

Analýza FEPs UOS s VJP

Autoři: Pospíšková I, Dobrev D.,
Frýbort J. a kolektiv

Praha, 2022

Tato zpráva byla zpracována v projektu financovaném SÚRAO. Presentovaná stanoviska a dosažené závěry jsou názory autora (autorů) a nemusí nutně představovat názory SÚRAO.

NÁZEV ZPRÁVY: Analýza FEPs UOS s VJP

NÁZEV PROJEKTU: Výzkumná podpora pro bezpečnostní hodnocení technického řešení hlubinného úložiště – Analýza FEPs

IDENTIFIKACE V RÁMCI PROJEKTU:

Dílčí zpráva

ČÍSLO SMLOUVY: SO 2021-007-01

Bibliografický zápis: Pospíšková I., Dobrev D., Frýbort J., Havlová V., Vašíček R., Kobylka D., Bílý T., Rataj J., Frýbortová L., Hoffmanová E., Večerník P., Vozár M., Fiedler F., Svoboda J. (2022): Analýza FEPs UOS s VJP. MS SÚRAO 617/2022.

ŘEŠITELÉ:

AFRY CZ¹, ÚJV Řež², ČVUT Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská³, ČVUT Fakulta stavební⁴

AUTORSKÝ KOLEKTIV:

Pospíšková I.¹, Vozár M.¹, Fiedler F.¹

Dobrev D.², Havlová V.², Hoffmanová E.², Večerník P.²

Frýbort, J.³, Kobylka, D.³, Bílý, T.³, Rataj, J.³, Frýbortová, L.³

Svoboda, J.⁴, Vašíček, R.⁴

Horní Indexy u jmen autorů odkazují na výčet institucí výše.

Antonín Vokál

Manažer projektu SÚRAO

30.6.2022

Ilona Pospíšková

Manažer projektu AFRY CZ s.r.o.

30.6.2022

Obsah

1	Úvod	12
2	Přístup k nalezení a popisu FEP	13
3	Bezpečnostní funkce	16
3.1	Legislativní požadavky a mezinárodní doporučení	16
3.2	Bezpečnostní funkce komponent úložiště	17
4	Výchozí informace o UOS a VJP	19
4.1	Vyhořelé jaderné palivo	19
4.1.1	VJP z provozu energetických reaktorů	19
4.1.2	VJP z provozu výzkumných reaktorů	22
4.1.3	Nakládání s VJP reaktoru LVR-15	22
4.1.4	Nakládání s JP reaktoru LR-0	23
4.1.5	Nakládání s JP reaktorů VR-1 a VR-2	23
4.2	Tepelný výkon VJP a jeho sdílení v rámci UOS	24
4.2.1	Zbytkový tepelný výkon	24
4.2.2	Odvod zbytkového tepla z VJP	25
4.3	Ukládací obalový soubor	28
4.3.1	Varianty konstrukčního řešení UOS	28
4.3.2	UOS dle typu VJP	31
5	Vstupní podmínky pro specifikaci FEP	33
5.1	Specifikace systémových okrajových podmínek	33
5.2	Specifikace okrajových podmínek pro komponentu UOS s VJP	33
5.3	Možné externí ovlivnění UOS s VJP z předprovozní a provozní fáze	34
6	Vlastnosti UOS s VJP – počáteční stav	35
6.1	UOS s VJP	35
6.1.1	Inventář	35
6.1.2	Generované teplo a jeho rozložení v UOS	35
6.1.3	Hmotnost	36
6.1.4	Geometrie – podkritičnost	37
6.1.5	Mechanická odolnost	39
6.1.6	Teplotní limit	40
6.1.7	Dávkový příkon na povrchu	41
6.1.8	Tepelná vodivost (Odvod tepla UOS)	43
6.1.9	Plynová výplň (druh plynu, složení, plnicí tlak)	44

6.2	VJP	45
6.2.1	Složení matrice paliva a inventář radionuklidů.....	45
6.2.2	Mikrostruktura paliva	46
6.2.3	Loužitelnost matrice paliva	47
6.2.4	Složení plynné výplně v palivových proutcích.....	48
6.2.5	Frakce okamžitě uvolnitelných radionuklidů	49
6.2.6	Tlak v palivových proutcích	50
6.2.7	Teplota v palivových proutcích	50
6.2.8	Geometrie paliva	52
6.2.9	Stav pokrytí	53
6.2.10	Složení konstrukčních materiálů.....	54
6.2.11	Přítomnost kapalné fáze a její složení	55
6.3	UOS (prázdný)	56
6.3.1	Design/technické řešení UOS	56
6.3.2	Rozměry UOS.....	58
6.3.3	Materiál UOS	60
6.3.4	Hmotnost.....	62
6.3.5	Svar	62
6.4	Rozhraní komponent.....	64
6.4.1	Rozhraní UOS a bentonit	64
7	Procesy v UOS s VJP.....	66
7.1	Tepelné procesy.....	66
7.1.1	Produkce tepla jadernými reakcemi.....	66
7.1.2	Přestup tepla z VJP.....	67
7.1.3	Vedení tepla v UOS	68
7.2	Hydraulické procesy	68
7.2.1	Advekce vody do UOS	68
7.3	Mechanické procesy.....	69
7.3.1	Strukturální změny palivových pelet	69
7.3.2	Mechanické poškození UOS	70
7.4	Chemické procesy.....	71
7.4.1	Radiolýza vody.....	71
7.4.2	Degradace a rozpouštění konstrukčních materiálů palivového souboru	72
7.4.3	Degradace a rozpouštění paliva	73
7.4.4	Rozpustnost a speciace ve vodě	74

7.4.5	Srážecí reakce radionuklidů VJP.....	75
7.4.6	Sorpce radionuklidů VJP	75
7.4.7	Koroze konstrukčních materiálů UOS.....	76
7.4.8	Radiolýzy na povrchu komponent UOS.....	80
7.4.9	Chemické reakce v prostoru UOS	81
7.4.10	Sorpce v prostoru UOS	82
7.4.11	Tvorba koloidů v prostoru UOS	84
7.5	Mikrobiální procesy	85
7.5.1	Mikrobiální procesy v prostoru UOS	85
7.6	Radiační procesy	86
7.6.1	Radioaktivní přeměny.....	86
7.6.2	Produkce plynů	87
7.6.3	Ovlivnění materiálů UOS vlivem ionizujícího záření	88
7.7	Transportní procesy	89
7.7.1	Difúze radionuklidů v palivových peletách VJP.....	89
7.7.2	Transportní procesy v UOS	89
8	Události.....	93
8.1	Poškození pokrytí paliva	93
8.2	Střih UOS.....	93
8.3	Poškození UOS v důsledku intruze	94
9	Zastoupení procesů v jednotlivých fázích vývoje úložiště.....	96
10	Dostupnost a relevance stávajících modelů pro predikci modelování HÚ	101
11	Závěr	108

Seznam příloh:

-

Seznam tabulek:

Tab. 1	Požadavky na obalový soubor k zajištění vrcholových bezpečnostních funkcí	18
Tab. 2	Přehled základních parametrů VJP pro EDU, ETE a NJZ.....	21
Tab. 3	Celková hmotnost U z VJP určeného pro ukládání do HÚ	21
Tab. 4	Bilance RAO z přepracování VJP z výzkumných reaktorů	22
Tab. 5	Tabulka hlavních konstrukčních dílů UOS pro VJP ETE a VJP EDU (Varianta B)	31
Tab. 6	Požadavek na chemické složení oceli vnějšího obalu UOS v hmotnostních procentech	60

Tab. 7 Požadavek na chemické složení oceli 316L v hmotnostních procentech	60
Tab. 8 Zastoupení procesů v jednotlivých fázích vývoje úložiště – VJP	99
Tab. 9 Zastoupení procesů v jednotlivých fázích vývoje úložiště – UOS s VJP	100
Tab. 10 Modelování procesů ve VJP – dostupnost modelovacích nástrojů.....	102
Tab. 11 Modelování procesů v UOS s VJP – dostupnost modelovacích nástrojů	104

Seznam obrázků:

Obr. 1 Řez palivovým souborem používaným v EDU (Burket 2003)	20
Obr. 2 Dvouplášťový UOS (varianta A).....	29
Obr. 3 UOS s jednotlivými pouzdry (varianta B)	29
Obr. 4 Předpokládané konstrukční řešení vnějšího víka UOS	30
Obr. 5 Řešení vnitřní vestavby Varianty A a Varianty B	30
Obr. 6 Vývoj teploty a saturace bentonitu v čase (Zdroj: Landold et al. 2009).....	96

Seznam použitých zkratk:

ČR	Česká republika
EDU	elektrárna Dukovany
ETE	elektrárna Temelín
FEP	Feature/vlastnost, Event/událost, Process/proces
FDM	Finite Difference Method, numerická metoda konečných diferencí
FEM	Finite Element Method, numerická metoda konečných prvků
IAEA	International Atomic Energy Agency
HB	horninový blok
HÚ	hlubinné úložiště
JE	jaderná elektrárna
MPO	Ministerstvo průmyslu a obchodu
NJZ	nový jaderný zdroj
PS	palivový soubor
RAO	radioaktivní odpad
SÚRAO	Správa úložišť radioaktivních odpadů
SVJP	sklad vyhořelého jaderného paliva
TK	těžký kov
UOS	ukládací obalový soubor
VAO	vysokoaktivní odpad
VaV	výzkum a vývoj
VJP	vyhořelé jaderné palivo
WENRA	Western European Nuclear Regulators Associatio

Vysvětlení pojmů:

Analýza FEP

Identifikace a posouzení FEP (Feature/vlastnost, Event/událost, Process/proces), které mohou ovlivnit bezpečnost úložiště, a to jak v období jeho provozu, tak po uzavření úložiště.

Bezpečnostní funkce

Bezpečnostní funkce je činnost systému, konstrukce, komponenty nebo jiné součásti jaderného zařízení, která je významná pro zajišťování jaderné bezpečnosti jaderného zařízení.

Hlubinné úložiště

Úložiště radioaktivního odpadu umístěné stovky metrů pod zemským povrchem a určené pro ukládání vysokoaktivního odpadu (vyhl. 378/2016 Sb., § 2).

Inženýrská bariéra

Člověkem vytvořená bariéra bránící transportu radionuklidů. Inženýrskou bariérou jsou například ukládací obalové soubory, na bázi bentonitu těsnící materiály, aj.

Jaderná bezpečnost

Stav a schopnost jaderného zařízení a fyzických osob obsluhujících jaderné zařízení zabránit nekontrolovatelnému rozvoji štěpné řetězové reakce nebo úniku radioaktivních látek anebo ionizujícího záření do životního prostředí a omezit následky nehod.

Komponenta

Část systému tvořená obvykle fyzickými prvky se stejnými, nebo velmi blízkými vlastnostmi (fyzikálními, chemickými, konstrukčními aj.), které je zároveň odlišují od jiných částí systému. Jedná se např. o konstrukční prvky úložiště nebo o horninové prostředí.

Proces (Process)

Přírodní nebo člověkem způsobený dlouhodobý vliv, který způsobuje postupnou změnu vlastností komponent a/nebo úložného systému. Jedná se např. o chemické procesy v materiálech inženýrských bariér.

Radioaktivní odpad

Věc, která je radioaktivní látkou nebo předmětem nebo zařízením ji obsahujícím nebo jí kontaminovaným, pro kterou se nepředpokládá další využití a která nesplňuje podmínky stanovené zákonem č. 263/2016 Sb. pro uvolňování radioaktivní látky z pracoviště.

Událost (Event)

Přírodní nebo člověkem způsobený krátkodobý vliv nebo jev, který může ovlivnit vlastnosti komponent a/nebo úložného systému. Jedná se např. o zemětřesení nebo pád obalového souboru.

Ukládání RAO

Trvalé umístění RAO do prostorů, objektů nebo zařízení bez úmyslu jejich dalšího přemístění.

Vlastnost (Feature)

Část úložného systému, její stav nebo charakteristika, která má potenciál ovlivnit chování systému z pohledu zajištění bezpečnostních funkcí. Jedná se např. konstrukční prvky úložiště, jejich materiálové složení nebo horninové prostředí a charakteristické vlastnosti, teplotu horninového prostředí.

Abstrakt

Práce je zaměřena na specifikaci FEPs hlubinného úložiště. Pro hlubší pochopení vlastností, událostí a procesů byl systém úložiště rozdělen na čtyři dílčí celky, rozpracované v samostatných zprávách:

- UOS s VJP;
- Úložiště VJP (důlní dílo a systém inženýrských bariér bez UOS s VJP);
- Horninové prostředí;
- Biosféra.

Tento dokument je zaměřen na identifikaci a popsání vlastností, událostí a procesů pro UOS s VJP. Pro český koncept je UOS navržen ve dvou variantách:

- Varianta A – dvouplášťový UOS a s vnějším obalem z uhlíkové oceli vnitřním pouzdrem z korozivzdorné oceli, s vnitřní vestavbou z korozivzdorné oceli pro vložení a zajištění vzájemné polohy palivových souborů;
- Varianta B – UOS s vnějším obalem z uhlíkové oceli a vnitřními pouzdry z korozivzdorné oceli pro jednotlivé palivové soubory, s vestavbou z korozivzdorné oceli zajišťující vzájemnou polohu vnitřních pouzder s VJP.

Nalezené vlastnosti, události a procesy (FEP) a jejich znalost budou využity pro specifikaci scénáře normálního vývoje úložiště a možné alternativní scénáře. Tyto scénáře budou využity pro hodnocení dlouhodobé bezpečnosti.

Analýza je provedena pro období vývoje úložiště do 1 miliónu let.

