

# CHEMICKÉ ASPEKTY BEZPEČNOSTI HLUBINNÉHO ÚLOŽIŠTĚ

ANTONÍN VOKÁL

*Správa úložišť radioaktivních odpadů, Dlážděná 6, 110 00  
Praha 1  
vokal@sura0.cz*

Došlo 13.4.22, přijato 15.6.22.

Klíčová slova: hlubinné úložiště, radioaktivní odpad, vyhořelé jaderné palivo, inženýrské bariéry, chemické aspekty

• <https://doi.org/10.54779/chl20220501>

## Obsah

1. Úvod
2. Základní principy zajištění bezpečnosti hlubinného úložiště
3. Bezpečnostní a technický koncept hlubinného úložiště plánovaného v ČR
4. Chemické procesy ovlivňující degradaci inženýrských bariér
5. Chemické procesy ovlivňující migraci a akumulaci radionuklidů
6. Závěr

## 1. Úvod

Hlubinné úložiště (HÚ) představuje podle názoru široké skupiny odborníků<sup>1</sup> přijatelné a bezpečné řešení zneškodnění vyhořelého jaderného paliva (VJP) a všech ostatních typů radioaktivního odpadu (RAO), které nesplňují podmínky přijatelnosti do přípoверхových úložišť. Současná koncepce nakládání s RAO a VJP v ČR<sup>2</sup> plánuje zahájení provozu HÚ až v roce 2065, ale je možné předpokládat, že vzhledem k plánované výstavbě nových jaderných zdrojů a možnému zařazení jaderné energetiky do takzvané taxonomie<sup>3</sup> (systému podpory ekologických investic), která požaduje vybudování HÚ do roku 2050, bude třeba jeho přípravu výrazněji urychlit.

Vývoj HÚ vyžaduje komplexní přístup, který je založen na dlouhodobém výzkumu<sup>4</sup> a porozumění procesům probíhajících v HÚ<sup>5</sup> (obr. 1). Především je třeba prokázat, že nebude ohroženo zdraví člověka ani životní prostředí jak v době provozu úložiště, tak po dobu statisíců let po jeho uzavření, tj. do doby, než radioaktivita odpadu klesne

v důsledku přeměny radionuklidů na úroveň, která nemůže ohrozit ani člověka ani životní prostředí.

Tento článek se věnuje zejména chemickým procesům ovlivňujícím bezpečnost úložiště, tj. procesům vedoucím ke změně vlastností bariér hlubinného úložiště po uzavření úložiště a procesům ovlivňujícím migraci radionuklidů z úložiště. V prvních částech však budou stručně popsány základní principy zajištění bezpečnosti HÚ a uvažované technické koncepty HÚ plánovaného v ČR.

## 2. Základní principy zajištění bezpečnosti hlubinného úložiště

Bezpečnostní filozofií projektu jaderných zařízení, kterým je i HÚ, je prevence nehod a havárií a zmírnění jejich následků, které by mohly vést k potenciálním únikům radioaktivních látek, a to uplatněním koncepce ochrany do hloubky u všech bezpečnostně významných činností ve všech fázích životního cyklu HÚ<sup>6,9</sup>.

HÚ od zahájení provozu do doby poklesu aktivity odpadu na zanedbatelnou úroveň musí<sup>6</sup>:

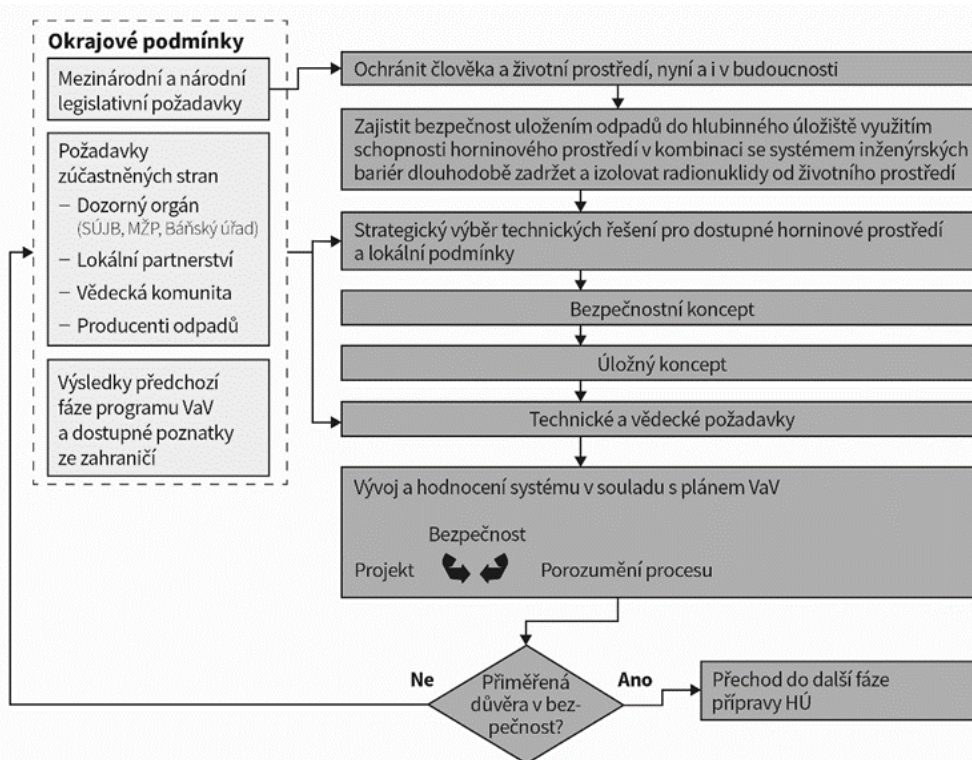
- a) fyzikálně znemožnit vznik kritického a nadkritického stavu,
- b) zajišťovat odvod vytvářeného tepla a
- c) zajistit stínění a zabránit úniku radioaktivní látky a šíření ionizujícího záření do životního prostředí.

