

Technická zpráva číslo 230/2018

**VLASTNOSTI RAO
NEPŘIJATELNÝCH DO
PŘÍPOVRCHOVÝCH ÚLOŽIŠŤ**

Autoři: M. Touš, V. Havlová, K. Čubová a
kolektiv

ÚJV Řež, a. s.

Praha, leden 2018



Název projektu: Výzkumná podpora pro bezpečnostní hodnocení hlubinného úložiště

Název dílčího projektu: *Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípovrchových úložišť*

Název dílčí etapové zprávy: *Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípovrchových úložišť*

Závěrečná zpráva

Evidenční číslo objednatele: SÚRAO TZ 230/2018

Evidenční číslo poskytovatele: PB-2018-ZZ-S0945-018-Charakterizace RAO

ŘEŠITELÉ:

ÚJV Řež, a. s.¹, FJFI ČVUT Praha²

Autoři: Ing. Milan Touš¹, RNDr. Václava Havlová, PhD.¹, Ing. Kateřina Čubová, Ph.D.²

Autorský kolektiv: Mgr. Tomáš Otcovský¹, Ing. Jaroslav Hejný¹, Ing. Petr Kříž¹,

Ing. Josef Podlaha¹, Ing. Radek Trtílek¹, Mgr. Jenny Gondolli¹, Ing. Petr Večerník¹, PhD; prof. Ing. Jan John, CSc.², Ing. Mojmír Němec, Ph.D.²





Obsah

1 Úvod	13
2 Vstupní parametry pro výpočet zdrojového členu pro bezpečnostní rozboru hlubinného úložiště pro RAO nepřijatelné do přípovrchových úložišť	14
2.1 Materiálový popis RAO	14
2.2 Inventarizace RAO	15
2.2.1 RAO z vyřazování JE z provozu	15
2.2.2 RAO z vyřazování pracovišť ÚJV Řež (CVR) z provozu	18
Vyhořelé jaderné palivo z výzkumného reaktoru	19
2.2.3 RAO v režimu skladování v ÚRAO	20
2.2.4 Zdroje ionizujícího záření v provozu na území ČR	20
2.3 Databáze RAO	21
2.3.1 Popis databáze	22
3 Speciace radionuklidů v prostředí úložného systému úložiště pro odpady, nepřijatelné do přípovrchových úložišť	27
3.1 Použité metody	27
3.1.1 Zdůvodnění metody a modelovacího systému	27
3.1.2 Použitý software	27
3.1.3 Popis prostředí	28
3.1.4 Radionuklidový inventář	28
3.2 Výsledky a závěry	28
3.2.1 Meze rozpustnosti	29
3.2.2 Chování radionuklidů v prostředí interakce cementových materiálů a vody	31
4 Přístupy a koncepty ukládání radioaktivních odpadů nepřijatelných pro ukládání v úložištích nízko a středně aktivních odpadů	36
4.1 Švédsko	38
4.2 Finsko	42
4.3 Velká Británie	44
4.4 Belgie	45
4.5 Česká republika	46
5 Uvažované cementové materiály v konceptech ukládání radioaktivních odpadů jiných než VJP do hlubinných úložišť	47
5.1 Švédsko	48
5.2 Velká Británie	48
5.3 Švýcarsko	50

5.4	Belgie	51
5.5	Slovensko	53
5.6	Japonsko.....	53
6	Požadavky na cementové materiály použité jako výplňový materiál	55
6.1	Příklady specifických požadavků na cementové materiály.....	56
6.1.1	Velká Británie.....	56
6.1.2	Belgie.....	56
6.1.3	Japonsko.....	57
7	Další možné použitelné matrice.....	57
8	Vhodné formy matric pro ukládání odpadů jiných než VJP	59
8.1	Požadavky na matrice	60
9	Návrh dalších činností pro hodnocení bezpečnosti hlubinného úložiště pro RAO nepřijatelné do přípovrchových úložišť	62
9.1	Cementové matrice odpadů:	63
9.2	Cementové materiály obalových souborů:.....	64
9.3	Cementové materiály výplně ukládacích komor:.....	65
9.4	Konstrukční betonové součásti:.....	66
10	Závěr	67
11	Literatura	68

Seznam obrázků:

Obr. 1 Umístění jednotlivých vybraných radionuklidů v oblasti vymezené poločasem rozpadu a rozpustností jejich nejvíce rozpustné formy. Červeně jsou uvedeny rozpustnosti nuklidů v mírně oxidačních podmínkách, modře v redukčních podmínkách, pokud se od oxidačních liší. Data jsou vybrána z tabulek uvedených ve studii (Čubová et al 2017)	34
Obr. 2 Koncepční rozdělení RAO dle MAE. Převzato z IAEA (2009)	36
Obr. 3 Systém nakládání s RAO ve Švédsku. SFR – úložiště pro odpad s krátkodobými radionuklidy, SFL – úložiště pro odpad s dlouhodobými radionuklidy. Převzato z SKB (2014)	38
Obr. 4 Řez betonovým úložištěm. Legenda: 1) Teoretický obrys tunelu. 2) Beton. 3) Cementový materiál (grout). 4) Vyztužená betonová konstrukce (0,5 m). 5) Kontejnery s odpadem. 6) Beton. Přibližné rozměry označeny A až F. Převzato z Grahm et al. (2013) .	39
Obr. 5 Řez jílovým úložištěm. Legenda: 1) Teoretický obrys tunelu. 2) Bentonitové pelety. 3) Cementový materiál (grout). 4) Betonová konstrukce pro období provozu (0,5 m). 5) Žulové pilíře. 6) Kontejnery s odpadem. 7) Bentonitové bloky. Přibližné rozměry označeny A až G. Převzato z Grahm et al. (2013).....	40
Obr. 6 Řez štěrkovým úložištěm. Legenda: 1) Teoretický obrys tunelu. 2) Štěrka. 3) Kontejnery s odpadem. 4) Betonová základová deska. 5) Štěrka nebo drcená hornina. Přibližné rozměry označeny A až F. Převzato z Grahm et al. (2013).....	41
Obr. 7 Řez super silem po zaplnění Legenda: 1) Teoretický obrys horninové kaverny. 2, 3, 4, 5) Štěrka nebo drcená hornina. 6) Vyztužený beton. 7) Bentonitové bloky. 8) Beton. 9) Betonové šachtové stěny (0,5 m). 10) Kontejnery s odpadem. Přibližné rozměry označeny A až J. Převzato z Grahm et al. (2013)	42
Obr. 8 Stávající úložiště Loviisa. Převzato z POSIVA (2013).....	43
Obr. 9 Stávající úložiště Olkiluoto. Převzato z POSIVA (2013)	43
Obr. 10 Plánované rozšíření úložiště Olkiluoto. Převzato z POSIVA (2013)	44
Obr. 11 Ilustrační obrázek vybraného britského multibariérového ukládacího konceptu založeného na cementových materiálech pro ukládání nízko a středně aktivních odpadů. Vlevo prezentace fyzických bariér (středně a nízko aktivní odpady v ocelových nebo betonových boxech, středně aktivní odpady imobilizované v cementovém materiálu v ocelových sudech), uprostřed prezentace chemického zajištění (výplňový materiál na bázi cementu) a vpravo prezentace geologické bariéry. Převzato z NDA (2010a)	45
Obr. 12 Inventář radioaktivního odpadu pro uložení v HÚ. Hodnoty ve sloupci Očekávaný počet obalových souborů (Expected No. Of packages) uvedené normálním fontem odpovídají volbě úplného přepracování a měly by být nahrazeny hodnotami uvedenými kurzívou v případě volby přímého ukládání (vztaženo k roku 1999). Hodnoty aktivit, dávek a tepelného výkonu jsou uvedené pro čas zpracování. (*: materiál použitý pro vyplnění vodotěsných obalů je písek; **: výroba ukončena). Převzato z ONDRAF/NIRAS 2001a.....	46
Obr. 13 Návrh konstrukce betonkontejneru pro uložení RAO z vyřazování a ostatních RAO neuložitelných v přípovrchových úložištích. Výkres č. EGPI 441-3-990-003, příloha zprávy Vavřina (1999).....	47
Obr. 14 Řez neodstíněnou komorou podzemního úložiště středně aktivního odpadu ve vysokopevnostním horninovém podloží. Local Backfill Surrounding Packages – Zásyp obklopující obalové soubory, Nirex Reference Vault Backfill – Referenční výplňový materiál	

Nirex, Structural concrete floor slab – Podlahová deska z konstrukčního betonu, Drainage channel – odvodňovací kanál, Emplacement crane – Ukládací jeřáb. Převzato z NDA (2010b).....	49
Obr. 15 Příčný řez ukládací komorou nízko a středně aktivních odpadů po uzavření. Concrete – Beton, Excavated Cross Section – Průřez výlomu, Filling Concrete – Betonová výplň, Mortar 1 – Malta 1, Mortar 2 – Malta 2, Outer Circumference – Vnější obvod, Shotcrete Lining and Rock Bolts – Stříkaný beton a horninové svorníky, Waste – Odpad, Převzato z NAGRA (2008)	50
Obr. 16 Příčný řez návrhu superkontejneru s betonovým pláštěm na bázi OPC (běžného portlandského cementu). Boom Clay – hostitelská jílová hornina, Buffer (OPC-based concrete) – Betonový plášť na bázi OPC, Disposal gallery lining (concrete wedge blocks) – Ostění ukládací galerie (betonové segmenty), Gallery floor – Podlaha, Liner (steainless steel) – Opláštění (korozivzdorná ocel), Mechanical support – Podpůrný prvek, Overpack (carbon steel) – Přebal (uhlíková ocel), Space between overpack and canisters, filled with borosilicate glass frit – Prostor mezi kanystry s odpadem a přebalem vyplněný fritou z borosilikátového skla, Void space to be backfilled after waste emplacement – Volný prostor k zaplnění po uložení odpadu, Waste canister – Kanystr s odpadem. Převzato z ONDRAF/NIRAS 2003 in Bamforth et al. (2012).....	52
Obr. 17 Koncept úložiště. Vertical shaft (access tunnel) – Verikální šachta (přístupová), Inclined shaft (access tunnel) – Úklonná šachta (přístupová), Bottom shaft facility – Zařízení na úrovni dna šachty, Main tunnel, connectin tunnels – Hlavní tunel a spojovací tunely, Disposal tunnel – ukládací tunel, Buffer material – Těsnicímateriál, Structural framevork – Konstrukční síť (podpůrné konstrukce). Převzato z JAEA (2007)	54
Obr. 18 Příklad jednoho z navrhovaných řešení ukládacího prostoru. Concrete support – betonová podpůrná konstrukce, Waste – odpad. Převzato z JAEA (2007). Pozn.: Volný prostor mezi podpůrnou konstrukcí a okolní horninou je v konceptu vyplněn těsnicím materiálem (bentonit)	54
Obr. 19 Schematické znázornění betonkontejneru pro dlouhodobou izolaci odpadu s obsahem ¹⁴ C. Canister – Kanystr, Package – obal, Steel box – ocelová schránka. Převzato z JAEA (2007)	55

Seznam tabulek:

<i>Tab. 1 Aktivita klíčových radionuklidů v jednotlivých typech materiálů JE Temelín, pro případ okamžitého vyřazování.....</i>	16
<i>Tab. 2 Aktivita klíčových radionuklidů v jednotlivých typech materiálů JE Temelín, pro případ odloženého vyřazování.....</i>	17
<i>Tab. 3 Aktivita klíčových radionuklidů v jednotlivých typech materiálů JE Dukovany, pro případ okamžitého vyřazování.....</i>	17
<i>Tab. 4 Aktivita klíčových radionuklidů v jednotlivých typech materiálů JE Dukovany, pro případ odloženého vyřazování.....</i>	18
Tab. 5 Cementový výluh RPCW-2 (Havlová et al., 2016).	28
Tab. 6 Meze rozpustnosti radionuklidů vypočtené v programu PHREQC 3 s využitím databáze Hatches (NEA20).....	30

Tab. 7 Složení referenčního výplňového materiálu Nirex (NDA 2010c, Bamforth et al. 2012)	49
Tab. 8 Navrhované složení malty 1 a 2. Množství složek uvedeno v hmotnostních dílech vztažených na hmotnost cementu. (Jacobs et al 1994 a Mayer a Wittmann 1996 in Bamforth et al. 2012)	51

Seznam textových příloh:

Příloha 1 Čubová et al. (2017) Speciace radionuklidů v prostředí úložného systému úložiště pro odpady, nepřijatelné do přípovrchových úložišť, SÚRAO TZ 207/2017.

Seznam elektronických příloh:

Databáze RAO nepřijatelných do přípovrchových úložišť, MS Excel (*PB-2018-ZZ-S0945-018-CharakterizaceRAO-Databaze_RAO_pro_HU.xlsm*)

Seznam použitých zkratk:

GDF	Úložiště v geologickém prostředí (<i>geological disposal facility</i>)
HLW	Vysoko aktivní odpady (<i>high level waste</i>)
HÚ	Hlubinné úložiště
ILW	Středně aktivní odpady (<i>intermediate level waste</i>)
IPC	Anorganický fosfátový cement (<i>inorganic phosphate cement</i>)
LaP	Limity a podmínky
LLW	Nízko aktivní odpady (<i>low level waste</i>)
LPC	Cement s nízkým pH (Low pH cement)
MAE	Mezinárodní atomová agentura
NRVB;	Referenční výplňový materiál Nirex (Nirex reference vault backfill)
OS	Obalový soubor
OPC	Běžný portlandský cement (<i>ordinary portland cement</i>)
RAO	Radioaktivní odpady
SÚRAO	Správa úložišť radioaktivních odpadů
TRU	Označení v Japonsku pro nízko aktivní odpad obsahující radionuklidy s dlouhým poločasem rozpadu a některé transurany
UOS	Ukládací obalový soubor
VJP	Vyhořelé jaderné palivo
VLLW	Velmi nízko aktivní odpady (<i>very low level waste</i>)
VSLW	Velmi krátkodobě aktivní odpady (<i>very short lived waste</i>)

Abstrakt

V rámci této zprávy jsou prezentovány zahraniční přístupy a koncepty ukládání radioaktivních odpadů (RAO) nepřijatelných do stávajících úložišť nízko a středně aktivních odpadů. U těchto odpadů se obecně předpokládá jejich uložení do hlubinného úložiště, vybudovaného v geologickém prostředí a v řadě národních konceptů je toto úložiště společné s úložištěm pro vyhořelé jaderné palivo (ale nemusí tomu tak být vždy, jak je demonstrováno na příkladu finského konceptu). Vzhledem ke specifickému charakteru těchto RAO jsou obvykle uvažovány specifické ukládací obalové soubory (např. betonkontejnery), je uvažován odlišný způsob ukládání ve srovnání s VJP (např. do velkoprofilových ukládacích komor) a je uvažováno použití odlišných materiálů pro vyplnění těchto komor (např. betonové směsi). Součástí zprávy je i shrnutí základních uvažovaných cementových materiálů pro představené národní koncepty spolu s vybranými požadavky na tyto materiály (tyto požadavky jsou často výrazně odlišné od požadavků na materiály uvažované pro hlubinné ukládání VJP).

Klíčová slova

Hlubinné úložiště, radioaktivní odpady, cementové materiály, koncepce ukládání

Abstract

Foreign approaches and disposal concepts of radioactive wastes that cannot be disposed in disposal sites for low and intermediate level wastes are presented in this report. For such a waste, disposal in deep underground repository is expected. In many countries, disposal concepts assume construction of one deep geological repository in which the spent nuclear fuel and these wastes would be disposed, in separate sections of a repository. In some concepts (e.g. Finnish concept), a separate repository for high level waste is assumed. Because of a specific nature of high level wastes (compared with spent nuclear fuel), some different approaches are applied, including special waste packages (e.g. concrete waste packages), disposal of waste packages in large vaults or application of different backfill materials for vault backfilling (e.g. concrete mixtures instead of bentonite). This report also presents summary of considered cementitious materials together with selected requirements, which are often significantly different in comparison to requirements for materials considered for spent fuel disposal.

Keywords

Deep geological repository, radioactive wastes, cementitious materials, disposal concepts

1 Úvod

Tato zpráva je zpracována v rámci projektu SÚRAO „Výzkumná podpora bezpečnostního hodnocení hlubinného úložiště“, který je součástí přípravy projektu hlubinného úložiště radioaktivních odpadů

Cílem projektu je získat vybraná data, modely, argumenty a další informace potřebné pro zhodnocení potenciálních lokalit pro umístění HÚ z hlediska dlouhodobé bezpečnosti. Na základě veřejného zadávacího řízení byla v červenci 2014 uzavřena čtyřletá smlouva s ÚJV Řež, a. s. a jeho subdodavateli: Českou geologickou službou; ČVUT v Praze; Technickou univerzitou v Liberci; Ústavem Geoniky AV ČR, v. v. i.; a společnostmi Arcadis CZ a. s.; Progeo, s. r. o.; Chemcomex Praha, a. s. a Centrum výzkumu Řež s. r. o. o poskytování výzkumné podpory hodnocení dlouhodobé bezpečnosti v následujících oblastech:

- i. Chování VJP a forem RAO, nepřijatelných do přípovrchových úložišť, v prostředí hlubinného úložiště;
- ii. Chování ukládacích obalových souborů (UOS) VJP a RAO v prostředí hlubinného úložiště;
- iii. Chování tlumících, výplňových a dalších konstrukčních materiálů v prostředí hlubinného úložiště;
- iv. Řešení úložných vrtů a jejich vliv na vlastnosti obklopujícího horninového prostředí;
- v. Chování horninového prostředí;
- vi. Transport radionuklidů z úložiště;
- vii. Další charakteristiky lokalit potenciálně ovlivňující bezpečnost úložiště.

Cílem plnění tohoto dílčího projektu je získat vstupní parametry pro výpočet zdrojového členu pro bezpečnostní rozboru hlubinného úložiště pro RAO nepřijatelné do přípovrchových úložišť. Předpokládá se, že toto úložiště by mělo být na stejné lokalitě jako úložiště pro vyhořelé jaderné palivo, a to v takové vzdálenosti od úložiště VJP, že nebude hrozit jejich vzájemné ovlivňování.

Cílem této zprávy je shrnout práce provedené v tomto ZL, a to

- inventarizace RAO, neuložitelných do přípovrchových úložišť RAO
- získání vstupních parametrů pro výpočet zdrojového členu pro bezpečnostní rozboru hlubinného úložiště pro RAO nepřijatelné do přípovrchových úložišť
- definování potenciální chování relevantních radionuklidů v prostředí úložiště s převahou cementových materiálů;
- nástin problematiky ukládání RAO v zahraničí a rámcový přehled cementových materiálů, uvažovaných v těchto konceptech, včetně konkrétních příkladů těchto materiálů a požadavků na ně kladených
- nástin potenciálního programu výzkumu a vývoje pro tyto materiály, které by zohledňovaly požadavky na zajištění bezpečnosti HÚ



2 Vstupní parametry pro výpočet zdrojového členu pro bezpečnostní rozborů hlubinného úložiště pro RAO nepřijatelné do přípovrchových úložišť

Tato zpráva navazuje na Technickou zprávu Inventarizace RAO nepřijatelných do přípovrchových úložišť, Touš et al. (2017), která vznikla jako dílčí výstup v rámci řešení projektu SÚRAO „Výzkumná podpora bezpečnostního hodnocení hlubinného úložiště“ a shrnuje v ní uvedené poznatky. Tento projekt je součástí projektové přípravy hlubinného úložiště (HÚ) radioaktivních odpadů (RAO) a jeho cílem je získat vybraná data, modely, argumenty a další informace potřebné pro zhodnocení potenciálních lokalit pro umístění HÚ z hlediska dlouhodobé bezpečnosti.

Hlavním úkolem tohoto dílčího projektu bylo získat vstupní parametry pro výpočet zdrojového členu pro bezpečnostní rozborů hlubinného úložiště pro RAO nepřijatelné do přípovrchových úložišť. Předpokládá se, že toto úložiště by mělo být ve stejné lokalitě jako úložiště pro vyhořelé jaderné palivo, a to v takové vzdálenosti od úložiště vyhořelého jaderného paliva (VJP), že nebude hrozit jejich vzájemné ovlivňování.

Cílem je poskytnout sumář informací o uvažovaném inventáři RAO, které svým charakterem nesplňují limity a podmínky přijatelnosti provozovaných přípovrchových úložišť a které pocházejí z následujících oblastí původu:

- Vyřazování jaderných elektráren (JE) Temelín a Dukovany z provozu, včetně uvažovaných nových jaderných zdrojů a jejich aktivovaných provozních RAO,
- Vyřazování výzkumných jaderných reaktorů z provozu (konkrétně reaktoru LVR-15),
- VJP z výzkumného reaktoru LVR-15: přepracované VJP, resp. jeho vitrifikát a nepřepracované skladované VJP,
- RAO v režimu skladování v ÚRAO Richard,
- Zdroje ionizujícího záření provozované v institucionální sféře na území ČR překračující limity a podmínky pro uložení v provozovaných přípovrchových ÚRAO.

V úvodu se zpráva věnuje materiálovému popisu RAO, který následně koresponduje s přítomností radionuklidů vyplývajících z matematických aktivačních modelů pro RAO z vyřazování jaderných elektráren a výzkumných reaktorů. Následuje detailní inventarizace RAO uvažovaných pro ukládání v hlubinném úložišti, které pocházejí z výše uvedených zdrojů zahrnujících institucionální RAO. Dále je ve zprávě popsána databáze RAO, která byla vytvořena na základě informací získaných v rámci inventarizaci RAO, fyzikálně-chemický popis navrženého zdrojového členu, použité metody pro studium migračních charakteristik radionuklidů v materiálech hlubinného úložiště a popis geologického prostředí, do něhož bude RAO ukládán. Níže jsou shrnuty hlavní výstupy zprávy.

2.1 Materiálový popis RAO

Většina uvažovaných RAO pro uložení v HÚ jsou produkty aktivace a aktivované materiály pocházející z reaktoru a jeho blízkého okolí, působením neutronového toku během provozu JE. Aktivované materiály jsou tvořeny ve velké míře konstrukčními prvky jaderného reaktoru, šachty reaktoru a konstrukčními prvky zařízení, nacházejících se v blízkosti AZ. Jedná se převážně o materiály kovové, zejména nerezovou ocel (tlaková nádoba reaktoru, vnitro-

 SÚRAO	Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípovrchových úložišť	Evidenční označení:
		SÚRAO TZ 230/2018

reaktorové části), konstrukční uhlíková ocel a stínící betony (stavební materiály šachty reaktoru apod.). Míra aktivace těchto materiálů je značně odlišná, avšak poměrné zastoupení radionuklidů vzniklých aktivací je převážně konstantní a závisí hlavně na původním chemickém složení kovových a stavebních materiálů (tzn. na složení ocelí a betonů).

Ve zprávě je podán podrobný popis materiálů vybraných technologických zařízení (tlaková nádoba, vnitřní části reaktoru apod.) a stavebních částí (šachta reaktoru, biologické stínění a další) reaktorů JE Temelín a Dukovany. Jedná se detailní složení různých druhů ocelí a betonů, včetně serpentinitových a těžkých barytových betonů.

V případě výzkumného reaktoru LVR-15 jsou poskytnuty informace o složení materiálu, z nichž je vyrobena reaktorová nádoba a kanály ionizačních kolon, absorpční tyče, koš aktivní zóny a beryliové reflektorové bloky.

Dále je popsáno složení nízkoteplotního skla, které bude využito pro vitrifikaci RAO z vyhořelého palivo z reaktoru LVR-15, které bylo na základě mezinárodních úmluv předáno k přepracování v Ruské federaci.

Na závěr jsou poskytnuty stručné informace o skladbě institucionálních RAO, které jsou již zpracovány a upraveny do formy vhodné pro uskladnění v ÚRAO Richard a zdrojích ionizujícího záření (ZIZ) v provozu. Z pohledu ÚRAO Richard se jedná o kovy, cementové matrice, uzavřené radionuklidové zářiče a ionizační hlásiče požáru. ZIZ v provozu je skupina potencionálních RAO, které jsou svým charakterem (aktivitou) uvažovány pro uložení v HÚ.

2.2 Inventarizace RAO

Inventarizace RAO uvažovaných pro ukládání v hlubinném úložišti zahrnuje oblasti specifikované v úvodu. Inventáře RAO z oblastí vyřazování JE z provozu, VJP z výzkumných reaktorů, RAO z vyřazování výzkumných reaktorů jsou založeny na kvalifikovaných odhadech, technických dokumentacích a výpočtech. Tyto odhady jsou uváděny v dokumentech vyžadovaných a schvalovaných SÚJB od držitelů povolení pro provoz pracoviště III. a IV. kategorie (LVR-15, 2015; EGPI, 2012; EGP, 2014; Odborné odhady ČEZ – NJZ EDU a ETE, 2015). Naopak inventáře RAO/ZIZ z oblastí již skladovaných nepřijatelných RAO v přípovrchovém ÚRAO a ZIZ provozovaných na území ČR, vycházejí z reálných podkladů k těmto položkám.

2.2.1 RAO z vyřazování JE z provozu

V technické zprávě jsou poskytnuty detailní informace o hmotnostní bilanci aktivovaných technologických částí reaktorů uvažovaných pro ukládání, odhad betonkontejnerů ukládaných do HÚ na základě předpokládaného inventáře z vyřazování dané jaderné elektrárny a přehled aktivačních produktů v technologických částech reaktorů a jejich předpokládaná aktivita. Tato data jsou zpracována jak pro okamžitou, tak i odloženou variantu vyřazování z provozu (40 let po ukončení provozu).

Přehledy jsou zpracovány na základě typu materiálu (beton, kov apod.), kdy je každá položka charakterizována odpovídající hmotností a uvažovanou hmotnostní aktivitou. Odhady hmotnostních aktivit vycházejí z umístění a radiačního zatížení jednotlivých konstrukčních částí spolu s odhadem radionuklidového inventáře a se základním

 SÚRAO	Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípoверхových úložišť	Evidenční označení:
		SÚRAO TZ 230/2018

předpokladem doby provozu JE, tj. 40 let. Níže je uveden pouze výsledný přehled pro jednotlivé jaderné elektrárny.

JE Temelín

a) Varianta okamžitého vyřazování z provozu

V případě jednoho reaktorového bloku je očekáváno 440 195 kg aktivovaných technologických částí (bez zahrnutí aktivovaných předmětů průběžně vznikajících během provozu JE, viz níže), které by měly být uloženy do HÚ ve 195 betonových kontejnerech (390 betonových kontejnerů o objemu 1 691 m³ pro celou elektrárnu). Hmotnostní aktivita a hmotnost vybraných skupin materiálů je odhadována následovně:

- Ocel: $6,55 \times 10^{13}$ Bq/kg, 408 135 kg
- Serpentinový beton: $3,48 \times 10^9$ Bq/kg, 32 060 kg

Z odhadů provozovatele JE je uvažován vznik aktivovaných předmětů (RAO), uložitelných pouze do HÚ a to:

- Ostatní aktivované předměty z provozu: $1,0 \times 10^{13} - 1,0 \times 10^{16}$ Bq/kg, 14 000 kg.

Uvedené odhadované množství ostatních aktivovaných předmětů představuje dalších cca 14 ks betonových kontejnerů.

Aktivita vybraných radionuklidů v jednotlivých typech materiálů je uvedena v následující tabulce.