Klíčová slova

Hlubinné úložiště, FEP, vlastnost, událost proces, vyhořelé jaderné palivo, ukládací obalový soubor

Abstract

FEPs of the DGR system are specified and developed. For a deeper understanding of features, events and processes, the repository system was divided into four sub-units, developed in separate reports:

- disposal waste package with SNF;
- SNF repository (mining work and engineering barrier system excluding waste package with SNF);
- Rock environment;
- Biosphere.

This document focuses on the identification and description of features, events and processes for disposal waste package filled with SNF. In the Czech concept the disposal waste package is designed in two variants:

- Variant A - double-walled waste package and with an outer shell made of carbon steel, with an inner shell made of stainless steel, with an inner built-in made of stainless steel for inserting and securing the mutual position of the fuel assemblies;

- Variant B - waste package with outer shell made of carbon steel and inner casings made of stainless steel for individual fuel assemblies, with built-in made of stainless steel ensuring the mutual position of inner casings with SNF.

The features, events, and processes (FEP) identified, and their knowledge will be used to specify the normal scenarios and possible alternative scenarios of the DGR evolution in time. These scenarios will be used for long-term safety assessment.

Keywords

Deep geological repository, FEP, feature, event, process, spent nuclear fuel, waste package

1 Úvod

Uzavření hlubinného úložiště a jeho stav v době uzavření je důležitým mezníkem pro hodnocení dlouhodobé bezpečnosti. Budoucí stav úložiště závisí na

- počátečním stavu inženýrských i přírodních bariér,
- procesech probíhajících v úložišti v závislosti na podmínkách, a jejich vývoji v čase,
- externích vlivech, které mohou ovlivnit normální (předpokládaný) vývoj úložiště.

Proto je důležité nalézt vlastnosti, které jsou důležité pro zajištění bezpečnostních funkcí úložiště, popsat jejich vstupní charakteristiky a jejich vývoj v čase; nalézt procesy, které mohou iniciovat změny vlastností nebo být jejich důsledkem; a identifikovat události, které jsou příčinou nebo následkem změny podmínek v úložišti.

Vlastnosti, události a procesy je třeba nalézt pro celý systém úložiště. Nicméně k jejich hlubšímu pochopení je účelné rozdělit systém na části, které budou tvořit logické celky. Následně je možné tyto celky sesadit a vyhodnotit chování celého systému.

Systém úložiště rozdělen na čtyři dílčí celky, rozpracované v samostatných zprávách:

- UOS s VJP (TZ 617/2022)
- Úložiště VJP – důlní dílo a systém inženýrských bariér bez UOS s VJP (TZ 618/2022);
- Horninové prostředí (TZ 619/2022);
- Biosféra (TZ 620/2022).

Specifikace a popis vlastností, událostí a procesů se v této zprávě týká UOS s VJP.

S ohledem na to, že informace jsou zpracovány v samostatných zprávách, může dojít k přesahu informací. Zprávy jsou zpracované tak, aby pro danou oblast byly samonosné. Pokud budou informace kompilovány do jedné zprávy, musí být tato okolnost při práci zohledněna.

Nalezené vlastnosti, události a procesy (FEP) a jejich znalost budou využity pro specifikaci scénáře normálního vývoje úložiště a možné alternativní scénáře. Tyto scénáře budou využity pro hodnocení dlouhodobé bezpečnosti.

Analýza je provedena pro FEP relevantní pro úložiště VJP pro období vývoje úložiště do 1 miliónu let.

2 Přístup k nalezení a popisu FEP

Vyhláška č. 377/2016 Sb., § 9, odst.6 říká, že pro zpracování bezpečnostního hodnocení je třeba identifikovat vlastnosti, události a procesy, které mohou narušit normální vývoj úložiště radioaktivního odpadu a mohou mít vliv na jeho bezpečnost.

Pro definici pojmů vlastností, událostí a procesů lze využít dokumenty OECD/NEA (2019), případně NRC (2003).

V souladu s definicemi z těchto dokumentů se

- **vlastností (Feature)** rozumí komponenta nebo její část, stav nebo charakteristika, která má potenciál ovlivnit chování systému z pohledu zajištění bezpečnostních funkcí. Jedná se např. konstrukční prvky úložiště, jejich materiálové složení nebo horninové prostředí a charakteristické vlastnosti;
- **událostí (Event)** rozumí přírodní nebo člověkem způsobený krátkodobý vliv nebo jev, který může ovlivnit vlastnosti komponent a/nebo úložného systému. Jedná se např. o zemětřesení nebo pád obalového souboru;
- **procesem (Process)** rozumí přírodní nebo člověkem způsobený dlouhodobý vliv, který způsobuje postupnou změnu vlastností komponent a/nebo úložného systému. Jedná se např. o chemické procesy v materiálech inženýrských bariér.

Pro nalezení a specifikaci možných FEP je tedy třeba postupovat v několika krocích:

- Definovat bezpečnostní funkce a specifikovat způsob, jak jsou plněny.
- Definovat komponenty úložiště důležité z pohledu zajištění bezpečnostních funkcí.
- Identifikovat a specifikovat množinu všech možných FEP:
 - Vlastnosti komponent úložiště důležitých z pohledu zajištění bezpečnostních funkcí.
 - Iniciační vlivy (procesy, události).
 - Změny vlastností vlivem působících iniciačních vlivů a procesů v úložišti (události, procesy).
 - Mechanismus uvolnění radionuklidů a transport radionuklidů do životního prostředí (procesy).
- Screening – posouzení úplnosti.

Tímto postupem jsou nalezeny všechny možné FEP, které je třeba vzít v úvahu pro hodnocení bezpečnosti úložiště, ale které samy o sobě ještě nevytvírají o hodnocení bezpečnosti úložiště.

FEP jsou základem pro definici a popis scénářů pro hodnocení bezpečnosti. Pro nalezení a specifikaci scénářů je třeba s FEP ještě dále pracovat:

- Je třeba vyhodnotit relevanci FEP pro bezpečnostní hodnocení HÚ, tedy zda FEP může vstupovat do hodnocení úložiště; především zda v místních podmínkách může dojít k posuzované události (např. zalednění v České republice v časovém horizontu bezpečnostního hodnocení). Nerelevantní FEP je možné pro další práci vyloučit.
- Existuje-li možnost, že FEP může nastat, je třeba zhodnotit pravděpodobnost, s jakou FEP nastane. Důležité je předběžně posoudit i možný důsledek FEP.

- SKB (2010A): FEP report for the safety assessment SR-Site, SKB TR-10-45, Svensk Kärnbränslehantering AB. Sweden.
- SKB (2010B): Fuel canister process report for the safety assessment SR-Site, SKB TR-10-46 Svensk Kärnbränslehantering AB. Sweden.
- SKB (2010C): Buffer, backfill and closure process report for the safety assessment SR-Site, SKB TR-10-47 Svensk Kärnbränslehantering AB. Sweden.
- SKB (2010D): Data report for the safety assessment SR-Site, SKB TR-10-52, Svensk Kärnbränslehantering AB. Sweden.
- SKB (2014A): Waste form and packaging process report for the safety assessment SR-PSU, SKB TR-14-03 Svensk Kärnbränslehantering AB. Sweden.
- SKB (2014B): Engineered Barrier Process Report for the Safety Assessment SR-PSU, SKB TR-14-04 Svensk Kärnbränslehantering AB. Sweden.
- SKB (2014C): FEP report for the safety assessment SR-PSU, SKB TR-14-07, Svensk Kärnbränslehantering AB. Sweden.
- SKB (2015): Safety analysis for SFR Long-term safety. Main report for the safety assessment SR-PSU, SKB TR-14-01, Svensk Kärnbränslehantering AB. Sweden.
- SKB (2019A): Post-closure safety for a proposed repository concept for SFL. Main report for the safety assessment SE-FSL, SKB TR-19-01, Svensk Kärnbränslehantering AB. Sweden.
- SKB (2019B): FEP report for the safety assessment SE-FSL, SKB TR-19-02, Svensk Kärnbränslehantering AB. Sweden.
- SKB (2019C): Initial state for the repository for the safety evaluation SE-SFL, SKB TR-19-03, Svensk Kärnbränslehantering AB. Sweden.

3 Bezpečnostní funkce

3.1 Legislativní požadavky a mezinárodní doporučení

Úložiště radioaktivního odpadu podléhá dikci zákona č.263/2016 Sb.. V § 5, odst. 1 je uvedeno, že *Každý, kdo využívá jadernou energii nebo vykonává činnosti v rámci expozičních situací, je povinen a) předcházet radiační mimořádné události, a nastane-li, zajistit dodržení postupů pro zvládnutí radiační mimořádné události a omezit její následky, b) zajistit bezpečné vykonávání těchto činností a ochranu fyzické osoby a životního prostředí před účinky ionizujícího záření a c) postupovat tak, aby riziko ohrožení fyzické osoby a životního prostředí bylo tak nízké, jakého lze rozumně dosáhnout při zohlednění současné úrovně vědy a techniky a všech hospodářských a společenských hledisek.*

Paragraf 45, bod (3) zákona č.263/2016 Sb. říká, že: *Jaderné zařízení bez jaderného reaktoru musí od zahájení výstavby až do vyřazení z provozu nebo do doby stanovené v dokumentaci pro povolenou činnost v případě úložiště radioaktivního odpadu: a) fyzikálně znemožnit vznik kritického a nadkritického stavu, b) zajišťovat odvod vytvářeného tepla a c) zajistit stínění a zabránit úniku radioaktivní látky a šíření ionizujícího záření do životního prostředí.*

Bezpečnostní funkce úložiště a jeho jednotlivých komponent pro zajištění dlouhodobé bezpečnosti po uzavření úložiště vychází z požadavku § 18, odst. 1 vyhlášky č. 378/2016 Sb.: *Izolační a zádržné vlastnosti horninového prostředí v kombinaci s uměle vytvořenými překážkami zajišťují, že uložený radioaktivní odpad nezpůsobí při očekávaném vývoji hlubinného úložiště větší ozáření reprezentativní osoby, než je dáno dávkovou optimalizační mezí. Pro obyvatelstvo je optimalizační mez specifikována v § 82 odst. 1) atomového zákona na 0,25 mSv za rok.*

Definici uměle vytvořených překážek pak lze nalézt v § 5, bodu (3) vyhl. č. 329/2017 Sb.: *Funkci fyzických bezpečnostních bariér musí v případě jaderných zařízení bez jaderného reaktoru zajišťovat a) obalové soubory, nebo b) jiné systémy, konstrukce a komponenty pro 1. výrobu, zpracování a skladování jaderného materiálu nebo jiné radioaktivní látky a manipulaci s nimi, nebo 2. zpracování a ukládání radioaktivního odpadu.*

Z výše uvedeného lze vyvodit, že základní bezpečnostní funkce úložiště radioaktivního odpadu jsou definovány následujícími požadavky:

- fyzikálně znemožnit vznik kritického a nadkritického stavu;
- zajišťovat odvod vytvářeného tepla;
- zajistit stínění a zabránit úniku radioaktivní látky a šíření ionizujícího záření do životního prostředí;
- izolovat a zadržet radioaktivní odpad tak, aby nezpůsobil větší ozáření reprezentativní osoby, než je dáno optimalizační mezí.

Bezpečnostní funkce byly rovněž formulovány v dokumentech WENRA a IAEA, ze kterých vychází evropská i česká legislativa. Bezpečnostní funkce určené přímo pro úložiště radioaktivních odpadů byly formulovány v dokumentu (WENRA 2014):

- Control of the exposure of people and the environment (Kontrola expozice osob a životního prostředí);

- Containment and isolation of the radioactive material (Zadržení a izolace radioaktivního materiálu);
- Control of subcriticality (Kontrola podkritičnosti);
- Heat or gas removal, if applicable (Odvod tepla nebo plynu, pokud je to relevantní).

V dokumentu (IAEA 2011) jsou bezpečnostní funkce pro úložiště formulovány následovně:

- To contain the waste (Zadržet odpad);
- To isolate the waste from the accessible biosphere and to reduce substantially the likelihood of, and all possible consequences of, inadvertent human intrusion into the waste (Izolovat odpad od okolního životního prostředí a podstatně snížit pravděpodobnost a důsledky neúmyslného vniknutí člověka k radioaktivnímu odpadu);
- To inhibit, reduce and delay the migration of radionuclide at any time from the waste to the accessible biosphere (Zabránit, omezit a zpomalit migraci radionuklidů z odpadu do okolního životního prostředí);
- To ensure that the amounts of radionuclides reaching the accessible biosphere due to any migration from the disposal facility are such that possible radiological consequences are acceptably low at all times. (Zajistit, aby množství radionuklidů, které se dostanou do okolního životního prostředí, bylo vždy přijatelně malé).

Na základě této analýzy českých legislativních předpisů a mezinárodních doporučení (WENRA, IAEA) je možno vrcholové bezpečnostní funkce a požadavky pro úložiště radioaktivního odpadu shrnout následovně:

- 1) Fyzikálně znemožnit vznik kritického a nadkritického stavu;
- 2) Zajišťovat odvod vytvářeného tepla;
- 3) Zajišťovat odvod vytvářených plynů;
- 4) Zadržet radioaktivní odpad v obalovém souboru;
- 5) Zpomalit migraci radionuklidů od radioaktivního odpadu do životního prostředí;
- 6) Izolovat odpad od okolního životního prostředí, událostí a procesů probíhajících na povrchu, a podstatně snížit pravděpodobnost a důsledky neúmyslného vniknutí člověka k radioaktivnímu odpadu;
- 7) Kontrolovat expozici člověka a životního prostředí.

