev na palivu v určitém rozmezí potenciálů – $100 \text{ mV} \leq E \leq +300 \text{ mV}$, kdy ovlivňuje tvorbu úsad korozních a dalších složek prostředí, a tím urychluje nebo brzdí rozpouštění paliva¹³.

Předpokládá se, že uhličitany budou mít největší vliv na urychlení rozpouštěcích procesů ze všech ostatních možných složek podzemních vod. Vliv uhličitanu může být kategorizován jako funkce koncentrace:



Obr. 2. Hlavní procesy snižující životnost vnitřních ploch úložného obalového souboru

1. V nepřítomnosti uhličitanu se akumulují nánosy korozních produktů a potlačují rychlost rozpouštění.
2. Nízké koncentrace $< 10^{-3} \text{ mol l}^{-1}$; převládající vliv uhličitanu zvyšuje rozpustnost UO_2^{2+} , což zabraňuje usazování korozních produktů.
3. Střední koncentrace 10^{-3} – $10^{-1} \text{ mol l}^{-1}$; $\text{HCO}_3^-/\text{CO}_3^{2-}$ je kineticky zapojen do procesu rozpouštění tvorbou povrchových meziproductů.
4. Vysoké koncentrace uhličitanu ve fázi, jako je UO_2CO_3 , začínají omezovat rychlost rozpouštění a reakce se stává stále méně závislou na koncentraci uhličitanu¹³.

Mezi další důležité složky patří úsady a komplexy, které zpomalují rozpouštění UO_2 podporováním tvorby usazenin korozních produktů s extrémně nízkou rozpustností. Elektrochemické experimenty ukazují, že začlenění Ca^{2+} a SiO_4^{4-} do filmu korozních produktů na povrchu vede k rychlému potlačení rozpouštění. Uvolňování radionuklidů z palivového souboru může být ve vzdálenějších polích zpomalováno sorpcí na minerální povrchy, dalším způsobem zadržování je tvorba komplexů.

Komplexy tvoří hlavně aktinidy a nenabitě radionuklidy s hydroxylovými skupinami křemíku, hliníku a oxidů železa. K sorpční kapacitě přispívají také fosforečnany a uhličitany. Proces je reverzibilní, a pokud koncentrace volných radionuklidů poklesne, mohou být z komplexů opět uvolněny²¹.

Mobilita radionuklidů

Z dlouhodobého pohledu radiotoxicity uložených radioaktivních odpadů převládá vliv aktinidů, jejichž rozpustnost je za redukčních podmínek velmi nízká, naopak sorpce na minerální povrchy je vysoká. Mezi málo rozpustné prvky v redukčním prostředí podzemních vod patří čtyřmocný uran, a proto bude jeho uvolňování pomalé. Naopak některé produkty štěpení, např. ^{99}Tc , ^{129}I , ^{237}Np , jsou za určitých podmínek rozpustné ve vodě a také se méně sorbují v horninovém prostředí, a proto jsou mobilnější než ostatní.

Geochemická mobilita U a Pu, stejně jako některých dlouhodobých štěpných produktů, jako jsou ^{79}Se a ^{99}Tc , do značné míry závisí na redoxních podmínkách a oxidačních stavech aktinidů. V podmínkách úložiště může uran existovat jako sloučenina nebo komplex v roztoku ve dvou oxidačních stavech U^{IV} nebo U^{VI} , který je mnohem více rozpustný a mobilní. Situace pro Pu je složitější, protože v přírodních vodách existují potenciálně čtyři různé oxidační stavy. Vyšší oxidační stavy lehčích aktinidů tvoří stabilní uhličitánové komplexy, které zvyšují koncentraci aktinidů v roztoku. Obecně platí, že redukce aktinidů vede k nižší rozpustnosti a zvýšené tendenci absorbovat se na minerální povrchy^{14,21}.

K transportu radionuklidů tlumivými a výplňovými materiály dojde po jejich mobilizaci z matrice odpadu. Teprve až se radionuklidy uvolní z matrice paliva, kde je mohou brzdit i vznikající vrstvy korozních produktů, a projdou materiály inženýrských bariér, mohou migrovat hostitelskou horninou. Transport uvolněných rozpouštěných radionuklidů zde může probíhat difúzí nebo advekcí, a to

pro různé radionuklidy různou rychlostí. Proto se i do kontaktu s okolním prostředím budou transportovat postupně, podle doby migrace těmito bariérami. Například mobilní radionuklidy ^{36}Cl se mohou objevit za několik desítek tisíců let, zatímco méně mobilní radionuklidy, např. ^{237}Np , za mnohem delší dobu²¹.