Tab. 1 Aktivita klíčových radionuklidů v jednotlivých typech materiálů JE Temelín, pro případ okamžitého vyřazování.

Materiál	Aktivita radionuklidů [Bq]			
	C-14	Ca-41	Ni-59	Ni-63
Konstrukční uhlíková ocel	$1,01 \times 10^6$	0	$3,11 \times 10^{10}$	$3,40 \times 10^{12}$
Nerezová ocel	$6,86 \times 10^{13}$	$2,41 \times 10^1$	$3,25 \times 10^{14}$	$4,68 \times 10^{16}$
Serpentinový beton	$2,37 \times 10^9$	$2,90 \times 10^{10}$	0	0

b) Varianta odloženého vyřazování z provozu

V případě jednoho reaktorového bloku je očekáváno 416 205 kg aktivovaných technologických částí (bez zahrnutí aktivovaných předmětů průběžně vznikajících během provozu JE, viz níže), které by měly být uloženy do HÚ ve 133 betonových kontejnerech (266 betonových kontejnerů o objemu 1 153 m³ pro celou elektrárnu). Hmotnostní aktivita a hmotnost vybraných skupin materiálů je odhadována následovně:

- Ocel: $1,13 \times 10^{12}$ Bq/kg, 384 145 kg
- Serpentinový beton: $3,73 \times 10^6$ Bq/kg, 32 060 kg

Z odhadů provozovatele JE je uvažován vznik aktivovaných předmětů (RAO), uložitelných pouze do HÚ a to:

- Ostatní aktivované předměty z provozu: $1,0 \times 10^{12} - 1,0 \times 10^{15}$ Bq/kg, 14 000 kg.

Uvedené odhadované množství ostatních aktivovaných předmětů představuje dalších cca 14 ks betonkontejnerů.

 SÚRAO	Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípovrchových úložišť	Evidenční označení:
		SÚRAO TZ 230/2018

Aktivita vybraných radionuklidů v jednotlivých typech materiálů je uvedena v následující tabulce.

Tab. 2 Aktivita klíčových radionuklidů v jednotlivých typech materiálů JE Temelín, pro případ odloženého vyřazování.

Materiál	Aktivita radionuklidů [Bq]			
	C-14	Ca-41	Ni-59	Ni-63
Konstrukční uhlíková ocel	$8,73 \times 10^5$	0	$2,70 \times 10^{10}$	$2,24 \times 10^{12}$
Nerezová ocel	$6,18 \times 10^{13}$	$2,39 \times 10^1$	$2,91 \times 10^{14}$	$3,20 \times 10^{16}$
Serpentinitový beton	$2,36 \times 10^9$	$2,90 \times 10^{10}$	0	0

JE Dukovany

a) Varianta okamžitého vyřazování z provozu

V případě jednoho reaktorového bloku je očekáváno 497 000 kg aktivovaných technologických částí (bez zahrnutí aktivovaných předmětů průběžně vznikajících během provozu JE, viz níže), které by měly být uloženy do HÚ ve 497 betonových kontejnerech (1 988 betonových kontejnerů o objemu 8 628 m³ pro celou elektrárnu). Hmotnostní aktivita a hmotnost vybraných skupin materiálů je odhadována následovně:

- Ocel: $9,00 \times 10^{12}$ Bq/kg, 220 000 kg
- Serpentinitový beton: $1,10 \times 10^{10}$ – $1,79 \times 10^{10}$ Bq/kg, 77 000 kg
- Konstrukční betony: 200 000 kg (velmi konzervativní úvaha vzniku tohoto RAO a ve spolupráci s provozovatelem JE bude blíže ověřován a kvantifikován jejich vznik)

Z odhadů provozovatele JE je uvažován vznik aktivovaných předmětů (RAO), uložitelných pouze do HÚ a to:

- Ostatní aktivované předměty z provozu: $1,0 \times 10^{13}$ – $1,0 \times 10^{16}$ Bq/kg, 50 000 kg.

Uvedené odhadované množství ostatních aktivovaných předmětů představuje cca 50 ks betonkontejnerů.

Aktivita vybraných radionuklidů v jednotlivých typech materiálů je uvedena v následující tabulce.

Tab. 3 Aktivita klíčových radionuklidů v jednotlivých typech materiálů JE Dukovany, pro případ okamžitého vyřazování.

Materiál	Aktivita radionuklidů [Bq]			
	C-14	Ca-41	Ni-59	Ni-63
Konstrukční ocel	$1,95 \times 10^7$	0	$9,71 \times 10^{10}$	$1,00 \times 10^{13}$
Nerezová ocel	$2,88 \times 10^{13}$	2,15	$2,80 \times 10^{14}$	$4,17 \times 10^{16}$
Serpentinitový beton	$2,23 \times 10^{10}$	$2,65 \times 10^{11}$	0	0

 SÚRAO	Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípořrchových úložišť	Evidenční označení:
		SÚRAO TZ 230/2018

b) Varianta odloženého vyřazování z provozu

Údaje o hmotnosti aktivovaných technologických částí uvažovaných k uložení do HÚ a počtech kontejnerů v případě odloženého vyřazování z provozu jsou shodné s údaji v případě okamžitého vyřazování z provozu. Hmotnostní aktivita a hmotnost vybraných skupin materiálů je odhadována následovně:

- Ocel: $3,80 \times 10^{12}$ Bq/kg, 220 000 kg
- Serpentinový beton: $2,93 \times 10^6$ – $4,71 \times 10^6$ Bq/kg, 77 000 kg
- Konstrukční betony: 200 000 kg (velmi konzervativní úvaha vzniku tohoto RAO a ve spolupráci s provozovatelem JE bude blíže ověřován a kvantifikován jejich vznik)

Z odhadů provozovatele JE je uvažován vznik aktivovaných předmětů (RAO), uložitelných pouze do HÚ a to:

- Ostatní aktivované předměty z provozu: $1,0 \times 10^{13}$ – $1,0 \times 10^{16}$ Bq/kg, 50 000 kg.

Uvedené odhadované množství ostatních aktivovaných předmětů představuje cca 50 ks betonkontejnerů.

Aktivita vybraných radionuklidů v jednotlivých typech materiálů je uvedena v následující tabulce.

Tab. 4 Aktivita klíčových radionuklidů v jednotlivých typech materiálů JE Dukovany, pro případ odloženého vyřazování.

Materiál	Aktivita radionuklidů [Bq]			
	C-14	Ca-41	Ni-59	Ni-63
Konstrukční ocel	$1,94 \times 10^7$	0	$9,71 \times 10^{10}$	$7,59 \times 10^{12}$
Nerezová ocel	$2,86 \times 10^{13}$	2,15	$2,80 \times 10^{14}$	$3,16 \times 10^{16}$
Serpentinový beton	$2,22 \times 10^{10}$	$2,65 \times 10^{11}$	0	0

Nové jaderné zdroje

V dlouhodobých plánech provozovatele v současnosti provozovaných JE je výstavba nových jaderných zdrojů (NJZ). Konkrétně se má jednat o dva bloky v JE Temelín o výkonu 2 000 MW a jeden blok v JE Dukovany o výkonu max. 1 700 MW. Uvažovaná doba provozu je 60 let a předpokládá se okamžité vyřazování z provozu. Hmotnostní aktivita a hmotnost vybraných skupin materiálů je v případě výše uvedených NJZ odhadována následovně:

- Ocel: $1,21 \times 10^7$ – $1,28 \times 10^{12}$ Bq/kg, 1 775 320 kg
- Ostatní aktivované předměty z provozu: $1,00 \times 10^{12}$ – $1,00 \times 10^{15}$ Bq/kg, 40 000 kg
- Serpentinový beton: $3,03 \times 10^7$ – $5,79 \times 10^7$ Bq/kg, 372 000 kg

Uvedené hodnoty jsou odhady pro celkové materiálové bilance uvažovaných RAO z NJZ. Pro účely dtb RAO je pro jednotlivé lokality (ETE a EDU) přepočten množstevní ekvivalent podle uvažovaného výkonu NJZ.

2.2.2 RAO z vyřazování pracovišť ÚJV Řež (CVŘ) z provozu

Vyřazování výzkumného reaktoru LVR-15 z provozu

 SÚRAO	Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípořchových úložišť	Evidenční označení:
		SÚRAO TZ 230/2018

Odhad způsobu vyřazování a materiálové bilance pro vyřazování výzkumného reaktoru LVR-15 (provozovaný Centrem výzkumu Řež s.r.o.) je založen na předpokladu, že délka provozu reaktoru je 35 let. Zvolené materiály pro modelování aktivace jednotlivých konstrukčních částí reaktoru byly:

- Nádoba reaktoru – ocel (08Ch18N10T): modelová hmotnost 7 900 kg
- Koš aktivní zóny, horizontální kanály a tepelná kolona – hliník (AlMg5): modelová hmotnost 275 kg
- Absorpční tyče – B₄C + Al: modelová hmotnost 10 kg

Výpočtově byl určen vývoj radionuklidů v případě provozu reaktoru (ozařování) v období 15 až 35 let a následně prodleva 5 až 15 let. Niže je uveden přehled aktivit vybraných materiálů v případě 35 let provozu a po 15 letech prodlevy:

- Celková aktivita radionuklidů obsažených v oceli reaktorové nádoby a ionizačních kolon po 35 letech provozu: $1,26 \times 10^9$ Bq a po 15 letech prodlevy: $3,3 \times 10^7$ Bq.
- Celková aktivita radionuklidů obsažených v hliníkové slitině koše aktivní zóny, horizontálních kanálech a tepelné koloně po 35 letech provozu: $1,04 \times 10^{14}$ Bq a po 15 letech prodlevy: 0 (jedná se o Na-24, Mg-27 a Al-28, které mají poločas rozpadu v řádech hodin, resp. minut).
- Celková aktivita radionuklidů obsažených v absorpčních tyčích z karbidu boru a hliníku po 35 letech provozu: $1,94 \times 10^{13}$ Bq a po 15 letech prodlevy: $2,69 \times 10^8$ Bq.

Předpokládá, že pro uložení RAO v HÚ bude využito 10 ks betonkontejnerů pro reaktorovou nádobu o celkovém objemu 43,4 m³ a 11 ks betonkontejnerů pro aktivní části smyček, sondy, ionizační komory, regulační tyče, Be – reflektory o celkovém objemu 47,7 m³.

Vyhořelé jaderné palivo z výzkumného reaktoru

VJP vzniklé v minulosti (208 palivových souborů EK-10 - obohacení 10%, 254 souborů IRT-2M – obohacení 80 % a 91 ks - obohacení 36%) bylo přepraveno v roce 2007 do Ruské federace k přepracování. Odhaduje se, že v roce 2028 bude navraceno 740 kg vitrifikovaného (alumino-fosfátové sklo) RAO o celkové aktivitě $3,67 \times 10^{15}$ Bq a objemu 0,297 m³.

Druhý odvoz VJP se uskutečnil v roce 2013 a v jeho rámci bylo odvezeno 112 ks palivových souborů IRT-2M s obohacením 36%. Odhaduje se, že v roce 2033 bude navraceno 720 kg vitrifikovaného RAO o celkové aktivitě $2,59 \times 10^{15}$ Bq a objemu 0,289 m³.

Provozem reaktoru LVR-15 vznikne do roku 2030 (předpoklad ukončení provozu reaktoru) odhadem 320 ks VJP ve formě paliva IRT-4M s obohacením 19,7 %. U tohoto paliva se nepředpokládá jeho přepracování v Ruské federaci. Údaje o míře vyhoření paliva, resp. jeho radionuklidový inventář nebyl dostupný pro zapracování do této zprávy.

Vyřazování ostatních pracovišť v ÚJV z provozu

RAO uvažované pro uložení v HÚ bude vznikat pouze z výše uvedeného výzkumného reaktoru LVR-15 a ZIZ (Co-60), uložených a užívaných v ozařovnách. Jejich uvažované vyřazování je po r. 2040. Jedná se o 5 Co-60 zářičů, jejichž aktuální aktivita se pohybuje od

 SÚRAO	Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípovrchových úložišť	Evidenční označení:
		SÚRAO TZ 230/2018

$1,0 \times 10^{11}$ do $1,0 \times 10^{14}$. Celková aktivita výše uvedených zdrojů bude v roce 2040 $2,38 \times 10^{12}$ Bq.

2.2.3 RAO v režimu skladování v ÚRAO

Další skupinou RAO uvažovaných pro uložení do HÚ jsou radioaktivní odpady v současné době skladované v přípovrchovém úložišti (ÚRAO Richard). Jedná se o RAO, které svým charakterem nesplňují platné limity a podmínky přijatelnosti do přípovrchového úložiště, a proto se do doby zprovoznění HÚ skladují v ÚRAO Richard. Jedná se o směsný materiál, jehož aktivita byla (k 31. 10. 2016) $1,34 \times 10^{15}$ Bq a hmotnost 48 174 kg.

2.2.4 Zdroje ionizujícího záření v provozu na území ČR

Další skupinou RAO zahrnovanou v inventarizaci RAO pro HÚ jsou položky ZIZ provozovaných v současnosti na území ČR a zpracovávaná data jsou výstupem z databáze ZIZ vedené SÚJB, odborem Zdrojů. Uvedené položky svou charakteristikou nesplňují podmínky přijatelnosti provozovaných přípovrchových úložišť, proto jsou zahrnuty do této bilance a budou zahrnuty do bezpečnostního hodnocení zdrojového členu HÚ. Získaná data obsahují informaci o obsaženém radionuklidu, aktivitě k referenčnímu datu, formě ZIZ, účelu použití, informaci o obalovém souboru/stínění a poločas rozpadu obsaženého radionuklidu.

Celkem se jedná o 4 968 zdrojů, jejichž celková aktivita je $1,99 \times 10^{16}$ Bq (k 10. 12. 2015). Jedná se například o zdroje typu Am-241, Pu-239 nebo Am-241/Be, Pu-239/Be.

Z výše uvedeného vyplývá, že RAO vzniklý při vyřazování (v případě okamžitého vyřazování) z provozu stávajících jaderných zařízení (JE Temelín, JE Dukovany a výzkumný reaktor LVR-15) by bylo nutné uložit do 2 399 betonových ukládacích kontejnerů. Tyto kontejnery představují celkový objem $10\,410\text{ m}^3$. Nicméně podstatnou část z tohoto množství RAO tvoří serpentinitový a konstrukční beton z JE Dukovany. Celkem se jedná o 1 108 kusů betonových ukládacích kontejnerů, které by byly potřebné pro uložení tohoto typu RAO v HÚ. Je to téměř polovina ukládacích betonových kontejnerů požadovaných pro RAO z obou JE a více jak 50-ti násobné množství kontejnerů, než jaké je potřebné pro uložení betonu při vyřazování JE Temelín. Je tedy zřejmé, že vhodnou optimalizací vyřazovacího procesu lze toto množství, a tím i požadavek na ukládací prostor v HÚ, významně snížit. Velkou neurčitost v oblasti ukládání RAO z vyřazování jaderných zařízení z provozu samozřejmě vytvářejí nové jaderné zdroje, o jejichž počtu a typu nebylo v současné době rozhodnuto.

Nemalý dopad na požadované ukládací kapacity v HÚ bude mít také zvolená strategie uložení zdrojů IZ, které jsou v současné době v ČR v provozu. Jedná se celkem o 4 968 zdrojů a bude záležet, jaké množství tohoto typu RAO bude možné uložit do jednoho betonového ukládacího kontejneru a zda vůbec budou všechny uvedené zdroje likvidovány a ukládány v ČR. Přehled provozovaných zdrojů IZ na území ČR vychází z registru vedeného SÚJB, který nereflktuje uzavřené smlouvy o zpětném odběru zdroje jeho dodavatelem apod.

 SÚRAO	Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípovrchových úložišť	Evidenční označení:
		SÚRAO TZ 230/2018

2.3 Databáze RAO

Informace získané v rámci inventarizace RAO pro ukládání v HÚ byly také souborně shrnuty do databázového souboru ve formátu (MS Excel). Databáze obsahuje následující charakteristiky a kategorie dříve uvedených položek RAO:

- Kategorie RAO: Zjištěný inventář RAO/VAO lze základně třídit podle původu vzniku a vybraných oblastí (např. vyřazování JE nebo vyřazování VR apod.)
- Charakteristika RAO: -Dostupné informace o jednotlivých položkách či skupinách RAO jsou popsány v kolonkách připravené databáze (název položky, popis, forma RAO, oblast vzniku položky, fyzikálně-chemické vlastnosti, obsah jaderného materiálu, objem v m³, hmotnost v kg, radionuklidy a příslušné aktivity v Bq, referenční datum, materiál a uvažovaný počet ukládacích jednotek)

Dále byly navrženy radionuklidy, které by mohly tvořit zdrojový člen pro hodnocení bezpečnosti HÚ v případě ukládání výše uvedených RAO. Jedná se o radionuklidy, které mohou nejvíce ovlivnit bezpečnost HÚ, přičemž kritériem výběru byla jejich mobilita, poločas rozpadu a i jejich dlouhodobý negativní účinek na lidský organismus. Jedná se o následující radionuklidy: Be-10, C-14, Cl-36, Ca-41, Fe-55, Ni-59, Ni-63, Sr-90, Mo-93, Zr-93, Tc-99, Nb-94, I-129, Cs-135, Cs-137, Ba-133, Np-237, Cf-252 a izotopy Am, Pu a Cm.

 SÚRAO	Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípořchových úložiřt'	Evidenční označení:
		SÚRAO TZ 230/2018

2.3.1 Popis databáze

Tabulky

Databáze se skládá ze dvou tabulek, jejichž struktura umožňuje jejich použití v databázovém systému např. MS Access nebo Oracle.

Tabulka **T_ODPADY** obsahuje následující datová pole:

- **ID_RAO** – je primární identifikační klíč v tabulce. U odpadů, které jsou v současnosti v režimu skladování (VZNIK="skladované RAO"), jde o číslo RAO podle evidence SÚRAO. U odpadů předpokládaných vzniknout z vyřazování jde o označení pro daný technologický celek z určitého zařízení. Např. „EDU/sachta_R/001“ označuje RAO vzniklé ze šachty reaktoru elektrárny Dukovany v režimu okamžitého vyřazování. Pro režim odloženého vyřazování je alternativní označení „EDU/sachta_R/002“. Více viz vysvětlivky.
- **POPIS** – popis odpadu získaný ze zpráv o vyřazování elektráren nebo z evidence skladovaného RAO.
- **Druh RAO** – rozdělení RAO do kategorií specifikovaných v číselnících dále
- **MATERIÁL** - rozdělení RAO podle druhu materiálu do kategorií specifikovaných v číselnících dále
- **VZNIK** – specifikace způsobu vzniku. Může nabývat hodnot „skladované RAO“ – v současnosti uloženo v ÚRAO v režimu skladování nebo „vyřazování JE – OD“ – bude uloženo při vyřazování elektráren v režimu okamžitého vyřazování nebo „vyřazování JE – OUO“ - bude uloženo při vyřazování elektráren v režimu ochranného uzavření objektů.
- **JM** – obsahuje jaderný materiál: ANO/NE
- **HMOTNOST_1REAKTOR** – hmotnost RAO v kilogramech na 1 reaktor
- **OBJEM_1REAKTOR** - objem RAO v m³ na 1 reaktor
- **HMOTNOST_CELKEM** – celková hmotnost RAO v kilogramech přepočtená podle počtu reaktorů (u skladovaného RAO, ZIZ a VJP je hodnota shodná s HMOTNOST_1REAKTOR)
- **OBJEM_CELKEM** – objem RAO v m³ přepočtený podle počtu reaktorů (u skladovaného RAO, ZIZ a VJP je hodnota shodná s OBJEM_1REAKTOR)
- **DRUH_OS** – druh obalového souboru, může nabývat hodnot v číselníku uvedeném dále
- **POČET_OS** – číslo označující počet OS z pole DRUH_OS
- **POČET_VBK_1REAKTOR** – počet OS přepočtený na počet VBK pro HÚ (u RAO z vyřazování vztažených na 1 reaktor). U obalových souborů s menším objemem než VBK jsou hodnoty <1 a vyjadřují poměrnou část zaplnění VBK.
- **POČET_VBK_CELKEM** – celkový počet OS přepočtený na počet VBK (u RAO z vyřazování přepočtený na počet reaktorů).
- **IRF** – instant release factor
- **HMOTNOST_CELKEM_pom** – pomocné pole, které není součástí databáze, ale slouží pro výpočet celkové hmotnosti (zdroj dat pro kontingenční tabulku na listu Statistika). Aby nedošlo k duplicitnímu započítání hmotnosti, je v tomto sloupci nulována hmotnost odpadů z vyřazování v režimu, který není vybrán na listu Statistika v buňce B2. Tj. je-li vybrán režim okamžitého vyřazování (OD) jsou nulovány hmotnosti z režimu odloženého vyřazování (OUO) a naopak.

Tabulka **T_AKTIVITY** obsahuje informace o aktivitách jednotlivých odpadů a obsahuje následující datová pole:

- ID_AKT - je primární identifikační klíč v tabulce.
- RAO_ID – obsahuje číslo odpadu, ke kterému se daná aktivita vztahuje. Číslo je možné použít pro párování s ostatními vlastnostmi z tabulky T_ODPADY podle klíče ID_RAO.
- NUKLID – obsahuje nukleonové číslo a chemickou značku obsaženého radionuklidu.
- AKTIVITA_REF – celková aktivita prvku zapsaného v poli NUKLID k datu zapsaném v poli REF_DATUM v jednotkách Bq přepočtená na počet reaktorů.
- REF_DATUM – referenční datum k aktivitám uvedeným v poli AKTIVITA_REF.
- AKTIVITA_1REAKTOR - aktivita prvku zapsaného v poli NUKLID k datu zapsaném v poli REF_DATUM v jednotkách Bq na jeden reaktor. Toto pole není relevantní pro skladované RAO, ZIZ a VJP.

Pomocné listy

Excelový soubor obsahuje dva pomocné listy, a sice „Pomocna_tabulka“ a „Polocasy_nuklidu“, které slouží k dosažení početních výsledků na listu „Statistika“.

- List „**Pomocna_tabulka**“ přiřazuje pomocí vzorců k aktivitám z listu T_AKTIVITY další vlastnosti (popis, druh RAO, materiál, druh OS apod.) z listu T_ODPADY, aby je bylo možno podle těchto vlastností dále zpracovávat. Při přenosu dat na databázovou platformu se předpokládá, že bude tato potřeba řešena prostřednictvím SQL dotazování.
- List „**Polocasy_nuklidu**“ obsahuje informace o poločasech přeměny jednotlivých radionuklidů. Toho je následně využito na listu Pomocna_tabulka v poli AKTIVITA_ACT a AKTIVITA_ACT_2, kde dochází k přepočtu referenčních aktivit (AKTIVITA_REF) všech odpadů v databázi na hodnotu k datu zadanému na listu Statistika v buňce B1. Rozdíl mezi poli AKTIVITA_ACT a AKTIVITA_ACT_2 spočívá v přístupu k přepočtu aktivity v případech, kdy datum zadané na listu Statistika v buňce B1 je nižší než datum v poli REF_DATUM. V takovém případě se v poli AKTIVITA_ACT zobrazí hodnota 0 (nula), přičemž se vychází z předpokladu, že daný odpad ještě nevznikl. V poli AKTIVITA_ACT_2 se naproti tomu zobrazí hodnota z pole AKTIVITA_REF (k datu REF_DATUM), což může sloužit jako konzervativní odhad.

Výstup

Agregované výsledky z databáze, které jsou nyní navrženy, jsou k dispozici na listu „**Statistika**“. Jedná se o soustavu kontingenčních tabulek generovaných z dat na listu „Pomocna_tabulka“. Hodnoty aktivit v těchto tabulkách jsou přepočítány k datu v buňce B1. Dojde-li ke změně hodnoty tohoto data, je nutné stisknout tlačítko „**Aktualizovat !**“, aby se změna projevila v kontingenčních tabulkách. Při výběru sestavy je třeba mít na paměti různý přístup k přepočtu aktivit v pomocných datových polích AKTIVITA_ACT a AKTIVITA_ACT_2 (viz předcházející odstavec).

V buňce B2 je možno volit variantu vyřazování. Změnu je vždy nutné potvrdit tlačítkem „**Aktualizovat !**“. Do tabulkových sestav pak budou zahrnuty pouze odpady ze zadaného režimu vyřazování (vyjma tabulky Počet VBK podle oblasti vzniku RAO, která zahrnuje obě varianty).

 SÚRAO	Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípovrchových úložišť	Evidenční označení:
		SÚRAO TZ 230/2018

V buňkách B3 až B6 jsou uvedeny počty reaktorů, které slouží pro výpočet hodnotových polí AKTIVITA_REF, HMOTNOST_CELKEM a OBJEM_CELKEM.

Tabulky jsou následující:

- Aktivita nuklidů C-14, Ca-41, Fe-55, Ni-59, Co-60, Ni-63, Cl-36, Mo-93, Nb-94 a Tc-99 podle materiálu a oblasti vzniku (1x tab. AKTIVITA_ACT a 1x tab. AKTIVITA_ACT_2)
- Aktivita nuklidů C-14, Ca-41, Fe-55, Ni-59, Co-60, Ni-63, Cl-36, Mo-93, Nb-94 a Tc-99 podle obsahu IRF a oblasti vzniku (1x tab.)
- Počet VBK podle oblasti vzniku RAO (1x tab.)
- Aktivita všech radionuklidů podle druhu RAO (1x tab.)
- Aktivita všech radionuklidů podle druhu OS (1x tab.)
- Hmotnost RAO podle materiálu a oblasti vzniku (1x tab.)

Obdobným způsobem je z listu Pomocna_tabulka možné generovat i jiné další sestavy.

Vysvětlivky k tabulce T_ODPADY

ID_RAO má u odpadů z vyřazování jaderných elektráren následující formát:

Elektrárna / technologický celek / režim vyřazování

EDU – JE Dukovany

ETE – JE Temelín

sachta_R - šachta reaktoru

kos_AZ - koš aktivní zóny

TN_vnitri - vnitřní povrch tlakové nádoby

izolace - tepelná izolace

serp_MAX - serpentinitový beton v max. výkonu

kos_AZ_dno - dno koše aktivní zóny

TN_vnejsi - vnější povrch tlakové nádoby

serp_okraj - serpentinitový beton okraj AZ

BOT - blok ochranných trub

VOSB - vnitřní opláštění serpentinitového betonu

VVPTN - vstupní a výstupní potrubí do 1m od TN

KBA - konstrukční beton aktivovaný

Ostatní - aktivované předměty (čidla, kabely)

plast_AZ - plášť aktivní zóny

sachta - šachta reaktoru

TN_navar - návar tlakové nádoby

TN_R - tlaková nádoba reaktoru

serp_IK - serpentinitový beton před ionizačními kanály

OPPS - ocelové podpěry PS

IK – ionizační kanály

NK - nosný kroužek

OSB - opláštění stavebního betonu pod serpentinitem

001 – režim okamžitého vyřazování

002 – režim ochranného uzavření objektů

Číselníky použité v databázi RAO

Typologie RAO:

URZ – uzavřený radionuklidový zářič

PO hlásič – ZIZ z ionizačních hlásičů požáru

PRAO – pevné RAO

zpevněné KRAO – solidifikované kapalné RAO

Druhy materiálu:

Beton

Hliník

Nerezová ocel

Ostatní - aktivované předměty

Serpentinitový beton

Sklo

Uhlíková ocel

Druhy obalových souborů:

Bez obalu

100 L sud ve 200 L sudu

Sud 200 L

Sud 100 L

Sud 50 L

Kontejner typu S

Kontejner typu A

VBK

Ocelové pouzdro

Jiný

Kontejner

RGIII

Stínící kryt

Neuvedeno

Stohovací paleta

Kontejner s ochuzen. Uranem

Pb kontejner

Spec. kontejner

3 Speciace radionuklidů v prostředí úložného systému úložiště pro odpady, nepřijatelné do přípovrchových úložišť

Hlavní náplní této části řešení, zpracovaná ve zprávě Čubová et al. (2017), byla identifikace inventáře mobilních dlouhodobých radionuklidů, které by mohly největší měrou ovlivnit bezpečnost HÚ a shrnutí dostupných dat a modelování speciace jednotlivých radionuklidů v prostředí cementové pórové vody, které se bude vyskytovat v prostředí interakce cementových materiálů, pravděpodobných v prostředí úložiště pro ostatní RAO. Detailní zpracování je uvedeno v Příloze 1 závěrečné zprávy.