Tyto základní bezpečnostní funkce HÚ jsou dále rozvedeny do formy požadavků ve vyhláškách č. 378/2016 Sb. (cit.<sup>7</sup>), č. 377/2016 Sb. (cit.<sup>8</sup>) a č. 329/2017 Sb. (cit.<sup>9</sup>).

Znemožnění vzniku kritického či nadkritického stavu, zajištění odvodu vytvářeného tepla či zajištění stínění při provozu HÚ je možno dosáhnout pomocí opatření běžně prováděných při provozu jaderných elektráren či skladů VJP. Zabránění úniku radioaktivních látek a šíření ionizujícího záření po dobu statisíců let, tj. do doby, než nebezpečnost radioaktivního odpadu klesne na zanedbatelnou úroveň, vyžaduje specifický přístup vyžadující dlouhodobý výzkum. Je třeba počítat i s tím, že po uzavření HÚ dojde k možné ztrátě povědomí o existenci HÚ. Bezpečnost HÚ je třeba zajistit bariérami, které, na rozdíl od bariér využívaných při provozu jaderných elektráren, není možno při jejich poškození opravit či nahradit a není možno ani dlouhodobě monitorovat změnu jejich vlastností.

Obecně přijímaný bezpečnostní koncept pro zabránění úniku radioaktivních látek z HÚ po jejich uzavření je formulován ve specifických požadavcích IAEA (cit.<sup>10</sup>) ve formě následujících bezpečnostních funkcí:

- a) zadržet radionuklidy uvnitř obalového souboru či ve stabilní formě odpadu,
- b) izolovat odpad od dostupné biosféry, procesů a událostí probíhajících na povrchu a podstatně snížit pravděpodobnost a všechny možné důsledky nežádoucích

Obr. 1. Přístup k vývoji HÚ<sup>5</sup>

- vníknutí člověka k radioaktivnímu odpadu (což je splněno především umístěním HÚ do hloubky několik set metrů pod povrchem země),
- inhibovat a omezovat migraci radionuklidů z odpadu do horninového prostředí a přístupné biosféry,
  - zajistit, aby množství radionuklidů, které se dostanou do životního prostředí bylo vždy přijatelné malé.
- Z těchto specifických požadavků IAEA (cit.<sup>10</sup>) vychází i bezpečnostní a technický koncept HÚ plánovaného v ČR.

### 3. Bezpečnostní a technický koncept hlubinného úložiště plánovaného v ČR

Výběr vhodného bezpečnostního a technického konceptu HÚ je závislý na typu a množství odpadu, které je třeba uložit, a především na horninovém prostředí, které je dostupné v dané zemi. Po velmi dlouhém procesu výběru vhodných lokalit pro vybudování HÚ v ČR, probíhající s malými přestávkami již od 90. let 20. století, v roce 2020 schválila Vláda České republiky čtyři potenciální lokality pro umístění hlubinného úložiště: Březový potok, Horka, Hrádek a Janoch. Všechny lokality jsou v prostředí krystalinických hornin, které jako jediné jsou dostupné v dostatečných rozměrech v ČR. Výběr těchto lokalit byl

proveden na základě multikriteriální analýzy zvažující vliv HÚ na bezpečnost, životní prostředí a proveditelnost HÚ v kandidátních lokalitách. Podrobnosti o hodnocení lokalit je možné najít na webu SÚRAO (cit.<sup>11</sup>).

Nevýhodou krystalinických hornin, na rozdíl od prakticky nepropustných jílových hornin, kde je plánováno vybudovat úložiště například ve Švýcarsku<sup>12</sup> či Francii<sup>13</sup>, je přítomnost puklin a zlomů, které mohou představovat preferenční cesty pro vniknutí vody do HÚ a migraci radionuklidů z úložiště. Na rozdíl od jílových struktur jde však o velmi pevné horniny umožňující snadnější výstavbu úložiště.

SÚRAO se při návrhu vlastního bezpečnostního a technického konceptu HÚ inspirovalo řešením navrženým ve Švédsku<sup>16</sup> již v roce 1983 (tzv. koncept KBS 3), které později převzalo i Finsko, kde je HÚ rovněž plánováno umístit do prostředí krystalinických hornin.

Je pravděpodobné, že právě ve Finsku bude v provozu první HÚ pro uložení VJP ve světě<sup>14</sup>. Finská společnost POSIVA zodpovědná za přípravu HÚ podala již v prosinci roku 2021 žádost a povolení provozu úložiště. Obdobná švédská společnost SKB (cit.<sup>15</sup>) v tomto roce obdržela povolení k výstavbě úložiště.

HÚ plánované v ČR je určeno jednak pro VJP z českých jaderných elektráren a jednak pro ostatní RAO nepřijatelné do stávajícího povrchového úložiště

v Dukovanech a podzemního úložiště Richard blízko Lito-  
měřic. HÚ tedy představuje dvě úložiště, jejichž bezpeč-  
nostní a technické koncepty jsou odlišné. Stejná pro obě  
úložiště však bude jedna lokalita v prostředí krystalinic-  
kých hornin.