3. Závěr

Keramické pelety paliva UO_2 se během palivového cyklu vlivem vyhořívání mění, a to jak mírou vyhoření paliva, tak i rozložením a působením vznikajících produktů štěpení. Stav paliva na konci palivového cyklu po vyjmutí z reaktoru může mít vliv i na životnost paliva během uložení v hlubinném úložišti. Značná část produktů vznikajících v palivu jsou plyny, např. Kr a Xe, které způsobují zvyšování tlaků v palivovém proutku a dochází k deformaci peletek. Bublínky plynů, ale i další štěpné produkty mohou zůstávat ve struktuře UO_2 , ale také mohou migrovat po hranicích zrn a napomáhat tak krystalovým změnám paliva. Dále dochází k vytvoření specifické okrajové vrstvy peletek a k napučání paliva. Způsob vázání a rozložení štěpných produktů bude mít vliv i na možné uvolňování radionuklidů z paliva během uložení.

V případě selhání ostatních bariér úložného obalového souboru dochází k rychlému úniku plynů a štěpných produktů nahromaděných v mezeře palivo-pokrytí, v okrajové vrstvě paliva a hranicích zrn v další dlouhodobější fázi bude docházet k degradaci a korozi matrice UO_2 . V této druhé fázi bude rychlost uvolňování radionuklidů řízena rychlostí degradace matrice, přičemž uran samotný ve formě U^{IV} je jen velmi málo rozpustný v redukčních podmínkách úložiště. Změna podmínek ovšem nastává při selhání ochranných bariér a vniknutí vody k palivu. Především vlivem α záření dochází k radiolýze vody. Produkty radiolýzy vody mění redoxní podmínky systému, podílí se na rozpouštění vyhořelého paliva a dochází k uvolňování radionuklidů do prostředí. Vliv pH v prostředích hlubinných úložišť se nepovažuje za významný, ale může ovlivňovat chování úsad a korozních produktů. Korozní produkty, vznikající komplexy a další úsady pocházející z degradace paliva, inženýrských bariér nebo z podzemních vod mohou zpomalovat rozpouštění paliva tvorbou mechanické bariéry a tím zpomalení difuzních procesů. Po uvolnění radionuklidů z matrice paliva dochází k migraci prostředím, která může být ovlivňována sorpcí na minerální povrchy.

Pro bezpečnost hlubinného ukládání bude zásadní chování jednotlivých vrstev úložného obalového souboru. Nezanedbatelným faktorem bude tudíž i struktura pelet paliva a jejich vliv na integritu nejbližší ochranné vrstvy, tj. povlakových trubek.

Financováno z účelové podpory na specifický vysokoškolský výzkum (MŠMT č. A1 FTOP_2021_004). Prezentované výsledky byly dále finančně podpořeny Státním úřadem pro jadernou bezpečnost v rámci projektu „Vývoj hlubinného úložiště“, zakázka SÚJB č. j. SÚJB/

ONRV/7849/2015 a Ministerstvem školství, mládeže a tělovýchovy – projekt LQ1603 Výzkum pro SUSEN (Práce byla realizována na velké infrastruktuře Udržitelná energetika SUSEN vybudované v rámci projektu CZ.1.05/2.1.00/03.0108 a CZ.02.1.01/0.0/0.0/15_008/0000293).

Seznam zkratk

SKB	švédská společnost odpovídající za stavbu hlubinného úložiště (Svensk Kärnbränslehantering AB)
EDU	elektrárna Dukovany
VVER	vodo-vodní energetický reaktor
MWe	megawatt elektrický
PCMI	mechanická interakce pelet a pokrytí paliva (Pellet-Cladding Mechanical Interaction)
IRF	frakce s okamžitým uvolněním (Instant Release Fraction)
MAM	model modifikace matrice (Matrix Alteration Model)
ÚOS	úložný obalový soubor