3.1 Použité metody

3.1.1 Zdůvodnění metody a modelovacího systému

Pro studium migračních charakteristik radionuklidů v materiálech bariér hlubinného úložiště je nutné znát formu, v jaké se budou radionuklidy v prostředí těchto bariér nacházet. Modelování speciace bylo provedeno v podmínkách relevantních pro hlubinné úložiště. Byly zvoleny tři počáteční koncentrace radionuklidů (10^{-3} , 10^{-5} a 10^{-7} mol.l⁻¹) a to vzhledem ke koncentracím relevantním pro hlubinné ukládání a také na základě dříve provedených studií (Gondolli et al., 2013).

3.1.2 Použitý software

V současné době je možné ke geochemickému modelování využít několik programů. Jedním z nich je i program PHREEQC (Parkhurst a Appelo, 1999). Jedná se o program volně šiřitelný (free software) vyvinutý a podporovaný USGS. Současná nejnovější verze je 3.4.1 s adaptací na textový editor Notepad++ verze 6.6.9. (Parkhurst a Appelo, 2013). Program zahrnuje několik modulů pro výpočet speciace, iontové výměny, povrchové komplexace (difuse double layer (DDL) model), modelování pevných roztoků, inverzní geochemické modelování a modelování 1-D reaktivního transportu, včetně modelování domén s tzv. dvojitou porozitou. Program rovněž zvládá výpočty mimo rozsah použitelnosti Daviesovy rovnice (iontová síla $I > 0,7$ mol/l), za použití tzv. Pitzerových parametrů. Program používá editovatelné geochemické databázové soubory zapsané v textovém formátu. V termodynamické databázi lze definovat rovněž kinetické vztahy pro jednotlivé reakce, přičemž je používáno diferenciální vyjádření kinetiky. Kromě toho byl kód PHREEQC použit jako reakční modul v pokročilých modelech reaktivního transportu PHAST a PHT3D.

Důležitým faktorem vzhledem ke kvalitě výstupů jsou vstupní termodynamické databáze. Zde je doporučováno použití jen ověřených databází, které jsou buď dodávány se samotným programem PHREEQC, nebo využítí databází jinak dostupných, například databázi Nuclear Energy Agency (NEA), (TDB NEA 17., 2005) či novější HATCHES Thermodynamic Database (TDB HATCHES 20., 2015).

Program PHREEQC, kterému předcházely starší verze s jinými názvy, je postupně upravován a vyvíjen. Program je volně šiřitelný a umožňuje poměrně veliké komunitě uživatelů jeho testování, čímž je zaručena verifikace programu.

 SÚRAO	Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípoверхových úložišť	Evidenční označení:
		SÚRAO TZ 230/2018

Modelování speciace bylo provedeno v programu PHREEQC 2 (verze 2.18.00) a PHREEQC 3 Interactive (verze 3.3.7.11094), které jsou zdarma dostupné z webových stránek https://wwwbrr.cr.usgs.gov/projects/GWC_coupled/phreeqc/, s použitím databáze PCHatches (HATCHES Version NEA17 in PHREEQC Format), která je zdarma dostupná po registraci z webových stránek <http://www.hatches-database.com/release.htm>). Stabilitní diagramy byly vytvořeny v programu The Geochemist's Workbench® 11.0.5 (webové stránky <https://www.gwb.com/>) s použitím databáze thermo.com.V8.R6.230. Pro použití tohoto programu byla zakoupena standardní roční licence (GWB 11 Standard Annual License s aktivačním kódem GSC11AL-6391C2E5 platná do 13.7.2017).

3.1.3 Popis prostředí

Na základě požadavků SÚRAO byla pro modelování použita cementová pórová voda RPCW-2, jejíž složení bylo stanoveno v Pracovním dokumentu „Výběr reprezentativní cementové pórové vody“ (Havlová et al. 2016). Tato voda vznikla modelováním interakce syntetické granitické vody (v tomto případě SGW-2) (Červinka et al. 2016) se zjednodušenou cementovou fází, kterou představoval portlandit ($\text{Ca}(\text{OH})_2$). Dále bylo při výpočtu uvažováno ještě srážení kalcitu (CaCO_3) a brucitu ($\text{Mg}(\text{OH})_2$). Složení výsledné cementové pórové vody je uvedeno v Tab. 5.

Tab. 5 Cementový výluh RPCW-2 (Havlová et al., 2016).

Prvek/lont	Na ⁺	K ⁺	Ca ²⁺	Mg ²⁺	Cl ⁻	SO ₄ ²⁻	OH ⁻	CO ₃ ²⁻	CaCO ₃ (aq)
c [mg.L ⁻¹]	16,5	2,1	596,4	0,0	3,3	21,0	468,9	0,06	0,69
c [mmol.L ⁻¹]	0,7177	0,0537	14,88	0,0	0,0931	0,2186	27,58	10 ⁻⁰⁵	7.10 ⁻⁰⁶

3.1.4 Radionuklidový inventář

V prvním období byla hlavní pozornost soustředěna zejména na určení inventáře mobilních dlouhodobých radionuklidů, které mohou nejvíce ovlivnit bezpečnost hlubinného úložiště a jejich chování na základě analýzy dostupných informací. Na základě dodaných dat byl navržen následující radionuklidový inventář:

³H, ¹⁴C, ³⁶Cl, ⁴¹Ca, ⁵⁴Mn, ⁵⁵Fe, ⁶⁰Co, ⁵⁹Ni, ⁶³Ni, ⁹⁰Sr, ⁹³Zr, ⁹⁹Tc, ¹²⁶Sn, ¹²⁹I, ¹³⁵Cs, ¹³⁷Cs, ¹³³Ba, ²³⁷Np, izotopy Am, Pu a Cm

3.2 Výsledky a závěry

Za účelem alespoň základního zhodnocení a porovnání vlastností a chování vybraných radionuklidů, klasifikovaných z různých důvodů jako významné z hlediska potenciálního ovlivnění životního prostředí při uložení do hlubinného úložiště vysoce aktivních odpadů, vznikla studie, která je přiložena k závěrečné zprávě (Čubová et al. 2017). S ohledem na značný rozsah přiloženého dokumentu (cca 160 stran) jsou v závěrečné zprávě shrnuty pouze nejdůležitější výsledky týkající se mezí rozpustnosti, jako procesu limitujícího maximální koncentraci radionuklidů v kapalně fázi, a celkové závěry.

 SÚRAO	Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípořrchových úložišť	Evidenční označení:
		SÚRAO TZ 230/2018

3.2.1 Meze rozpustnosti

Na základě údajů dodaných Správou úložišť radioaktivních odpadů a dat obsažených v databázi Hatches.dat byly pro všechny uvedené prvky vypočteny meze rozpustnosti. Je třeba poznamenat, že zde prezentovaná data jsou pouze výsledkem výpočtů založených na datech z databází, které mohou být pro určité podmínky neúplné.

Uvedené referenční hodnoty (viz Tab. 6) jsou převzaty ze zprávy NAGRA (Berner 2003), která je zaměřena na studium speciace a rozpustnosti vybraných radionuklidů kritických pro ukládání středně-aktivních odpadů stabilizovaných v cementové matici. Pro modelování speciace a rozpustnosti byla ve zprávě NAGRA využita databáze Nagra/PSI Chemical Thermodynamic Data Base 01/01. Při modelování byla uvažována referenční cementová pórová voda o pH 12,55 a Eh -0,230 V při teplotě 25°C. V této zprávě bylo provedeno i modelování rozpustnosti pro vyšší hodnotu pH a modelování rozpustnosti v závislosti na Eh. Byla provedena i analýza nejistot. Pro některé prvky jsou doplněny doporučené hodnoty rozpustnosti, které vycházejí i z jiných zdrojů, než je databáze Nagra/PSI a v takovém případě jsou v Tab. 6 tyto hodnoty označeny.

Rozpustnost anorganického uhlíku byla v této zprávě určena v rovnováze s kalcitem. Metan ani organický uhlík uvažovány nebyly, neboť nebyly nalezeny dostatečné podklady, ať už v databázích nebo v literatuře. Rozpustnost vápníku byla spočtena při uvažování rovnováhy s portlanditem, kalcitem a fluoritem. Hodnoty rozpustnosti uhlíku a vápníku jsou v souladu s výsledky v zprávě NAGRA, stejně jako rozpustnosti Co, Sr, I, Cs a Am. Hodnoty rozpustnosti některých prvků jsou odlišné, zejména v těch případech, kdy je k dispozici obecně méně experimentálních dat.

Výsledky uvedené v této zprávě nejsou však přímo srovnatelné s výsledky uvedenými ve zprávě NAGRA, neboť podmínky systému se v obou případech mírně liší. Byla také vydána aktualizace mezí rozpustnosti v cementové pórové vodě a to v databázi NAGRA/PSI obsažené v souhrnné zprávě Grivé et al. 2008b. Nicméně, sada uvažovaných radionuklidů se částečně liší.

Na tomto místě je také nutné zdůraznit shodu několika autorů (Adinarayana et al. 2013), (Park & Batchelor 2002), kteří se věnovali modelování zadržování radionuklidů v cementové matici a zjistili, že na zadržování většiny radionuklidů v prostředí cementové matrice má zásadnější vliv sorpce než srážení.

Tab. 6 Meze rozpustnosti radionuklidů vypočtené v programu PHREQC 3 s využitím databáze Hatches (NEA20).

Prvek	Limitující minerální fáze	Referenční Hodnota (Berner 2003)	Mez rozpustnosti (mírně oxidační podmínky) [mol·l ⁻¹]	Mez rozpustnosti (mírně redukční podmínky) [mol·l ⁻¹]
Be	Be(OH) ₂ (β)	-	1,72×10 ⁻⁵	1,72×10 ⁻⁵
C	Kalcit (CaCO ₃)	9,70×10 ⁻⁶	6,09×10 ⁻⁶ horní mez	6,09×10 ⁻⁶ horní mez
			5,50×10 ⁻⁶ (při rovnováze portlanditu s Ca)	5,50×10 ⁻⁶ (při rovnováze portlanditu s Ca)
	4,52×10 ⁻⁶ (při rovnováze kalcitu s Ca a portlanditu s H ⁺)	4,52×10 ⁻⁶ (při rovnováze kalcitu s Ca a portlanditu s H ⁺)		
	Portlandit Ca(OH) ₂	-	1,32×10 ⁻⁶ (při rovnováze portlanditu s Ca) spodní mez	1,32×10 ⁻⁶ (při rovnováze portlanditu s Ca) spodní mez
Cl	Ca-oxychlorid (Ca ₄ Cl ₂ O ₁₈ H ₃₀)	bez limitu	4,03	4,03
Ca	Portlandit (Ca(OH) ₂)	2,00×10 ⁻²	3,30×10 ⁻² (při rovnováze portlanditu s CO ₃ ²⁻) (při rovnováze kalcitu s CO ₃ ²⁻) horní mez	3,30×10 ⁻² (při rovnováze portlanditu s CO ₃ ²⁻) (při rovnováze kalcitu s CO ₃ ²⁻) horní mez
			2,35×10 ⁻² (při rovnováze kalcitu s CO ₃ ²⁻ a portlanditu s H ⁺)	2,35×10 ⁻² (při rovnováze kalcitu s CO ₃ ²⁻ a portlanditu s H ⁺)
	8,61×10 ⁻³ (při rovnováze portlanditu s H ⁺)		8,61×10 ⁻³ (při rovnováze portlanditu s H ⁺)	
	5,00×10 ⁻³ spodní mez		5,00×10 ⁻³ spodní mez	
Mn	Bixbyit (Mn ₂ O ₃)	-	6,78×10 ⁻¹⁴	-
	Mn ₃ O ₄	-	-	6,27×10 ⁻⁷
Fe	Ferrit-Ca (CaFe ₂ O ₄)	-	2,08×10 ⁻¹⁰	2,08×10 ⁻¹⁰
	Fe ₃ O ₄ (s)	1,00×10 ⁻⁷	-	-
Co	Co ₃ O ₄	-	2,04×10 ⁻¹⁰	-
	Co(OH) ₂	7,00×10 ⁻⁷	-	5,05×10 ⁻⁷
Ni	Ni(OH) ₂ (β)	3,00×10 ⁻⁷	2,03×10 ⁻⁶	2,03×10 ⁻⁶
Sr	Stroncianit (SrCO ₃)	3,00×10 ⁻³	1,62×10 ⁻³	1,62×10 ⁻³
Zr	ZrO ₂ (monoklinický)	6,00×10 ⁻⁶	6,52×10 ⁻¹⁰	6,52×10 ⁻¹⁰

Mo	Na ₂ MoO ₄ ·2H ₂ O	-	5,15	5,15
	CaMoO ₄ (s)	2,60×10 ⁻⁵		
Nb	Nb ₂ O ₅	bez limitu	6,23×10 ⁻⁸	6,23×10 ⁻⁸
Tc	KTcO ₄	bez limitu	1,08×10 ⁺⁰¹	-
	Tc ₃ O ₄		-	2,80×10 ⁻⁴
Sn	Kasiterit (SnO ₂)	-	3,18×10 ⁻²	3,18×10 ⁻²
	Ca[Sn(OH) ₆](s)	1,30×10 ⁻⁷	-	-
I	Cal ₂	bez limitu	bez limitu	bez limitu
Cs	CsCl	bez limitu	bez limitu	bez limitu
Ba	Baryt (BaSO ₄)	-	3,28×10 ⁻⁶	3,28×10 ⁻⁶
Np	NpO ₂	-	4,22×10 ⁻⁸	1,04×10 ⁻¹¹
	NpO ₂ (am)	5,00×10 ⁻⁹	4,03×10 ⁻⁶	4,03×10 ⁻⁶
Am	Am(OH) ₃	3,20×10 ⁻¹¹	5,27×10 ⁻¹¹	5,27×10 ⁻¹¹
	Am(OH) ₃ (cr)		2,64×10 ⁻¹¹	2,64×10 ⁻¹¹
	Am(OH) ₃ (am)	2,00×10 ⁻⁹	5,27×10 ⁻¹⁰	5,27×10 ⁻¹⁰
Cm	Cm(OH) ₃	2,00×10 ⁻⁹	3,01×10 ⁻¹¹	3,01×10 ⁻¹¹
Pu	PuO ₂	-	1,08×10 ⁻¹⁵	1,25×10 ⁻¹⁶
	PuO ₂ (hyd,aged)	4,00×10 ⁻¹¹	1,26×10 ⁻¹⁰	1,46×10 ⁻¹¹

3.2.2 Chování radionuklidů v prostředí interakce cementových materiálů a vody

Chování radionuklidů v hlubinném úložišti a jeho predikce desítky až stovky tisíc let do budoucnosti je komplexní problém, který není jak díky své samotné podstatě, tak díky současným technologickým možnostem a úrovni poznání, řešitelný jinak než modely pravděpodobnostních scénářů.

Z radiochemického pohledu se v nejjednodušším přiblížení jedná o vzájemnou interakci radionuklidů, matrice uloženého odpadu, materiálů obalového souboru, bentonitových a cementových bariér, horninového prostředí, vody, rozpuštěných plynů a ionizujícího záření. Důležitými parametry jsou redoxní podmínky a pH prostředí, teplota a tlak. U ionizujícího záření dále dávkový příkon a typ záření. Tyto podmínky přímo a nepřímo ovlivňují speciaci a přeneseně tedy i migraci přítomných radionuklidů.

Většina výše uvedených podmínek není jednoznačně určena; pro rozdělení radionuklidů podle potenciální „nebezpečnosti“ se podle zadání studie předpokládají stacionární podmínky v cementové bariéře s limitujícím počtem proměnných. Jako prostředí zde byla

zadána cementová pórová voda RPCW-2 se známým redoxním potenciálem a pH při laboratorní teplotě a tlaku. Není zde dále uvažována interakce s pevnou fází, ta se týká zejména difúzních a migračních studií.

Uvažované radionuklidy je možné rozdělit do skupin na základě rozdílných parametrů, jako jsou např. jejich fyzikálně-chemická data, primárně poločas rozpadu, nebo na základě speciace v uvedeném vodném prostředí – primárně na základě rozpustnosti jejich nejvíce rozpustné formy.

Rozdělení podle poločasu rozpadu a jaderných dat vyčlení z uvažovaných radionuklidů 3 základní skupiny prvků, kde:

1. Nejdelší poločasy uvažovaných izotopů nepřesahují několik desítek let.
2. Alespoň jeden z uvažovaných izotopů má poločas rozpadu v intervalu 100 – 1000 let
3. Alespoň jeden z uvažovaných izotopů má poločas rozpadu několik 1000 až > 10000 let

Z kinetiky radioaktivní přeměny plyne, že za dobu 10 poločasů klesne aktivita radionuklidu na $1/1024$, tedy přibližně tisícinu, původní hodnoty. Z toho plyne, že při predikci na 10 000 let klesne aktivita radionuklidů v 1. skupině na neměřitelně nízkou hodnotu (aktivita ^3H klesne za 415 let o 10 řádů), ve 2. skupině přibližně nejméně o 3 řády (10 až jeden řád za 3300 let) a aktivita ve 3. skupině se změní jen málo. Při predikci na 100 000 let se adekvátně dále změní aktivity radionuklidů v prvních dvou skupinách na neměřitelně nízké hodnoty, aktivity 3. skupiny mohou v některých případech pouze mírně klesnout – aktivita radionuklidu s poločasem 5000 let (typicky některé aktinoidy) klesne o 6 řádů, aktivita ^{239}Pu klesne přibližně na 6 %, aktivita nuklidu s poločasem 10^6 let klesne jen o 6 %.

Hlavním obsahem přiložené studie (Čubová et al. 2017) bylo shrnutí dostupných dat a modelování speciace jednotlivých radionuklidů v prostředí cementové pórové vody. Úkolem řešitelů bylo vytvořit grafy převažující existence pro několik diskrétních koncentrací prvku a Purbaixovy diagramy jednotlivých forem v rozsahu Eh (-1;1) V a v obou případech při hodnotách pH 0-14. Speciace byla počítána v základním prostředí daném složením cementové pórové vody. Vzhledem k tomuto složení jsou u makroprvků vápníku, chloru a uhlíku uvažovány přímo zadané koncentrace. V Purbaixových diagramech jsou graficky znázorněny stavy modelovaného systému, pro které byly zadány dvě hodnoty $Eh_1 = 0,237$ V a $Eh_2 = -0,237$ V, aby bylo simulováno jak mírně oxidační, tak mírně redukční prostředí. Zadaná hodnota pH cementové pórové vody byla 12,4. Vzhledem k neznámým obsahům plynů v pórovém prostoru cementové vody nebyla uvažována rovnováha se vzduchem či jinou plynou fází.

Speciálními výpočty byly získány hodnoty rozpustností nejvíce rozpustných forem jednotlivých radionuklidů, u kterých se dá předpokládat zvýšený vliv na jejich mobilitu. Tato základní úvaha, ani zadaný systém však nemůže reflektovat interakce uvažovaných forem s pevnou fází a z toho vyplývající procesy sorpce a iontové výměny. Nicméně zajímavý výsledek byl získán kombinací získaných rozpustností a výše zavedených 3 skupin radionuklidů dělených podle jejich poločasu rozpadu. Toto rozdělení je graficky znázorněno na Obr. 1, kde je zřetelně vidět 5 skupin radionuklidů:

1. První skupina představuje radionuklidy s velmi dlouhým poločasem a vysokou rozpustností v mírně oxidačních podmínkách. Jedná se především o nuklidy tvořící aniontové formy – technecium, chlor, molybden a jód. U cínu zde figurují amorfní a nenabitě formy. Spadají sem i prvky ze skupiny alkalických kovů a kovů alkalických

zemín, které se v prostředí vyskytují ve vysokých koncentracích a poskytují relativně dobře rozpustné hydroxidy a soli. Konkrétně se jedná o ^{41}Ca a ^{137}Cs . Z pohledu speciace v cementové pórové vodě představuje tato skupina nejkritičtější radionuklidy, u nichž lze jen obtížně, nebo vůbec ne, dosáhnout saturovaného stavu, a pokud by nedošlo k sorpci na tuhé fázi, mohly by tyto radionuklidy migrovat velmi rychle.

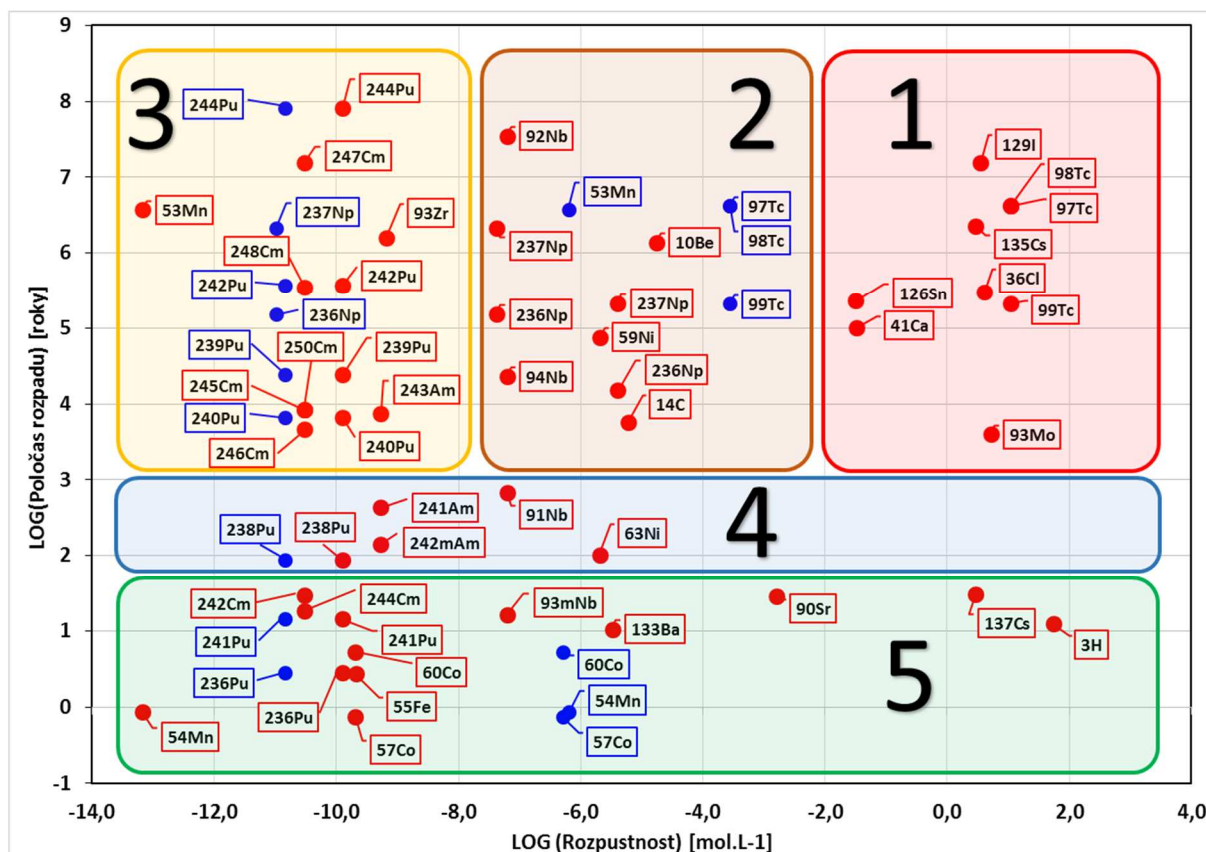
2. Druhá skupina je přechodem mezi dobře a velmi špatně rozpustnými radionuklidy, se všemi důsledky na pomezí mezi skupinami 1 a 3. Zde je nutné zmínit zajímavou skutečnost. Při změně mírně oxidačních podmínek na mírně redukční dojde k posunu několika radionuklidů mezi skupinami. Konkrétně se jedná o technecium, které je v redukčních podmínkách významně hůře rozpustné a posouvá se z 1. do 2. skupiny. Naopak mangan se v mírně redukčním prostředí rozpouští o několik řádů lépe a posouvá se tak z 3. do 2. skupiny.
3. Třetí skupina zahrnuje extrémně špatně rozpustné radionuklidy s velmi dlouhými poločasy. Kromě dvou přechodných prvků (Mn, Zr) jsou v této skupině pouze aktinoidy. Z pohledu rozpustností by nemusely být příliš mobilní, nicméně zde by bylo třeba dále zohlednit i rozpustnosti produktů jejich přeměny, hlavně uranu, který bude v prostředí uhličitánů vysoce mobilní díky tvorbě aniontového uhličitánového komplexu. Nicméně vzhledem k velmi dlouhým poločasům se jedná o zcela jinou časovou škálu a také přechod k jednotlivým přirozeným rozpadovým řadám.
4. Čtvrtá skupina je vymezena hlavně poločasy v rozmezí stovky až tisíce let, která obsahuje málo rozpustné radionuklidy. V časovém horizontu 1000 do 10 000 let bude důležitá jejich malá rozpustnost a v horizontu 100 000 let převládne jejich rozpad. U přítomných aktinoidů dojde k jejich napojení na přirozené rozpadové řady uranu ^{235}U a ^{238}U . Při změně redoxních podmínek nedojde u této skupiny k významným posunům.
5. Pátá skupina představuje z pohledu uložení krátkodobé radionuklidy s poločasy rozpadu do 30 let, které mohou být významné pouze prvních pár století. Skupina obsahuje jak velmi rozpustné radionuklidy jako ^3H a ^{137}Cs , tak krátkodobé aktinoidy, které však jsou mateřskými pro některé nuklidy ze 4. a 3. skupiny. Dá se předpokládat, že nuklidy v této skupině budou do komplexního chemického systému uloženého radioaktivního odpadu přispívat hlavně emisí ionizujícího záření a s tím související radiační modifikací okolních látek například radiační koroze, či radiačně indukovanými redoxními procesy.