3.2 Bezpečnostní funkce komponent úložiště

Zajistit bezpečnost (tedy plnění výše definovaných bezpečnostních funkcí) musí celý systém úložiště, tedy celý soubor přírodních a inženýrských bariér (obalové soubory, tlumící a výplňový materiál, konstrukční prvky a horninové prostředí).

Ačkoliv bezpečnostní funkci plní celý systém, je dobré si pro jednotlivé komponenty definovat požadavky, kterými má komponenta přispět k zajištění bezpečnostních funkcí. Tyto požadavky jsou vodítkem pro specifikaci technických parametrů jednotlivých komponent.

Tato dílčí zpráva se věnuje nejdůležitější inženýrské bariéře, ukládacímu obalovému souboru s VJP.

V následující tabulce jsou uvedeny předběžné podpůrné požadavky k zajištění vrcholových bezpečnostních funkcí. Tyto požadavky jsou uvedeny pouze pro obalový soubor, neboť jen ten je předmětem zprávy.

Bezpečnostní funkce jsou důležitým vstupem pro identifikaci a popis FEP. V daný moment nemusí být výčet úplný, neboť z popisu FEP mohou vyplynout další, které mohou být po zvážení doplněny nebo níže uvedené přeformulovány.

Tab. 1 Požadavky na obalový soubor k zajištění vrcholových bezpečnostních funkcí

1. Fyzikálně znemožnit vznik kritického a nadkritického stavu	
	UOS musí svým konstrukčním řešením vyloučit vznik kritického stavu (geometrie uspořádání VJP v UOS, rozměry).
2. Zajišťovat odvod vytvářeného tepla	
	Materiálové vlastnosti UOS musí zabránit kumulaci generovaného tepla a negativnímu ovlivnění uloženého VJP a retardačních schopností okolních bariér.
3. Zajišťovat odvod vytvářených plynů	
4. Zadržet radioaktivní odpad v obalovém souboru	
	UOS musí odolávat mechanické zátěži v HÚ po definovanou dobu (druh materiálu a jeho mechanické vlastnosti)
	Korozní odolnost použitých materiálů musí zajistit izolační funkci UOS po definovanou dobu (druh materiálu, jeho chemické vlastnosti, tloušťka stěny)
	Konstrukční řešení musí omezit možný vznik korozních procesů (jednoduchý design, způsob uzavření)
5. Zpomalit migraci radionuklidů od radioaktivního odpadu do životního prostředí	
	Materiálové UOS řešení musí být kompatibilní s okolním prostředím, aby nedošlo se snížení účinnosti ostatních bariér
6. Izolovat odpad od okolního životního prostředí, událostí a procesů probíhajících na povrchu, a podstatně snížit pravděpodobnost a důsledky neúmyslného vniknutí člověka k radioaktivnímu odpadu	
	<i>Požadavky na tuto funkci jsou pro UOS obdobné jako pro funkci 4.</i>
7. Kontrolovat expozici člověka a životního prostředí	
	<i>Uvedená funkce je kontrolou zajištění vrcholových bezpečnostních funkcí 1-6.</i>

Reference:

- IAEA (2011): Disposal of radioactive waste, specific safety requirements, SSR-5, Vienna 2011.
- WENRA (2014): WGWD Report: Waste And Spent Fuel Storage Safety Reference Levels,, SRL DI-38, 28 April 2014.

4 Výchozí informace o UOS a VJP

4.1 Vyhořelé jaderné palivo

Po vyvezení z reaktoru obsahuje jaderné palivo v palivové matici kromě UO_2 také štěpné produkty a aktinoidy. Dále obsahuje aktivační produkty vytvořené v pokrytí nebo dalších strukturních materiálech palivových kazet. Většina štěpných produktů a aktinoidů/lanthanoidů zůstávají v matici paliva. Některé štěpné produkty jsou však při provozních parametrech reaktoru těkavé a během provozu reaktoru migrují do mezery palivo-povlak, nebo do prasklin uvnitř palivových pelet. Další štěpné produkty mohou migrovat na hranice zrn a zůstávat tam v bublinách štěpných plynů nebo se oddělují do pevných fází, jako jsou kovové částice fáze epsilon (Mo, Ru, Rh, Pd, Tc). Vyhořelé jaderné palivo lze rozdělit do několika dílčích komponent:

- Vlastní matrice vyhořelého jaderného paliva ve formě pelet z UO_2 obsahující aktinoidy, štěpné produkty a nuklidy vznikající radioaktivním rozpadem
- Mezery (praskliny v palivových peletách a mezi peletami a pokrytím) obsahující nejtěkavější a nejmobilnější část inventáře radionuklidů (označovaná jako frakce okamžitě uvolnitelných radionuklidů)
- Pokrytí paliva ze slitiny zirkonia, ve kterých se nalézají palivové pelety v rámci jednotlivých palivových tyčí, a další části palivové kazety vyrobené ze slitiny zirkonia (např. koncovky)
- Další kovové strukturní části palivové kazety jako horní a dolní spojovací deska, distanční mřížka, nosné části kanálů, atd, vyrobené z ocelí na bázi niklu a ocelí na bázi železa.

4.1.1 VJP z provozu energetických reaktorů

V současné době jsou v České republice provozovány tlakovodní reaktory typu VVER v lokalitách JE Dukovany a JE Temelín. V JE Dukovany jsou provozovány čtyři bloky VVER-440/V213, v JE Temelín dva bloky VVER-1000/320. Bloky JE Dukovany byly uvedeny do provozu v letech 1985-1987, bloky JE Temelín v letech 2000 a 2002. V každé z elektráren bylo postupně používáno několik typů jaderného paliva. Používané typy jaderného paliva jsou nicméně charakteristické pro dané typy reaktorů, kdy jsou palivové proutky uspořádány v trojúhelníkové mříži a palivové soubory mají tedy hexagonální průřez. V případě reaktorů VVER-440/V213 obsahuje každá kazeta 126 palivových proutků, v případě VVER-1000/320 pak je v každé kazetě 312 palivových proutků. Výška aktivní části proutků je v případě paliva pro reaktory VVER-440/V213 cca 2,5 m, v případě VVER-1000 pak cca 3,5 m. Palivové kazety využívané v reaktorech VVER-440 mají vnější plášť kazety, soubory pro reaktory VVER-1000 jsou již bezobálkové.



Obr. 1 Řez palivovým souborem používaným v EDU (Burket 2003)

VJP je po vyjmutí z reaktorů skladováno několik let v bazénech hlavních výrobních bloků a poté je přemístěno do suchého skladu, kde je umístěno ve skladovacích obalových souborech. V JE Dukovany (EDU) je provozován od roku 1995 mezisklad VJP s kapacitou 600 t, který byl naplněn v březnu 2006. Nový sklad s kapacitou 1 340 t je v provozu od prosince 2006. V JE Temelín (ETE) je od září 2010 v provozu sklad s kapacitou 1 370 t. Provozované skladovací kapacity pro VJP ze stávajících bloků EDU jsou dostatečné pro 60 let provozu. V případě provozovaných bloků ETE pokrývá kapacita skladu zhruba 30 let provozu. Až do doby zprovoznění hlubinného úložiště bude VJP z jaderných elektráren skladováno v přepravně-skladovacích obalových souborech umístěných ve skladech VJP v areálech obou jaderných elektráren. V souvislosti s přípravou nových jaderných zdrojů jsou vyhodnocovány varianty budoucího skladování RAO a VJP z tohoto zdroje, včetně varianty centrálního skladu pro budoucí produkci VJP (Vokál 2020).

Podle (Trtílek 2020) bylo v EDU k 31. 12. 2019 vyprodukováno celkem 10 958 vyhořelých a 1 396 částečně vyhořelých PS. Při současných palivových cyklech je ročně produkováno cca 288 vyhořelých PS. Po přechodu na 16měsíční cykly při použití nového paliva PK3+ lze očekávat snížení roční produkce na 252 vyhořelých PS. V MSVP Dukovany bylo k 31. 12. 2019 skladováno v 60 ks OS typu CASTOR 440/84 obsahujících 5 040 PS (581 tun TK). V SVP Dukovany bylo ke stejnému datu skladováno 43 ks OS typu CASTOR 440/84M obsahujících 3 612 PS (413 tun TK). Pro 60letý provoz EDU s ukončením výroby elektřiny v letech 2045–2047 je odhadován celkový počet OS s 84 pozicemi na vyhořelé PS 238 ks při 12měsíčních cyklech, resp. 230 ks při 16měsíčních. Z tohoto množství bude nad rámec 60 ks OS dnes skladovaných v MSVP Dukovany skladováno 133 ks OS v SVP Dukovany.

V ETE bylo k 31. 12. 2019 vyprodukováno celkem 1 979 vyhořelých nebo částečně vyhořelých PS. Z tohoto množství se nacházelo 817 PS (395 tun TK) v celkem 43 ks OS v SVJP ETE, z čehož bylo 42 OS typu CASTOR®1000/19 a 1 OS typu ŠKODA 1000/19, 326 PS v reaktorech a 836 PS v SVJP. Pro 60letý provoz ETE s ukončením výroby elektřiny v letech 2060 a 2062 je odhadován celkový počet OS s 19 pozicemi na vyhořelé PS 290 ks při 12měsíčních cyklech, resp. 298 ks při 18měsíčních.

V současné době je v ČR plánována výstavba nového jaderného zdroje (NJZ). U NJZ je předpokládána produkce VJP na 1 blok o výkonu 1200 MWe do 23 t těžkého kovu za rok (v případě výstavby 2 × 1200 MWe pak do 46 t TK/rok). Jedná se o maximální hodnotu uvedenou v dokumentaci EIA. (Trtílek 2020). Plán VaV SÚRAO (Vokál 2020) konzervativně

pracuje s množstvím VJP z až tří nových bloků o výkonu 1200 MWe. Pro 60letý provoz JE + NJZ udává inventář SÚRAO v Plánu VaV parametry VJP podle Tab. 2 a Tab. 3 (Vokál 2020).

Tab. 2 Přehled základních parametrů VJP pro EDU, ETE a NJZ

Typ reaktoru	Jednotka	VVER-440	VVER-1000	NJZ
Max. vyhoření PS	MWd/kg	60	60	70
Max. doba provozu	roky	60	60	60
Min. doba chlazení	roky	65	65	65
Počet PS	ks	21 700	5 400	8 100
Počet PS v UOS	ks	7	3	3
Počet UOS	ks	3 100	1 800	2 700

Tab. 3 Celková hmotnost U z VJP určeného pro ukládání do HÚ

Typ JE	Hmotnost U (kg) na jeden UOS	Počet PS	Celková hmotnost U (t)	Průměrný tepelný výkon OS/65 let skladování (W)
EDU (4 bloky)	855	21 700	2 650	655
ETE (2 bloky)	1419	5 400	2 555	1 125
NJZ (3 bloky)	1419	8 100	4 300	1 221
Suma		35 200	9 505	

Z hlediska nakládání s netěsným či poškozeným palivem lze konstatovat, že budovy skladů vyhořelého jaderného paliva (BSVP) mají v obou českých elektrárnách kromě pozic pro nepoškozené palivové soubory i určitý počet pozic, kde je možno uskladnit poškozené palivové soubory v hermetických pouzdrech. V BSVP v EDU (SÚJB 2020) se nachází celkem 17 pozic pro hermetická pouzdra určená pro skladování poškozeného VP, které bude z BSVP vyvezeno v rámci vyřazování JE Dukovany z provozu. V současné době se v bazénech skladování se nachází 5 PS označených jako poškozené (1 mechanicky, 4 netěsné). BSVP v ETE (SÚJB 2020) umožňuje uskladnit 25 PS v hermetických pouzdrech (10 míst obsazených). Netěsné

PS (ke konci roku 2019 88 ks na obou blocích) budou v budoucnu, v období provozu JE Temelín, postupně z BSVP vyjímány a po schválení typu příslušného OS zavezeny do OS, přepraveny a skladovány v SVJP Temelín. Podle (SÚJB 2010) je v OS skladováno pouze nepoškozené VJP z JE (MSVP a SVP Dukovany), resp. v OS bude skladováno palivo s malou plynovou netěsností (SVJP Temelín).

4.1.2 VJP z provozu výzkumných reaktorů

VJP vzniká rovněž provozem reaktoru LVR-15 provozovaného Centrem výzkumu Řež, s.r.o. Provozem ostatních výzkumných reaktorů LR-0 (Centrum výzkumu Řež, s.r.o.) a VR-1 a VR-2 (ČVUT FJFI) VJP nevzniká, či nebude vznikat vzhledem k jejich malému tepelnému výkonu a omezené době provozu; vzniká pouze mírně ozářené palivo, které bude po ukončení provozu reaktorů pravděpodobně použito na jiném výzkumném reaktoru (palivo IRT-4M) nebo recyklováno (použito na výrobu nového paliva). Malá množství mírně ozářeného paliva se nachází i v CVŘ a ÚJV Řež, a. s. S ozářeným palivem, které nebude recyklováno, se bude nakládat jako s VJP.

VJP a VAO z přepracování VJP realizovaného v minulosti budou dlouhodobě skladovány (předpoklad ve Skladu VAO, ÚJV Řež, a. s.) a následně uloženy v HÚ. O dalším budoucím přepracování VJP se zatím neuvažuje vzhledem k ceně za přepracování; tato možnost ale není vyloučena. Informace k jednotlivým výzkumným reaktorům vychází z Podkladová studie pro zpracování návrhu aktualizace Konceptce nakládání s RAO a VJP v ČR (Trtílek 2020).