#### Hlubinné úložiště VJP

Bezpečnostní a technický koncept KBS 3, ze kterého  
vychází i český koncept, je možno popsat následovně:

1) Radioaktivní látky jsou prakticky po celou dobu  
jejich nebezpečnosti zadrženy v korozivzdorném ukláda-  
cím obalovém souboru (UOS) s přebalem z mědi, která  
velmi pomalu koroduje v redukčním prostředí krystalinic-  
kých hornin v hloubce několika set metrů pod povrchem  
země. Mechanická pevnost UOS je zajištěna vnitřní ve-  
stavbou z litiny. Za normálních podmínek úložiště se ne-  
předpokládá poškození ani jednoho obalového souboru  
s VJP po dobu až 1 miliónu let, která se uvažuje ve většině  
bezpečnostních rozborů HÚ<sup>17</sup>.

2) UOS jsou obklopeny v ukládacích vrtech  
(vertikální uspořádání KBS 3V) či ukládacích tunelech  
(horizontální uspořádání KBS 3H) zhutněných sodným  
bentonitem typu Wyoming, který brání advektivnímu toku  
vody k UOS, rychlé migraci korozi-aktivních látek  
z podzemní vody (sulfidů, chloridů) k povrchu UOS  
a proliferaci bakterií vyvolávajících mikrobiální korozi.  
Tyto vlastnosti bentonitu jsou výsledkem jeho schopnosti  
přijímat vodu (bobtnat), což se v uzavřeném prostoru pro-  
jevuje vysokým bobtnacím tlakem, který nedovoluje ad-  
vektivní transport vody a korozi-aktivních látek k UOS  
a proliferaci bakterií. Po poškození UOS zhutněný bento-  
nit zpomaluje migraci radionuklidů od UOS dále do horni-  
nového prostředí.

3) Ukládací vrty či ukládací tunely jsou vyhloubeny  
v prostředí s malým množstvím puklin a zlomů a velmi  
pomalým tokem vody tak, aby horninové prostředí přispí-  
valo k ochraně vlastností jak UOS, tak i zhutněného bento-  
nitu. Především však horninové prostředí v hloubce něko-  
lík set metrů pod povrchem země zajišťuje bezkyslíkaté,  
redukční prostředí, které zabraňuje rychlé korozi materiálů  
UOS. Po poškození UOS horninové prostředí brání migra-  
ci radionuklidů tak, že množství radionuklidů, které se  
dostane do životního prostředí bude zanedbatelně malé.

Tento bezpečnostní a technický koncept zajišťuje za  
normálních podmínek zadržení radioaktivních látek v UOS  
po celou dobu jejich nebezpečnosti, tj. prakticky po celou  
dobu 1 miliónu let uvažovanou v bezpečnostních rozbo-  
rech. Při hodnocení bezpečnosti se však uvažují i méně  
pravděpodobné scénáře, které by mohly vést za určitých  
nepříznivých podmínek k předčasnému poškození UOS  
a k předčasnému úniku radioaktivních látek do horninové-  
ho a dále životního prostředí. Jde zpravidla o scénáře vy-  
volané klimatickými změnami, které nelze ve vzdálené  
budoucnosti s jistotou předpovídat. Ve švédských<sup>18</sup> či fins-  
kých<sup>19</sup> bezpečnostních rozbořech se například počítá  
s tím, že po skončení první doby ledové může dojít  
v důsledku změny složení podzemní vody k erozi bentoni-  
tu, který brání korozi měděného obalového souboru, či k

poškození UOS vlivem zemětřesení, jehož velikost je ob-  
tížné v tak vzdálené době predikovat. Pravděpodobnost  
těchto událostí je malá, ale v horizontu statisíců let je třeba  
s ní počítat. Samozřejmě je třeba počítat, i přes přísný sys-  
tém zajišťování jakosti, s možnými skrytými defekty inže-  
nýrských bariér vzniklými při jejich výrobě či manipula-  
cích.

Český bezpečnostní a technický koncept HÚ je velmi  
podobný švédskému konceptu KBS 3. Z důvodu větších  
zkušeností s výrobou ocelových obalových souborů v ČR  
a naopak malých zkušeností s výrobou měděných obalo-  
vých souborů pro VJP, byl však v prvním referenčním  
konceptu HÚ<sup>20</sup> měděný UOS nahrazen dvouvrstvým UOS  
s vnitřním tenkostěnným pouzdrzem (5 mm) z korozivzdor-  
né oceli a vnějším přebalem z uhlíkové oceli (60 mm).  
V průběhu následujících projektů<sup>21,22</sup> však bylo zjištěno, že  
navržená koncepce UOS s vnitřním tenkostěnným pouz-  
drem z korozivzdorné oceli nemůže splnit bezpečnostní  
požadavky, zejména z důvodu nízké mechanické pevnosti  
tenkostěnného pouzdra. Proto byl tento koncept UOS na-  
hrazen konceptem UOS s vnitřním pouzdrzem z korozi-  
vzdorné oceli, jehož tloušťka (36 mm) zaručuje i po korozi  
vnějšího obalu z uhlíkové oceli (60 mm) mechanickou  
odolnost UOS (cit.<sup>21</sup>).

Sodný bentonit typu Wyoming navrhovaný ve Švéd-  
sku a Finsku byl z ekonomických důvodů nahrazen vápen-  
ato-hořečnatým bentonitem z českých ložisek<sup>20</sup>.