Uvedené grafické znázornění nicméně nedovoluje uvést konkrétní závěry, neboť nezohledňuje některé z dalších parametrů, kromě podmínek a složení okolního prostředí hlavně aktivitu jednotlivých radionuklidů a formu radioaktivního odpadu. Projevy těchto neznámých je možné ilustrovat na několika příkladech:

- $^{135,137}\text{Cs}$: mobilita versus velmi silná sorpce na jílových minerálech.
- ^{14}C : anorganická či organická forma odpadu a jejich postupná přeměna v podmínkách uloženého odpadu. Dá se oprávněně předpokládat, že organický odpad v závislosti na svém původním složení bude v poli záření a v daných redoxních podmínkách postupně degradovat na velmi širokou škálu více či méně rozpustných a komplexujících molekul. To přímo souvisí s chováním ^{14}C , ale některé

formy uhlíku – typicky například karboxylové kyseliny – mohou přímo ovlivňovat chování (speciati a rozpustnost) ostatních radionuklidů.

- v případě uhlíku je třeba zdůraznit potenciálně významný a prozatím nedostatečně prozkoumaný vliv přítomných mikroorganismů. Biologické vlivy mohou umožnit uhlíku přechod mezi organickými a anorganickými formami s velmi odlišnou mobilitou a značnými rozdíly v chemickém chování. Mikrobiální aktivita může také zasahovat do mobility některých radionuklidů jejich koncentrováním jak v těle mikroorganismu, tak v jeho metabolitech.



Obr. 1 Umístění jednotlivých vybraných radionuklidů v oblasti vymezené poločasem rozpadu a rozpustností jejich nejvíce rozpustné formy. Červeně jsou uvedeny rozpustnosti nuklidů v mírně oxidačních podmínkách, modře v redukčních podmínkách, pokud se od oxidačních liší. Data jsou vybrána z tabulek uvedených ve studii (Čubová et al 2017)

Výpočty provedené v modelových systémech zdůrazňují obecně známou a klíčovou souvislost mezi chováním prvku a jeho speciací v daném prostředí. Jak se ukazuje při použití různých databází i modelů, v některých případech není plná shoda mezi uváděnými hodnotami konstant stability pro některé prvky; databáze mohou obsahovat i různý počet očekávaných specií. Pro věrohodný model je nezbytná alespoň základní experimentální verifikace specií generovaných ve výpočetních/teoretických modelových systémech.

U uhlíku je třeba věnovat zvýšenou pozornost vlivům a formám, které nelze do speciálních výpočtů jednoduše zavést. Jedná se zejména o

- Vliv mikroorganismů a jejich metabolismu. Tyto vlivy mohou mít přímý dopad na speciati nejen uhlíku, ale i dalších radionuklidů.

 SÚRAO	Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípovrchových úložišť	Evidenční označení:
		SÚRAO TZ 230/2018

- Míra a možnosti izotopové výměny ^{14}C mezi přítomnými formami uhlíku a to i vzhledem k migračním možnostem těchto forem.
- Ukládané formy uhlíku. Například při uložení nasycených organických měničů iontů je nutno předpokládat, že vlivem prostředí a zejména ionizujícího záření bude postupně docházet k jejich radiační degradaci. Výsledkem bude široká škála převážně organických molekul s různými funkčními skupinami a rozličným chemickým chováním, jejichž složení se bude vlivem ionizujícího záření v čase dále měnit. V jaké míře a v jaké časové škále dojde v daném prostředí (přítomnost tuhé fáze, iontů kovů, teplotě, tlaku, Eh a pH) k radiačně indukované přeměně organicky vázaného uhlíku do anorganické formy nebo naopak.

Dále je třeba zdůraznit, že chování, speciace a sorpce aniontových forem radionuklidů se i v tomto velmi zjednodušeném systému ukazuje jako velmi důležitá, jedná se totiž o většinu radionuklidů z první „kritické“ skupiny. Jakékoliv zpřesnění současných znalostí o jejich chování či nalezení a popis vhodných minerálních měničů aniontů by bylo přínosem. Jedná se zejména o izotopy technecia, chlóru, jódu, molybdenu a cínu (^{99}Tc , ^{36}Cl , ^{129}I , ^{93}Mo a ^{126}Sn).

V případě molybdenu se jedná o relativně obtížně radiometricky i hmotnostně detekovatelný izotop ^{93}Mo , pro který navíc neexistuje vhodný radioizotopický stopovač pro dlouhodobé experimenty.

Technecium vykazuje důležitou a dobře známou závislost na okolních redoxních podmínkách, kde technecistany patří mezi dobře rozpustné migrující ionty a formy technecia v nižších valencích jsou naopak mnohem méně pohyblivé. Nicméně chemie nižších valencí technecia je relativně komplikovaná a jednotlivé oxidační stavy mezi sebou přecházejí i při malých změnách redoxních podmínek – při tvorbě modelu je třeba zajistit jak kvalitní a ověřená data k jednotlivým formám technecia včetně jejich existence, tak model změn redoxního potenciálu v systému – pokud možno i včetně experimentálního ověření.

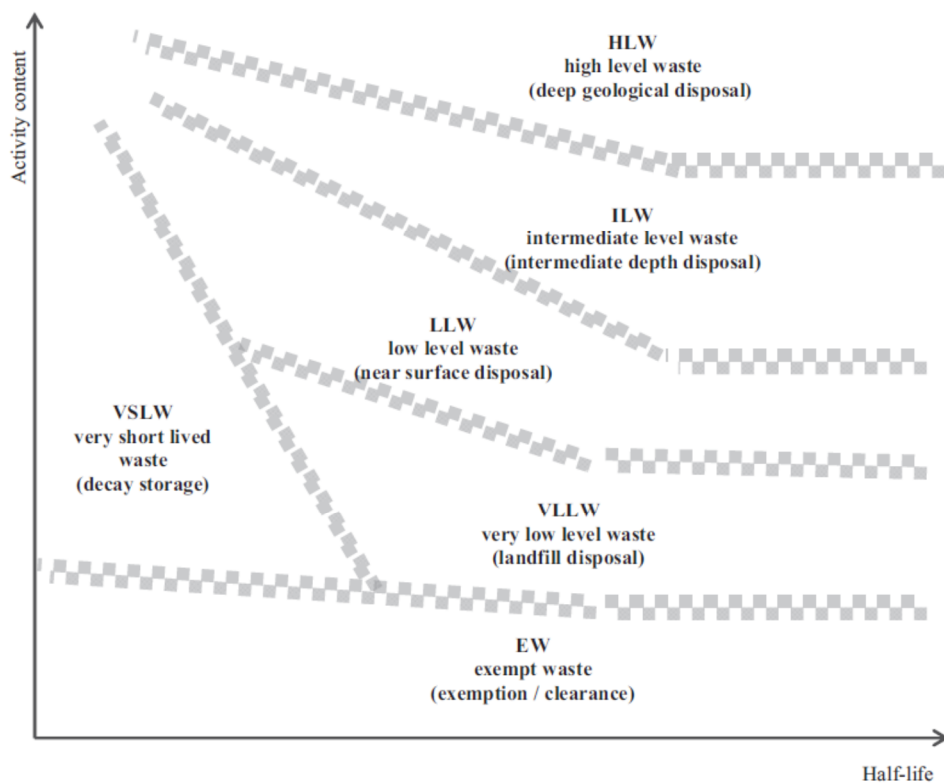
4 Přístupy a koncepty ukládání radioaktivních odpadů nepřijatelných pro ukládání v úložištích nízko a středně aktivních odpadů

Vlastní inventarizace radioaktivních odpadů (RAO; Touš et al. 2017) uvažovaných pro ukládání v hlubinném úložišti zahrnuje několik oblastí vyjma vyhořelého jaderného paliva. Uvažované RAO lze rozdělit na:

- RAO z vyřazování jaderných elektráren z provozu
- RAO z vyřazování výzkumných reaktorů a dalších pracovišť z provozu
- RAO nepřijatelné do přípovrchového úložiště
- zdroje ionizujícího záření (ozařovací hlavice apod.)

Přístupy k ukládání těchto odpadů jsou v literatuře poněkud nejednoznačně dohledatelné. Problémem je obvykle dělení RAO dle klasifikace jednotlivých zemí, které zcela neodpovídají klasifikaci IAEA. Konceptní rozdělení odpadů z hlediska aktivity a poločasu rozpadu přítomných radionuklidů je uvedeno na Obr. 2. Obecně se dle IAEA (2009) takovéto radioaktivní odpady rozdělují na:

- velmi krátkodobě aktivní odpady (very short lived waste, VSLW)
- velmi nízko aktivní odpady (very low level waste, VLLW)
- nízko aktivní odpady (low level waste, LLW)
- středně aktivní odpady (intermediate level waste, ILW)
- vysoko aktivní odpady (high level waste, HLW)



Obr. 2 Konceptní rozdělení RAO dle MAE. Převzato z IAEA (2009)

 SÚRAO	Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípovrchových úložišť	Evidenční označení:
		SÚRAO TZ 230/2018

Aktuálně platné právní předpisy v ČR (zák. č. 263/2016 Sb., Atomový zákon, v platném znění a vyhl. 377/2016 Sb., o požadavcích na bezpečné nakládání s RAO a o vyřazování z provozu JZ nebo prac. III. nebo IV. kat., v platném znění) definují kategorie radioaktivního odpadu následně:

- přechodně aktivní odpad
- velmi nízkoaktivní odpad
- nízkoaktivní odpad
- středně aktivní odpad
- vysokoaktivní odpad

V dokumentu IAEA (2009) se pro geologické ukládání uvádějí pouze tzv. vysoce aktivní odpady, tj. odpady, které obsahují velké množství jak krátkodobých, tak dlouhodobých radionuklidů i odpady středně aktivní s obsahem dlouhodobých radionuklidů. Tyto kategorie radioaktivních odpadů v porovnání s typickými středně aktivními odpady vyžadují vyšší úroveň zajištění a izolace od životního prostředí s cílem zajištění dlouhodobé bezpečnosti. Z tohoto členění plyne, že ne všechny středně aktivní odpady je možno uložit do přípovrchových úložišť RAO. V kapitole, která popisuje podrobněji vznik a charakter odpadů, je však již jasněji popsán způsob nakládání s těmito odpady. Zmiňují se odpady, které jsou na pomezí mezi středně aktivními (ILW) a vysoko aktivními (HLW) a nejde přitom o vyhořelé jaderné palivo, a to o:

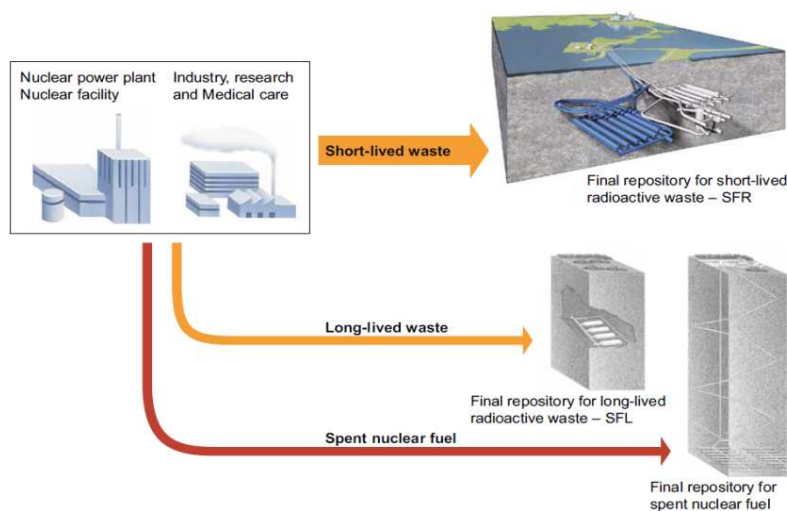
- odpady z vyřazování jaderných elektráren
- odpady z výzkumných zařízení různého typu
- odpady z produkce radioizotopů
- odpady z vyřazování jiných jaderných zařízení
- použité zářiče

U použitých zářičů je dále doporučováno nakládání dle poločasu rozpadu zdroje. U zářičů s krátkým poločasem je doporučováno skladování a následné skladování jako odpad (^{90}Y , ^{198}Au , ^{192}Ir), u ostatních s delším poločasem rozpadu je doporučováno jiné nakládání, které však není blíže specifikováno.

V jednotlivých zemích se však odpady dělí různým způsobem a je k nim také přístupováno odlišným způsobem. Např. Švédsko rozděluje odpady na odpad s krátkodobými radionuklidy (*short-lived waste*), odpad s dlouhodobými radionuklidy (*long-lived waste*) a vyhořelé jaderné palivo (SKB 2014). Belgie má komplikovaný systém dělení odpadů do skupin A, B a C, kdy do skupiny C patří velmi vysoce aktivní odpady (přepracované palivo a VJP) a vysoce aktivní odpady (kompaktovaný technologický odpad, kapalný odpad z přepracování a pevný přepracovaný odpad fixovaný v cementové matici) atd. (ONDRAF/NIRAS 2001a). V následujících kapitolách uvádíme některé případy, jak je nakládáno s jinými odpady než VJP, které by náležely do HÚ.

4.1 Švédsko

Systém nakládání s RAO ve Švédsku je zobrazen na Obr. 3



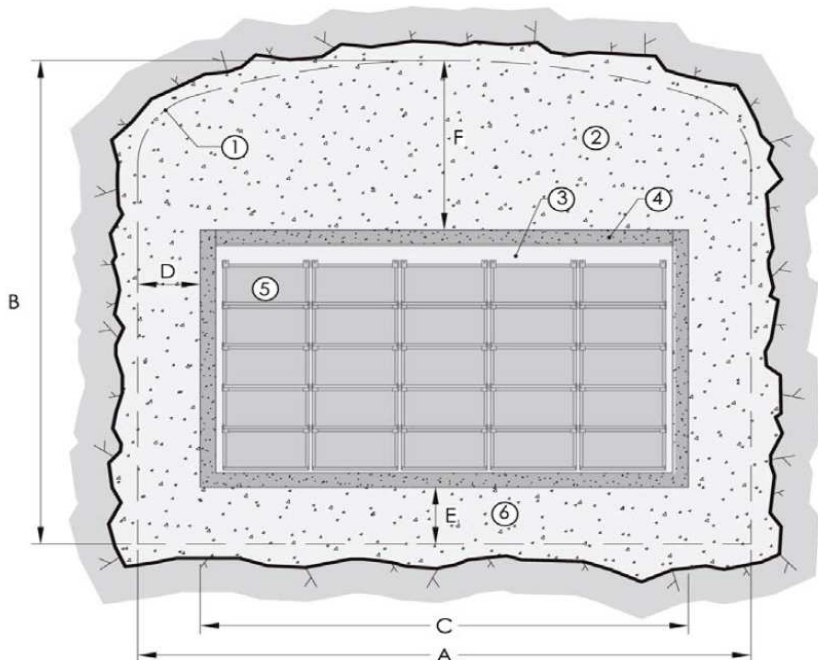
Obr. 3 Systém nakládání s RAO ve Švédsku. SFR – úložiště pro odpad s krátkodobými radionuklidy, SFL – úložiště pro odpad s dlouhodobými radionuklidy. Převzato z SKB (2014)

Úložiště pro radioaktivní odpady s krátkodobými radionuklidy je poměrně rozsáhlé rozpracováno včetně bezpečnostní analýzy (např. SKB 2014a, b, c, d; Lindgren et al. 2001).

Pro úložiště s dlouhodobými radionuklidy (SFL) existuje nyní pouze konceptuální návrh ve zprávě Grahm et al. (2013). Předběžné studie tohoto typu úložiště byly zpracovány ve studiích Wiborgha (1995) a SKB (1999). Předpokládá se, že se do tohoto úložiště budou ukládat odpady z vyřazování jaderných elektráren, odpad z raného jaderného výzkumu ve Švédsku, odpad z jiných zdrojů (průmysl, výzkum, nemocnice, včetně odpadu z pracoviště Studsvik). V dřívějších studiích byly navrženy dvě kaverny, do nichž byly umístěny obalové soubory s RAO s dlouhodobými radionuklidy. V jiné kaverně měl být uložen odpad s krátkodobými radionuklidy z vyřazování pracovišť CLAB a Studsvik. Kaverny měly být zaplněny betonovým materiálem a designem připomínat kavernu BMA v úložišti SFR (Grahm et al. 2013). Bylo plánováno, že se budou používat 4 typy kontejnerů (SKB 1999). Pro materiál z CLAB a Studsviku se mělo jednat o standardní betonové obaly (nejspíše beton-kontejnery) s rozměry 1,2 x 1,2 x 1,2 m nebo do standardní 200 l sudy, přičemž více aktivní části měly být uloženy do malých sudů, které by byly umístěny do stíněných betonových kontejnerů. Ve zprávě Grahma et al. (2013) se ještě objevují další dva návrhy kovových obalových souborů pro historické odpady a pro odpady z jaderných elektráren. U nich se hovoří o vyplnění prázdných prostor uvnitř kontejnerů cementovým materiálem (*grout*) na stabilizaci uložených odpadů uvnitř kontejneru. U vyřazené nádoby reaktoru se po fragmentaci navrhuje uložení do stíněných kontejnerů, ale finální řešení je odkládáno a je požadován další vývoj a výzkum. Nicméně samotné uzavření úložiště není doposud vyřešeno. Základní návrhy jsou následující:

- Betonové úložiště (*Concrete repository*)
- Jílové úložiště (*Clay repository*)
- Štěrkové úložiště (*Gravel repository*)
- Super silo

Betonové úložiště předpokládá použití betonu jako výplňového materiálu a bariéry. Jak je z následujícího Obr. 4 patrné, použité materiály jsou cementové a betonové směsi, vyplňující jak vnitřní prostor ukládacího betonkontejneru, tak prostor kaverny.



Figur 7-1. Cross-sectional view of the Concrete repository. Legend: 1) Theoretical tunnel contour. 2) Concrete. 3) Grout. 4) Reinforced concrete structure (0.5 m). 5) Waste containers. 6) Concrete. Approximate dimensions: A = 20 m, B = 17 m, C = 16 m, D = 2 m, E = 2 m, F = 5–10 m.

Obr. 4 Řez betonovým úložištěm. Legenda: 1) Teoretický obrys tunelu. 2) Beton. 3) Cementový materiál (grout). 4) Vyztužená betonová konstrukce (0,5 m). 5) Kontejnery s odpadem. 6) Beton. Přibližné rozměry označeny A až F. Převzato z Grahm et al. (2013)

Jílové úložiště předpokládá ukládání betonkontejnerů s výplní cementových materiálů do kaverny, která je následně vyplněna bentonitovými peletami (Obr. 5, Grahm et al., 2013).

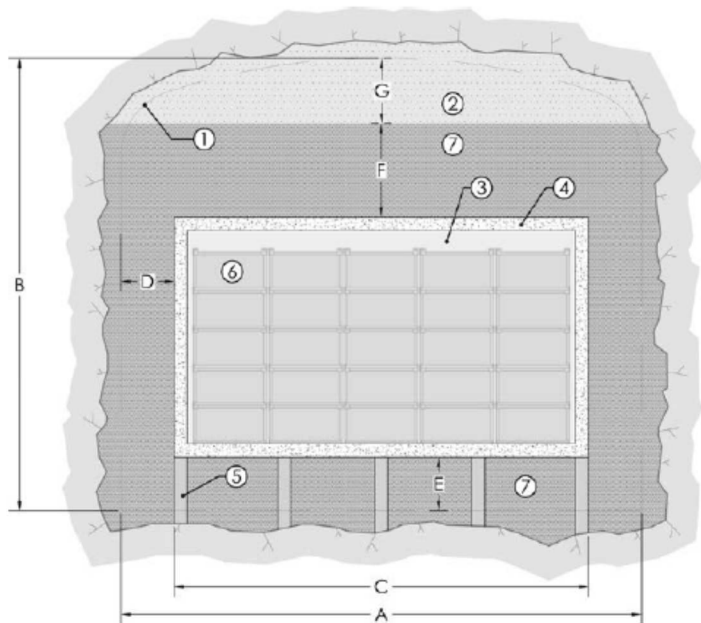


Figure 8-1. Cross-sectional view of the Clay repository. Legend: 1) Theoretical tunnel contour. 2) Bentonite pellets. 3) Grout. 4) Concrete structure for the operating period (0.5 metre). 5) Granite pillars. 6) Waste containers. 7) Bentonite blocks. Approximate dimensions: $A = 20\text{ m}$, $B = 17\text{ m}$, $C = 16\text{ m}$, $D = 2\text{ m}$, $E = 2\text{ m}$, $F = 3\text{--}4\text{ m}$, $G = 2\text{--}3\text{ m}$.

Obr. 5 Řez jílovým úložištěm. Legenda: 1) Teoretický obrys tunelu. 2) Bentonitové pelety. 3) Cementový materiál (grout). 4) Betonová konstrukce pro období provozu (0,5 m). 5) Žulové pilíře. 6) Kontejnery s odpadem. 7) Bentonitové bloky. Přibližné rozměry označeny A až G. Převzato z Grahm et al. (2013).

Štěrkové úložiště (Gravel repository) předpokládá vytvoření jednoduché hydraulické klece jako inženýrské bariéry. Voda je pomocí vysoce propustného materiálu odvedena pryč a je tedy zabráněno vtoku do prostoru uložených odpadů (Obr. 6). Opět se opakuje koncept betonkontejneru – není však zmínka o výplňových materiálech uvnitř betonkontejneru.

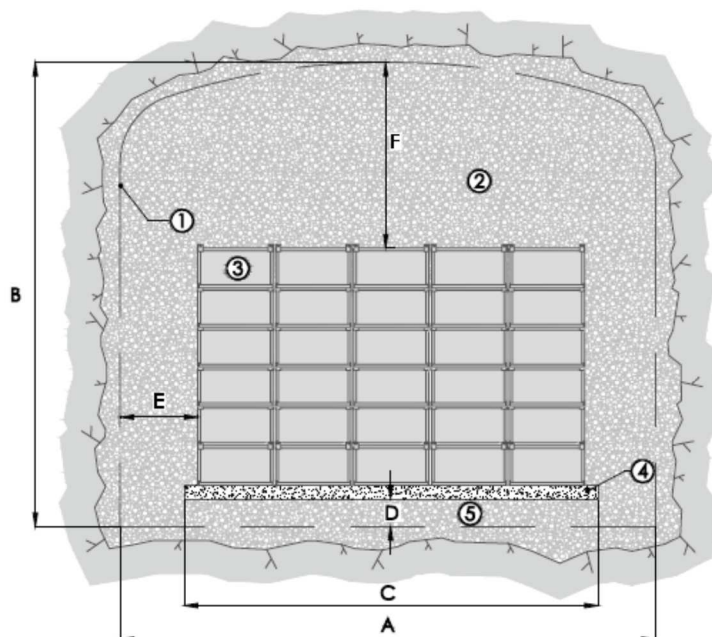


Figure 9-1. Cross-sectional view of the Gravel repository. Legend: 1) Theoretical tunnel contour; 2) Gravel; 3) Waste containers; 4) Concrete base slab; 5) Gravel or crushed rock. Approximate dimensions: $A = 20\text{ m}$, $B = 17\text{ m}$, $C = 15\text{ m}$, $D = 1\text{ m}$, $E = 2.5\text{ m}$, $F = 5\text{--}10\text{ m}$.

Obr. 6 Řez štěrkovým úložištěm. Legenda: 1) Teoretický obrys tunelu. 2) Štěrk. 3) Kontejnery s odpadem. 4) Betonová základová deska. 5) Štěrk nebo drcená hornina. Přibližné rozměry označeny A až F. Převzato z Grahm et al. (2013).

Super silo kombinuje různé materiály jako inženýrské bariéry, včetně betonu, bentonitu a drenážní vrstvy ze štěrku nebo drcené horniny (Obr. 7). Opět jako základní materiál pro uložení kontejnerů s odpadem, se objevuje beton.

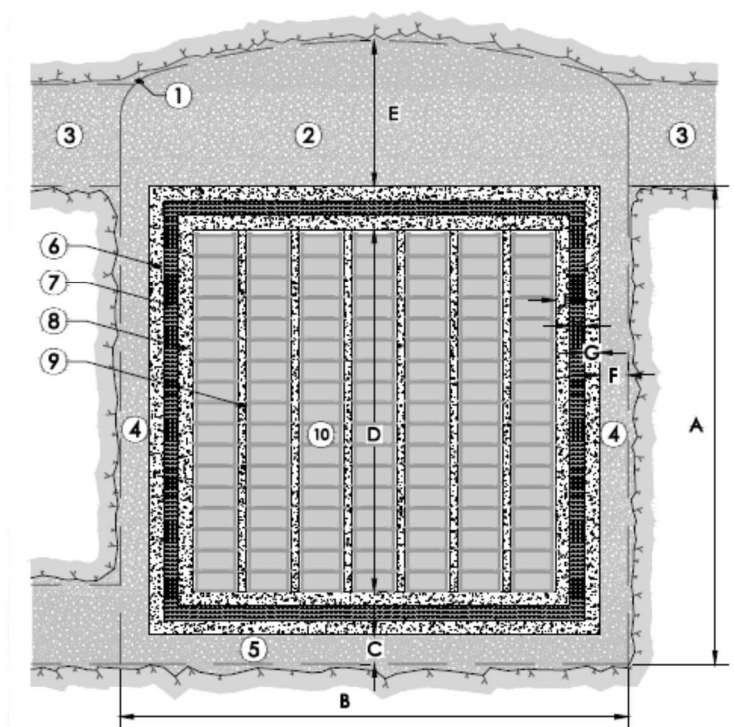


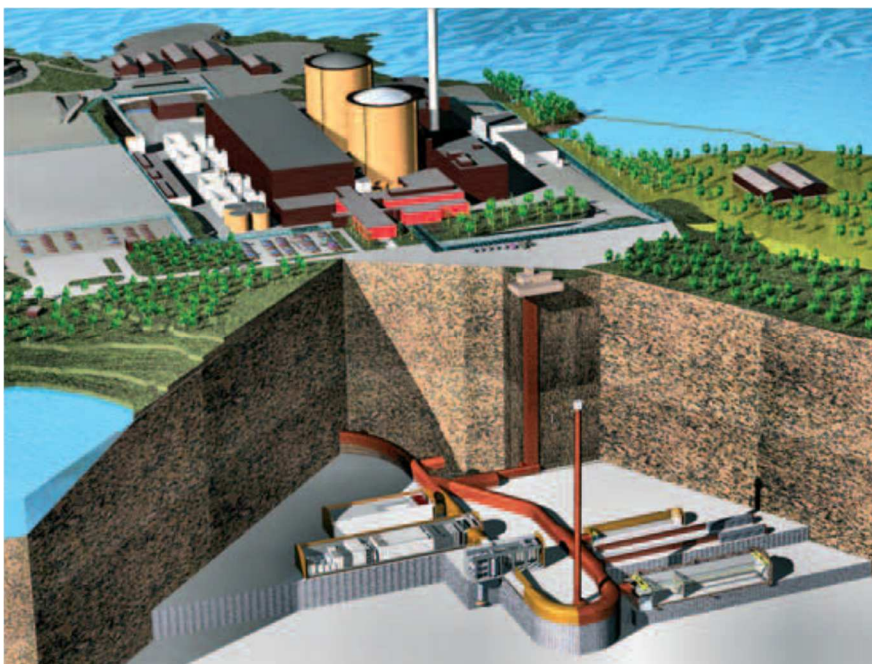
Figure 10-1. Cross-sectional view of the Super silo concept after backfilling. Legend: 1) Theoretical rock cavern contour. 2, 3, 4, 5) Gravel or crushed rock. 6) Reinforced concrete. 7) Bentonite blocks. 8) Concrete. 9) Concrete shaft walls (0.5 m). 10) Waste containers. Approximate dimensions: A = 33 m, B = 35 m, C = 2 m, D = 25 m, E = 5–10 m, F = 2 m, G = 1 m, H = 1 m, J = 1 m.