4.1.3 Nakládání s VJP reaktoru LVR-15

VJP z reaktoru LVR-15 je skladováno u původce (Centrum výzkumu Řež) a v ÚJV Řež, a. s. VJP vzniklé v minulosti, EK-10 – obohacení 10 % (208 PS), IRT-2M – obohacení 80 % (254 ks) nebo 36 % (203 ks) bylo v letech 2007 a 2013 přepraveno do RF k přepracování v rámci programu Russian Research Reactor Fuel Return (RRFR – součástí programu Global Threat Reduction Initiative – GTRI), resp. likvidace starých ekologických zátěží ÚJV Řež, a. s. Tím bylo odvezeno veškeré vysoceobohacené VJP z ČR.

Přepracováním RAO vznikl VAO, který bude přepraven do ČR (dle stávajících smluv 1. část kolem r. 2026, druhá do r. 2033; probíhají jednání o jedné společné přepravě, termín zatím není znám). Tento odpad bude do doby uložení v HÚ pravděpodobně skladován v ÚJV Řež, a. s. Pro skladování bude nutné zakoupit nebo vyvinout skladovací obalový soubor. V současné době probíhá příprava na návrat tohoto RAO.

Tab. 4 Bilance RAO z přepracování VJP z výzkumných reaktorů

Počet PS	208 ks EK-10, 457 ks IRT-2M		
Počet OS s VAO	3 ks	Objem VAO (m³)	0,49

Provozem reaktoru LVR-15 bude dále vznikat nízkoobohacené VJP IRT-4M (obohacení čerstvého paliva je 19,7 %). Do plánovaného termínu ukončení provozu reaktoru (2028) vznikne celkem 283 PS IRT-4M. 110 Na reaktoru LVR-15 jsou také ozářené proutky paliva z přírodního a nízkoobohaceného uranu a odřezky proutků paliva v počtu 12 ks obsahujících 6,5 kg uranu.

VJP bude skladováno v ÚJV Řež, a. s. (Sklad VAO). VJP bude po určité době skladování v mokřím skladu (mokrý zásobník a odložiště obj. 211/7) přeloženo do skladovacích a přepravních obalových souborů ŠKODA VPVR/M, ve kterých bude dlouhodobě skladováno

ve Skladu VAO ÚJV Řež, a. s. Tímto způsobem skladování bude vyloučeno poškození pokrytí paliva, ke kterému výjimečně docházelo v minulosti při skladování v bazénu. Ve Skladu VAO jsou také k dispozici 2 skladovací bazény pro mokré skladování paliva (povolená kapacita 450, technologická až 900 PS), ale nepředpokládá se jejich využití. K dispozici pro skladování je 16 OS ŠKODA VPVR/M s celkovou kapacitou 576 ks PS, což je dostatečná kapacita pro skladování veškerého vzniklého VJP (požadovaná kapacita bude 8 OS).

VJP bude v budoucnu uloženo v HÚ; případně může být přepracováno. V případě přepracování bude do ČR navrácen VAO z přepracování. (Trtílek 2020)

4.1.4 Nakládání s JP reaktoru LR-0

Na reaktoru LR-0 jsou k dispozici PS reprezentující zhruba 68 zkrácených kazet typu VVER-1000 s obohacením 0–4,4 % ^{235}U , z toho 32 kazet je zapůjčeno z bývalého SSSR (nyní RRC Kurčatova). Vzhledem k minimálním výkonům reaktoru je možno tyto kazety považovat za téměř čerstvé palivo, i když mají minimální trvalou zbytkovou aktivitu (dávkový příkon přibližně 0,1 mSv/h na povrchu). Bude záležet na rozhodnutí příslušných orgánů státního dozoru, jak budou klasifikovány.

Ukončení provozu reaktoru se předpokládá v r. 2028. JP reaktoru LR-0 bude přepraveno ke skladování do Skladu VAO ÚJV Řež, a. s., kde bude skladováno ve vhodných skladovacích OS. Palivo bude buď odvezeno do Ruska k recyklaci/přepracování nebo bude uloženo do HÚ. (Trtílek 2020)

4.1.5 Nakládání s JP reaktorů VR-1 a VR-2

Na školním reaktoru VR-1 se používá palivo IRT-4M s obohacením 19,7 % ^{235}U (celkem 21 PS). Dále se pro experimentální účely používají palivové proutky EK-10 s obohacením 10 % (252 ks).

Na podkritickém reaktoru VR-2 se budou používat palivové články (proutky) EK-10 s dvojitou délkou s obohacením 10 % ^{235}U (189 ks) a články s přírodním kovovým uranem (1196 ks). Ukončení provozu reaktoru VR-2 se předpokládá souběžně s reaktorem VR-1.

Ozářené palivo bude po ukončení provozu skladováno ve vhodných podmínkách. Vzhledem k nízkému ozáření může být palivo použito v jiném reaktoru či recyklováno. Také může být dlouhodobě skladováno a následně uloženo do HÚ. (Trtílek 2020)

Reference:

BURKET D. (2003): Palivové vsázky se zdokonaleným palivem na Jaderné elektrárně Dukovany, dizertační práce, KJR FJFI ČVUT v Praze.

SÚJB (2020): Národní zpráva České republiky pro účely Společné úmluvy o bezpečnosti při nakládání s vyhořelým palivem a o bezpečnosti při nakládání s radioaktivním odpadem, Praha 2020.

SÚJB (2010): Skladování vyhořelého jaderného paliva v samostatných jaderných zařízeních, bezpečnostní návod, BN-02.2, Praha, březen 2010.

TRTÍLEK ET AL. (2020): Podkladová studie pro zpracování návrhu aktualizace Koncepce nakládání s RAO a VJP v ČR, SÚRAO, Praha.

VOKÁL ET AL. (2020): Střednědobý plán výzkumu a vývoje SÚRAO pro období 2020-2030. Technická zpráva 525/2020, Praha.

4.2 Tepelný výkon VJP a jeho sdílení v rámci UOS

Tepelný výkon uvolňovaný ve VJP je dán intenzitou radioaktivních rozpadů nestabilních izotopů obsažených v různých částech VJP (ve vlastním palivu, pokrytí i v konstrukčních materiálech). Jejich počet v čase závisí na mnoha parametrech VJP, které jsou stručně rozebrány níže. Princip vzniku zbytkového tepelného výkonu je pak obdobný jako při vlastním štěpení během provozu jaderného paliva, tj. teplo vzniká srážkami z rozpadu vzniklých částic (především beta záření) s okolním prostředím.

4.2.1 Zbytkový tepelný výkon

Zbytkový tepelný výkon je úměrný především vyhoření paliva a hmotnosti paliva v PS. Hmotnost paliva v PS se liší jednak podle typu paliva pro různé reaktory (VVER-440 x VVER-1000, regulační soubor pro VVER-440, apod.), ale rovněž dochází k jeho změnám v rámci různých dodavatelů paliva (např. Westinghouse x TVEL) i u různých postupných vývojových variant souborů, se kterými provozovatelé elektráren v průběhu jejich životnosti pracují. Úměrně nárůstu hmotnosti paliva v PS roste rovněž jeho tepelný výkon.

Závislost tepelného výkonu na dosaženém středním vyhoření PS je značná a výkon různě vyhořelých, avšak konstrukčně stejných palivových souborů se může lišit v závislosti na vyhoření až o stovky procent. Je zde však rovněž značná závislost na čase od vyvezení VJP z AZ, kdy výše uvedené platí zejména pro první roky od vyvezení z AZ. V dobách ukládání VJP v HÚ dochází k poklesu této závislosti, i zde však rozdíly budou v desítkách procent. S rostoucím vyhořením roste tepelný výkon VJP (Fejt 2019).

Menší závislost na zbytkový tepelný výkon má počáteční izotopické složení paliva (obohacení i např. přítomnost vyhořívajících absorbátorů) a rovněž u této závislosti je značná její proměnlivost v čase. Sledovaná závislost je oproti výše rozebraným inverzní. Zvýšení počátečního obohacení vede ke snížení hodnot tepelného výkonu a naopak. Vyhořívající absorbátory lokálně snižují tepelný výkon při provozu paliva a zbytkový tepelný výkon tak bude také menší.

Na zbytkový tepelný výkon má vliv i vlastní historie provozu paliva v AZ, tj. časová závislost výkonu za provozu, překládkový režim apod. Vliv těchto parametrů má však výrazný vliv pouze v krátkých časových obdobích od ukončení ozařování v AZ v období cca do 10 let od vytažení z AZ. V dobách vyšších desítek let, kdy lze očekávat ukládání VJP v HÚ, je již zanedbatelný.

Zcela zanedbat lze vliv změn konstrukčních materiálů (chemické složení: podíl ocelových částí a změny ve složení zirkoniových slitin, tloušťky stěn a dalších hmot) u různých palivových souborů. Rozdíly v tepelném výkonu v konstrukčních materiálech lze sice při výpočtech různých typů PS pozorovat i ve velikostech desítek procent, avšak podíl tepelného výkonu aktivačních produktů na celkovém tepelném výkonu palivového souboru nepřesahuje cca 1 %.

Tepelný výkon v čase postupně klesá, zjednodušeně lze pokles popsat exponenciálním charakterem. Křivka jeho poklesu v delším časovém intervalu má však složitější charakter, který je třeba popsat dostatečně přesně (Fejt 2019). V jednotlivých časových obdobích od ukončení ozařování se na produkovaném tepelném výkonu projevují příspěvky různých typů

nestabilních izotopů. V době vyvezení paliva z reaktoru jsou nejvýznamnější skupinou produkující tepelný výkon štěpné produkty, kdy jejich relativní podíl dosahuje 95 %. Tento podíl v čase postupně klesá, pod 50 % v době 60-80 let od vyvezení, až na cca 1 % 300 let od vyvezení. Po zbytek času pak jejich podíl zůstává bez výraznějších změn pod 1 %. Aktinoidy a jejich dceřiné produkty dosahují v okamžiku vyvezení paliva z reaktoru cca 4 % z celkového tepelného výkonu. Jejich podíl postupně roste, 50 % přesáhne v době 80 let od vyvezení paliva a svého maxima v okolí 99% dosahuje 300 let od vyvezení. Na vysoké úrovni se pak udržuje po celý zbytek času. Podíl aktivačních produktů na celkovém tepelném výkonu palivového souboru nepřesáhne po celou dobu 1 %. Této hodnotě se přibližuje v jednotkách let od vyvezení z AZ a poté znovu až ve stovkách tisíc let od vyvezení za AZ, kdy je však již celkový výkon VJP velmi malý.

Z uvedeného přehledu je patrné, že pro znalost konkrétního tepelného výkonu PS v době uložení v HÚ i stanovení jeho dalšího průběhu v čase, je nezbytné znát především typ palivového souboru (hmotnost paliva a jeho izotopické složení), jeho střední vyhoření a čas od vyvezení z AZ.

4.2.2 Odvod zbytkového tepla z VJP

Okolo 99 % zbytkového tepelného výkonu je na základě výše uvedených skutečností proto generováno přímo ve vyhořelých palivových tabletách. Výkon je navíc produkován v bezprostřední blízkosti místa rozpadu nestabilního izotopu, protože beta záření má v pevném materiálu paliva velmi malý dosah. Rozložení tepelného výkonu v palivu tedy odpovídá lokálnímu vyhoření paliva v proutku (v radiálním i axiálním směru) a po průřezu palivového souboru rovněž také konkrétnímu palivovému proutku v souboru.

Rozložení tepelného výkonu po poloměru palivové tablety bude mít na vlastnosti paliva v průběhu uložení malý vliv, protože jen mírně ovlivňuje základní teplotní profil v palivové tabletě. Teplotní profil bude více ovlivněn dalšími aspekty odvodu tepla do okolí a za běžných podmínek a při dodržení jiných požadovaných parametrů budou teploty relativně nízké.

Pro ocenění teplot a jejich vlivu na termomechanický stav palivového proutku z hlediska dlouhodobého uložení však nejsou dosud vyvinuty spolehlivé a validované modely popisu fyzikálních a chemických jevů, které se v proutku odehrávají. Většina nyní používaných modelů je určena pro podmínky vyhořívání paliva v AZ za provozu reaktorů (vysoké teploty, krátké časové úseky, prostředí s vysokým neutronovým tokem a štěpením) nebo pro výpočty havarijních stavů. Bude proto zapotřebí jejich platnost pro podmínky ukládání ověřit nebo odvodit modely nové, které umožní popsat např. dlouhodobé jevy, chemické procesy, vliv produktů rozpadů dlouhodobých produktů štěpení a aktinoidů.

Tepelný výkon je dále z palivových proutků odváděn přes PS do koše UOS a jím poté do stěny UOS. Tento prostup tepla se děje za pomoci kondukce přes výplňový plyn v UOS, kondukce pevnými materiály proutků i další konstrukční části PS (vodící trubky, distanční mříže, ..) a nosného koše a v neposlední míře tepelnou radiací mezi povrchy v PS. Menší vliv má rovněž přirozená konvekce (proudění) výplňového plynu v UOS. Přesný popis těchto jevů je kvůli geometrické složitosti PS a koše UOS náročný a je nezbytné jej proto zjednodušit. V praxi (zejména pro potřeby výpočtů v průběhu suchého skladování VJP) se nejčastěji používá buďto modelu efektivního součinitele tepelné vodivosti buďto pro celou náplň UOS nebo alespoň PS, nebo výpočtu pomocí subkanálové analýzy. Možné je také použít standardních výpočetních

kódů CFD, které jsou schopny komplexní problematiku přenosu tepla řešit, ovšem z důvodu výpočetní náročnosti je nezbytné i v tomto případě volit vhodně zjednodušený matematicko-fyzikální model a v praxi se pak jejich použití podobá spíše kombinaci využití přístupu efektivního součinitele tepelné vodivosti s doplněným CFD výpočtem.