LITERATURA

1. Svensk Kärnbränslehantering AB: *Åspö Hard Rock Laboratory Annual Report 2019* (Švédsko), <http://www.skb.com>, staženo 6. 8. 2021.
2. České jaderné fórum: *Bulletin 4/2015* (Česká republika), str. 1.
3. <http://www.worldnuclear.org>, staženo 14. 10. 2016.
4. <http://atominfo.cz>, staženo 20. 7. 2020.
5. Smetana J.: *Jaderná paliva pro tlakovodní jaderné reaktory. Bakalářská práce*. Vysoké učení technické v Brně. Brno 2014.
6. Kříž Z.: *Vývoj hlubinného úložiště. Výzkumná zpráva*. Centrum výzkumu Řež s.r.o., Praha 2015.
7. Burket D.: *Palivové vsázky se zdokonaleným palivem na Jaderné elektrárně Dukovany. Disertační práce*. České vysoké učení technické v Praze, Praha 2003.
8. Chichester H.: *The 2012 NanoNuclear Workshop, 27 February 2012, Houston, Texas*, plenární přednáška.
9. <http://www.hhallberg.com>, staženo 10. 11. 2015.
10. Kursa M., Szurman I.: *Materiály pro jadernou techniku*. Vysoká škola báňská – Technická univerzita Ostrava, Ostrava 2013.
11. Hedin A.: *Fuel and canister process report for the safety assessment SR-Site. Technical report*. Svensk Kärnbränslehantering AB, Stockholm 2010.
12. Osuský F., Haščík J.: *Fr-Cz-Sk Winter Seminar 2016, 8–12 February 2016, Železná Ruda, Czech Republic*, plenární přednáška.
13. Shoesmith D. W.: *J. Nucl. Mater.* 282, 1 (2000).
14. Ewing R. C.: *Nat. Mater.* 14, 252 (2015).
15. Nagra: *Technical Report 04-09: Spent Fuel Evolution under Disposal Conditions 2005 (Switzerland)*, str. 7. <https://inis.iaea.org>, staženo 6. 8. 2021.
16. Eriksen T. E., Shoesmith D. W., Jonsson M.: *J. Nucl. Mater.* 420, 409 (2012).
17. Poinssot C., Ferry C., Lovera P., Jegou C., Gras J. M.: *J. Nucl. Mater.* 346, 66 (2005).
18. Klimek S.: *Stanovení životnosti úložného kontejneru z uhlíkové oceli. Diplomová práce*. Vysoké učení technické v Brně, Brno 2009.
19. IAEA. (2003b): *Scientific and Technological Basis for the Geological Disposal of Radioactive Wastes*. Vienna, Austria 2003.
20. Bruno J., Ewing R. C.: *Elements* (Chantilly, VA, U. S.) 2, 343 (2006).
21. Ramešová L.: *Migrace radionuklidů z úložišť radioaktivního odpadu a jejich možné dopady na životní prostředí. Bakalářská práce*. Univerzita Karlova, Praha 2011.

J. Rejková^a, J. Macák^a, and L. Nachmilner^b

^a Department of Power Engineering, University of Chemistry and Technology, Prague, ^b Research Centre Řež): **The Waste Disposal Package for Spent Nuclear Fuel**

A key issue in the safety of spent nuclear fuel storage is the lifetime and effectiveness of barriers isolating the radioactive waste from the environment. In the event of a failure of the waste disposal package, the condition of the fuel pellets and the impact on their immediate surroundings will be an important factor. The goal of this review article is to summarize the state and changes of nuclear fuel at the end of the fuel cycle and the influence of the parameters of the deep repository environment on the corrosion processes of the engineered barriers and on the release of radionuclides during storage.

Keywords: deep repository, nuclear fuel, UO₂ pellet

- Rejková J., Macák J., Nachmilner L.: *Chem. Listy* 116, 110–114 (2022).
- <https://doi.org/10.54779/chl20220110>

Acknowledgements

This work was supported by grants from the Ministry of Education, Youth and Sports of the Czech Republic (Project LQ1603 „Research for SUSEN“, Grant numbers: CZ.1.05/2.1.00/03.0108, CZ.02.1.01/0.0/0.0/15_008/0000293), and from the grant of Specific university research (Grant number: A1_FTOP_2021_004). Special thanks go to the State Office for Nuclear Safety (Project: SÚJB/ONRV/7849/2015).