Obr. 7 Řez super silem po zaplnění Legenda: 1) Teoretický obrys horninové kaverny. 2, 3, 4, 5) Štěrk nebo drcená hornina. 6) Vyztužený beton. 7) Bentonitové bloky. 8) Beton. 9) Betonové šachtové stěny (0,5 m). 10) Kontejnery s odpadem. Přibližné rozměry označeny A až J. Převzato z *Grahm et al. (2013)*

4.2 Finsko

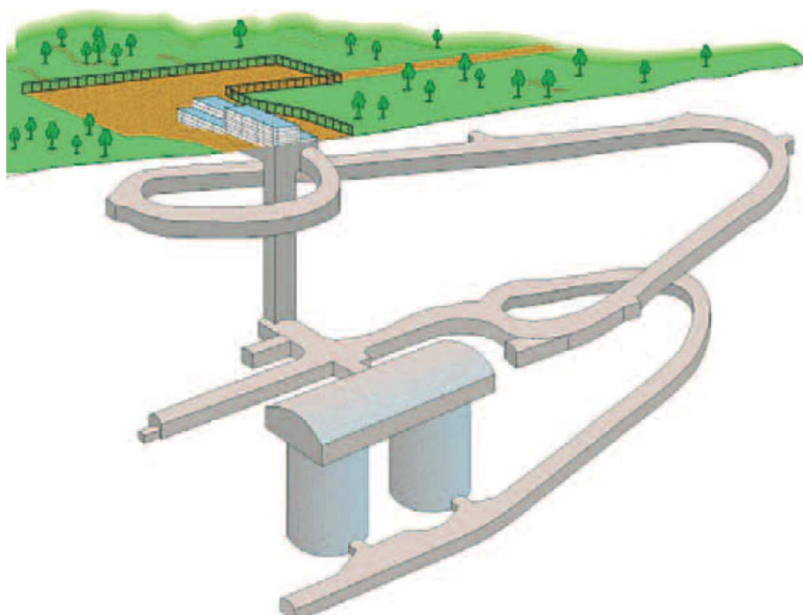
Ve Finsku není centrální národní úložiště pro ukládání radioaktivních odpadů (Tuunanen a Viitanen 2014). Za ukládání radioaktivních odpadů souvisejících s provozem jaderných elektráren Loviisa a Olkiluoto odpovídají jejich provozovatelé (Fortum Power a Heat Oy, resp. Teollisuuden Voima Oyj) a to prostřednictvím podpovrchových úložišť přímo v areálu elektráren. Předpokládá se, že i odpad z vyřazování se bude ukládat v lokalitách elektráren obdobným konceptem, který se dnes používá pro LLW a ILW odpad. Z tohoto důvodu zmiňujeme i tento konceptuální přístup, zejména proto, že úložiště pro LLW a ILW je budováno v krystalických horninách a nikoli přípovrchově.

V případě elektrárny Loviisa je od roku 1999 v provozu „Loviisa disposal facility“ (úložiště Loviisa) zbudované v prostředí krystalických hornin v hloubce přibližně 110 metrů (Obr. 8). Slouží k ukládání všech provozních nízko a středně aktivních odpadů, skládá se z dvou ukládacích tunelů pro ukládání odpadů z údržby, ukládací haly pro ukládání solidifikovaných odpadů a přístupového tunelu. Druhý z tunelů a hala pro ukládání byly dokončeny v roce 2007. V roce 2012 bylo úložiště rozšířeno o další prostory. Současná provozní licence úložiště umožňuje pouze ukládání odpadů z elektrárny Loviisa. V budoucnu se plánuje jeho rozšíření pro uložení odpadů z vyřazování elektrárny.

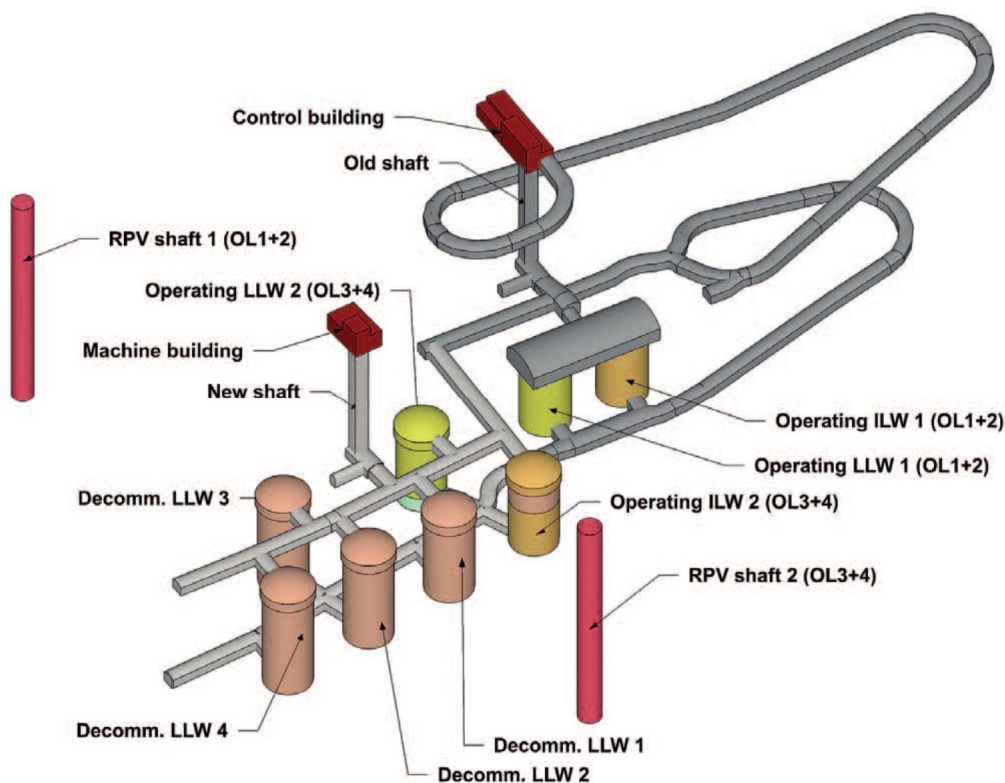


Obr. 8 Stávající úložiště Loviisa. Převzato z POSIVA (2013)

V případě elektrárny Olkiluoto je od roku 1992 v provozu „Olkiluoto low- and intermediate level waste repository (VLJ-repository)“ (úložiště Olkiluoto) zbudované v prostředí krystalických hornin v hloubce přibližně 60–100 metrů (Obr. 9). Slouží k ukládání všech provozních nízko a středně aktivních odpadů, skládá se z dvou separátních sil pro nízko a středně aktivní odpad a přístupového tunelu. Silo pro ukládání středně aktivních odpadů disponuje vnitřní betonovou stěnou tvořící dodatečnou bariéru. V budoucnu se plánuje rozšíření úložiště **pro uložení odpadů z plánovaných nových bloků elektrárny a z jejího vyřazování z provozu** (Obr. 10).



Obr. 9 Stávající úložiště Olkiluoto. Převzato z POSIVA (2013)



Obr. 10 Plánované rozšíření úložiště Olkiluoto. Převzato z POSIVA (2013)

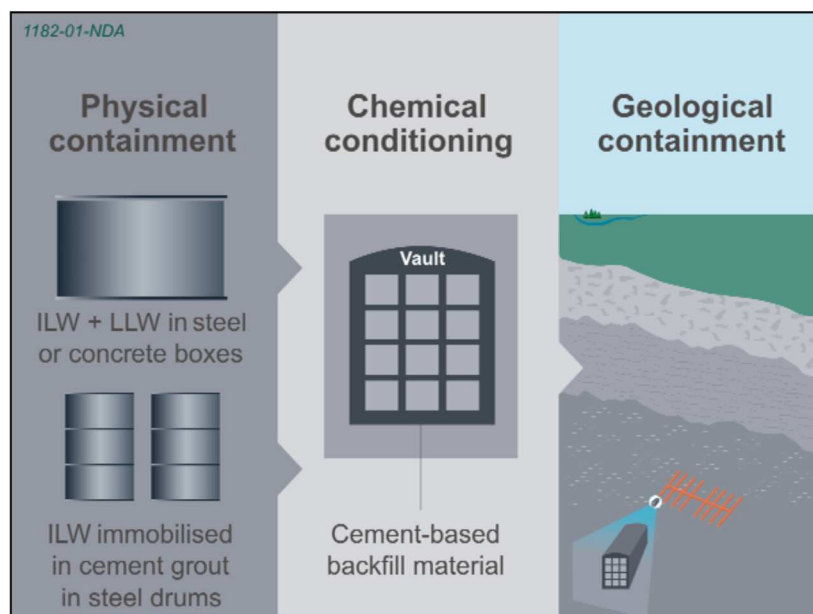
Do úložiště Olkiluoto jsou v současnosti ukládány ocelové sudy naplněné odpadem (slisovaným, solidifikovaným) umístěné v ocelových či betonových bednách. Solidifikovaný odpad je v sudech v některých případech uzavřen v matrici (bitumenová pro ionexy).

Podle dostupných informací se nepředpokládá ukládání středně aktivního odpadu v hlubinném úložišti vyhořelého jaderného paliva.

4.3 Velká Británie

Systém dělení radioaktivních odpadů a nakládání s nimi ve Velké Británii je složitý. Pro účely této zprávy je důležitá specifikace odpadů pro uvažované uložení v hlubinném úložišti, uvedená ve zprávě NDA (NDA 2011). Zde jsou uvedeny následující odpady určené pro hlubinné uložení: vysoce aktivní odpady, středně aktivní odpady, nízko aktivní odpady neuložitelné jinými způsoby, vyhořelé palivo, plutonium, uran a ostatní materiály. Z tohoto výčtu představují vysoce aktivní odpady: odpady z přepracování vyhořelého jaderného paliva, středně aktivní odpady, odpady z provozu a vyřazování jaderných zařízení a provozů z provozu, odpady neuložitelné v přípovrchovém úložišti v Západní Cumbrii (většinou jde o grafit z reaktorů) a v kategorii ostatních materiálů jsou zahrnuté např. uzavřené zdroje.

Pro uložení středně a nízko aktivních odpadů se předpokládají obalové soubory z korozivzdorné oceli (sudy, boxy) případně betonové boxy, v nichž budou odpady imobilizovány v matrici na bázi cementu (zejména středně aktivní odpady). Cementové materiály se dále uvažují i pro využití jakožto konstrukční a výplňový materiál v geologickém úložišti nízko a středně aktivního odpadu (Obr. 11; NDA 2010a).



Obr. 11 Ilustrační obrázek vybraného britského multibariérového ukládacího konceptu založeného na cementových materiálech pro ukládání nízko a středně aktivních odpadů. Vlevo prezentace fyzických bariér (středně a nízko aktivní odpady v ocelových nebo betonových boxech, středně aktivní odpady imobilizované v cementovém materiálu v ocelových sudech), uprostřed prezentace chemického zajištění (výplňový materiál na bázi cementu) a vpravo prezentace geologické bariéry. Převzato z NDA (2010a)

4.4 Belgie

Systém dělení radioaktivních odpadů v Belgii a nakládání s nimi je velmi složitý (ONDRAF/NIRAS 2001a, b). Pro účely této zprávy je velmi podstatný přehled odpadů prezentovaný na Obr. 12, který uvádí jednotlivé typy odpadů a jejich matrice pro uložení v HÚ (ONDRAF/NIRAS 2001a). Jak je patrné, pozornost z našeho hlediska je třeba věnovat odpadům typ C – *high level*, kde jsou uvedené lisované odpady bez výplně, kapalné odpady z přepracování (*ex-Eurochemic*) ve skle a pevný odpad z přepracování v cementové matrici. Dále mezi středně aktivními odpady lze nalézt odpady bitumenované a odpady cementované z vyřazování reaktorů (ONDRAF/NIRAS 2001a). Velmi překvapivá je přítomnost bitumenové matrice, ve které jsou inkorporovány odpady z přepracování VJP (COGEMA). Odpad MAGALE sestává z historického kapalného odpadu s vysokým obsahem dusičnanu sodného a jedná se o poměrně velké množství, asi 3400 m³ odpadu.

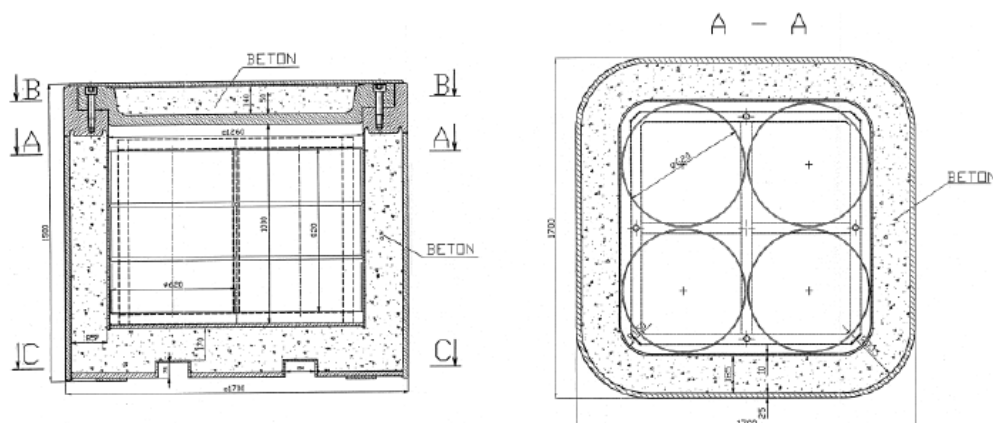
Category and level	Class	Principal waste streams	Matrix	Expected no. of packages	Ext. vol./ pack. [m ³]	Activity [Bq/pack.]		Contact dose [Sv·h ⁻¹]	Power [W/pack.]		
						α	$\beta\gamma$				
very high level	ZAGALC	Reprocessing waste	glass	3915 / 420	0.180	1.3·10 ¹⁴	9.1·10 ¹⁵	> 10 ⁴	602		
	ZAGALS	Spent fuel: UO ₂ (Doel 1 and 2)	UO ₂ *	1669	0.326	1.7·10 ¹⁴	1.5·10 ¹⁵	≈ 10 ³	188		
		UO ₂ (Tihange 1 and 2 / Doel 3)	UO ₂ *	4780	0.444						
		UO ₂ (Tihange 3 / Doel 4)	UO ₂ *	3266	0.517						
		MOX: UO ₂ / PuO ₂ (Tihange 2 / Doel 3)	UO ₂ /PuO ₂ *	144	0.444	9.9·10 ¹⁴	2.3·10 ¹⁵	≈ 10 ³	905		
C	HAGALC2	Compacted structural and technological waste	–	6410 / 820	0.180	7.9·10 ¹¹	1.7·10 ¹⁴	> 2	20		
high level	HAGALP1	Liquid reprocessing waste from the ex-Eurochemic	glass	1501**	0.070	8.2·10 ¹¹	1.3·10 ¹⁴	> 2	5		
	HAGALP2	Liquid reprocessing waste from the ex-Eurochemic	glass	700**	0.195	2.6·10 ¹¹	7.1·10 ¹³		2		
	HAGALP3	Solid reprocessing waste from the ex-Eurochemic	cement	160**	0.195	6.0·10 ¹¹	3.6·10 ¹³		3		
	Total category C waste				12686 / 13460	2132 / 4642 m ³					
medium level	MAGALC	Reprocessing waste (coprecipitation sludge)	bitumen	480**	0.238	1.8·10 ¹⁰	2.6·10 ¹²	0.750 to 2	0.1		
	MAGALE	Liquid and solid waste from the ex-Eurochemic	bitumen	13406	0.245	2.0·10 ¹⁰	2.6·10 ¹²	0.005 to 2	0.1		
	MAGAL	Secondary waste from PAMELA and its dismantling	Waste from the HRA/Solarium	cement	186	0.245	8.6·10 ⁹	2.2·10 ¹²	0.005 to 2	0.2	
				cement	1200	0.500	pm	pm		pm	
				cement	142	2.500	pm	pm		1.1·10 ¹⁵	176
				cement	2075	0.500	pm	pm		2.6·10 ¹³	2
		Waste from the dismantling of industrial reactors	cement	2075	0.500	pm	pm				
	Waste from the dismantling of reactors of SCK·CEN	cement	67	0.500	5.1·10 ⁵	2.6·10 ¹³					
low level	LAGAL	Waste from the current production of MOX	cement	1459	0.500	4.6·10 ¹¹	1.0·10 ¹³	< 0.005	0.4		
			cement	1901		2.7·10 ¹⁰	2.7·10 ¹¹		0.02		
			cement	642		3.5·10 ¹¹	1.2·10 ⁹		0.3		
			cement	170		1.7·10 ¹¹	3.3·10 ¹²		0.2		
	RAGAL	Waste contaminated with radium	pm	pm	pm	pm	pm	0.005 to 2	pm		
Total category B waste				21728	7556 m ³						

Obr. 12 Inventář radioaktivního odpadu pro uložení v HÚ. Hodnoty ve sloupci Očekávaný počet obalových souborů (Expected No. Of packages) uvedené normálním fontem odpovídají volbě úplného přepracování a měly by být nahrazeny hodnotami uvedenými kurzívou v případě volby přímého ukládání (vztaheno k roku 1999). Hodnoty aktivit, dávek a tepelného výkonu jsou uvedené pro čas zpracování. (*: materiál použitý pro vyplnění vodotěsných obalů je písek; **: výroba ukončena). Převzato z ONDRAF/NIRAS 2001a

4.5 Česká republika

Referenční projekt z roku 1999 (Vavřina 1999) přestavil poprvé koncept ukládání odpadů jiných než VJP do HÚ a to v podobě tzv. betonkontejnerů. Jako ukládané odpady do betonkontejnerů jsou očekávány odpady z provozu a vyřazování jaderných elektráren (aktivovaná měřicí čidla, termočlánky, kazety svědečných vzorků, absorbátory, návary tlakové nádoby, vnitroreaktorové části, serpentinitové betony a zásypy atd.) a institucionální odpady (uzavřené zdroje, svědečné vzorky z jaderného programu a některé komponenty výzkumného reaktoru LVR-15) neuložitelné do přípořrchových úložířt'. Ukládání se plánovalo realizovat v univerzálních betonkontejnerech ve velkoprofilových komorách v hloubce 500 m HÚ (samostatná jednoúrovňová sekce HÚ VJP). Komory měly být po zaplnění kontejnery utěsněny směsí bentonitu, mleté horniny a písku. Samotný betonkontejner byl navržen jako víceplášťový, s vnějším a vnitřním pláštěm z oceli a prostorem mezi nimi vyplněným betonem (Obr. 13). Uzavření je po naplnění odpadem realizováno přišroubováním ocelobetonového víka a zavařením těsnicím svarovým spojem. Odpad uložený do betonkontejneru může být uložen bez fixace (4 ks 200l sudů s RAO) nebo fixovaný betonovou směsí (RAO z provozu HÚ). Aktualizace referenčního projektu (Fiedler et al. 2011) převzala ideový návrh betonkontejneru (Obr. 19) včetně ukládání do velkoprofilových komor, které bylo poté aktualizováno návrhem změny výplně zaplněných ukládacích komor, kdy byl původní směsný zásyp (bentonit, drcená hornina a písek) nahrazen zaplněním betonem (Pospíšková et al. 2010a a Pospíšková et al. 2010b).

V aktualizaci je také počítáno s betonovou počvou a primárním ostěním ukládacích komor. Ani v jednom z dokumentů koncepce však nejsou konkrétně specifikovány cementové materiály (ať už použité pro výrobu betonkontejneru či pro následné zaplnění ukládacích komor. V dokumentu ARP (2011) je dále uvedeno, že obalový soubor pro uložení RAO z vyřazování a ostatních RAO představuje ideový návrh a je pravděpodobné, že se jeho konečná podoba může změnit nebo upřesnit na základě výsledků bezpečnostních analýz a detailního konstrukčního řešení.



Obr. 13 Návrh konstrukce betonkontejneru pro uložení RAO z vyřazování a ostatních RAO neuložitelných v přípovrchových úložištích. Výkres č. EGPI 441-3-990-003, příloha zprávy Vavřina (1999)

5 Uvažované cementové materiály v konceptech ukládání radioaktivních odpadů jiných než VJP do hlubinných úložišť

Obecně autoři při zpracování této rešerše nenarazili kromě Belgie (viz 5.4) na jiné materiály, které by byly použity při ukládání RAO, než na cementové materiály.

Cílem této kapitoly je tedy podat rámcový přehled o cementových materiálech uvažovaných v konceptech ukládání RAO, které nejsou VJP a budou uloženy do hlubinného úložiště – buď samostatně vyčleněného, nebo součástí HÚ VJP. Výchozím literárním zdrojem pro tuto kapitolu byla zpráva Bamfortha et al. (2012) popisující použití cementových materiálů v problematice ukládání RAO do hlubinného úložiště (resp. úložiště v geologickém prostředí, *geological disposal facility*, GDF). Uvedeny jsou zejména materiály plánované pro konstrukci betonkontejnerů (konstrukční betony, cementové zálivky a malty), konstrukční cementové materiály vlastního prostoru úložiště (betonové podpůrné konstrukce, ostění, zálivky svorníků, betonové podlahy aj.) a výplňový cementový materiál ukládacích prostor s odpadem (kaverny, tunely, chodby). V řadě konceptů se ukazuje (Grahm et al. 2013; NDA 2010a,b; JAVYS, osobní sdělení; NAGRA 2008, 2009; Bamforth et al. 2012), že na různé materiály jsou kladeny různé požadavky (a to jak mechanické, tak chemické či technologické) v závislosti na účelu použití – např. vysoká pevnost pro konstrukční betony; nízké pH výluhu pro materiály, u nichž je předpokládán kontakt s bentonitovými bariérami úložiště; snadná zpracovatelnost, pneumatická doprava a ukládání vzdáleně řízenými prostředky pro výplňové materiály. V některých případech se objevují i speciální požadavky – např. na sníženou pevnost výplně ukládacích prostor pro možnost opětovného vyjmutí

 SÚRAO	Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípovrchových úložišť	Evidenční označení:
		SÚRAO TZ 230/2018

odpadu z úložiště (britský koncept – kap. 4.3) nebo požadavek na vysokopevnostní beton s velmi nízkou propustností pro konstrukci betonkontejnerů pro dlouhodobou izolaci odpadu s obsahem ^{14}C (viz kap. 5.6).

5.1 Švédsko

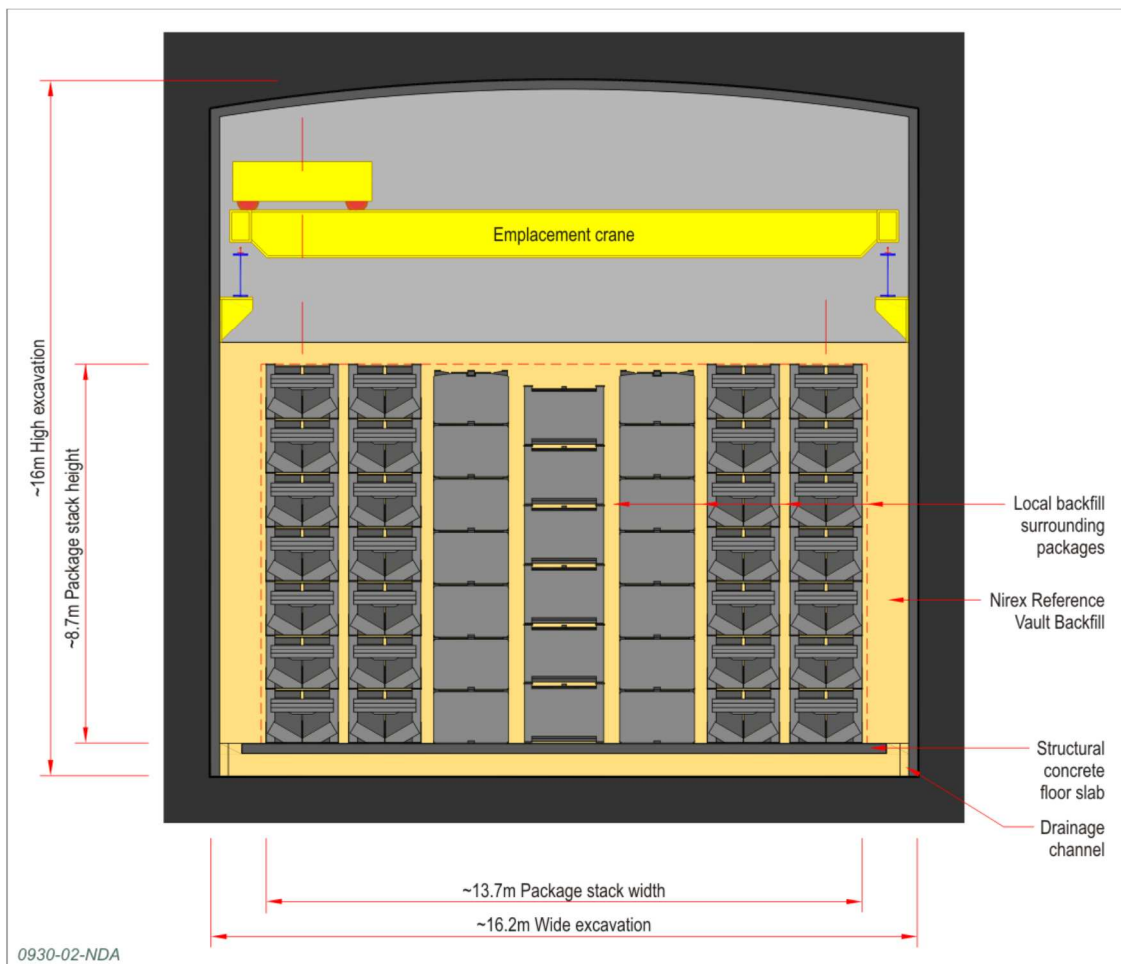
Jak už bylo zmíněno v kapitole 4.1, švédská koncepční studie (Grahm et al. 2013) se zabývá čtyřmi různými typy (betonové, jílové, šterkové a super silo) úložiště pro středně a vysoce radioaktivní odpady. V případě dvou typů úložiště, betonového a super-sila se předpokládá použití ekvivalentu portlandského cementu (cement je označován jako *Degerhamn Anläggningscement*, složení spolu s vlastnostmi je popsáno např. ve zprávách Höglunda (2001, 2014) s nízkým obsahem hlinitanů a alkálií. Složení tohoto cementu je v souladu s požadavky na cementy odolné síranům a alkalicko-křemičitém reakcím. Úložiště typu super-silo je však specifické dvěma komponentami – přítomností vyztuženého betonu (vnější plášť silo) a bentonitu (výplň mezi vnějším a vnitřním pláštěm silo), a proto jsou uvažovány specifické cementové materiály, na něž jsou kladeny zvláštní požadavky zohledňující interakce beton-bentonit a hydrostatický tlak podzemní vody a bobtnací tlak bentonitu. Pro splnění požadavků jsou uvažovány dva materiály – beton s nízkým pH výluhu a beton označován jako *high performance concrete* (vysokopevnostní beton). V případě betonu s nízkým pH výluhu se uvažuje přídavek aditiv snižujících množství portlanditu v betonu a tím i pH pórové vody; autoři (Grahm et al. 2013) však upozorňují na významně vyšší smrštitelnost, než mají směsi s běžným portlandským cementem a také na menší znalost dlouhodobého chování takovýchto materiálů. Požadavek na vysokopevnostní beton je dán zejména požadavkem na pevnost v tlaku minimálně 90 MPa (Grahm et al. 2013) pro vnější betonový válec silo, což běžné betony (uvažované C60/75) nespĺňují. Vysokopevnostní beton je v tomto případě definován jako beton s vyšší pevností a trvanlivostí než běžný beton. Pro zvýšení pevnosti v tlaku mohou být přidána pucolánová aditiva, křemičitý úlet, popílek nebo struska. Tato aditiva reagují s hydroxidem vápenatým za vzniku většího množství vápenato-křemičitých hydrátů (fáze C-S-H) zodpovědných za vývoj pevnosti.