Model efektivního součinitele tepelné vodivosti pro PS vychází z aproximace PS homogenním materiálem s rovnoměrně generovaným tepelným výkonem (Račák 2022). Při modelování vedení tepla v PS pak není zapotřebí pracovat s přesnou geometrií a výše uvedenými různými typy vedení tepla PS, ale tento složitý výpočet je modelován "náhradními" (efektivními) vlastnostmi homogenního materiálu, které jsou zjištěny na základě srovnání teplotních polí v homogenizovaném PS a předběžných simulací teplotního pole v heterogenní geometrii. Výsledkem výpočtu je pak určení maximální teploty v homogenizovaném PS odpovídající zvolené teplotě v nehomogenní geometrii. Efektivní součinitel tepelné vodivosti je obecně funkcí: geometrie PS, výplňového plynu, referenční teplotě v nehomogenní geometrii, materiálů PS, teplot v PS, generovaného tepelného výkonu a modelu pro výpočet tepelného pole v nehomogenní geometrii PS.

Závislost na modelu nehomogenní geometrie je dána tím, zda byly při jeho zjištění započítány všechny způsoby sdílení tepla, jaké v něm byly použity termofyzikální vlastnosti materiálů, jak přesný byl model z hlediska geometrického (zda byl použit 2D nebo 3D přístup, zda byla využita symetrie PS, jak byly modelovány konstrukční části PS atd.), jaké byly použity hraniční podmínky a jak proběhl matematicko-fyzikální výpočet (metoda, výpočetní kód, přesnost, ..). Standardně bývají používány 2D modely určující pouze radiální efektivní součinitel tepelné vodivosti, bývá využívána symetrie PS, bývá zanedbána konvekce plynem, výpočty bývají provedeny ve standardních FEM či FDM kódech, termofyzikální vlastnosti materiálů jsou uvažovány zjednodušeně např. pouze jako funkce teploty a jako hraniční podmínka bývá použita konstantní teplota na okraji PS.

Efektivní součinitel tepelné vodivosti bývá na daném modelu určen pro různé výplňové plyny (např. He, N₂, vakuum) jako polynomální funkce teploty, která však může být principiálně vztažena k různým místům v PS. Nejčastěji se používá vztažení k teplotě na hranici PS nebo ke střední teplotě v PS. V obou případech jde však o modelové zjednodušení. Efektivní součinitel homogenního materiálu rovněž závisí na zvolené referenční teplotě v heterogenním modelu, kterou je potřeba výpočtem vyjádřit. Uvedené analýzy jsou zpravidla prováděny pro určení maximální teploty povrchu palivového pokrytí v celém PS, lze je ovšem vztáhnout i k jiné teplotě.

Model efektivního součinitele tepelné vodivosti PS bývá při vhodně zvolených zjednodušeních heterogenního výpočtu konzervativní a bývá proto často využíván pro výpočty skladovacích a transportních obalových souborů, zejména pro prokázání jejich bezpečnosti při licenčním procesu. Mezi jeho principiální nevýhody patří nemožnost vyjádřit vliv heterogenního rozložení vývinu tepla v jednotlivých proutcích PS a závislost na zjednodušujících předpokladech při tvorbě heterogenního modelu. Rovněž jeho odvození pro jednotlivý soubor s maximem v jeho centru vede k hůře interpretovatelné maximální teplotě v případě, že PS s maximální teplotou není v centru OS.

Homogenní materiál odpovídající PS je pak při výpočtu teplotního pole v UOS umístěn do materiálu reprezentující nosný koš UOS. Jeho termofyzikální vlastnosti mohou být získány obdobným způsobem jako efektivní vlastnosti PS, tj. přes modely zjednodušených geometrií a náhradou homogenním materiálem, popř. může být nosný koš modelován přesněji, protože

bývá konstrukčně jednodušší. Výpočet vedení tepla přes nosný koš je pak úzce svázán s konstrukcí nosného koše a jeho materiály. V rámci výpočtu je nutné rovněž uvažovat konstrukční tolerance vzniklé při výrobě koše, protože mohou negativně ovlivnit odvod tepla a vést k vyšším teplotám.

Metoda subkanálové analýzy vychází z principu termohydraulického výpočtu palivových souborů v AZ, kdy je z pohledu sdílení tepla z proutků do chladiva PS rozdělen na libovolně definované subkanály a axiální nody, ve kterých jsou pak pro výpočet středovaných veličin řešeny rovnice zákonů zachování: kontinuity v axiálním směru, energie v axiálním směru a hybnosti v axiálním a radiálním směru. Uvedený způsob výpočtu využívá vhodné geometrie PS s převažujícím axiálním tokem chladiva, respektuje však rovněž vliv příčného toku chladiva mezi subkanály. Pro výpočet teplot v palivových proutcích a dalších pevných materiálech je uvažována rovnice zákona zachování energie pro kondukcí (tj. Fourierova diferenciální rovnice vedení tepla), mezi pevnými povrchy oddělenými vakuem nebo plynem pak radiace. Pro subkanálový výpočet VJP za podmínek suchého skladování ve skladovacích a transportních OS je ve světě používán a validován výpočetní kód COBRA-SFS.

Při tvorbě modelu transportu tepla z paliva přes nosný koš je při použití subkanálové analýzy zapotřebí kromě vlastního PS dobře geometricky a materiálově definovat koš UOS. V případě většího podílu přirozené konvekce, tj. v případě vertikálního uložení UOS, je rovněž nezbytné dostatečně přesně definovat koncové oblasti koše UOS (horní a dolní plenum), protože tyto části ovlivňují proudění v UOS, a tedy i teplotní pole. Provedení modelu vnitřní části UOS (VJP + koše) lze různým způsobem geometricky i fyzikálně zjednodušovat, využívat symetrie zavezení UOS apod., avšak přesnost provedení modelu paliva + koše má významný vliv na výsledky výpočtu (Vlček 2018).

Metodu subkanálové analýzy v podobě, jak je implementována např. v kódu COBRA-SFS, je možno považovat při výpočtu odvodu tepla vnitřními částmi UOS za fyzikálně přesnější a komplexnější než dříve diskutovaný model efektivního součinitele tepelné vodivosti. Umožňuje rovněž popis nehomogenně rozmístěných tepelných zdrojů ve VJP (na úrovni palivových proutků). Její přesnost i možnost použití je však svázány se znalostmi konstrukce koše UOS i celého vnitřního prostředí UOS a rovněž s provedením modelu a jeho případnými zjednodušeními. V současné době tato metoda dává v principu fyzikálně nejpřesnější výsledky za přijatelných výpočetních nákladů.

Odvod tepla tělesem UOS je z fyzikálního pohledu kondukcí v pevném materiálu a jeho výpočet je proto relativně jednoduchý. Pro přesnější výsledky je však kvůli nehomogennímu rozložení tepla v UOS a geometrii UOS (válec s víky) potřeba model definovat jako 3D s případnými možnými zjednodušeními pomocí symetrií. Pro provedení výpočtu je nezbytná znalost geometrie UOS i jeho materiálového složení, stejně tak jako hraničních podmínek ze strany vnitřních částí UOS i na jeho vnější povrchu.

Pro popis odvodu tepla z VJP přes UOS na jeho vnější povrch jsou v současné době k dispozici numerické výpočetní prostředky pouze částečně. Vzhledem k fyzikální i geometrické komplexnosti takové úlohy je nutné vytvořit vhodný zjednodušený model, který je nezbytné validovat a stanovit jeho přesnost (viz např. model efektivního součinitele tepelné vodivosti). Model musí být vytvořen tak, aby dával dostatečně přesné, avšak konzervativní výsledky. Při použití fyzikálně přesnějšího řešení pomocí subkanálové analýzy je nezbytná kombinace dvou výpočetních kódů, které budou navzájem využívat své výsledky. I v tomto případě je pak nezbytná validace modelu a stanovení jeho přesnosti.

Teplotní pole v celém UOS je dáno hraničními podmínkami na jeho povrchu (Kobylka 2019). Pro jeho výpočet proto nelze řešit samostatný zavezený UOS, ale jde o komplexní úlohu svázanou rovněž s popisem odvodu tepla a výpočtem teplotního pole v dalších inženýrských bariérách (bentonitové vrstvy atd.), popisem jejich vzájemných rozhraní (např. vrstvy oxidů nebo jiných sloučenin, případné dutiny na rozhraní) a dále homogenním blokem v HÚ. Teploty v UOS budou tedy dány rovněž geologickými podmínkami, návrhem HÚ (např. roztečemi mezi UOS, způsobem ražby a porušením HB apod.), jeho zavezením a časovým průběhem zavážení. Stejně tak přesnost vypočteného teplotního pole v UOS bude ovlivněna přesností výše uvedených výpočtů (Claesson 2007). Způsob provádění komplexního výpočtu HÚ i dalších IB mimo UOS závisí především na znalostech prostředí a požadované přesnosti výsledků. Mohou být použity velmi jednoduché analytické modely, používané zejména pro otestování základních závislostí a první předběžné návrhy, přes složitější numerické modely zahrnující více závislostí ovlivňujících odvod tepla, až po velmi složité numerické modely popisující odvod tepla a počítající teplotní pole celého HÚ, které však mohou být sestaveny až v době budování HÚ, kdy bude známa přesná podoba a vlasti HB (Kobylka 2019).

Reference:

FEJT F., KOBYLKA D. (2019): Optimalizace zavážení VJP do UOS, Technická zpráva SÚRAO 350/2019. KOBYLKA D. (2019): Optimalizace vzájemné vzdálenosti UOS, Technická zpráva SÚRAO 135/2017.

VLČEK, D. (2018): Odvod zbytkového tepelného výkonu vyhořelého jaderného paliva při suchém i mokřém skladování, diplomová práce, ČVUT-FJFI-KJR, Praha.

RAČÁK, Š. (2022): Využití efektivního součinitele tepelné vodivosti vyhořelého palivového souboru pro výpočet teplotního pole v obalovém souboru, diplomová práce, ČVUT-FJFI-KJR, Praha.

CLAESSON, J. (2007): Selected Models for Key Processes in a Nuclear Waste Repository Temperature field – Bentonite drying/resaturation, SKI Report 2008:47, ISSN 1104-1374.

4.3 Ukládací obalový soubor

4.3.1 Varianty konstrukčního řešení UOS

UOS je dle definice vyhl. 379/2016 Sb. obalovým souborem typu D. Při návrhu jeho konstrukčního řešení musí být zohledněny požadavky, které jsou na obalové soubory tohoto typu kladeny.

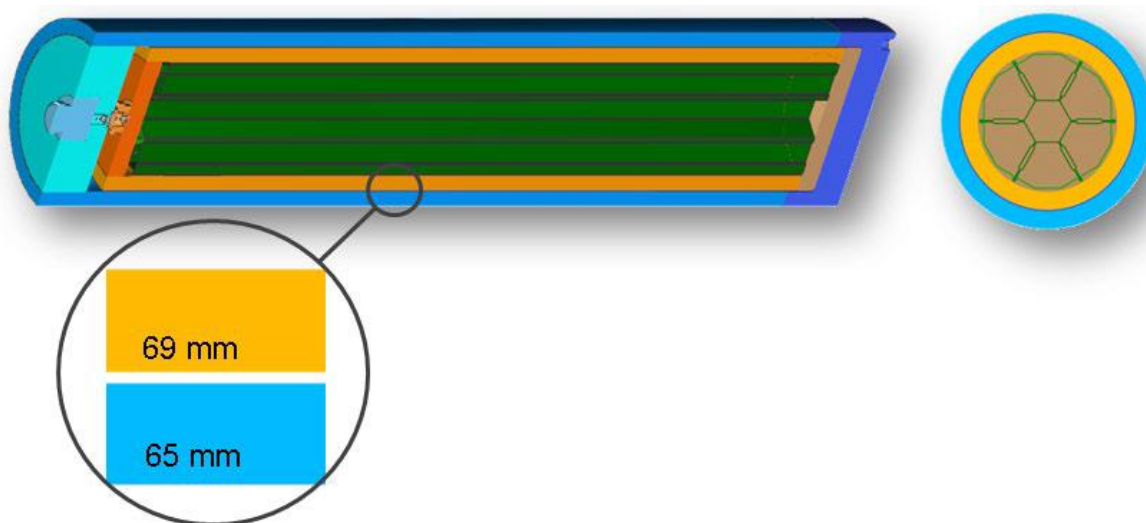
Okrajovými podmínkami pro návrh UOS byly především:

- Zajištění jaderné bezpečnosti a radiační ochrany;
- Životnost OS a jeho izolační funkce;
- Technická proveditelnost výroby;
- Manipulovatelnost.

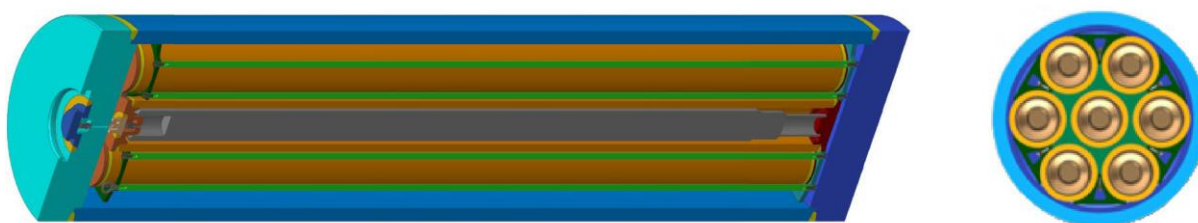
V letech 2013-2021 probíhal výzkumný úkol, v jehož průběhu bylo vytvořeno 13 variant UOS, které se lišily jednak konstrukčním návrhem a jednak použitým materiálem (Forman et al. 2021).