Předběžné bezpečnostní analýzy<sup>21,22</sup> ukázaly, že kon-  
cept s ocelovým UOS a českým typem bentonitu může  
splnit bezpečnostní požadavky. Přesto existuje ještě řada  
pochybností, které bude třeba vyvrátit komplexním progra-  
mem výzkumu a vývoje<sup>4</sup>. SÚRAO proto zatím definitivně  
nerozhodlo o využití navrženého dvouvrstvého, ocelového  
UOS. V případě, že nebude dostatečně prokázáno, že oce-  
lové UOS splní všechny bezpečnostní funkce, SÚRAO  
počítá s možností využití UOS s měděným přebalem navr-  
ženým ve Švédsku a Finsku.

#### Hlubinné úložiště ostatních RAO

HÚ ostatního RAO je určeno pro velmi různorodý  
středně a vysokoaktivní odpad. Největší část odpadu bude  
pocházet z vyřazování jaderných elektráren z provozu. Jde  
především o aktivované konstrukční a korozivzdorné oceli  
z primární části aktivní zóny a serpentinitový beton sloužící  
jako biologické stínění. Další odpad pochází z využití  
ionizujícího záření v průmyslu, zemědělství, zdravotnictví  
a výzkumu. Jde například o použité zářiče, odpady  
z produkce radioizotopů a odpad pocházející zejména z  
výzkumu probíhajícího v ÚJV Řež v 60. a 70. letech minu-  
lého století. Bezpečnostní a technický koncept zajištění  
bezpečnosti tohoto úložiště spočívá ve výběru vhodné  
úpravy radioaktivního odpadu a výběru vhodného výplňo-  
vého materiálu ukládacích komor.

Při hodnocení bezpečnosti tohoto HÚ musí být navr-  
žené technické řešení pro každý typ odpadu posuzováno  
zvlášť. Například pro aktivované ocelové materiály větší-  
nou stačí jako hlavní bezpečnostní bariéra betonová výplň,  
která vysokým pH příznivě ovlivňuje pomalou korozi oceli

a tím i pomalé uvolňování radionuklidů z aktivovaných kovů. Naopak tato betonová výplň není vhodná pro aktivovaný hliníkový odpad, který se v anaerobním, alkalickém prostředí poměrně rychle rozkládá za vzniku vodíku<sup>23</sup>. Velkou pozornost je třeba věnovat úpravě organického odpadu<sup>24</sup>, který může degradovat za vzniku plynů a koloidů, které mohou usnadnit rychlou migraci radionuklidů do životního prostředí.

#### 4. Chemické procesy ovlivňující degradaci inženýrských bariér

Vzhledem k velmi dlouhé době, kterou je třeba uvažovat při hodnocení funkčnosti bariér úložiště, je třeba vycházet z prediktivních modelů, které zahrnou všechny důležité externí a interní procesy ovlivňující vlastnosti bariér HÚ v čase a prostoru. Je zřejmé, že není možné řešit zvláště chemické procesy bez zahrnutí tepelných, hydraulických či mechanických procesů. V této části se však zaměříme pouze na popis základních chemických procesů vedoucích ke změně vlastností nejdůležitějších bariér HÚ, tj. UOS pro VJP, zhuštěného bentonitu a betonu využívaného pro solidifikaci RAO, výplně ukládacích komor HÚ RAO či jako konstrukční materiál při výstavbě HÚ.

##### Degradace UOS VJP

Základním procesem vedoucím k možnému poškození UOS s VJP, které nastává zpravidla vlivem hydrostatického tlaku a bobtnacího tlaku bentonitu, je koroze. Rychlost koroze UOS určuje životnost UOS a možnost uvolnění radioaktivních látek do horninového prostředí. Z hlediska koroze UOS se stávající český koncept s dvouvrstevným ocelovým UOS a švédský koncept KBS 3 s měděným UOS výrazně odlišují. Zatímco měď patří ke kovům, které jsou za bezkyslíkatých, redukčních podmínek v čisté vodě termodynamicky stabilní, první vrstva českého konceptu UOS tvořená uhlíkovou ocelí, což je v podstatě železo s menším množstvím uhlíku, reaguje poměrně snadno s čistou vodou i v redukčním prostředí<sup>25</sup>. To neplatí pro druhou vrstvu UOS tvořenou korozivzdornou ocelí, která vytváří tenkou vrstvu termodynamicky stabilního oxidu chromu na povrchu kovu. Předpokládá se, že rychlost koroze korozivzdorné oceli v podmínkách úložiště bude řízena chemickým rozpouštěním pasivní vrstvy na bázi oxidu chromu<sup>21</sup>.

Za určitých podmínek i uhlíková ocel může tvořit ochrannou vrstvu na povrchu oceli. Její ochranné vlastnosti závisí na pH, Eh a složení vody, která bude v kontaktu s kovem a na rychlosti transportu vody k UOS a transportu vzniklých železnatých iontů od povrchu kovu<sup>26,21</sup>. Při reakci železa s vodou nejpravděpodobněji vzniká magnetit, ale může vznikat i mnoho jiných sloučenin v závislosti na koncentraci aniontů přítomných v obklopujícím bentonitu a podzemní vodě ( $\text{HCO}_3^-$ ,  $\text{CO}_3^{2-}$ ,  $\text{Cl}^-$ ,  $\text{SO}_4^{2-}$ ,  $\text{HS}^-$ ), které mají různé ochranné vlastnosti bránící rychlé korozi uhlíkové oceli.