5.2 Velká Británie

Pro ukládání odpadu se v tomto konceptu NDA (2010a, b) uvažují kontejnery z korozivzdorné oceli, které jsou ukládány v komorách vyhloubených v hornině. Horninové svorníky a stříkaný beton (*shotcrete*), spolu s vyztužovací sítí, se uvažují jako konstrukční podpora při ražbě komor. Po zaplnění obalovými soubory budou ukládací komory vyplněny cementovým zásypem. Zásyp obklopující obalové soubory by měl mít stejné složení jako zásyp vyplňující prostory mezi stěnami komory a vyskládanými obalovými soubory (tento zásyp je označen jako referenční výplňový materiál Nirex na Obr. 14). Přístupové tunely do komor by taktéž měly být vyplněny cementovým materiálem (není však nutné, aby měl stejné složení jako výplň komory) a uzavřeny nízkopropustnými zátkami k omezení toku vody. Volný prostor nad vyskládanými obalovými soubory (jak je zobrazeno na řezu na Obr. 14) je možné ponechat otevřený nebo jej také zaplnit zásypem.

Pro tento koncept byla vyvinuta speciální výplňová směs (referenční výplňový materiál Nirex (NRVB), složení uvedeno v Tab. 7) s vysokým pH. Směs byla navržena za účelem vytvořit

alkalické podmínky v komorách a tím omezit rozpustnost mnoha prvků v blízkém poli a též poskytnout vysokou sorpční kapacitu. Kombinace těchto vlastností představuje chemickou bariéru v transportu radionuklidů. Pevnost v tlaku NRVB je v porovnání s konstrukčními betony relativně nízká, což však umožňuje opětovné vyjmutí odpadu, pokud by bylo požadováno. Směs má také vyšší porozitu než většina cementů (přibližně 0,5), což určuje vyšší propustnost umožňující udržení rovnoměrných chemických podmínek a usnadňující uvolnění plynu produkovaného odpadem. Vyšší porozita také vede k vyššímu povrchu pro sorpci.



Obr. 14 Řez neodstíněnou komorou podzemního úložiště středně aktivního odpadu ve vysokopevnostním horninovém podloží. Local Backfill Surrounding Packages – Zásyp obklopující obalové soubory, Nirex Reference Vault Backfill – Referenční výplňový materiál Nirex, Structural concrete floor slab – Podlahová deska z konstrukčního betonu, Drainage channel – odvodňovací kanál, Emplacement crane – Ukládací jeřáb. Převzato z NDA (2010b).

Tab. 7 Složení referenčního výplňového materiálu Nirex (NDA 2010c, Bamforth et al. 2012)

Složka	Předpis (kg.m ⁻³)	Hmotnostní podíl
Portlandský cement	450	0,26
Vápenná moučka (princiálně kalcit)	495	0,29
Vápenný hydrát	170	0,1
Voda	615	0,35
Voda/cement (w/c) poměr (váhový)	1,37	

Voda/pevná látka (w/s) poměr (váhový)

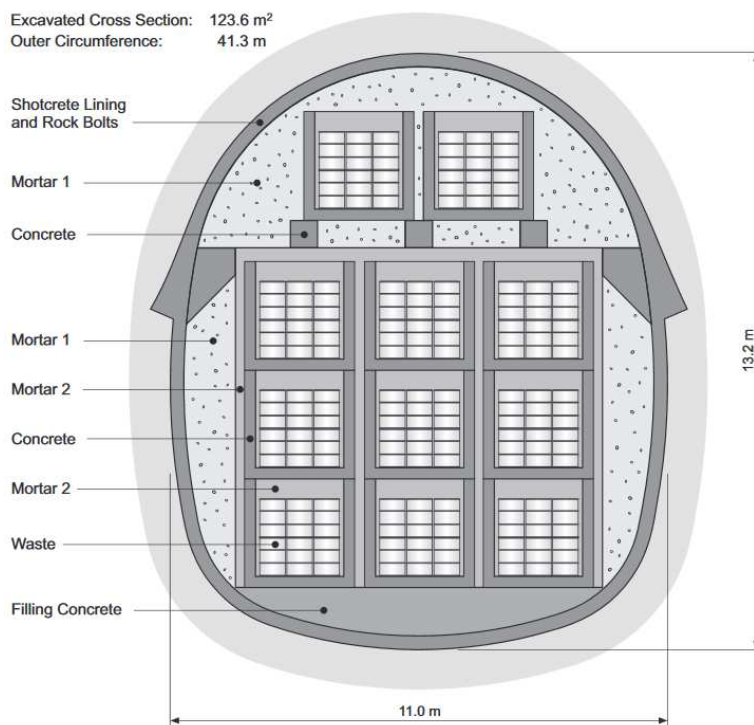
0,55

Specifikace NRVB:

- pH pórové vody musí být udržováno na 10,5 nebo více v dlouhodobém horizontu (chemická retence radionuklidů v blízkém poli úložiště).
- Pevnost v tlaku (krychelná) nesmí být nižší než 1,5 MPa po 7 dnech a nižší než 4,0 MPa po 28 dnech (poskytnutí adekvátní podpory pro umístění dalších obalových souborů a vrstev zásypu na sebe).
- Pevnost v tlaku (krychelná) maximálně 10 MPa v libovolném čase do 50 let pro případ potřeby vyjmutí odpadu.
- Zpracovatelnost vhodná pro zalití bez vibrace do horizontálního prostoru 5 m×3 m×75 mm (typický prostor pod obalovým souborem).
- Směs musí být vhodná pro dopravu horizontálním potrubím, minimálně na vzdálenost 250 m.
- Bleeding/usazování nesmí překročit 2 % k omezení možnosti vzniku volných prostor pod obalovým souborem a oslabených povrchů zásypu.

5.3 Švýcarsko

Švýcarský koncept hlubinného ukládání nízko a středně aktivních odpadů předpokládá uložení odpadu do úložiště v jílové hornině ve velkoprofilových komorách s celkovou délkou 200 m (NAGRA 2008, 2009). Na Obr. 15 je zobrazen příčný řez takovou komorou s uloženým RAO po vyplnění komory. Cementové materiály jsou použité jednak pro stavbu vlastní komory a jednak pro její vyplnění při uzavření.



Obr. 15 Příčný řez ukládací komorou nízko a středně aktivních odpadů po uzavření. Concrete – Beton, Excavated Cross Section – Průřez vylomu, Filling Concrete – Betonová výplň, Mortar 1 – Malta

 SÚRAO	Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípovrchových úložišť	Evidenční označení:
		SÚRAO TZ 230/2018

1, Mortar 2 – Malta 2, Outer Circumference – Vnější obvod, Shotcrete Lining and Rock Bolts – Stříkaný beton a horninové svorníky, Waste – Odpad, Převzato z NAGRA (2008)

Spodní část komory je dále rozdělena na ukládací sekce stěnami z vyztuženého betonu. Volný prostor mezi ukládacími kontejnery ve spodní části je poté vyplněn nízkoviskózní cementovou maltou (označena jako malta 2), volný prostor stěnami komory a blokem odpadů a mezi kontejnery v horní části (viz Obr. 15) je poté vyplněn vysokoviskózní cementovou maltou (označena jako malta 1). Také přístupové tunely budou vyplněny maltou a uzavřeny betonovou zátkou. Složení obou typů malt je uvedeno v Tab. 8.

Tab. 8 Navrhované složení malty 1 a 2. Množství složek uvedeno v hmotnostních dílech vztažených na hmotnost cementu. (Jacobs et al 1994 a Mayer a Wittmann 1996 in Bamforth et al. 2012)

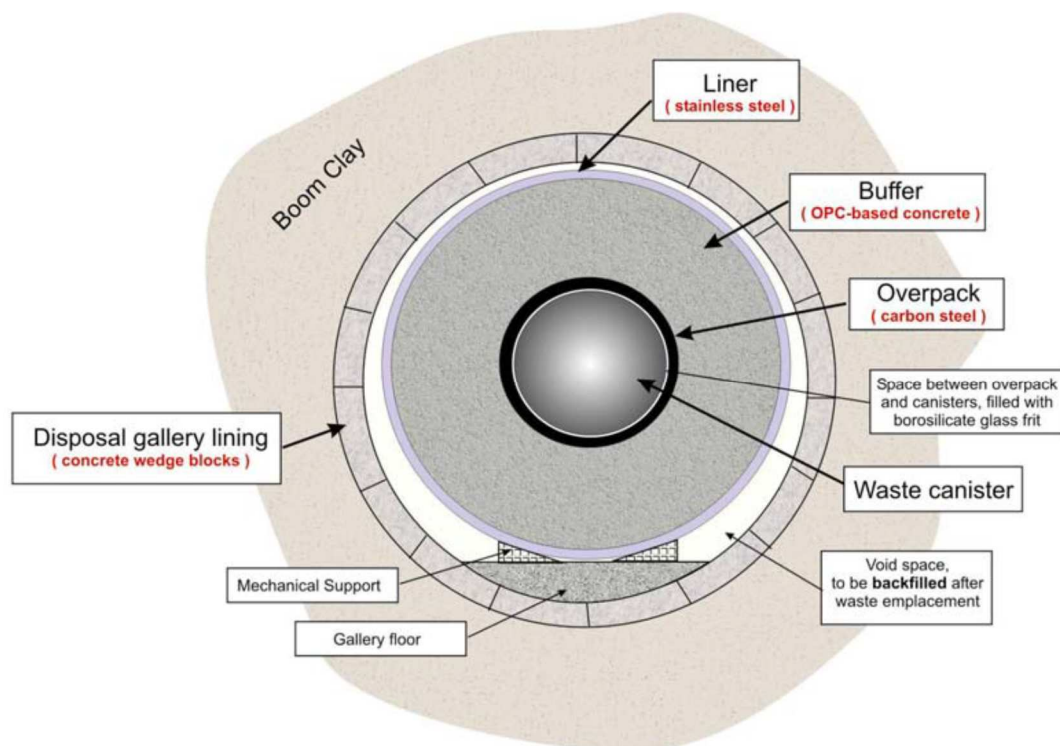
Složka	malta 1	malta 2
Portlandský cement	1	1
Křemenné kamenivo, 2-3 mm	5,33	-
Písek, <1 mm	-	2,47
Voda	0,4	0,75
Voda/cement (w/c) poměr	0,4	0,75
Voda/pevná látka (w/s) poměr	0,06	0,216

Cementová výplň (malta) má v případě švýcarského konceptu (NAGRA, 2008, 2009) příznivé retenční vlastnosti pro radionuklidy a poskytuje chemické prostředí podporující stabilitu ukládacích kontejnerů, jejichž funkcí je omezit přístup vody a zadržet radionuklidy. Cementové výplňové malty jsou navrženy jako materiály s nízkou hydraulickou vodivostí k omezení toku vody a pufrující pH pórové vody v alkalické oblasti, což přispěje k dlouhodobé stabilitě sudů s odpadem (snížením korozních rychlostí) a sníží rozpustnost řady klíčových radionuklidů. Navíc mají tyto malty vysokou sorpční kapacitu podporující retenci radionuklidů. Dalším významným vlivem, uvažovaným při návrhu malt, je tvorba plynů v blízkém poli, především jako produktů koroze. Porozita malt je navržena mezi 0,3 až 0,35, což je více než u většiny cementů, ale například méně než v případě materiálu NRVB (viz kapitola 5.2), s cílem omezit možnost přetlaku v komorách. Předpokládané cementové pórové vody budou silně zásadité. V počátečních fázích, kdy je pH řízeno hydroxidy sodíku/draslíku, bude pH okolo 13,5. Jakmile budou hydroxidy alkalických kovů vyluhovány, pH poklesne k hodnotám kolem 12,5, řízenému rozpustností hydroxidu vápenatého.

5.4 Belgie

V belgickém konceptu je uvažováno využití cementových materiálů zejména v konceptu tzv. superkontejneru pro ukládání vysoko aktivního odpadu (vitrifikovaný odpad po přepracování VJP; ONDRAF/NIRAS 2003 in Bamforth et al. (2012)). Superkontejner zde představuje ukládací obalový soubor tvořený dvěma kanystry s odpadem uzavřenými v ocelovém přebalu, který je obklopen betonovým pláštěm a na jeho povrchu ještě ocelovým opláštěním.

Betonový plášť souboru zde představuje primárně stínící bariéru. Příčný řez tímto superkontejnerem, umístěným v hostitelském prostředí jílové horniny (Boom Clay) je zobrazen na Obr. 16.



Obr. 16 Příčný řez návrhu superkontejneru s betonovým pláštěm na bázi OPC (běžného portlandského cementu). Boom Clay – hostitelská jílová hornina, Buffer (OPC-based concrete) – Betonový plášť na bázi OPC, Disposal gallery lining (concrete wedge blocks) – Ostění ukládací galerie (betonové segmenty), Gallery floor – Podlaha, Liner (stainless steel) – Opláštění (korozivzdorná ocel), Mechanical support – Podpurný prvek, Overpack (carbon steel) – Přebal (uhlíková ocel), Space between overpack and canisters, filled with borosilicate glass frit – Prostor mezi kanystry s odpadem a přebalem vyplněný fritou z borosilikátového skla, Void space to be backfilled after waste emplacement – Volný prostor k zaplnění po uložení odpadu, Waste canister – Kanystr s odpadem. Převzato z ONDRAF/NIRAS 2003 in Bamforth et al. (2012)

Koncept zahrnuje následující cementové materiály: betonový plášť (buffer), konstrukční prvky a výplň ukládací galerie. Stěny ukládací galerie by měly být vyztuženy prefabrikovanými betonovými bloky (tvořícími ostění), její podlaha by měla být betonová a mezera mezi superkontejnerem a ostěním by potenciálně mohla být vyplněna cementem. Jednou z rolí bufferu v superkontejneru je izolovat kanystry s odpadem a minimalizovat migraci kontaminantů z blízkého pole. Přesné složení bufferu zatím není určeno, byly však uvedeny některé základní požadavky na něj (ONDRAF/NIRAS 2003 in Bamforth et al. 2012).

- Chemická kompatibilita s nejbližšími komponentami úložného systému (přebal a jíl)
- Stabilita za vyšších teplot (do 100 °C)
- Obdobný koeficient tepelné roztažnosti jako má opláštění
- Dostatečná tepelná vodivost k omezení teplotních gradientů

Pro použití v bufferu jsou dva typy betonů – beton založený na OPC (*ordinary portland cement* – běžný portlandský cement) s vysokým pH a beton využívající IPC (*inorganic phosphate cement* – anorganický fosfátový cement) s neutrálním pH. Preferovanou variantou

 SÚRAO	Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípovrchových úložišť	Evidenční označení:
		SÚRAO TZ 230/2018

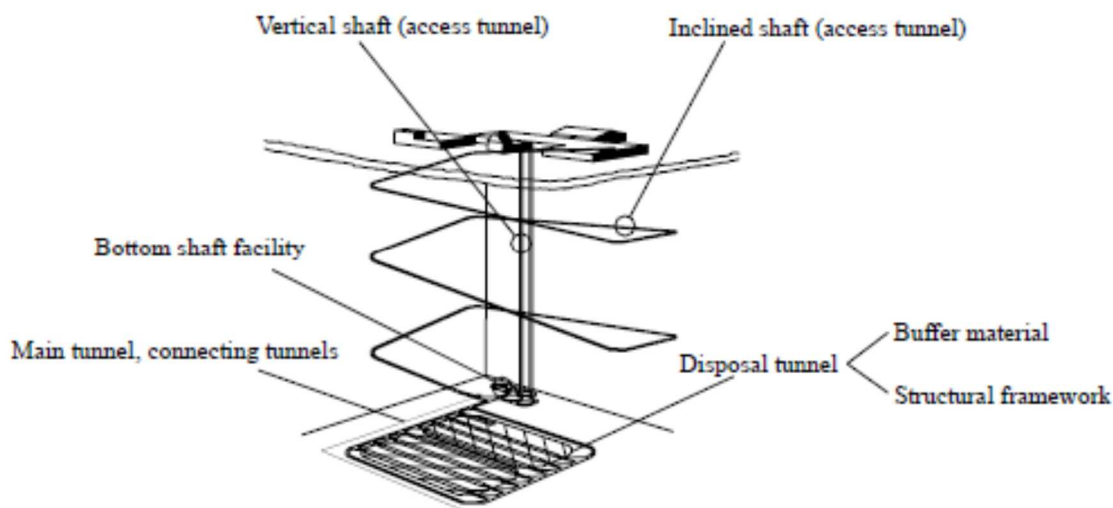
je OPC, protože vysoké pH poskytuje vhodné podmínky pro nízkou korozi přebalu (ONDRAF/NIRAS 2004 in Bamforth et al. 2012). Modelové studie provedené ONDRAF/NIRAS předpovídaly pH pórové vody bufferu založeného na OPC větší než 13, které však bude sníženo na přibližně 12,5 po vyloužení alkalických hydroxidů (Wang 2009). Cementový materiál bufferu také bude hrát významnou roli jakožto chemická bariéra omezující rozpustnost chemických specií a řídicí transportní procesy (difúze, sorpce). Vyžadována je relativně vysoká pevnost v tahu (s ohledem na tepelné namáhání) a přednostně síranová odolnost, čehož může být potenciálně dosaženo použitím konstrukčního betonu třídy C30/37 (třída C30/37 odkazuje na beton s charakteristickou válcovou a krychlenou pevnost v tlaku po 28 dnech 30 N.mm² resp. 37 N.mm²). Cílem také je, aby beton byl složen z omezeného počtu základních, dobře definovaných, materiálů. Výplň mimo superkontejner plní odlišnou funkci od bufferu – slouží k výplni jakýchkoliv volných prostor mezi opláštěním superkontejneru a ostěním a tím plní dlouhodobou mechanickou podpůrnou funkci pro ukládací prostor. Tato funkce může být zajištěna libovolným materiálem na bázi cementu.

5.5 Slovensko

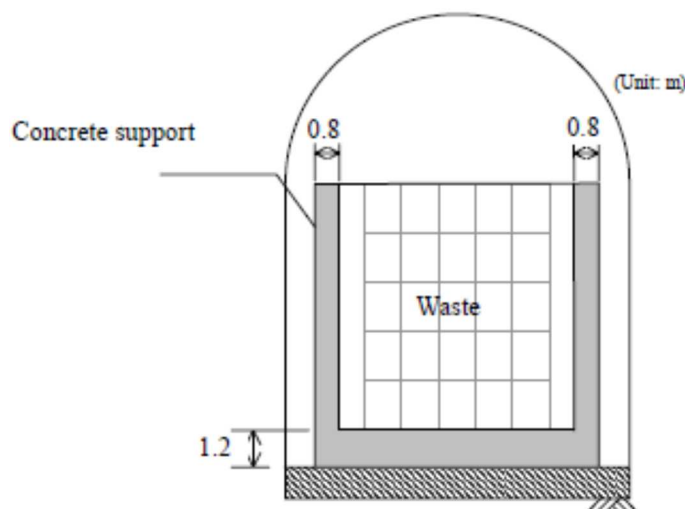
Na Slovensku platí v současnosti zásada (JAVYS, osobní sdělení), že RAO musí být po dobu nejméně 300 let pod institucionální kontrolou a ve stabilní formě oddělené od životního prostředí. K tomu slouží obalové soubory označované jako vláknobetonové kontejnery (VBK), které musí mít následující vlastnosti – dobrou mechanickou pevnost, odolnost vůči mikroprasklinám, vlastnosti zabezpečující uchování obsahu a dlouhodobou životnost (minimálně 300 let) (12-BSP-001 2015). VBK jsou vyrobené ze speciálního betonu obsahujícího ve struktuře kromě základních složek betonu navíc kovová vlákna. Požadavky na vláknobeton jsou pevnost v tlaku ≥ 50 MPa a pevnost v tahu za ohybu $\geq 4,5$ MPa (JAVYS, osobní sdělení).

5.6 Japonsko

Komplexní pohled na řešení problematiky ukládání RAO shrnuje zpráva Japan Atomic Energy Agency a The Federation of Electric Power Companies of Japan (JAEA 2007), která byla použita jako literární zdroj pro tuto kapitolu. Nakládání s RAO v Japonsku je do značné míry specifické, co do charakteru odpadu a jeho označování, a je dáno způsobem nakládání s vyhořelým jaderným palivem (VJP) – jeho přepracováním. Do geologického úložiště tak budou ukládány následující odpady: vitrifikovaný vysoce aktivní odpad a odpad z přepracování VJP a výroby směsného oxidického paliva (nízko aktivní odpad obsahující radionuklidy s dlouhým poločasem rozpadu a některé transurany, označovaný v Japonsku jako TRU odpad). Zpráva JAEA (2007) se týká právě konceptu ukládání TRU odpadu a možných technologických řešení, včetně návrhu materiálů (konstrukčních, výplňových a dalších). Konstrukční návrh úložiště TRU odpadu (Obr. 17) je v některých rysech podobný např. návrhu britskému (viz kap. 4.3), s velkými ukládacími prostory, do nichž budou umístovány obalové soubory (viz Obr. 18) a koncepce zahrnuje i návrh na společné úložiště TRU odpadu a vitrifikovaného vysoce aktivního odpadu.



Obr. 17 Koncept úložiště. Vertical shaft (access tunnel) – Verikální šachta (přístupová), Inclined shaft (access tunnel) – Úklonná šachta (přístupová), Bottom shaft facility – Zařízení na úrovni dna šachty, Main tunnel, connectin tunnels – Hlavní tunel a spojovací tunely, Disposal tunnel – ukládací tunel, Buffer material – Těsnicímateriál, Structural framework – Konstrukční síť (podpůrné konstrukce). Převzato z JAEA (2007)

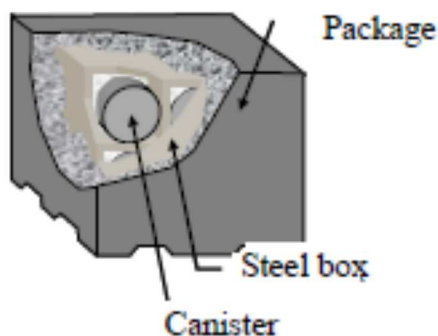


Obr. 18 Příklad jednoho z navrhovaných řešení ukládacího prostoru. Concrete support – betonová podpůrná konstrukce, Waste – odpad. Převzato z JAEA (2007). Pozn.: Volný prostor mezi podpůrnou konstrukcí a okolní horninou je v konceptu vyplněn těsnicím materiálem (bentonit)

Cementové materiály tak budou v úložišti použity buď jako podpůrné konstrukce anebo jako betonkontejnery obsahující vlastní odpad. Navrženy jsou tři typy obalových souborů podle toho, jaké sudy či kanystry do nich budou uloženy – obalový soubor A pro čtyři dvousetlitrové sudy, obalový soubor B pro čtyři válcové kanystry a obalový soubor C pro dva pětisetlitrové sudy (JAEA 2007). Ve všech třech případech se jedná obalové soubory s ocelovým pláštěm, vyplněné cementovou maltou. Výplň ukládacích prostor je poté řešena jednak cementovými materiály a jednak bentonitem v závislosti na tvaru prostor a ukládaném odpadu.

Pro dlouhodobou izolaci odpadu s obsahem ^{14}C byly dále navrženy dva typy obalových souborů, z nichž jeden představuje modifikovaný betonkontejner a druhý je hermetický kontejner z korozi vzdorného materiálu (titanová slitina). Betonkontejner se od standardního

souboru B liší zejména svým uspořádáním a použitými cementovými materiály. Zatímco u souboru B je vnější plášť ocelový a vnitřek vyplněný cementovou maltou, u betonkontejneru pro dlouhodobou izolaci odpadu s obsahem ^{14}C jsou kanystry s odpadem uloženy v ocelové schránce a ta je poté umístěna uvnitř bloku vysokopevnostního betonu s velmi nízkou propustností (Obr. 19). Plánovaná životnost 60 000 let je u tohoto obalového souboru dána především zabráněním infiltrace vody (na rozdíl od souboru z titanové slitiny, kde je dána korozní odolností).



Obr. 19 Schematické znázornění betonkontejneru pro dlouhodobou izolaci odpadu s obsahem ^{14}C . Canister – Kanystr, Package – obal, Steel box – ocelová schránka. Převzato z JAEA (2007)

6 Požadavky na cementové materiály použité jako výplňový materiál

Požadavky na cementové materiály jsou obvykle dány účelem jejich použití. V případě konstrukčních betonů je hlavním požadavkem vysoká pevnost v tlaku a tuhost, neboť se tyto materiály plánují použít jako základy svorníků, ostění tunelů, podlahy a vozovky v tunelech a další konstrukční prvky. Za konstrukční betony lze dále považovat i materiály použité např. jako vnější plášť betonkontejnerů v některých konceptech (např. japonském – viz kap. 5.6) nebo zátky ukládacích tunelů, jejichž primární funkcí je mechanická ochrana daná vysokou pevností a tuhostí, ale dále jsou na ně často kladeny speciální požadavky – např. velmi nízká propustnost nebo nízké pH výluhů. V případě ostatních cementových materiálů, což mohou být například různé výplňové malty (obalových souborů či ukládacích komor), jsou často obdobné požadavky, doplněné řadou speciálních požadavků. Příkladem může být požadavek na pevnost v tlaku cementového materiálu v britském konceptu, kde pro referenční výplňový materiál Nirex (NRVB – *Nirex Reference Vault Backfill*) by pevnost neměla přesáhnout 10 MPa v horizontu 50 let a to z důvodu možnosti budoucího vyjmutí odpadů z úložiště. Dalším požadavkem na výplňové cementové materiály je jejich technologická zpracovatelnost umožňující vstřikování směsi (k vyplnění všech volných prostor) a vhodné chemické vlastnosti, zejména dobrá schopnost sorbovat radionuklidy.