Na základě provedených prací byly přijaty dva koncepty:

- Varianta A – dvouplášťový UOS a s vnějším obalem z uhlíkové oceli (X65MS – 1.8767), vnitřním pouzdrům z korozivzdorné oceli (1.4404 – nerezová ocel) a s vnitřní vestavbou z korozivzdorné oceli pro vložení a zajištění vzájemné polohy palivových souborů. Materiál X65MS - 1.8767 ČSN EN ISO 3183 pro vnější obal je ocel, která se standardně používá pro výrobu svařovaných trubek velkého průměru. Materiál vnitřního pouzdra 1.4404 –korozivzdorná ocel – svařovaná ocelová trubka
- Varianta B – UOS s vnějším obalem z uhlíkové oceli a vnitřními pouzdry z korozivzdorné oceli pro jednotlivé palivové soubory, s vestavbou z korozivzdorné oceli zajišťující vzájemnou polohu vnitřních pouzder s VJP.



Obr. 2 Dvouplášťový UOS (varianta A)



Obr. 3 UOS s jednotlivými pouzdry (varianta B)

Vnější obal je navržen a vyroben z polotovaru – podélně svařované trubky, s přivařeným dnem. K sestavě patří tlustostěnné víko, jehož tloušťka odpovídá tomu, aby při přepravě a manipulacích mělo stínící schopnost na legislativně dané hodnoty pro přepravu radioaktivních látek, tj. 2 mSv/h na povrchu.

Vnitřní pouzdra budou rovněž vyrobená z trubkových polotovarů. Vnitřní obal bude vyroben z podélně svařované trubky - Varianta A, pouzdra mohou být dle dostupnosti na trhu bezešvé trubky – Varianta B. K trubkám bude přivařeno dno. K sestavě patří víko vnitřního obalu / pouzder o stejné tloušťce jako ostatní části.

Víka vnějšího obalu, vnitřního obalu / pouzder jsou vybavena uzavíracími ventily, neboť se předpokládá, že po přivaření víka obalu nebo pouzdra bude prostor vyplněn inertním plynem; vnitřní prostor vnitřního obalu / pouzdra heliem, a vnitřní prostor vnějšího obalu dusíkem.

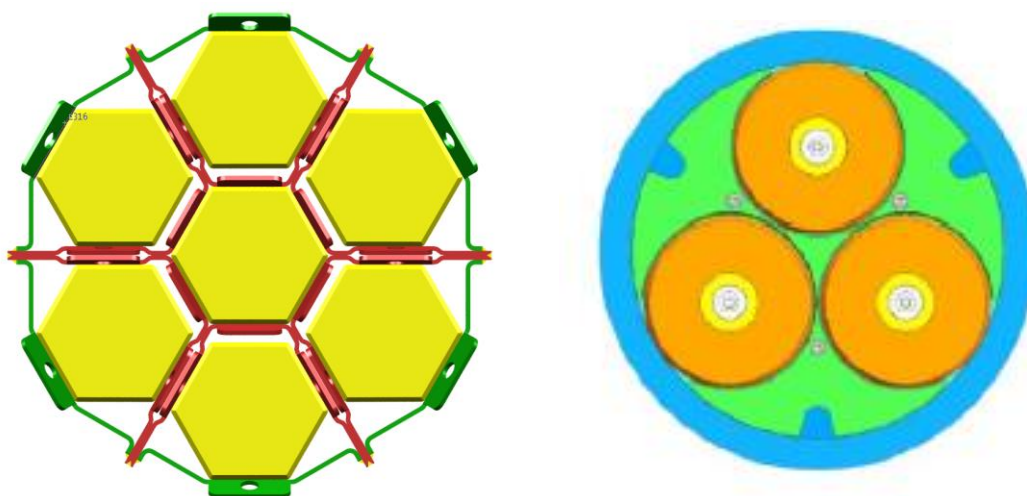
Ventil vnějšího pouzdra bude uzavřen víčkem tak, aby s UOS tvořil jedolitou plochu.



Obr. 4 Předpokládané konstrukční řešení vnějšího víka UOS

U obou variant plní vnější i vnitřní obal / pouzdra jak korozní, tak pevnostní funkci. Po ztrátě hermetičnosti vnějšího obalu je úniku radionuklidů do okolí zamezeno vnitřním pouzdrem, které je schopno odolávat působení daného korozního prostředí a maximálního projektovaného vnějšího přetlaku v místě hlubinného úložiště. Pevnost vnějších i vnitřních pouzder je konzervativně prokázána výpočtem na rovnoměrný vnější přetlak 20 MPa.

Vnitřní vestavba zajišťuje pouze fixaci zavezených VJP / pouzder s VJP a jejich rozložení v požadované geometrii, a nemá korozní ani pevnostní funkci.



Obr. 5 Řešení vnitřní vestavby Varianty A a Varianty B

4.3.2 UOS dle typu VJP

Technické řešení UOS zohledňuje typ a charakteristiky používaného paliva na provozovaných JE Temelín a Dukovany. Tomu odpovídá počet zavezených souborů VJP, v případě JE Dukovany 7 palivových souborů / 7 pouzder s jednotlivými palivovými soubory, v případě JE Temelín 3 palivové soubory / 3 pouzdra s VJP.

S ohledem na různou délku ukládaného VJP bylo nutné přizpůsobit i rozměry UOS.

Z geometrie uložení VJP v UOS (palivo Z důvodů manipulace a použitých manipulačních prostředků je snaha sjednotit vnější průměr UOS na stejné hodnoty, což zohledňují výstupy projektu Výzkum a vývoj UOS do stádia realizace vzorku ve variantách 2, 11 a12 (Forman et al. 2021).

Tab. 5 Tabulka hlavních konstrukčních dílů UOS pro VJP ETE a VJP EDU (Varianta B)

	UOS ŠKODA 1000/3	UOS ŠKODA 440/7	Materiál	Polotovar
Vnější obal (tělo)	Trubka ø914mm/65mm	Trubka ø914mm/65mm, <i>kvůli nepřesnosti polotovaru bude tl. stěny 85mm</i>	S355J2H+N, uhlíková ocel,	Trubka (podélně svařovaná) tl. stěny 85mm (KR 934/KR 764 – 3490) variantně Výkovek tl. stěny 75mm (KR 924/KR774 – 490)
Dno vnějšího obalu			S355J2H+N, (1.0576)	Výkovek KR940-210 variantně Plech P210 KR 910
Víko vnějšího obalu			S355J2H+N	Výkovek KR 940 – 210 variantně Plech P210 KR 910
Zátka vnějšího obalu			S355J2H+N	Plná kruhová tyč KR 225 – 80 variantně Plech P70 KR 310
Vnitřní pouzdro (tělo)	Ø355,6mm/40mm	Ø244,5mm/36mm	1.4404 Korozivzdorná ocel	Trubka (bezešvá) TR KR 244,5 x 36 – 3340
Dno, víko vnitřního pouzdra			1.4404	Kruhová tyč KR 200 – 80 variantně Plech P70 KR 310
Zátka vnitřního pouzdra			1.4404	Tyč KR 100 – 75 mm
Délka UOS (celého)	5205mm	3790mm		
Hmotnost UOS (prázdný)	15129kg	10557,2kg		

	UOS ŠKODA 1000/3	UOS ŠKODA 440/7	Materiál	Polotovár
Hmotnost UOS (vč. PS)	17379 kg	12135 kg		

Označení uhlíkové oceli S355J2H+N (1.0576) dle ČSN EN 10219-1:

S – ocel pro konstrukce pro všeobecné použití

355 – minimální mez skluzu v N/mm² (MPa)

J2 – hodnota vrubové houževnatosti (jakostní stupeň)

H – dutý profil (Hollow Section)

+N – normalizačně žíhané

Reference:

FORMAN L., PICEK M., DOBREV D., GONDOLLI J., MENDOZA MIRANDA A.N., STRAKA M., KOUŘIL M., STOULIL J., MATAL O., ČERMÁK J., KRÁL L., ŽALOUDEK J., VÁVRA M, ČUPR M. (2021): Závěrečná technická zpráva výzkumná část projektu Výzkum a vývoj ukládacího obalového souboru pro hlubinné ukládání vyhořelého jaderného paliva do stadia realizace vzorku, Praha, ZZ 544/2021

5 Vstupní podmínky pro specifikaci FEP

5.1 Specifikace systémových okrajových podmínek

Hlubinné úložiště tvoří systém inženýrských a přírodních bariér přírodních a inženýrských bariér (obalové soubory, tlumící a výplňový materiál, konstrukční prvky a horninové prostředí), jejichž vlastnosti ve vzájemné kombinaci zajistí izolaci uloženého odpadu od okolního životního prostředí a omezí i v dlouhodobém horizontu riziko ovlivnění okolního životního prostředí na akceptovatelnou úroveň.

Tento systém prochází vývojem, který je ovlivněn především lokalizací úložiště a prováděnými činnostmi, jako je například ovlivnění přírodních bariér průzkumnými pracemi, výstavbou úložiště a délkou provozního období nebo předprovozními a provozními činnostmi.

Český referenční projekt je založen na několika základních předpokladech:

- Hostitelskou horninou budou krystalinické horniny, sledovanými lokalitami jsou Březový potok, Horka, Hrádek, Janoch;
- Ukládací horizont je umístěn cca 500 m pod úrovní terénu;
- Úložiště bude důlní dílo se systémem přístupových chodeb a úložných vrtů;
- Tlumící materiál (buffer) i výplňový materiál (backfill) bude bentonit;
- Ukládací obalový soubor pro VJP bude dvouplášťový, s vnějším obalem z uhlíkové oceli a vnitřním z nerezové oceli.
- Uložený inventář bude nepřepracované VJP.

5.2 Specifikace okrajových podmínek pro komponentu UOS s VJP

Výchozím stavem pro specifikaci FEP je důležitý počáteční stav (Initial state), ke kterému je možné vztáhnout vlastnosti jednotlivých komponent a vůči kterému pak mohou být popsány nastalé změny.

Pro nalezení a hodnocení dlouhodobé bezpečnosti je okamžik, kdy zavezený UOS je uložen v HÚ a je uzavřen přístup k němu. To znamená, že

- v UOS je zavezeno neporušené VJP, které bylo před zavezením skladováno cca 65 let (v bazénech vyhořelého paliva na JE a ve Skladu vyhořelého jaderného paliva);
- na UOS je nasazené a přivařené primární a sekundární víko, je provedena kontrola provedených svarů, z vnitřního pouzdra je odsátý vzduch a následně je naplněno héliem, je provedená heliová zkouška těsnosti, vnitřní prostor vnějšího obalu je vyplněn dusíkem, povrch UOS není viditelně poškozen;
- takto připravený a zkontrolovaný UOS je zavezen na ukládací horizont -500m, je uložen v ukládacím vrtu (subhorizontální, vertikální). Volný prostor v ukládacím vrtu je vyplněn a utěsněn bufferem (bentonitem);
- jsou instalovány zátky ukládacích vrtů, uzávěry – betonové příčky na koncích ukládacích chodeb v případě vertikálního ukládání, volný prostor (manipulační niky, boční rozrážky a prostor před zátkou) a ukládací chodba jsou vyplněny backfillem – bentonitem.

V první odrážce je uvedeno, že bude zavezeno neporušené VJP. Stávající konstrukční řešení UOS je navrženo pro uložení nepoškozeného VJP z energetických reaktorů. Způsob uložení poškozených palivových souborů, kde s největší pravděpodobností dojde k úpravě konstrukčního řešení UOS, nebyl prozatím v českém programu řešen.

5.3 Možné externí ovlivnění UOS s VJP z předprovozní a provozní fáze

Jak bylo definováno v předcházející kapitole, tzv. „bodem 0“ je tedy okamžik, kdy zavezený UOS je uložen v HÚ a je uzavřen přístup k němu.

Nicméně tomuto okamžiku předchází v přípravné a provozní fázi mnoho činností, které mohou mít vliv na následující vývoj v čase. Jedná se především o

- technologii skladování v SVJP,
- způsob konzervace/ošetření po dobu skladování v SVJP,
- technologii výroby UOS a možnost skrytých materiálových vad UOS,
- způsob manipulace s prázdným UOS,
- způsob manipulace při zavážení VJP,
- možný defekt svaru sekundárního víka a porušení těsnosti vnějšího obalu, tj. únik dusíku,
- možný defekt svaru primárního víka a porušení těsnosti vnitřního obalu, tj. únik hélia,
- kontrolu uzavřeného UOS (kontrola po naplnění, manipulaci v HK, parametry VJP, kontrola sváru, zaplnění plynem (helium, dusík), tlak plynu, celistvost povrchu, celistvost a nepoškozenost povrchu (bez oděrek a škrábanců),
- způsob manipulace se zaplněným UOS vč. zavezení do vrtu (vertikální, subhorizontální ukládací vrt),
- způsob uzavření ukládacího vrtu (buffer – bentonit, betonová zátka, backfill – bentonit),
- způsob uzavření ukládací chodby (platí pro vertikální ukládání), uzavření volného prostoru (manipulační niky, boční rozrážky a prostor před zátkou),

Musí být především velmi pečlivě nastaveny **system řízení a systém kvality**, které umožní nastavit a sledovat důležité parametry a postupy.