Predikce životnosti ocelového UOS je možná pouze

pomocí prediktivních modelů, které na základě znalosti pH, Eh a složení podzemní vody v kontaktu s UOS mohou predikovat průběh poklesu rychlosti koroze uhlíkové oceli v důsledku tvorby korozních produktů a rychlost rozpouštění pasivní vrstvy oxidu chromu na povrchu korozivzdorné oceli.

##### Degradace bentonitu

Jak bylo uvedeno výše, hlavní bezpečnostní funkcí bentonitu je chránit UOS před negativními vlivy, které mohou ohrozit UOS. Jde především o udržení hodnot bobtnacího tlaku bentonitu v potřebném rozmezí tak, aby se výrazně zpomalila migrace korozi-aktivních látek k UOS a zabránilo se proliferaci bakterií, způsobujících mikrobiální korozi.

Tento materiál však rovněž může měnit svoje vlastnosti a degradovat. Změna vlastností bentonitu může být ovlivněna například následujícími procesy<sup>27</sup>:

- 1) precipitací železnatých iontů vznikajících při korozi uhlíkové oceli v bentonitu,
- 2) rozpouštěním montmorillonitu, tvořícího základní minerál bentonitu, který způsobuje bobtnání bentonitu,
- 3) illitizací bentonitu v důsledku vysoké koncentrace draslíku v podzemní vodě, který nebobtná jako montmorillonit,
- 4) erozí bentonitu za tvorby jílových koloidů na rozhraní podzemní voda/bentonit v důsledku nízké iontové síly podzemní vody v kombinaci s nepříznivým chemickým složením podzemní vody,
- 5) vznikem preferenčních cest v důsledku vodíku vznikajícího při anaerobní korozi kovů.

Cílem výzkumných prací je porozumět všem těmto procesům a zjistit, zda bentonit bude plnit svoje bezpečnostní funkce do doby poklesu koncentrace radionuklidů na zanedbatelnou úroveň.

##### Degradace betonu

Beton se v HÚ využívá jednak jako konstrukční materiál, jednak jako solidifikační matrice odpadů či jako výplň ukládacích komor úložiště ostatního RAO. Beton jako konstrukční materiál se posuzuje zpravidla z hlediska jeho vlivu na bezpečnostní funkce UOS či bentonitu, nemá však primární bariérovou funkci v úložišti z hlediska zpomalení úniku radionuklidů. Významnou bariérovou funkci má beton v HÚ ostatních RAO, a to ve formě solidifikační matrice odpadu a výplně ukládacích komor. Kromě snížení propustnosti HÚ a zvýšení jeho stability se využívá jako chemická bariéra, která přispívá vysokým pH k nízké rychlosti koroze ocelového RAO a nízké mobilitě radionuklidů.

Beton postupně mění svoje vlastnosti v důsledku postupné hydratace, hydrolyzy a vyluhování rozpustných látek. Pro zajištění bariérové funkce betonů je třeba, aby při interakci podzemní vody nedocházelo rychlému vyluhování pojiva (v principu vyluhování portlanditu  $\text{Ca}(\text{OH})_2$ )<sup>28</sup>, což způsobuje jednak zvýšení propustnosti beto-

nu a zhoršení jeho mechanických vlastností, ale především postupné snižování pH, které, jak bylo uvedeno výše, přispívá ke snížení rychlosti koroze kovových odpadů. K rychlé degradaci cementových/betonových materiálů může dojít i při zvýšení koncentrace agresivního CO<sub>2</sub> v kombinaci s nízkým pH (tj. < 6,5). V případě zvýšené koncentrace síranů > 200 mg l<sup>-1</sup> dochází k interakci s pojivem, která způsobuje vznik ettringitu, přičemž dochází k expanzi, vznikají trhliny a beton se rozpadá.

## 5. Chemické procesy ovlivňující migraci a akumulaci radionuklidů

Při hodnocení bezpečnosti úložiště je třeba počítat s tím, že po poškození obalového souboru se radionuklidy uvolní z obalového souboru a formy odpadu prostřednictvím podzemní vody budou migrovat přes inženýrské bariéry do horninového a dále do životního prostředí, kde se mohou akumulovat a potravinovým řetězcem dostat až k člověku. Pomocí bezpečnostních rozborů je třeba prokázat, že množství radionuklidů, které se dostane do životního prostředí, bude vždy přijatelné malé, tj. bude splněno, že efektivní dávka, kterou může obdržet v kalendářním roce reprezentativní osoba z kritické skupiny obyvatel, bude s rezervou menší než 0,25 mSv (cit.<sup>6</sup>).

Většina radionuklidů obsažených ve VJP se přemění na stabilní prvky ještě v době před jejich uložením do HÚ či před uzavřením úložiště. Nebezpečné jsou proto pouze radionuklidy s dlouhým poločasem přeměny (tab. I).

Nebezpečnost jednotlivých radionuklidů souvisí nejenom s poločasem jejich přeměny či radiotoxicitou, ale i s jejich rychlostí uvolňování z forem odpadu, jejich rozpustností v podzemní vodě, schopností se sorbovat na ma-

teriály inženýrských bariér a horninu a schopností se akumulovat v životním prostředí.

### Uvolňování radionuklidů z forem odpadů

Po vniknutí vody do UOS se radionuklidy začnou uvolňovat z formy odpadů. Za uvolněním radionuklidů stojí především rozpouštění, degradace matrice odpadu nebo difuze radionuklidů z matrice odpadu. V případě HÚ VJP představuje formu odpadu vlastní VJP, které můžeme dělit na následující složky<sup>29</sup>:

1. matici paliva (z 96 % oxid uraničitý),
2. konstrukční materiály (hlavice, hexagonální trubky, pokrytí),
3. mezery mezi pokrytím a maticí paliva.