Z hlediska případných negativních vlastností cementových materiálů (v rámci celého úložiště) je v řadě konceptů ukládání VJP a VAO v hlubinných úložištích často jediným požadavkem na cementové materiály eliminace nebo omezení jejich nepříznivého vlivu na ostatní bariéry úložiště (Grahm et al. 2013; NDA 2010a,b). Týká se to především bentonitu a jeho možného negativního ovlivnění alkalickými výluhy z cementových materiálů. Proto se pro takováto použití často uvažují cementové materiály s nízkým pH výluhů, aby bylo ovlivnění ostatních bariér (zejména bentonitu v HÚ) výluhy z cementových materiálů co

 SÚRAO	Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípovrchových úložišť	Evidenční označení:
		SÚRAO TZ 230/2018

nejmenší. Cementový základ směsi je částečně nahrazen jinými materiály z důvodu získání pH cementového výluhu nižšího než 11. Použití takovýchto materiálů se uvažuje především pro konstrukční prvky úložiště sloužící k vyplnění a uzavření přístupových částí tunelů (zejména tzv. zátky tunelů či ukládacích vrtů). Koncept je obvykle navržen tak, aby snížil souhrnný obsah cementu v úložišti a minimalizoval tak tvorbu cementových výluhů, které by mohly mít nepříznivý dopad na vlastnosti bentonitu.

6.1 Příklady specifických požadavků na cementové materiály

6.1.1 Velká Británie

Základní požadavky na referenční výplňový materiál Nirex, NRVB – *Nirex Reference Vault Backfill* jsou uvedeny v kap. 5.2. Konkrétní požadavky na materiál jsou poté často kladeny v rámci jednotlivých specifických studií, jako je tomu např. ve studii zabývající se vývojem trhlin, tokem vody a chemií v prostředí NRVB po uložení odpadu (Swift et al. 2010). Na základě řady studií týkajících se NRVB byly ve zprávě Bamforth et al. (2012) shrnuty následující obecné žádoucí vlastnosti výplňového materiálu:

- Materiál má fungovat jako chemická bariéra transportu dlouhodobých radionuklidů a to díky vysokému pH omezujícím rozpustnost a dobré sorpční kapacitě.
- Materiál má být dostatečně propustný (podpora homogenního chemického prostředí a umožnění transportu plynu).
- Materiál má inhibovat korozi ocelových obalových souborů.
- Materiál má mít relativně nízké hydratační teplo.
- Použití aditiv, které ohrožují chování materiálu jakožto chemické bariéry nebo ohrožují jeho vlastnosti jakožto inženýrské bariéry, by mělo být vyloučeno.
- Minerálové složení by mělo být dostatečně trvanlivé k dlouhodobému udržení chemických vlastností pórové vody úložiště.
- Materiál by měl mít popsané chemické/minerální charakteristiky, které jsou důležité pro uvažovaný typ vyvíjeného úložiště.
- Měly by být použity materiály, které lze rozumně zajistit z hlediska kvality a množství a to po celou dobu provozu úložiště.
- Materiál by měl být vhodný pro umístění do ukládacích komor pomocí dálkově ovládaných zařízení.
- Materiál by měl být samonivelační a zhutnitelný a schopný poskytnout pevnou a rovnou podstavu po další obalové soubory.
- Materiál by měl být snadno rozrušitelný, umožňující vyzvednutí odpadu v případě, že by toto bylo vyžadováno.
- Materiál by měl být relativně levný na výrobu.

6.1.2 Belgie

Belgický koncept počítá s řadou prvků založených na cementových materiálech, mnohé z nich mají sloužit jako konstrukční podpůrné prvky (betonové ostění, podlahy). Z tohoto důvodu je hlavním požadavkem těchto prvků vysoká pevnost betonu (C50/60 v souladu s EN 206-1), případně minimálně C30/37 pro podlahy tunelů (ONDRAF/NIRAS 2004 in Bamforth et al. 2012).

 SÚRAO	Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípovrchových úložišť	Evidenční označení:
		SÚRAO TZ 230/2018

6.1.3 Japonsko

V japonském konceptu (JAEA 2007) jsou dány např. požadavky na výplňový cementový materiál, který bude sloužit jako výplň prostor s uloženými obalovými soubory s odpadem. Požadavky na výplňový materiál zahrnují zabránění neočekávanému uvolnění radionuklidů a konstrukční podporu v průběhu provozu úložiště. Po jeho uzavření se od výplňového materiálu očekává sorpce radionuklidů a zpomalení jejich transportu. Požadované funkce výplňového materiálu jsou tedy následující:

- Pevnost (krátkodobá): vyplnění všech volných prostor, konstrukční podpora – požadavek na pevnost 18–21 N/mm² dostačující, cílová hodnota stejná jako pro materiál použitý pro solidifikaci (30 N/mm²).
- Zpracovatelnost (krátkodobá): dostatečná tekutost pro vyplnění všech volných prostor, požadavek na odolnost proti segregaci částic ve směsi.
- Teplotní parametry (krátkodobá): je vhodné uvažovat vliv tepla z obalových souborů, a proto je vhodné použít materiál s vysokou tepelnou vodivostí.
- Tepelná odolnost (krátkodobá): teplotní ovlivnění mineralogie cementu není považováno za problém (neočekává se překročení 80 °C).
- Chemická (dlouhodobá): požadovaná funkce zahrnuje sorpci radionuklidů.

7 Další možné použitelné matrice

IAEA TecDOc (IAEA 2013) uvádí portlandský cement jako základní konvenční materiál pro zpracování radioaktivních odpadů, v tomto případě samozřejmě nízko a středně aktivních. Pro speciální účely pak navrhuje do cementu přidat např. sorbenty (vermiculit a bentonit či zeolity) či použití alternativních materiálů, jak jsou například geopolymery, magnesium-fosfátové cementy, vápenato sulfoaluminátové cementy, vápenato-aluminátové cementy.

Geopolymery jsou známy již asi 100 let, ale teprve posledních 20 let se intenzivně používají v oblasti solidifikace radioaktivních odpadů. Svým složením jsou velmi blízké průměrnému složení cementů. Hlavními složkami cementů i geopolimerů jsou přírodní anorganické suroviny obsahující SiO₂, Al₂O₃, CaO, MgO, Na₂O, K₂O, Fe₂O₃, a TiO₂. Na rozdíl od cementových materiálů je však základní reakční složkou metakaolin.

Na rozdíl od cementové matrice, kde je zapouzdření fixovaných RAO realizované v 2D (planárních) strukturách cementu, u matric geopolimerů je zapouzdření v 3D (trojdimenzionálních) strukturách, tj. v komplexnějších a pevnějších vazbách. Mechanismus, jakým jsou radionuklidy v matrici geopolimerů vázány, je ale obecně podobný cementové matrici a tedy i mechanismus uvolňování radionuklidů z matrice geopolimerů do životního prostředí je v rozhodující míře určován difúzními pochody.

Pro účely fixace radioaktivních odpadů se v současné době používají v ČR dvě geopolymerní matrice, SIAL a ALUSIL.

Technologie zpevňování nebezpečných látek do **geopolymerní matrice SIAL** využívá přírodní anorganické suroviny, speciálně upravené do dvousložkové směsné hmoty, schopné po aplikaci a následném vytvrnutí procesem polykondenzace fyzikálně-chemicky a mechanicky vázat nebezpečné komponenty různých odpadů (AMEC/FUJITSU 2016).

 SÚRAO	Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípovrchových úložišť	Evidenční označení:
		SÚRAO TZ 230/2018

SIAL představuje přírodní anorganickou geopolymerní matici, tuhnoucí za studena polykondenzační reakcí, chemickým složením příbuznou průměrnému složení cementů; na rozdíl od cementů však matrice SIAL. Ve výsledku homogenní produkt s mimořádně vysokou pevností a odolností proti vyluhování a s dalšími výhodnými vlastnostmi (biologická a radiační stabilita, nehořlavost apod.). Záruku vysokého stupně imobilizace nebezpečné substance (část iontů je přímo fyzikálně-chemicky vázána na složky matrice, ostatní ionty jsou promíchány s reagujícími složkami matrice a zapouzdřeny v jejím objemu).

Produkt SIAL je licencován v České republice Státním úřadem pro jadernou bezpečnost a ve Slovenské republice Úřadem jadrového dozoru jako matrice pro zpevňování radioaktivních odpadů, bezpečnou manipulaci a uložení v úložišti radioaktivních odpadů.

Geopolymerní matrice ALUSIL (Grič et al. 2014) použitá pro zpevnění vysycených ionexů je připravena ze směsného luminosilikátu a kapalného aktivátoru, kterým je ve vodě rozpustný křemičitan sodný (vodní sklo). Optimalizací vzájemného poměru jednotlivých složek směsného alumi-nosilikátu a úpravou složení vodního skla lze ovlivnit nejen záchytnou schopnost této matrice pro klíčové radionuklidy jako je ^{137}Cs a ^{60}Co , ale též i nastavit žádoucí technologické parametry procesu, kterými jsou reologické vlastnosti záměsi, minimalizace množství uvolněného hydratačního tepla, počátek tuhnutí záměsi a požadované limitované vlastnosti produktu solidifikace, kterými jsou pevnost v tlaku a jeho hydrolytická odolnost. Pevnost produktu solidifikace v tlaku musí dle limitů a podmínek přijatelnosti na úložiště být vyšší než 10 MPa po 28 dnech stárnutí. Maximální vyloužené množství radionuklidů za 48 hodin musí být nižší než 4 % (Grič et al. 2014)

Pro solidifikaci radioaktivních a nebezpečných odpadů se používají kromě cementových směsí, geopolymerních a sklokeramických materiálů i některé typy syntetických polymerů, jako je např. polyethylen, epoxidové pryskyřice nebo polymery na bázi organokřemičitanových sloučenin. Chemicky i radiačně odolné syntetické polymery jsou **polysiloxany**, které jsou známé také jako silikony. Jde o velmi jednoduchý systém, kdy je kapalná silikonová směs smíchána spolu s odpadem při laboratorní teplotě. Samotný proces polymerace probíhá již za laboratorní teploty a výběrem vhodných směsí siloxanové matrice je možné dosáhnout široké škály vlastností konečného produktu například od flexibilního materiálu podobného pryži, až po pevný, tvrdý materiál. Polysiloxany jsou netoxické a nehořlavé materiály, které odolávají teplotám do 500 °C, nejsou náchylné ve vodném prostředí a mají tedy nízkou vyluhovatelnost fixovaných solí. Pokud by byl fixován kapalný odpad, je nutné ho předem vysušit a granulovat (Ojovan a Lee2014). Oproti geopolymerním jsou polysiloxany vhodné pro fixaci semi-kapalných odpadů, které mohou obsahovat až 50 % vlhkosti (Štamberg a Silber, 2007).

8 Vhodné formy matic pro ukládání odpadů jiných než VJP

Na základě analýz, zpracovaných v technické zprávě Inventarizace RAO nepřijatelných do přípovrchových úložišť, Touš et al. (2017) lze pro uložení v HÚ předpokládat následující materiály radioaktivních odpadů, jiných než VJP:

- uhlíková ocel (nádoba reaktoru ETE, EDU, vnitřní stěny šachty reaktoru JETE, stavební části reaktoru ETE, EDU),
- nerezová ocel (výstelka reaktoru ETE, EDU, vnitřní části reaktoru ETE, EDU),
- litinová drť (EDU),
- materiály Al (absorpční tyče - slitina B4C + Al; Koš aktivní zóny, horizontální kanály a tepelná kolona - slitina hliníku AlMg5; reaktor CVŘ),
- slitina BeO (berylliové reflektory; reaktor CVŘ),
- beton (šachta reaktoru),
- těžký beton,
- serpentinitový beton (zásypy),
- vitrifikát - sodno- hlinité fosfátové sklo ($Al_2O_3 - Na_2O - P_2O_5$),
- beton (solidifikované výšeaktivní kapaliny nebo kaly),
- URZ (zdroje ionizujícího záření v těsném ocelovém pouzdře, ZIZ v kovové nebo krystalické formě, v Pb nebo U stínění, hladinoměry, terapeutické ozařovače, průmyslové ozařovače),
- ionizační hlásiče požáru (kovové plíšky s napařeným radionuklidem, převážně ^{241}Am , ve zdvojeném OS, vlastní RAO bez zpevnění pro případné další využití pro přepracování).

Z hlediska struktury výše uvedených potenciálních odpadů k uložení do HÚ se jako principálně vhodný materiál jeví materiál na bázi cementu, se kterým se v dané oblasti dlouhodobě pracuje a autoři této studie ve své rešerši nenarazili prakticky na žádný jiný další použitý materiál (viz kapitola 2).

Cement je známý svými pasivačními účinky na kovové materiály (ocel), čímž by docházelo ke snížení pravděpodobnosti uvolnění radionuklidů z kovových částí vyřazených JE. Interakci cement - aktivovaný beton rovněž nelze očekávat a cement zde poslouží jako další bariéra, zvyšující izolační funkci HÚ. Problematickou se jeví silně alkalická reakce s vodou, produkující alkalickou frontu, která může ovlivnit vlastnosti jak výplňových materiálů (zejména v případě použití bentonitu jako výplňového materiálu) či okolní horniny a změnit jejich příspěvek k hlavní bezpečnostní funkci HÚ. I z tohoto důvodu se předpokládá výstavba částí úložiště pro RAO jiné než VJP v jiné části HÚ než úložné chodby s VJP.

Cementovou "zálivku" lze použít jak pro zalití fragmentovaných částí vyřazených JE do sudů (koncept sud v sudu, na zalití velkých kusů materiálu přímo do přepravního/ukládacího obalového souboru (lze považovat za matici odpadů v přímém kontaktu s odpady) či na vyplnění prostor mezi uloženými sudy. Cement zde funguje jako další bariérový materiál, který přispívá ke zvýšení izolační funkce celého HÚ.

Vzhledem k tomu, že zatím neexistují přesné projekty vyřazování jednotlivých částí JE či experimentálního reaktoru v ČR, ale pouze plány vyřazování těchto pracovišť (LVR-15,

2015; EGPI, 2012; EGP, 2014) pak lze pouze na základě zahraničních dokumentů (např. JAVYS 2006) předpokládat postupnou demontáž všech částí a jejich fragmentaci na menší části takové velikosti, aby je bylo možno umístit do přepravního/ukládacího kontejneru.

Velké části (zejména reaktorové nádoby) by bylo vhodné přímo ukládat do obalového souboru, který by byl následně po přepravě použit i jako ukládací. Pokud by ukládací obalový soubor měl být použit i jako přepravní, pak při jeho vývoji/výrobě je nutno uvažovat následující body

1. požadavky na maximální přepravovanou aktivitu (příloha 3 vyhláška č. 379/2016 Sb.)
V případě vysokých aktivit materiálu by bylo nutno materiál třídít a ukládat do kontejnerů tak, aby požadovaná dávka nebyla překročena. Rovněž je nutná brát ohled na rovnoměrnost rozložení aktivity
2. požadavek na maximální dávkový příkon na povrchu kontejneru (vyhláška č. 379/2016 Sb.)
Tento požadavek je nutný brát v úvahu pro případné dostínění kontejneru.
3. požadavky na zkoušky pro daný typ zásilky, stanovené v příloze 1 vyhlášky č. 379/2016 Sb.

Dále je nutno uvažovat přepravní hmotnost a následně hmotnost při manipulaci při ukládání do HÚ (po vyplnění výplňovou hmotou), tj. zda řešit zalití cementovou směsí již před přepravou či až na lokalitě HÚ. A konečně bude nutno uvažovat i vyšší tlaky v HÚ, které mohou působit na betonkontejner a tedy i požadavky na pevnostní charakteristiky materiálů.

Přímé ukládání fragmentovaných materiálů do ukládacího obalového souboru (bez konceptu sud v sudu) bylo vhodné ověřit v rámci bezpečnostního hodnocení HÚ, a to zejména v předprojektové fázi vývoje HÚ.

Obdobně tomu bude s betonovou sutí z vyřazovaných JE. Zde se nabízí možnost zpracování betonové drtě, kterou by bylo možno smísit přímo s cementovou směsí a plnit jí buď sudy nebo betonkontejnery napřímo. Zde je však nutno brát v úvahu i sledování rovnoměrnosti rozložení aktivity, radiační bezpečnost při přípravě drtě z aktivovaného betonu apod.

Matrice pro vitrifikát či pro URZ v tomto bodě nenavrhuje. Lze předpokládat, že vitrifikovaný odpad bude uložen ve speciálním ukládacím obalovém souboru. Kromě cementu jako matrice pro ukládané odpady, jiné než VJP, lze uvažovat i o geopolymerech.

8.1 Požadavky na matrice

Požadavky na materiál matrice odpadů by měly být specifikovány v Limitech a podmínkách pro ukládání radioaktivních odpadů do hlubinného úložiště. Ty zatím nebyly specifikovány. Základním požadavkem pro přijatelnost odpadů do stávajících přípovrchových úložišť jsou specifická aktivita radionuklidů, loužitelnost a pevnost v tlaku materiálu matrice.

Zda je možno tyto požadavky přenášet i na odpady ukládané do HÚ je otázkou.

Inventář pro ukládání VJP a RAO je zcela specifický a spadají do něho všechny odpady, neumístitelné do přípovrchových úložišť, včetně VJP.

HÚ bude umístěno ve vyšších hloubkách. Pevnost materiálu matrice v tlaku by tedy měla odolat tlaku nadložních vrstev v ukládacím horizontu (minimálně 500 metrů vodního sloupce, tj. 5 MPa). Pevnost v tlaku cementovaných RAO, které jsou umístěny ve zdvojeném

 SÚRAO	Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípořrchových úložišť	Evidenční označení:
		SÚRAO TZ 230/2018

obalovém souboru je v Limitách a podmínkách ÚRAO Richard (LaP Richard 2016), specifikována takto:

- Pevnost v tlaku cementovaných RAO, které jsou umístěny ve zdvojeném OS s RAO nebo v OS MOZAIK provedení B musí být minimálně 5 MPa.
- Pevnost v tlaku cementovaných RAO, které jsou umístěny v jednoduchém OS s RAO nebo v OS MOZAIK provedení A musí být minimálně 20 MPa, což odpovídá i možnému požadavku potenciálnímu požadavku na tlaky v HÚ (LaP Richard 2016).

Limitní podmínkou pro přijetí zpevněných kapalných RAO do ÚRAO Richard je, že loužitelný podíl nesmí být vyšší než 0,03. Při loužícím testu se nesmí uvolnit více než 0,03 aktivity radionuklidů alfa (LaP Richard 2016).

Další požadavky na matrice mohou vycházet i z podkladů, shromážděných z literatury (viz kap. 6):

- Materiál by měl fungovat jako chemická bariéra transportu dlouhodobých radionuklidů a to díky vysokému pH omezujícímu rozpustnost a dobré sorpční kapacitě.
- Materiál musí být dostatečně propustný (podpora homogenního chemického prostředí a umožnění transportu plynu).
- Materiál by měl inhibovat korozi ocelových obalových souborů.
- Materiál by měl přispívat k izolační funkci blízkého pole interakcí, tj. sorbovat radionuklidy.
- Použití aditiv, které ohrožují chování materiálu jakožto chemické bariéry nebo ohrožují jeho vlastnosti jakožto inženýrské bariéry by mělo být výrazně sníženo či vyloučeno.
- Chemické/minerální složení by mělo být vhodné pro zajištění dlouhodobé stability materiálu a splnění jeho bezpečnostních funkcí.
- V případě použití matrice i jako výplňového materiálu v ukládacích komorách by materiál měl splňovat následující:
 1. Výplňový materiál musí být vhodný pro umístění/dopravování pomocí dálkově ovládaných zařízení.
 2. Výplňový materiál musí splňovat požadavek na dostatečnou tekutý pro vyplnění všech volných prostor a splnit požadavek na odolnost proti segregaci částic ve směsi.
 3. Výplňový materiál musí být samonivelační a zhutnitelný a schopný poskytnout pevnou a rovnou podstavu po další obalové soubory.
- Měly by být použity materiály, které lze rozumně zajistit z hlediska kvality a množství a to po celou dobu provozu úložiště.

9 Návrh dalších činností pro hodnocení bezpečnosti hlubinného úložiště pro RAO nepřijatelné do přípovrchových úložišť

Z přehledu zahraničních konceptů ukládání RAO, nepřijatelných do stávajících úložišť prezentovaných v předcházejících kapitolách (viz kap. 4) je patrné, že různé státy přistupují k této problematice různým způsobem, v závislosti na charakteru těchto odpadů a požadavků na jejich bezpečné uložení. V úzké součinnosti s těmito požadavky jsou poté navrhovány materiály použité na ukládací obalové soubory, případné matrice odpadů a materiály použité na konstrukci ukládacích prostor a jejich následné zaplnění po uložení odpadu. Např. v britském konceptu je kladen důraz na možné budoucí vyjmutí odpadu a tomu je přizpůsoben požadavek na výplňový materiál ukládacích prostor, v japonském konceptu dlouhodobé izolace RAO s obsahem ^{14}C je kladen důraz na dlouhodobou životnost (60 000 let) a odolnost obalového souboru (viz kap. 4). Český koncept nakládání s RAO nepřijatelným do přípovrchových úložišť v současné době uvažuje jeho uložení v HÚ v separátní sekci úložiště (viz Vavřina 1999 a Pospíšková et al. 2009) v betonkontejnerech a poté vyplnění ukládacích prostor vhodnou výplní. Konkrétní materiály však v koncepci zmíněné nejsou.

Na základě dostupných podkladů proto navrhuje následující přístup k řešení problematiky ukládání tohoto druhu odpadu:

1. Zhodnocení odpadů, které bude třeba uložit do HÚ z hlediska požadavku na izolaci odpadu. V úvahu je třeba vzít jejich formu (fyzikální a chemickou), inventář radionuklidů přítomných v konkrétním odpadu (např. vyřazené vysokoaktivní zářiče, aktivované kovové materiály, aktivovaný beton biologického stínění aj.), lokalizaci radionuklidů v odpadu a možnosti jejich uvolnění z odpadu za podmínek úložiště (např. aktivované kovové materiály vs. solidifikované kapalné odpady). Na základě tohoto zhodnocení poté zvážit použití speciálních materiálů obalových souborů (např. vysokopevnostní, nízkopropustný beton betonkontejnerů) sloužících jako dodatečná bariéra, případně řešit izolaci odpadu primárně formou výplně ukládacích prostor (použití zásypu s požadovanými parametry, např. sorpční schopností, nízkou propustností aj.).
2. Definovat požadavky na ukládání odpadů (přímé ukládání odpadů do ukládacích obalových souborů vers. ukládání sud v sudu). Obecně lze předpokládat, že další bariéra v podobě výplně sudu v sudu může napomoci při plnění izolační bezpečnostní funkce, nicméně její nutnost by bylo vhodné prokázat např. na základě bezpečnostní analýzy v případě přímého ukládání odpadů. To by bylo vhodné např. při ukládání sutě z vyřazování jaderných elektráren.
3. Definovat/navrhnout způsob ukládání nestandardních typů odpadů. Jedná se především o RAO, které svým charakterem – radiační charakteristikou nespĺňují platné limity a podmínky přijatelnosti do přípovrchového úložiště a proto se do doby zprovoznění HÚ skladují v ÚRAO Richard. Dále zdroje ionizujícího záření v provozu na území ČR. Některé z odpadů, uložených ke skladování v ÚRAO Richard jsou skladovány v sudech, jiné v obalových souborech typu A, jiné v kontejnerech s ochuzeným uranem.
4. Definovat požadavky na obalové soubory s ohledem na izolaci odpadů – korozní odolnost (u kovových souborů), pevnost, minimální propustnost pro vodu, stínění, aj.

V případě, že obalové soubory budou použity i jako přepravní, zohlednit požadavky na materiály i z tohoto hlediska.

5. Na základě výsledků předchozích bodů (1 a 2) definovat potřebné materiály pro ukládací obalové soubory – zejména cementové, pokud budou uvažovány betonkontejnery, případně kovové.
6. V případě, že zbývající volný vnitřní prostor ukládacích obalových souborů s odpadem bude třeba vyplnit, navrhnout vhodný materiál výplně spolu s požadavky na jeho vlastnosti. Tento materiál by neměl reagovat s odpady; měl by mít vhodné izolační vlastnosti, např. pevnost, nízkou vyluhovatelnost, nízkou propustnost a nízký difúzní koeficient pro vodu a radionuklidy přítomné v odpadu; a neměl by negativně ovlivňovat materiál vlastního obalového souboru.
7. S ohledem na materiál ukládacích obalových souborů navrhnout způsob uložení v HÚ, např. do oddělených velkoprofilových chodeb nebo do jedné velké kaverny (obdobně jako např. švédský koncept super-sila – viz 4.1) a tomu odpovídající způsob vyplnění těchto prostor zásypem při jejich uzavření po zaplnění odpadem.
8. Navrhnout výplňový materiál s ohledem na: uložené obalové soubory, odpad v nich, požadavek na izolaci, sekci úložiště VJP (pokud bude sekce RAO a VJP součástí jednoho HÚ, i v případě odlišných hloubkových horizontů). Návrh výplňových materiálů musí zohlednit jejich možný vliv na ostatní bariéry HÚ, zejména horninové prostředí, ale i inženýrské bariéry použité při výstavbě a při uzavření úložiště (např. bentonit). Tento parametr je obzvláště významný v případě, že sekce RAO a VJP budou součástí jednoho HÚ a budou mít např. společné přístupové chodby.

Jelikož v zahraničních konceptech ukládání RAO (v zahraničí obvykle označovány jako ILW RAW) do HÚ jsou nejčastěji preferované cementové materiály, je pravděpodobné, že i v případě českého konceptu se bude jednat o dominantní materiál, ať už ve formě matrice odpadů, ve formě materiálu obalových souborů (betonkontejnery), případně ve formě zásypu ukládacích prostor (beton, betonové směsi). Výzkum těchto typů materiálů by měl zahrnovat následující oblasti:

9.1 Cementové matrice odpadů:

1. Reakce s formou odpadu (ocel, hliník, beton)
2. Reakce s radionuklidy (sorpce, difúze, loužitelnost, vliv radiace)
3. Reakce s vodou (v případě, že se podzemní voda v HÚ dostane až k matrici odpadu) a změny materiálu jejím vlivem
4. Možná produkce plynů – vlivem reakce s odpadem nebo později při průniku vody do matrice a v průběhu její degradace v čase (spolu s degradací odpadu za těchto podmínek, např. při korozi ocelového odpadu)
5. Pevnostní vlastnosti (pevnost, pružnost, porozita, propustnost)
6. Změny v čase (rozvoj křehkých porušení, trhliny, praskliny vlivem degradace betonu za podmínek saturovaného prostředí HÚ, změna pevnostních vlastností apod.)
7. Použití potenciálních alternativních materiálů (geopolymery, polysiloxany)

Z hlediska vlastností cementových matic (materiálů, které vyplňují prázdné prostory mezi pevným odpadem a ukládacím obalovým souborem) je možné vycházet ze současných materiálů používaných pro RAO ukládané v povrchových úložištích a požadavků na tyto

materiály uvedené v limitech a podmínkách těchto úložišť (LaP Richard 2016). Lze předpokládat, že pokud cementové materiály vyhovují požadavkům pro tato úložiště (pevnost v tlaku, vyluhovatelnost), měly by vyhovovat i pro účely hlubinného ukládání, zejména pokud budou umístěny v obalovém souboru (betonkontejneru), na který budou kladeny přísnější požadavky (např. vyšší pevnost v tlaku, nízká propustnost aj.).

Cementové materiály výplně odpadů uvnitř ukládacích obalových souborů "zálivka"):

Český koncept nakládání s RAO nepřijatelným do přípovrchových úložišť v současné době uvažuje jeho uložení v HÚ v separátní sekci úložiště (viz Vavřina 1999 a Pospíšková et al. 2009) v betonkontejnerech a poté vyplnění ukládacích prostor vhodnou výplní. Dle Pospíškové et al. 2009 odpad uložený do betonkontejneru může být uložen bez fixace (4 ks 200l sudů s RAO) nebo fixovaný cementovou směsí.