6 Vlastnosti UOS s VJP – počáteční stav

6.1 UOS s VJP

6.1.1 Inventář

Popis:

Pod inventáře radionuklidů v UPS s VJP se rozumí součet inventářů všech palivových souborů zavážených do UOS. Inventáře jednotlivých palivových souborů jsou řešeny v kapitole 6.2.1. Samotné schéma zavážení vyhořelých palivových souborů do UOS se řídí celkovým zbytkovým tepelným výkonem, na který jsou příslušné UOS dimenzovány.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Celkový inventář radionuklidů v UOS představuje zdrojový člen radionuklidů, které mohou potenciálně uniknout do životního prostředí při selhání konkrétního UOS. Možnosti úniku vlivem transportu radionuklidů z matrice VJP jsou rozebrány v části pokrývající transportní procesy.

Dostupná data:

Zavážení palivových souborů je řešeno ve zprávě ve zprávě (Fejt 2019). Návrh ukládání PS do UOS je proveden s ohledem na minimalizaci tepelného toku na povrchu UOS. Je vytvořen na základě konzervativního přístupu. Limitním faktorem pro způsob zavážení PS do UOS byl jejich celkový zbytkový výkon. V případě ukládání PS z EDU je za limitní hodnotu považován výkon 655 W, pro ETE 1125 W. Uvedené hodnoty tedy odpovídají výkonům uvažovaným při teplotním dimenzování HÚ podle (Kobylka 2019).

Nejistoty:

Nejistota inventáře radionuklidů v UOS je součtem nejistot inventáře radionuklidů v jednotlivých vyhořelých palivových souborech. Více je rozebráno v kapitole 6.2.1.

Reference:

FEJT F., KOBYLKA D. (2019): Optimalizace zavážení VJP do UOS, Technická zpráva SÚRAO 350/2019.

KOBYLKA D. (2019): Optimalizace vzájemné vzdálenosti UOS, Technická zpráva SÚRAO 135/2017.

6.1.2 Generované teplo a jeho rozložení v UOS

Popis:

Vyhořelé palivové soubory jsou zdrojem tepla, které je nutné v hlubinném úložišti odvádět do okolí. Celkové množství zbytkového tepelného výkonu je úměrné hmotnosti paliva, jeho vyhoření a době skladování VJP. Většina tepla se uvolňuje lokálně v místě radioaktivních přeměn ve VJP (palivové pelety i aktivované konstrukční materiály). Část tepla se uvolňuje v důsledku srážek materiálů UOS s unikajícím zářením.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Správné stanovení rozložení generovaného tepla v UOS má vliv na spolehlivost tepelného výpočtu UOS s VJP. Ten je podkladem pro návrh konkrétního zavázejícího schématu pro vyhořelé palivové soubory do UOS s cílem dodržení přípustných teplot VJP. Limitem je v případě paliv VVER teplota pokrytí 350 °C, která zajišťuje integritu pokrytí, jako primární bariéry před únikem radionuklidů z VJP.

Dostupná data:

Dostupné zprávy jako je zpráva Škoda JS (Šik 2020) se zaměřují na výpočet rozložení teplot v UOS s VJP. Text zprávy je značně stručný a nevyplývá z něj, jaké bylo uvažováno prostorové rozložení generovaného tepla. Vzhledem k použité metodě efektivního součinitele tepelné vodivosti, ale nebylo možné postihnout rozložení tepelného výkonu po poloměru palivové tablety, ani generování tepla v konstrukčních materiálech VJP. O možnosti generování tepla v konstrukčních materiálech UOS s VJP se zpráva nezmiňuje.

Nejistoty:

Nejistota celkové hodnoty generovaného tepla odpovídá nejistotě určení zbytkového tepelného výkonu VJP. Ta je určována nejistotou inventáře radionuklidů ve VJP, protože charakteristiky rozpadů jednotlivých radionuklidů jsou známy s vysokou přesností. Nejistota inventáře radionuklidů je popsána v kapitole 6.2.1.

Dalším aspektem je nejistota určení prostorového rozložení generovaného tepla v konstrukčních materiálech v UOS a VJP. Doposud nebyl proveden výpočet, který by stanovil rozložení tepla generovaného v UOS v důsledku interakcí materiálů se zářením unikajícím z VJP. O této možnosti se pouze zmiňují zprávy analyzující stínění UOS s VJP (Lovecký 2020a) a (Lovecký 2020b).

Reference:

LOVECKÝ, M. (2020A): Ukládací obalový soubor pro hlubinné úložiště. Výpočet stínění pro palivo VVER-440, Ae 15993/Dok, Rev.3., SÚRAO 506/2020.

LOVECKÝ, M. (2020B): Ukládací obalový soubor pro hlubinné úložiště. Výpočet stínění pro palivo VVER-1000, Ae 15994/Dok, Rev.3., SÚRAO 507/2020.

ŠIK J. (2020): Ukládací obalový soubor pro hlubinné úložiště. Tepelný výpočet. Škoda JS, Ae 16093/Dok Rev. 4.

6.1.3 Hmotnost

Popis:

Hmotnost UOS je dána hmotnostmi prázdného UOS, viz kapitola 6.3.4, a hmotnostmi zavážených vyhořelých palivových souborů.

Hmotnosti zavezeného UOS jsou pro VJP ETE (3 ks palivových souborů) 17 379 kg, pro UOS pro VJP EDU (7 ks palivových souborů) 12 135 kg. Údaje jsou pro variantu B (Forman et al. 2021).

Během vyhořívání palivového souboru v reaktoru dochází jen k malému úbytku hmotnosti vlivem štěpení, a proto je možné uvažovat, že je výsledná hmotnost vyhořelých palivových souborů shodná s počáteční.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Po zavezení do ukládacích prostor může v důsledku dlouhodobého mechanického působení ovlivnit vlastnosti bufferu, a to především při horizontálním způsobu ukládání.

Dostupná data:

Hmotnost prázdného UOS je dána jeho návrhem. Hmotnost palivových souborů je závislá na konkrétním typu a je to údaj, kterým disponuje provozovatel daného jaderného reaktoru. S výjimkou nejnovějších typů je takový přehled dostupný ve zprávě (Rataj et al. 2015).

Nejistoty:

Bude nezbytné aktualizovat databázi VJP a doplnit chybějící údaje o hmotnostech palivových souborů používaných na českých jaderných elektrárnách. Dále bude nutné doplnit stejné údaje i o palivu pro NJZ.

Za nejistotu lze považovat i neznalost dlouhodobého mechanického působení na bentonit v kombinaci s tepelným působením, a ovlivnění jeho retardačních schopností. Jde především o horizontální způsob ukládání. V tuzemsku nebyly provedeny žádné práce, které by popsaly tuto problematiku.

Reference:

FORMAN L., PICEK M., DOBREV D., GONDOLLI J., MENDOZA MIRANDA A.N., STRAKA M., KOUŘIL M., STOULIL J., MATAL O., ČERMÁK J., KRÁL L., ŽALOUDEK J., VÁVRA M., ČUPR M. (2021): Závěrečná technická zpráva výzkumná část projektu Výzkum a vývoj ukládacího obalového souboru pro hlubinné ukládání vyhořelého jaderného paliva do stadia realizace vzorku, Praha, ZZ 544/2021.

RATAJ J., FEJT F., FRÝBORT J., FRÝBORTOVÁ L. (2015): Databáze VJP pro bezpečnostní rozbor, FJFI ČVUT.

6.1.4 Geometrie – podkritičnost

Popis:

Jednou z bezpečnostních funkcí, kterou naplňuje UOS je znemožnění vzniku kritického stavu. Možnost dosažení kritického stavu vychází ze vzájemného působení několika vlivů:

- Produkce neutronů v důsledku štěpení v matici paliva.
- Záchyt neutronů mimo matici paliva.
- Únik neutronů mimo prostor UOS.

Geometrie UOS určuje záchyt neutronů mimo matici paliva. Zvětšením vzdálenosti mezi palivovými soubory v rámci UOS dochází k přerušení vazeb mezi jednotlivými palivovými soubory a snižuje se pravděpodobnost, že neutron vzniklý při štěpení způsobí další štěpení v palivu. Naopak se zvyšuje šance, že bude pohlcen mimo matici paliva.

Na kritičnost má dále zásadní vliv složení vyhořelého paliva, vzájemná vzdálenost mezi UOS v hlubinném úložišti a okolí UOS, které ovlivňuje únik neutronů z UOS.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

V případě vzniku kritického stavu se z UOS stane intenzivní zdroj gama záření a neutronů, ale hlavně zdrojem tepla, které je schopno poškodit integritu UOS a způsobit únik radionuklidů do životního prostředí.

Dostupná data:

V českých zdrojích je možné dohledat zprávu (Lovecký 2021), která hodnotila podkritičnost UOS pro vyhořelé palivo z reaktorů typu VVER-440. Hodnocení proběhlo pro velmi konzervativní podmínky čerstvého paliva bez vyhořívajících absorbátorů s palivem obohacením na 5 % a pro případ zaplaveného UOS vodou. I při započtení nejistot modelu a výpočetního nástroje vychází koeficient násobení velmi vzdálený od legislativních limitů.

V zahraničních zprávách (SKB 2011) se ukazuje, že v podobně konzervativním případě pro palivo tlakovodních reaktorů není možné zaručit splnění požadavků na podkritičnost UOS. Aby mohlo být kritérium prohlášeno za splněné, bude nutné zohlednit vyhoření paliva a z něj vyplývající izotopické změny (burnup credit).

Nejistoty:

V zahraničních zdrojích je možnost dosažení kritického stavu v UOS považována za mimořádně nepravděpodobnou, přesto se ale posouzení této možnosti věnuje více analýz. V Česku se doposud neprovádělo systematické zkoumání kritičnosti UOS v prostředí hlubinného úložiště. K dohledání je jediná zpráva (Lovecký 2021) zaměřená pouze na VVER-440. Závěry z ní jasně vylučují možnost dosažení kritického stavu i v případě konzervativního předpokladu naplnění UOS čerstvým palivem (zaplavení vodou je nutnou podmínkou). Liší se tak od závěrů prezentovaných v zahraničí (SKB 2011). Bude nutné provést systematické zkoumání možnosti dosažení kritického stavu v UOS v HÚ včetně analýzy nejistot. Zdrojem nejistoty je omezená přesnost stanovení složení VJP a konkrétní hodnota výsledného vyhoření.

Reference:

LOVECKÝ, M. (2021): Výpočet podkritičnosti UOS Škoda 440/7, TZ 574/2021, Škoda JS.

SKB (2011): Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark, Volume III. Stockholm, Sweden: Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. (SKB). Technical Report TR-11-01. 341p. ISSN 1404-0344.

AGRENIUS, L. (2010): Criticality safety calculations of disposal canisters. Stockholm, Sweden: Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. (SKB). Technical Report TR-02-17. 32 p. ISSN 1404-0344.

BEHRENTZ, P. & HANNERZ, K. (1978): Criticality in a spent fuel repository in wet crystalline rock. KBS TR 108, ASEA-ATOM, 1978-05-30.

HAAVISTO, T. (ED.). (2014): Synthesis of final disposal related nuclides. Eurajoki, Finland: Posiva Oy. POSIVA 2014-15. 30 p.

HEDIN, A., ZETTERSTRÖM, L., SPAHIU, K. (2013): What if criticality in the final repository. SKBdoc 1417199 ver 1.0. 11 p.

6.1.5 Mechanická odolnost

Popis:

Návrh UOS vyžaduje správnou volbu konstrukčních materiálů, které umožní zachování integrity UOS v hlubinném úložišti po dostatečně dlouhou dobu k potřebnému snížení nebezpečnosti VJP.

Mechanické poškození je možné rozdělit na dvě skupiny: první skupina zahrnuje děje a poškození před uložením do HÚ a druhá skupina zahrnuje děje po uložení UOS. V této části vztahující se k UOS s VJP je relevantní druhá skupina dějů.

Po uložení bude na UOS působit převážně hydrostatický tlak a bobtnací tlak bentonitu. Při správném návrhu konstrukčního řešení UOS by nemělo dojít k mechanickému poškození UOS až do doby, kdy bude jeho integrita výrazně narušena korozí.

K mechanickému poškození UOS po uložení by také mohlo dojít v několika následujících případech, jejichž pravděpodobnost výskytu je však velmi malá. Prvním případem je skrytý defekt UOS, který vznikl při výrobě, a při konstantním zatížení 20 MPa tento defekt způsobí porušení integrity UOS. Druhým případem je vnější zásah člověka po ukončení institucionální kontroly HÚ, a to zejména průzkumným vrtem, při němž bude porušena integrita UOS. Posledním případem je možnost stříhu kontejneru (Lopaur 2020), pokud by došlo vlivem zlomu k posunu horninového masivu.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

UOS představuje zařízení, které chrání uložené VJP před působením okolních vlivů. Do porušení UOS je nepravděpodobné, že by došlo také k většímu narušení integrity pokrytí vyhořelého paliva a samotné matrice paliva. UOS je navržen tak, aby odolával okolním vlivům, zejména korozi, po dostatečně dlouhou dobu, než poklesne nebezpečnost uloženého VJP. V případě mechanického selhání UOS dojde k dřívějšímu přístupu vody k VJP a hrozí únik radioaktivních látek do životního prostředí.

Důležité pak jsou konstrukční parametry (především tloušťka stěny UOS), která musí být navržena tak, aby splňovala požadovanou životnost UOS (viz kap. 6.3.1).

Dostupná data:

Problematiku mechanické odolnosti UOS pokrývají výstupy projektu Výzkum a vývoj ukládacího obalového souboru pro hlubinné ukládání vyhořelého jaderného paliva do stadia realizace vzorku. Jde kupříkladu o závěrečnou zprávu (Forman et al. 2021).