Nejmobilnější jsou tzv. okamžitě uvolnitelné radionuklidy (zejména <sup>129</sup>I, <sup>36</sup>Cl, <sup>135</sup>Cs, <sup>79</sup>Se), které se nahromadily při provozu reaktoru v mezerách mezi vlastní maticí paliva a povlakem paliva. Právě přítomnost těchto mobilních radionuklidů v mezeře mezi vlastní maticí paliva a povlakem odlišuje hodnocení bezpečnosti HÚ VJP a hodnocení bezpečnosti HÚ pro vitrifikované zbytky z přepracování VJP. Uvolňování radionuklidů z matrice VJP závisí zejména na rychlosti rozpouštění uranové matrice v podzemní vodě, které je v redukčním prostředí velmi pomalé. Uvolňování radionuklidů z konstrukčních materiálů VJP závisí na rychlosti koroze těchto materiálů.

### Rozpustnost radionuklidů v podzemní vodě

Mobilita radionuklidů po uvolnění z formy odpadu je významně omezena rozpustností prvků v podzemní vodě. Při výpočtu maximální koncentrace jednotlivých radionuklidů je proto třeba uvažovat radioaktivní i stabilní izo-

Tabulka I  
Nebezpečné radionuklidy s dlouhým poločasem přeměny

Aktivační produkty	Aktinidy						Štěpné produkty
<sup>3</sup> H							<sup>79</sup> Se
<sup>10</sup> Be	<sup>229</sup> Th	<sup>230</sup> Th	<sup>232</sup> Th				<sup>85</sup> Kr
<sup>14</sup> C	<sup>231</sup> Pa						<sup>90</sup> Sr
<sup>36</sup> Cl	<sup>233</sup> U	<sup>234</sup> U	<sup>235</sup> U	<sup>236</sup> U	<sup>238</sup> U		<sup>93</sup> Zr
<sup>41</sup> Ca	<sup>237</sup> Np						<sup>99</sup> Tc
<sup>59</sup> Ni	<sup>238</sup> Pu	<sup>239</sup> Pu	<sup>240</sup> Pu	<sup>242</sup> Pu			<sup>107</sup> Pd
<sup>63</sup> Ni	<sup>241</sup> Am	<sup>242</sup> Am	<sup>243</sup> Am				<sup>126</sup> Sn
<sup>93</sup> Zr	<sup>244</sup> Cm	<sup>245</sup> Cm	<sup>246</sup> Cm				<sup>129</sup> I
<sup>93</sup> Mo							<sup>135</sup> Cs
<sup>94</sup> Nb							<sup>137</sup> Cs
<sup>108m</sup> Ag						<sup>226</sup> Ra *	<sup>151</sup> Sm
<sup>166m</sup> Ho							

\* <sup>226</sup>Ra nepatří mezi aktinidy, vzniká jako dceřiný produkt při rozpadu aktinidů

Tabulka II  
Maximální koncentrace vybraných prvků v referenční podzemní vodě<sup>22</sup>

Prvek	Maximální koncentrace [mol m <sup>-3</sup> ]	Prvek	Maximální koncentrace [mol m <sup>-3</sup> ]
Ag	7,2.10 <sup>-4</sup>	Np	5,9.10 <sup>-5</sup>
Am	9,4.10 <sup>-05</sup>	Pa	3,2.10 <sup>-4</sup>
Be	1.10 <sup>-7</sup>	Pd	4,2.10 <sup>-7</sup>
C	neomezená	Pu	1,38.10 <sup>-7</sup>
Ca	neomezená	Ra	1,2.10 <sup>-1</sup>
Cl	neomezená	Se	2,59.10 <sup>-6</sup>
Cm	9,01.10 <sup>-6</sup>	Sm	8,03.10 <sup>-4</sup>
Cs	neomezená	Sn	4,70.10 <sup>-6</sup>
Ho	7,12.10 <sup>-4</sup>	Sr	1,21.10 <sup>-1</sup>
I	neomezená	Tc	7,9.10 <sup>-6</sup>
Mo	1.10 <sup>-2</sup>	Th	1,22.10 <sup>-6</sup>
Nb	1,27.10 <sup>-5</sup>	U	1,29.10 <sup>-4</sup>
Ni		Zr	2,51.10 <sup>-6</sup>

topy. V tabulce II jsou uvedeny maximální koncentrace prvků v referenční podzemní vodě shrnuté pro předběžné výpočty bezpečnosti HÚ<sup>22</sup>. Zvýšením pH je možno snížit maximální koncentraci některých aktinidů, např. plutonia, až o několik řádů<sup>30</sup>. Důležité je zabránit migraci radionuklidů vázaných na koloidy<sup>31</sup>. Důležitou roli bentonitu v HÚ VJP je proto i filtrace koloidů, které neumožní uvolnění radionuklidů z VJP do horninového prostředí ve formě koloidů.

#### Retardační mechanismy – sorpce a difuze do matrice

Po uvolnění radionuklidů z UOS VJP mohou radionuklidy migrovat prostřednictvím vody difuzí či advekcí přes různé inženýrské komponenty úložiště do horninového prostředí a dál až do životního prostředí. Rychlost jejich migrace je výrazně ovlivněna retardačními mechanismy, jako je iontová výměna, povrchová komplexace či difuze do matrice horniny<sup>32</sup>.