Pokud tato směs bude použita, pak výzkum těchto typů materiálů by měl zahrnovat následující oblasti:

1. Reakce s radionuklidy (sorpce, difúze, loužitelnost, vliv radiace).
2. Reakce s vodou (v případě, že se podzemní voda v HÚ dostane až k matici odpadu) a změny materiálu jejím vlivem.
3. Možná produkce plynů – vlivem reakce s odpadem nebo později při průniku vody do matrice a v průběhu její degradace v čase (spolu s degradací odpadu za těchto podmínek, např. při korozi ocelového odpadu).
4. Pevnostní vlastnosti (pevnost, pružnost, porozita, propustnost, plynopropustnost).
5. Změny v čase (rozvoj křehkých porušení, trhliny, praskliny vlivem degradace betonu za podmínek saturovaného prostředí HÚ, změna pevnostních vlastností apod.).
6. Použití potenciálních alternativních materiálů (geopolymery, polysiloxany).

9.2 Cementové materiály obalových souborů:

V současnosti nejsou v České republice používány betonkontejnery pro ukládání RAO. Návrh betonkontejneru byl prezentován v referenčním projektu HÚ z roku 1999 (Vavřina, 1999). Aktualizace referenčního projektu (Pospíšková et al. 2009) převzala ideový návrh betonkontejneru (Obr. 19), včetně ukládání do velkoprofilových komor. V dokumentu Pospíšková et al. (2011) je dále uvedeno, že obalový soubor pro uložení RAO z vyřazování a ostatních RAO představuje ideový návrh a je pravděpodobné, že se jeho konečná podoba může změnit nebo upřesnit na základě výsledků bezpečnostních analýz a detailního konstrukčního řešení.

Ve zprávě Pospíšková et al. (2011) byl aktualizován pouze způsob zaplnění ukládacích komor (směs bentonitu s pískem/drcenou horninou byla nahrazena betonem).

Základními oblastmi studia pro tyto materiály by tedy měly být:

1. Reakce s radionuklidy (bariérová funkce) – sorpce, difúze, uvolnitelnost (radionuklidy).
2. Reakce s materiály výplně (např. fixační materiál na bázi cementu, pokud přichází v úvahu).
3. Reakce s vodou.

4. Možná produkce plynů (zejména v případě, že vnější plášť obalového souboru bude ocelový a bude korodovat v prostředí bentonitového zásypu).
5. Pevnostní vlastnosti (pevnost, pružnost, propustnosti, porozita, plynopropustnost).
6. Změny v čase (rozvoj křehkých porušení, trhliny, praskliny vlivem degradace betonu za podmínek saturovaného prostředí HÚ, změna pevnostních vlastností apod.).

9.3 Cementové materiály výplně ukládacích komor:

Pro návrh cementových materiálů výplně ukládacích komor RAO je důležité, zda bude úložiště RAO součástí HÚ pro VJP a pokud ano, jak budou obě úložiště konstrukčně řešena. Aktualizace referenčního projektu (Pospíšková et al. 2010b) navrhla umístění sekce ukládání RAO na stejný horizont, jako sekci ukládání VJP (-500 m), oddělenou od ní přirozenou diskontinuitou (zlom, puklina) (viz výkresy D-01 a D-02, příloha zprávy Pospíšková et al. 2010b). Ukládací komory RAO (celkem 16) jsou umístěny až za touto diskontinuitou a nejsou se sekci ukládání VJP přímo propojené (toto propojení je realizováno pouze nepřímým prostřednictvím dopravních chodeb úložiště). Aktualizace referenčního projektu dále navrhla způsob vyplňování komor s odpadem zásypem prostřednictvím větracích chodeb a vrtů jednotlivých komor; v dokumentu Pospíšková et al. 2010b je navrženo zaplnění betonem pomocí mobilních čerpadel. Není však blíže specifikováno, jakým betonem konkrétně a jaké požadavky by na něj měly být kladeny, jako je tomu např. v britském konceptu (viz kap 5.2), kde jsou uvedené požadavky právě na dopravu zásypu, jeho zpracovatelnost a vlastnosti nezbytné pro homogenní vyplnění prostor mezi uloženými obalovými soubory. Pokud se tedy uvažuje o vyplnění zaplněných komor betonovou směsí, bude nezbytné stanovit pro ni obdobné parametry. Vzhledem k tomu, že konkrétní materiál nebyl navržen, bude třeba jej navrhnout – a zvážit, zda bude třeba definovat zvláštní požadavky s ohledem na sekci ukládání VJP (např. požadavek na nízké pH výluhu s ohledem na možné negativní ovlivnění vlastností bentonitu alkalickými výluhy z běžného betonu).

Výzkum těchto typů materiálů by měl zahrnovat následující oblasti:

1. Návrh výplňových materiálů (cement, speciální cement - např. LPC, alternativní materiály - bentonit/cement, bentonit, materiálů s omezenou tvorbou alkalických výluhů při současném splnění ostatních požadavků (např. pevnost v tlaku, nízká porozita aj.) a prokázání jejich bariérové funkce).
2. Reakce s radionuklidy (bariérová funkce) - sorpce, difúze, uvolnitelnost (radionuklidy)
3. Reakce s materiály vnějšího pláště obalových souborů (beton, příp. ocelové opláštění, pokud bude použito).
4. Reakce s vodou a tvorba alkalické fronty.
5. Pevnostní vlastnosti (pevnost, pružnost, porozita, propustnost, plynopropustnost).
6. Reakce alkalických výluhů s okolní horninou a materiály inženýrských bariér HÚ (zejména s bentonitem v sekci VJP v případě, že toto nebude vyloučeno technickým řešením).
7. Predikce dlouhodobé životnosti materiálů navržených v bodu 1.
8. Změny v čase (rozvoj křehkých porušení, trhliny, praskliny vlivem degradace betonu za podmínek saturovaného prostředí HÚ, změna pevnostních vlastností apod.).

 SÚRAO	Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípovrchových úložišť	Evidenční označení:
		SÚRAO TZ 230/2018

9.4 Konstrukční betonové součásti:

V hlubinném úložišti se budou samozřejmě vyskytovat i konstrukční betonové materiály (ostění, pilíře, podlahy, součásti zátek apod.). I chování těchto materiálů je nutno postihnout z hlediska potenciálního ovlivnění migrace radionuklidů či změn vlastností okolního prostředí vlivem vysokého pH. V tomto projektu však tyto materiály hrají minoritní roli.

 SÚRAO	Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípovrchových úložišť	Evidenční označení:
		SÚRAO TZ 230/2018

10 Závěr

Tato závěrečná zpráva shrnuje informace a předpoklady o radioaktivních odpadech uvažovaných pro uložení v HÚ z důvodu nesplnění podmínek přijatelnosti do přípovrchových úložišť a to ze všech identifikovaných oblastí jejich vzniku. A dále jsou zde shrnuty dostupné poznatky o uvažovaných konceptech hlubinného ukládání ve světě, včetně uvažovaných ukládacích obalech, fixačních maticích a jejich porovnání se současným konceptem rozvíjeným v České republice (Koncepte nakládání s RAO a VJP v ČR).

Shrnutím dostupných informací o RAO z identifikovaných oblastí vzniku a s předpokladem jejich uložení do HÚ byl vytvořen soubor v MS Excel databázového typu, který zjednodušeným způsobem modeluje zaplňování úložných kapacit v čase s ohledem na plánované vyřazování z provozu, modelování aktivitních změn v čase a zvolené variantě vyřazování z provozu. Hlavním výstupem shromážděných informací a dat je získání vstupních parametrů pro výpočet zdrojového členu pro bezpečnostní rozboru hlubinného úložiště pro RAO nepřijatelné do přípovrchových úložišť.

Uspořádáním dat do jednotného formátu bylo zjištěno i několik oblastí, kterým je třeba se dále věnovat a informace zpřesňovat. Jsou to především:

- Zpřesnění a zaktualizování množství a předpokládané radionuklidové složení serpentinitového a stavebního betonu z vyřazování JE ve spolupráci s provozovatelem JE.
- Zpřesnění a zaktualizování množství a předpokládané radionuklidové složení ostatních aktivovaných předmětů pocházejících z provozu JE ve spolupráci s provozovatelem JE.
- Verifikace množství a radionuklidového inventáře provozovaných ZIZ na území ČR a přehodnocení jejich vlastnictví a následné ukládání v ČR ve spolupráci s SÚJB.
- Sestavení bilance plánovaného VJP z výzkumného reaktoru (suché skladování vs. vitrifikát, ukládací OS do HÚ, RN-složení) ve spolupráci s provozovatelem výzkumných reaktorů.

11 Literatura

- 12-BSP-001 (2015): Predprevádzková bezpečnostná správa pre JZ RÚ RAO Mochovce. – vydanie č. 3, VUJE, a.s. Trnava, 10/2015.
- Adinarayana K. N. V, Sasidhar P., Balasubramaniyan V. (2013): Modelling of calcium leaching and its influence on radionuclide migration across the concrete engineered barrier in a NSDF. – Journal of Environmental Radioactivity, 124, 93–100.
<https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2013.04.009>
- AMEC/FUJITSU (2016)
http://www.fujielectric.com/products/nuclear/topics/2016/box/doc/201610_01.pdf
- Bamforth P. B., Baston G. M. N., Berry J. A., Glasser F. P., Heath T. G., Jackson C. P., Savage D., Swanton S. W. (2012): Cement materials for use as backfill, sealing and structural materials in geological disposal concepts. A review of current status. – Report of Serco for NDA RWMD, SERCO/005125/001 Issue 3, May 2012, Serco, Didcot, United Kingdom.
- Baston G., Williams S., Holton D. (2008): Summary of Additions and Amendments to Data in the HATCHES Chemical Thermodynamic Database 2002 to 2007. – Report to United Kingdom Nirex Limited, 70 s.
- Beneš P., Štamberg K., Vopálka D. (2006): Analýza speciace a sorpce aktinidů v podzemních vodách horninového prostředí a v bariérách úložišť odpadů. – Závěrečná zpráva v rámci plnění smlouvy o dílo mezi SÚRAO a ČVUT, 112 s.
- Bennett D. G. (2014): Radionuclide Solubility Limits in SKB's Safety Case. – Technical Note 2014:11, 51 s
- Berner U. (2003): Project Opalinus Clay: Radionuclide concentration limits in the cementitious near-field of an ILW repository. – PSI Bericht Nr. 02-26, 50 s.
- Bethke C. M., Yeakel S. (2015): GWB Essentials Guide. – The Geochemist's Workbench Release 10.0, 116 s.
- Bohn H. L., McNeal B. L., O'Connor G. A. (2001): Soil Chemistry. – John Wiley and Sons, Inc. ISBN: 978-0-471-36339-2
- Crawford J. (2013): Quantification of rock matrix Kd data and uncertainties for SR-PSU data and uncertainties for SR-PSU. – Report R-13-38, 68 s.
- Červinka R., Gondolli J., Havlová V., Rukavičková L. (2016): Výběr reprezentativních podzemních vod a příprava jejich syntetických ekvivalentů. – Technická zpráva číslo 41/2016, 30 s.
- Čubová et al. (2017) Speciace radionuklidů v prostředí úložného systému úložiště pro odpady, nepřijatelné do přípovrchových úložišť, SÚRAO TZ 207/2017
- EGP (2014): Návrh způsobu vyřazování z provozu JE Temelín, 7/2014, ÚJV Řež, a.s. divize ENERGOPROJEKT. - arch. číslo EGP 5014-F-140502
- EGPi (2012): Návrh způsobu vyřazování z provozu JE Dukovany, 12/2012. - EGP Invest, spol. s r.o., arch. číslo EGPI-6-120400

- Glasser F. (2011): Application of inorganic cements to the conditioning and immobilisation of radioactive wastes. – Handbook of advanced radioactive waste conditioning technologies. Woodhead Publishing Limited, 67-135. <https://doi.org/10.1533/9780857090959.1.67>
- Gondolli J., Brynych V., Drtinová B., Hofmanová E., Večerník P., Videnská K., Vopálka D. (2013): Výzkum interakčních procesů vybraných radionuklidů s materiály inženýrských bariér. – Zpráva 14270, 96 s.
- Grahm P., Luterkort D., Mårtensson P., Nilsson F., Nyblad B., Oxfall M., Stojanovic B. (2013): SFL Concept study. Technical design and evaluation of potential repository concepts for long-lived low and intermediate level waste. – SKB Report R-13-24, Svensk Kärnbränslehantering AB, Stockholm, Sweden.
- Grič L., Fabián P., Svoboda Š. (2014): Zkušenosti z procesu zpracování vysycených ionexových pryskyřic. TVIP 2014, 23. - 25.4.2014, Hustopeče. <http://www.odpadoveforum.cz/TVIP2014/dokumenty/anotace/208.pdf>
- Grivé M., Montoya V., Duro L. (2008): Assessment of the concentration limits for radionuclides for Posiva. – Working Report 2007-103, 96 s.
- Grogan H. A., Worgan K. J., Smith G. M., Hodgkinson D. P. (1992): Post-Disposal Implications of Gas Generated from a Repository for Low and Intermediate Level Wastes. – Nagra Technical Report 92-07, 58 s.
- Havlová V., Červinka R., Večerník P., Brázda L. (2016): Výběr reprezentativní cementové pórové vody. – Pracovní dokument, 11 s.
- Heikola, T. (2014): Leaching of 14C in repository conditions: Transport and speciation. – VTT Technology, 157, 35 s.
- Höglund L. O. (2001): Project SAFE. Modelling of long-term concrete degradation processes in the Swedish SFR repository. – SKB Report R-01-08, Svensk Kärnbränslehantering AB, Stockholm, Sweden.
- Höglund L. O. (2014): The impact of concrete degradation on the BMA barrier functions. – SKB Report R-13-40, Svensk Kärnbränslehantering AB, Stockholm, Sweden.
- Hummel W., Berner U. (2002): Application of the Nagra / PSI TDB 01/01: Solubility of Th, U, Np and Pu. – Nagra Technical Report 02-12, 39 s.
- Hunter F. (2011): Update of thermodynamic data for tin in the HATCHES database. – Amec, 1–24.
- Chukharkina A., Blom A., Pedersen K. (2016): Release of H₂ and organic compounds from metallic and polymeric materials used to construct stationary borehole equipment. – Report R-16-01, 45 s.
- IAEA (2009): Classification of Radioactive Waste. – IAEA Safety Guide. Series No. GSG-1, International Atomic Energy Agency, Wien, Austria.
- Jacobs F., Mayer G., Wittman F. H. (1994): Hochpermeable, zementgebundene verfüllmörtel für SMA Endlager. – Nagra Technischer Bericht 92-11, Nagra, Wetingen, Switzerland (in German).
- IAEA (2007): Second Progress Report on Research and Development for TRU Waste Disposal in Japan – Repository Design, Safety Assessment and Means of Implementation

in the Generic Phase. Report Japan Atomic Energy Agency a The Federation of Electric Power Companies of Japan, JAEA-Review 2007-010, FEPC TRU-TR2-2007-01, 2007.

Kodýtek V. (1999): Termodynamika roztoků elektrolytů. – Chem. Listy, 172, 154–172.

LaP Richard (2016): LaP ÚRAO Richard, Podmínky přijatelnosti k ukládání. Samostatná příloha směrnice S.13. Evidenční oznašení S14.p1. SÚRAO, 2016.

Lindgren M, Pettersson M, Karlsson S, Moreno L (2001): Project SAFE, Radionuclide release and dose from the SFR repository. – SKB Report R-01-18, Svensk Kärnbränslehantering AB, Stockholm, Sweden.

LVR 15 (2015): Návrh způsobu vyřazování výzkumného reaktoru LVR-15 z provozu. DPP 8400.16. Centrum výzkumu Řež, 2016

Ma H., Cheng X., Li G., Chen S., Quan Z., Zhao S., Niu L. (2000): The influence of hydrogen sulfide on corrosion of iron under different conditions. – Corrosion Science, 42(10), 1669–1683. [https://doi.org/10.1016/S0010-938X\(00\)00003-2](https://doi.org/10.1016/S0010-938X(00)00003-2)

Mayer G., Wittmann F. H. (1996): Fließfähiger, hochpermeabler Mörtel für die Verfüllung von kleinen Hohlräumen. – Nagra Technischer Bericht 95-03, Nagra, Wettingen, Switzerland (in German).

NAGRA (2008): Effects of post-disposal gas generation in a repository for low- and intermediate level waste sited in the Opalinus clay of Northern Switzerland. – Nagra Technical Report 08-07, Nagra, Wettingen, Switzerland.

NAGRA (2009): The Nagra research, development and demonstration (RD&D) plan for the disposal of radioactive waste in Switzerland. – Nagra Technical Report 09-06, Nagra, Wettingen, Switzerland.

NDA (2010a): Geological Disposal. An overview of the Generic Disposal System Safety Case. – NDA Report NDA/RWMD/010, December 2010, Nuclear Decommissioning Authority, Didcot, United Kingdom.

NDA (2010b): Geological Disposal, Generic disposal facility designs. – NDA Report NDA/RWMD/048, December 2010, Nuclear Decommissioning Authority, Didcot, United Kingdom.

NDA (2010c): Geological Disposal. Near-field Evolution Status report. – NDA Report NDA/RWMD/033, December 2010, Nuclear Decommissioning Authority, Didcot, United Kingdom.

NDA (2011): Radioactive Wastes in the UK. The 2010 Estimate of Radioactive Waste for Geological Disposal. – NDA Report NDA/ST/STY(11)0050, August 2011, Nuclear Decommissioning Authority, Didcot, United Kingdom.

Neretnieks I., Moreno L. (2014): Discussion on the 14CH_4 gas formation and release from SFR1 repository. – Report R-14-32, 63 s.

Ochs M., Colàs E., Grivé M., Olmeda J., Campos I., Bruno J. (2014): Reduction of radionuclide uptake in hydrated cement systems by organic complexing agents: Selection of reduction factors and speciation calculations. – Report R-14-22, 65 s.

Ojovan, M.; Lee, W. (2014): An Introduction to Nuclear Waste Immobilisation, 2nd ed.; Elsevier: Oxford, 2014

- ONDRAF/NIRAS (2001a): Technical overview of the SAFIR 2 report. Safety Assessment and Feasibility Interim Report 2. – ONDRAF/NIRAS Report NIROND 2001-05E.
- ONDRAF/NIRAS (2001b): SAFIR 2. Safety Assessment and Feasibility Interim Report 2. – ONDRAF/NIRAS Report NIROND 2001-06E
- ONDRAF/NIRAS (2003): EBS Architecture for disposal of cat B and C waste in Boom Clay. – ONDRAF/NIRAS Report NIROND 2003-01.
- ONDRAF/NIRAS (2004): Multi-criteria analysis on the selection of a reference EBS design for vitrified high-level waste. – ONDRAF/NIRAS Report NIROND 2004-03.
- Park J., Batchelor B. (2002): A multi-component numerical leach model coupled with a general chemical speciation code. – Water Research, 36, 156–166.
- Parkhurst D. L., Appelo C. A. J. (1999): User's Guide To PHREEQC (version 2) — a Computer Program for Speciation, and Inverse Geochemical Calculations. – Water Resources Investigations Report 99-4259, 326 s. <https://doi.org/Rep. 99-4259>
- Parkhurst D. L., Appelo C. A. J. (2013): Description of Input and Examples for PHREEQC Version 3 — A Computer Program for Speciation, Batch-Reaction, One-Dimensional Transport, and Inverse Geochemical Calculations. – U.S. Geological Survey Techniques and Methods, Book 6, Chapter A43, 6–43A. [https://doi.org/10.1016/0029-6554\(94\)90020-5](https://doi.org/10.1016/0029-6554(94)90020-5)
- POSIVA (2013): Nuclear waste management of the Olkiluoto and Loviisa nuclear power plants. Summary of operations in 2012. – Posiva Oy, Olkiluoto, 2013, Finland.
- Pospíšková I., Blažek J., Činka J., Ferjenčík M., Fiedler F., Havlová V., Hercík M., Holub J., Kahoun V., Klumpar J., Kotnour P., Kyrál V., Landa J., Ort K., Piskač J., Prachař I., Staníček J., Šišpera D., Talla V., Tarasová J., Vejsada J., Vokál A., Vozár M (2009): Aktualizace referenčního projektu úložiště radioaktivních odpadů v hypotetické lokalitě. I. Etapa. Analýza vstupních předpokladů řešení. 1. Dílčí zpráva. – Zpráva ÚJV Řež, a.s. EGP 5014-F-090424, 07/2009.
- Pospíšková I., Blažek J., Činka J., Ferjenčík M., Kotnour P., Oubram J., Prachař I. (2010b): Aktualizace referenčního projektu úložiště radioaktivních odpadů v hypotetické lokalitě. II. etapa – Varianty řešení a jejich návrh. D. Stavební část – podzemí. Technická zpráva. – Zpráva ÚJV Řež, a.s. EGP 5014-F-100139, 05/2010.
- Pospíšková I., Fiedler F., Havlová V., Kahoun V., Klumpar J., Landa J., Prachař I., Staníček J., Talla V., Tarasová J., Trpkošová D., Vejsada J., Vokál A. (2011): Aktualizace referenčního projektu úložiště radioaktivních odpadů v hypotetické lokalitě. V. Etapa. Nejistoty řešení hlubinného úložiště a návrh dalších prací. Technická zpráva. – Zpráva ÚJV Řež, a.s. EGP 5014-F-111347, 10/2011.
- Pospíšková, I. Havlová V., Hercík M., Landa J., Lukin D., Vejsada J., Vokál A. (2010a): Aktualizace referenčního projektu úložiště radioaktivních odpadů v hypotetické lokalitě. III. Etapa. Studie zadávací bezpečnostní zprávy. C. Dokumentační část. C.2 Hodnocení dlouhodobé bezpečnosti HÚ. – Zpráva ÚJV Řež, a.s. EGP 5014-F-101420, 12/2010.
- SKB (1999): Deep repository for long-lived low- and intermediate-level waste. Preliminary safety assessment. – SKB Report TR-99-28, Svensk Kärnbränslehantering AB, Stockholm, Sweden.

 SÚRAO	Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípovrchových úložišť	Evidenční označení:
		SÚRAO TZ 230/2018

- SKB (2014a): Safety analysis for SFR. Long-term safety. Main report for the safety assessment SR-PSU. – SKB Report TR-14-01, Svensk Kärnbränslehantering AB, Stockholm, Sweden.
- SKB (2014b): Waste form and packaging process report for the safety assessment SR-PSU. – SKB Report TR-14-03, Svensk Kärnbränslehantering AB, Stockholm, Sweden.
- SKB (2014c): Engineered Barrier Process Report for the Safety Assessment SR-PSU. – SKB Report TR-14-04, Svensk Kärnbränslehantering AB, Stockholm, Sweden.
- SKB (2014d): Data report for the safety assessment SR-PSU. – SKB Report TR-14-10, Svensk Kärnbränslehantering AB, Stockholm, Sweden.
- Sposito G. (1989): The Chemistry of Soils. – New York: Oxford University Press. ISBN 0 19 504615 3
- Swift B. T., Bamforth P. B., Hoch A. R., Jackson C. P., Roberts D. A., Baston G. M. N. (2010): Cracking, Flow and Chemistry in NRVB. – Report of Serco for NDA RWMD, SERCO/TAS/000505/001 Issue 3, September 2010, Serco, Didcot, United Kingdom.
- Štamberg, K.; Silber, R. (2007): Chemie provozu jaderných elektráren; Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, ČVUT: Praha, 2007
- Touš M. et al. (2017): Inventarizace RAO nepřijatelných do přípovrchových úložišť – Technická zpráva číslo 201/2017.
- Tuunanen J., Viitanen P. (2014): On-site disposal of radioactive waste as a part of Finnish radioactive waste management system. – WM2014 Conference, March 2–6, 2014, Phoenix, Arizona, USA.
- Vavřina V. (1999): Referenční projekt povrchových i podzemních systémů HÚ v hostitelském prostředí granitových hornin v dohodnuté skladbě úvodního projektu a hloubce projektové studie. C.1.2 Technická zpráva PS 02. – Zpráva EGP Invest, spol. s r. o. č. EGPI 443U-6-990 003, Revize 0, 31.3.1999.
- Vopálka D., Beneš P., Homzová E., Mizera J., Semelová M., Štamberg K., Vetešník A (2007): Rozvoj pokročilých metod studia speciace a popisu sorpce aktinidů. – Závěrečná zpráva v rámci plnění smlouvy o dílo mezi SÚRAO a FJFI ČVUT, 43 s.
- Wang L. (2009): Near-field chemistry of a HLW/SF repository in Boom Clay - scoping calculations relevant to the supercontainer design. – Report SCK•CEN-ER-17 (First full draft), Mol, Belgium.
- Wiborgh M. (ed) (1995): Prestudy of final disposal of long-lived low and intermediate level waste. – SKB Report TR 95-03, Svensk Kärnbränslehantering AB, Stockholm, Sweden.

 SÚRAO	Vlastnosti RAO nepřijatelných do přípořrchových úložišť	Evidenční označení:
		SÚRAO TZ 230/2018

Vlastnosti prvků a jejich izotopů byly souhrnně čerpány z následujících zdrojů, které nejsou přímo uváděny v textu z důvodu přehlednosti:

- Lehto J., HOU X. (2011): Chemistry and Analysis of Radionuclides. – Nakladatelství WILLEY-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA, Winheim, Německo, 406 s, ISBN: 978-3-527-32568-7
- Atwood D.A. (ed.) (2010): Radionuclides in the Environment. – Nakladatelství John Willey & Sons Ltd, 513 s ISBN 978-0-470-71434-8.
- Katz J.J., Seaborg G.T., Morss L.R. (1986): Chemistry of the Actinide Elements (Second Edition), Díl 1. – Nakladatelství Chapman and Hall Ltd., Londýn/NewYork, 886 s, ISBN: 0-412-10550-0.
- Katz J.J., Seaborg G.T., Morss L.R. (1986): Chemistry of the Actinide Elements (Second Edition), Díl 2. – Nakladatelství Chapman and Hall Ltd., Londýn/NewYork, 900 s, ISBN: 0-412-27370-5.
- NuDat 2.6. National Nuclear Data Center, informace z databáze NuDat 2, [online], cit. leden 2017, dostupné z: <http://www.nndc.bnl.gov/nudat2/>.
- Graph of Fission Product Yields. Nuclear Data Center, Japan Atomic Energy Agency (1995-2017) Tokai-mura, Naka-gun, Ibarakin-ken, 319-1195, Japonsko, [online], cit. leden 2017, dostupné z: <http://www.ndc.jaea.go.jp/cgi-bin/FPYfig>.
- GREENWOOD N.N., EARNSHAW A. (1993): Chemie prvků, sv.I+II – nakladatelství Informatorium, 1635 s, ISBN: 80-85427-38-9
- Prvky [online], cit. leden 2017, dostupné z: <http://www.prvky.com>

NAŠE BEZPEČNÁ BUDOUCNOST



SÚRAO

Správa úložišť radioaktivních odpadů

Dlážděná 6, 110 00 Praha 1

Tel.: 221 421 511, E-mail: info@surao.cz

www.surao.cz