#### Akumulace radionuklidů v životním prostředí

Za určitých scénářů se ve velmi vzdálené budoucnosti mohou radionuklidy dostat až do životního prostředí. Jde především o radionuklidy, které nejsou omezeny rozpustností a nesorbují se ani na inženýrských komponentech, ani na hornině. V případě HÚ VJP jde např. o radionuklidy, jako jsou <sup>129</sup>I či <sup>36</sup>Cl. V případě HÚ pro ostatní RAO jde například o <sup>14</sup>C a některé aktinidy, které mohou být vázány na koloidy. Při výpočtech efektivní dávky je třeba počítat s tím, že ve vzdálené budoucnosti se může výrazně proměnit i životní prostředí. Je proto třeba uvažovat i velmi konzervativní scénáře, které vůbec nemusí nastat. Jedním z těchto scénářů je například vytvoření zemědělské usedlosti v kontaminované oblasti a využívání kontaminované vody pro pití i zemědělské účely. Modelování predik-

ce akumulace radionuklidů z HÚ a expozice člověka musí zohlednit všechny představitelné možnosti přenosu radionuklidů na člověka a složky životního prostředí.

## 6. Závěr

Příprava HÚ představuje multidisciplinární projekt, v němž chemické aspekty hrají velmi významnou roli. Ihned po umístění UOS s VJP či UOS s ostatními RAO jsou nastartovány chemické procesy vedoucí k degradaci bariér HÚ. Po degradaci bariér jsou to chemické procesy, jako je srážení a rozpouštění, iontová výměna, povrchová komplexace či tvorba koloidů, které rozhodují o rychlosti migrace radionuklidů do životního prostředí. Pro prokázání bezpečnosti úložiště je třeba tyto procesy popsat tak, aby bylo možno predikovat životnost inženýrských bariér a rychlost migrace radionuklidů v horizontu statisíců let. Tato predikce je možná pouze na základě vědeckého přístupu vycházejícího z obecných zákonitostí, které nelze jednoduše vyvrátit. Není možné vycházet pouze z empirického poznání, které je možné získat, ve srovnání s dobou predikce, pomocí relativně krátkodobých laboratorních či *in-situ* experimentů.

Příprava HÚ představuje úkol, který se dotkne několika generací výzkumníků. Naštěstí však Česká republika není na tento úkol sama. Všechny země provozující jadernou energetiku se zabývají již desítky let podobnými problémy a velmi mnoho poznatků již bylo získáno. Úplné převzetí jejich výsledků však není jednoduše možné vzhledem k jedinečnosti horninového prostředí, které je pro každou zemi jiné. Přebírání zahraničních výsledků vyžaduje rovněž důkladnou znalost problematiky, kterou je obtížné získat bez vlastních výzkumných prací.

## Seznam zkratek

HÚ	hlubinné úložiště
Eh	oxidačně redukční potenciál.
KBS 3	zkratka pro švédský a finský koncept HÚ
IAEA	International Atomic Energy Agency
RAO	radioaktivní odpad
SÚJB	Státní úřad pro jadernou bezpečnost
SÚRAO	Správa úložišť radioaktivních odpadů
UOS	ukládací obalový soubor
VJP	vyhořelé jaderné palivo

## LITERATURA

- Směrnice Rady 2011/70/EURATOM ze dne 19. července 2011, kterou se stanoví rámec Společenství pro odpovědné a bezpečné nakládání s vyhořelým palivem a radioaktivním odpadem, Úřední věstník L 199/48, 2. 8. 2011.
- Česko, MPO: *Koncepce nakládání s radioaktivními odpady a vyhořelým jaderným palivem v České republice schválená 26. srpna usnesením vlády České republiky č. 597/2019*. [https://www.mpo.cz/assets/cz/energetika/RAO/2019/12/Koncepce-nakladani-s-RaO-a-VJP-v-CR\\_2019.pdf](https://www.mpo.cz/assets/cz/energetika/RAO/2019/12/Koncepce-nakladani-s-RaO-a-VJP-v-CR_2019.pdf), staženo 10. června 2022.
- Nařízení Evropského parlamentu a rady (EU) 2020/852 o zřízení rámce pro usnadnění udržitelných investic a nařízení a Komise v přenesené pravomoci (EU) 2021/2139, kterým se doplňuje nařízení Evropského parlamentu a Rady (EU) 2020/852), Úřední věstník L442/1, 9. 12. 2021.
- Vokál A., Vondrovic L., Hausmannová L., Dohnálková M., Hanusová I., Augusta J., Konopáčová K., Urik J., Kováčik M., Vencel M., Popelová E., Lahodová Z., Míkláš O., Máčelová M., Sud J.: *Střednědobý plán výzkumu a vývoje SÚRAO pro období 2020-2030*. – MS SÚRAO, TZ 525/2020, Praha, <https://www.surao.cz/dokument-kategorie/koncepcnidokumenty/>, staženo 10. června 2022.
- IGD-TP: *Implementing Geological Disposal of Radioactive waste, 2011*, [https://igdtp.eu/wp-content/uploads/2017/09/SRA-Complete-web-version\\_July-14\\_2011.pdf](https://igdtp.eu/wp-content/uploads/2017/09/SRA-Complete-web-version_July-14_2011.pdf), staženo 10. června 2022.
- Zákon č. 263/2016 Sb. (SÚJB, 2016), *Atomový zákon*, Sbírka zákonů č. 263/2016, Částka 102, str. 3938.
- Vyhláška č. 378/2016 ze dne 7. listopadu *o umístění jaderného zařízení*, Sbírka zákonů č. 378/2016, Částka 151, str. 5989.
- Vyhláška č. 377/2016 ze dne 7. listopadu 2016 *o požadavcích na bezpečné nakládání s radioaktivním odpadem a o vyřazování z provozu jaderného zařízení nebo pracoviště III. nebo IV. kategorie*, Sbírka zákonů č. 377/2016, Částka 151, str. 5978.
- Vyhláška 329/2017 ze dne 26. září 2017 *o požadavcích na projekt jaderného zařízení*, Sbírka zákonů č. 329/2017, Částka 112.
- International Atomic Energy Agency, *Disposal of radioactive waste, specific safety requirements*, SSR-5, Vienna 2011.
- <https://www.surao.cz/zuzovani/> staženo 10. června 2022.
- <https://www.nagra.ch/en/deep-geological-repository>, staženo 10. června 2022.
- <https://international.andra.fr/solutions-long-lived-waste/cigeo>, staženo 10. června 2022.
- <https://www.posiva.fi/en/index/news/pressreleasesstockexchangereleases/2021/we-aveasolutionforfinaldisposalofspentnuclearfuel.html>, staženo 10. června 2022.
- <https://www.skb.com/future-projects/the-spent-fuel-repository/the-review-process/> staženo 10. června 2022.
- SKBF/KBS, *Final Storage of Spent Nuclear Fuel – KBS-3*, (1983).
- NEA, *Considering timescales in the post-closure safety of geological disposal of radioactive waste*, NEA No. 6424, OECD 2009.
- SKB, *Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark*, SKB Technical report TR-11-01, March 2011.
- Posiva, *Safety case for the disposal of spent nuclear fuel at Olkiluoto, Synthesis 2012*, Posiva report 2012-12, December 2012.
- Vavřina V. a spol.: *Referenční projekt povrchových i podzemních systémů HÚ v hostitelském prostředí granitových hornin v dohodnuté skladbě úvodního projektu a hloubce projektové studie*, C.1.1 Technická zpráva PS 01, Arch. č. EGPI 443U-6-990003, 11/1999.
- Forman L. a 13 spoluautorů: *Výzkum a vývoj ukládacího obalového souboru pro hlubinné ukládání vyhořelého jaderného paliva do stadia realizace vzorku*, Technická zpráva SÚRAO č. 544/2021.
- Vokál A., Havlová V., Hercík M., Landa J., Lukin D., Vejsada J.: *Studie zadávací bezpečnostní zprávy, část C2 Hodnocení dlouhodobé bezpečnosti*, Zpráva ÚJV Řež a.s., 2010.
- Moreno L., Skagius K., Södergren S., Wiborg M.: *Project Safe, Gas related processes in SFR*, SKB Report R-01-11, July 2001.
- IAEA, *Predisposal Management of Organic Radioactive Waste*, Technical Reports No. 427, IAEA, Vienna 2004.
- Marsh G. P., Taylor K. J., Sharland S. M., Tasker P. W.: *Mater. Res. Soc. Symp. Proc. 84, 227 (1987)*, <https://doi.org/10.1557/PROC-84-227>.
- Vokál A., Lukin D., Vopálka D.: *Sci. Basis Nucl. Waste Manage. 932, 111 (2005)*.
- Pusch R.: *Evolution of models for conversion of smectite to non-expandable minerals*, SKB Technical report 93-33, December 1993.
- Hoglund L.O.: *Project Safe, Modelling of long-term concrete degradation processes in the Swedish SFR repository*, SKB report R-01-08, April 2001.
- Johnsson L., Ferry C., Poinssot Ch., Lovera P.: *J. Nucl. Mater. 346, 56 (2005)*.
- Berner U.: *Project Opalinus Clay: Radionuclide Con-*

*centration Limits in the Cementitious Near-Field of an ILW Repository*. Paul Scherrer Institute Report PSI Bericht 02-26, Paul Scherrer Institute, Villingen, Switzerland 2002.

31. Missana T., Alonso U., Garcia-Gutiérrez M., Mingarro M.: *Appl. Geochem.* 23, 1484 (2008).
32. Havlová V., Zuna M., Brázda L., Kolomá K., Galeková E., Rosendorf T., Jankovský F.: *Migrační procesy radionuklidů v prostředí krystalinických hornin a migrační parametry hornin českého masivu*, Technická zpráva SÚRAO č. 333/2018, [https://www.surao.cz/wp-content/uploads/2022/01/TZ333\\_2018.pdf](https://www.surao.cz/wp-content/uploads/2022/01/TZ333_2018.pdf), staženo 10. června 2022.

**A. Vokál** (*Radioactive Waste Repository Authority, Prague*): **Chemical Aspects of the Deep Repository Safety**

This review summarises the basic principles of evaluating the safety of the deep geological repository and describes the considered safety and technical concept of the deep geological repository planned in the Czech Republic. This concept is compared with similar concepts planned abroad. The next part of the review focuses on the discussion of chemical processes affecting the safety of the deep geological repository, especially on the degradation of engineered barriers and chemical processes related to the migration of radionuclides into the environment.

Keywords: deep geological repository, spent nuclear fuel, radioactive waste, engineered barriers, chemical aspects

- Vokál A.: *Chem. Listy* 116, 501–508 (2022).
- <https://doi.org/10.54779/chl20220501>