Nejistoty:

Popis experimentů na mechanickou odolnost jsou součástí jednotlivých technických zpráv, které dokumentují řešení projektu Výzkum a vývoj ukládacího obalového souboru pro hlubinné ukládání vyhořelého jaderného paliva do stadia realizace vzorku. Z uvedených údajů pro konkrétní test je možné dovodit i nejistotu v tomto parametru.

Reference:

FORMAN ET AL. (2021): Závěrečná technická zpráva výzkumná část projektu Výzkum a vývoj ukládacího obalového souboru pro hlubinné ukládání vyhořelého jaderného paliva do stadia realizace vzorku, TZ 544/2021, Škoda JS.

LOPAUR J. (2020): Výpočet mechanické odolnosti UOS střížnými tlaky, ŠKODA JS a.s., Ae 16886/Dok, Plzeň

6.1.6 Teplotní limit

Popis:

Pro UOS je uvažováno několik teplotních limitů. Maximální teplota pokrytí palivových elementů paliva typu VVER je 350 °C (GNB, 2002). Za maximální teplotu prvků komponent vnitřní vestavby UOS lze považovat teplotu tání daného materiálu. Limitní teplota na rozhraní bentonitu byla v analýze (Šik 2021) uvažována 95 °C.

Stanovení tohoto limitu bylo motivováno mj. snahou zajistit, že bentonit, na kontaktu s UOS nebude dlouhodobě zatěžován teplotami, které by mohly negativně ovlivnit jeho vlastnosti. Prahovou hodnotu (rozhraní UOS/ bentonit) 100 °C, převzatou ze švédského konceptu, uvádí Vokál a kol. (2010). Prahová hodnota by měla být pro další posuzování zmenšena o tzv. bezpečnostní rezervu. Ta nebyla prozatím v českém konceptu pevně stanovena. Ve většině prací se uvažuje 5 °C.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Překročení teplotních limitů pro teploty tání by vedlo ke strukturálním změnám uvnitř UOS. Narušila by se tím geometrie UOS a obsaženého VJP a mohlo by dojít ke zhoršení odvodu tepla či změně koeficientu násobení UOS s VJP. Překročení teplotních limitů pro palivové pokrytí vede ke zrychlenému poškození palivového pokrytí s možností ztráty integrity.

Při vystavení bentonitu teplotám nad 95-100 °C postupně dochází, v různých teplotních rozmezích, k vratnému, později nevratnému uvolňování vody z bentonitu, a tím i k ovlivnění jeho těsnících a retardačních schopností. V nasyceném stavu (obecně) dochází k interakcím s vodou (rozpuštěnými látkami), tj. může být změněna geochemická charakteristika bentonitu, a tím opět ovlivněno chování bufferu.

Dostupná data:

Problematiku splnění teplotních limitů pro UOS určené pro VJP z reaktorů VVER-440 a VVER-1000 pokrývá výzkumná zpráva (Šik 2021). Zpráva obsahuje stručné výsledky výpočtů teplotního pole a konstatuje splnění limitů.

Vlivem působení teplot do 95 °C (v suchém i nasyceném stavu) na české bentonity B75 a Sabenil 65 se experimentálně zabývá např. Vašíček a kol. (2013).

Vliv dlouhodobého zatížení 150 °C (BCV_2017) je zkoumán v rámci projektu H2020 EURAD (č. 847593), pracovní část HITEC (Influence Of Temperature On Clay-Based Material Behaviour; Kašpar a kol., 2021; Černochová a kol., 2021).

Vlivem dlouhodobého zatížení 200 °C (BCV_2017) se zabývá projekt TAČR Inženýrská bariéra 200C (TK01030031; Laufek a kol., 2021).

Nejistoty:

Pro splnění teplotních limitů je nutné mít dobře stanovený zdroj tepla. To je první zdroj nejistot, protože se vychází ze zbytkového tepelného výkonu VJP určeného výpočtetně s omezenou přesností. Další informace jsou v uvedeny v kap. 6.2.1. Podobně se na celkové míře nejistoty podepisuje metodika a použité nástroje pro stanovení rozložení teplot od definovaných tepelných zdrojů. Jediná česká relevantní zpráva (Šik 2021) nevysvětluje detailně použité předpoklady a zjednodušení, proto by bylo potřeba další posouzení správnosti zvoleného postupu.

Jedním z důvodů pro limit 95-100 °C jsou nejistoty ve znalostech chování (stability) bentonitu při vyšších teplotách. Zmíněné projekty (H2020 EURAD – HITEC či Inženýrská bariéra 200C) se snaží tyto nejistoty snížit.

Reference:

- ČERNOCHOVÁ K., KAŠPAR V., KRUIS J., MAŠÍN D., NAJSER J., SVOBODA, J., VAŠÍČEK, R. (2021): WP 7 HITEC: Souhrn výstupů českých stran projektu EURAD, SÚRAO TZ 562/2021. Praha
- GNB (2002): Bezpečnostní zpráva pro typové schválení – sklad. Obalový soubor pro přepravu a skladování CASTOR® 440/84M. Teplotní výpočet. GNB B 049/2002, Rev. 2
- KAŠPAR, V., ŠACHLOVÁ, Š., HOFMANOVÁ, E.; KOMÁRKOVÁ, B., HAVLOVÁ, V.; APARICIO, C.; ČERNÁ, K., BARTAK, D., HLAVÁČKOVÁ, V. (2021): Geochemical, Geotechnical, and Microbiological Changes in Mg/Ca Bentonite after Thermal Loading at 150 °C. *Minerals* 2021, 11, 965. <https://doi.org/10.3390/min11090965>
- LAUFEK, F.; HANUSOVÁ, I.; SVOBODA, J.; VAŠÍČEK, R.; NAJSER, J.; KOUBOVÁ, M.; ČURDA, M.; PTICEN, F., VACULÍKOVÁ, L., SUN H., MAŠÍN D. (2021): Mineralogical, Geochemical and Geotechnical Study of BCV 2017 Bentonite—The Initial State and the State following Thermal Treatment at 200 °C. *Minerals*. 2021, 11(8), ISSN 2075-163X
- ŠIK J. (2020): Ukládací obalový soubor pro hlubinné úložiště. Tepelný výpočet. Škoda JS, Ae 16093/Dok Rev. 4.
- VAŠÍČEK, R.; LEVOROVÁ, M., ČERVINKA, R., HAUSMANNOVÁ, L.; KAISR, Z.; VENKRBEC, Z. (2013): Závěrečná zpráva řešení Podetapy 4.2 projektu FRTI1/362: Výzkum vlastností materiálů pro bezpečné ukládání radioaktivních odpadů a vývoj postupů jejich hodnocení FR-TI1/362. Centrum experimentální geotechniky, Fakulta stavební ČVUT.
- VOKÁL A., HAVLOVÁ V., HERCÍK M., LANDA J., LUKIN D., VEJSADA J. (2010): Aktualizace referenčního projektu hlubinného 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.

6.1.7 Dávkový příkon na povrchu

Popis:

UOS spadá z pohledu české legislativy mezi obalové soubory typu D. Pro tyto se legislativně nestanovují limity pro osobní dávkový ekvivalent. Přesto je vhodné stanovit pro nakládání s UOS provozní limity, které umožní optimalizovat radiační ochranu v hlubinném úložišti.

Zprávy Škoda JS analyzující stínění UOS pro paliva VVER-440 (Lovecký 2020a) a VVER-1000 (Lovecký 2020b) navrhuji následující limity:

- Limit příkonu osobního dávkového ekvivalentu 2 mSv/h na povrchu UOS v oblasti víka.
- Limit příkonu osobního dávkového ekvivalentu 0,1 mSv/h ve vzdálenosti 2 m od UOS v oblasti víka.

Další limit se stanovuje s ohledem na zabránění změnám bentonitu a radiolýze vody:

- Limit dávkového příkonu 1 Gy/h na povrchu UOS na rozhraní obálka/bentonit.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Z hlediska dlouhodobé bezpečnosti bude mít dávkový příkon vliv na průběh procesů radiolýzy na povrchu ukládacího obalového souboru a proces tvorby korozních produktů (Forman et al. 2021). Vysoký dávkový příkon na povrchu UOS může rovněž způsobit změny v bentonitu. Ty mohou být vyvolané přímo dávkovým příkonem, kdy snižují schopnost povrchu bentonitu vázat některé radionuklidy nebo se jedná o nepřímý efekt vyvolaný radiolýzou vody, kdy se mění chemický potenciál bentonitu (Jonsson 2012). V každém případě je možné vysledovat vliv na bezpečnostní funkci *zpomalit migraci radionuklidů od radioaktivního odpadu do životního prostředí*.

Vliv na provozní bezpečnost:

Dávkové příkony na povrchu UOS mají vliv na radiační bezpečnost pracovníků nakládajících s UOS v hlubinném úložišti a na podmínky, ve kterých bude UOS v hlubinném úložišti uložen.

Dostupná data:

Data dostupná v českých zprávách jsou dvojího typu. Jedná se o výpočty dávkových příkonů v detailních modelech UOS naplněných VJP. Ty mají za úkol poskytnout realistické odhady podmínek, ve kterých budou UOS v HÚ uloženy (Lovecký 2020a a Lovecký 2020b). Druhý typ zpráv se zabývá analýzou vlivu dopadů dávkových příkonů na životnost materiálů UOS. Souhrnné informace poskytuje zpráva (Forman et al. 2021).

Nejistoty:

V případě výpočtů dávkových příkonů je možné detailně rozebrat nejistoty výsledku. Hlavní příspěvek k celkové nejistotě představuje zdrojový člen záření z VJP. Určuje se výpočtem a závisí silně na celkové míře vyhoření paliva. Dále se jedná o metodiku přepočtu spektra energií částic mezi zdrojem z VJP a referenčním místem (povrch UOS či vzdálenost 2 m od povrchu) na dávkový příkon. V případě čistého dávkového příkonu se jedná pouze o absorbovanou energii vztaženou na hmotnost, ale u osobního dávkového ekvivalentu je nutná přepočítací váhová funkce. V případě analýz od Škoda JS byla využívána starší norma ICRU-57/ICRP-74 z roku 1996. Dále bude výsledek záviset na detailnosti grupové struktury pro záznam zdrojového záření a použitých jaderných datech. I přes použití stochastických kódů je příspěvek statistické nejistoty obvykle zanedbatelný.

V případě experimentů, které si kladou za účel stanovit působení silného radiačního pole na bentonit a materiál UOS, je nutné se potýkat s běžnou laboratorní nejistotou. V neposlední řadě je nutné posoudit, jak jsou výsledky z laboratoře přenositelné do reálného hlubinného úložiště. Např. se může jednat o použití pórového roztoku místo kompakovaného bentonitu

(Forman et al. 2021). Obecně platí, že je nutné vždy dávkový příkon určovat v závislosti na okolním prostředí, které má podstatný vliv na výslednou hodnotu.

Reference:

FORMAN ET AL. (2021): Závěrečná technická zpráva výzkumná část projektu Výzkum a vývoj ukládacího obalového souboru pro hlubinné ukládání vyhořelého jaderného paliva do stadia realizace vzorku, TZ 544/2021, Škoda JS.

JONSSON, M. (2012): Radiation Effects on Materials Used in Geological Repositories for Spent Nuclear Fuel, International Scholarly Research Notices, vol. 2012, Article ID 639520, 13 pages, 2012. <https://doi.org/10.5402/2012/639520>.

LOVECKÝ, M. (2020A): Ukládací obalový soubor pro hlubinné úložiště. Výpočet stínění pro palivo VVER-440, Ae 15993/Dok, Rev.3., SÚRAO 506/2020.

LOVECKÝ, M. (2020B): Ukládací obalový soubor pro hlubinné úložiště. Výpočet stínění pro palivo VVER-1000, Ae 15994/Dok, Rev.3., SÚRAO 507/2020.

6.1.8 Tepelná vodivost (Odvod tepla UOS)

Popis:

V procesu sdílení tepla ve VJP s UOS se uplatňuje konvekce, kondukce i radiace. Tepelný výkon je z palivových proutků odváděn přes PS do koše UOS a jím poté do stěny UOS. Tento postup tepla se děje za pomoci kondukce přes výplňový plyn v UOS, kondukce pevnými materiály proutků i další konstrukční části PS (vodící trubky, distanční mřížky, ..) a nosného koše a v neposlední míře tepelnou radiaci mezi povrchy v PS. Menší vliv má rovněž přirozená konvekce (proudění) výplňového plynu v UOS. Přesný popis těchto jevů je kvůli geometrické složitosti PS a koše UOS náročný a je nezbytné jej proto zjednodušit. V praxi (zejména pro potřeby výpočtů v průběhu suchého skladování VJP) se nejčastěji používá buďto modelu efektivního součinitele tepelné vodivosti buďto pro celou náplň UOS nebo alespoň PS, nebo výpočtu pomocí subkanálové analýzy.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Tepelná vodivost ovlivňuje rovnováhu mezi vznikem tepla ve VJP a jeho odvodem do okolní horniny. Obecně platí, že tepelná vodivost UO₂ je nízká a v průběhu vyhořívání se snižuje. Během vyhořívání se také mění složení plynové výplně v mezeře mezi palivem a pokrytím. Počáteční heliová výplň je nahrazována plynými štěpnými produkty s horší tepelnou vodivostí. Další vliv na tepelnou vodivost v UOS s VJP má zvolená plynová výplň v UOS a případná přítomnost vody, která tepelnou vodivost zvyšuje. Nižší tepelná vodivost v jednotlivých komponentách UOS s VJP zvyšuje teplotu VJP, která ovlivňuje děje rizikové z pohledu úniku radioaktivních látek (viz kap.6.2.7)

Dostupná data:

Protože hodnoty tepelných vodivostí VJP se určují výpočetně na základě korelací, je možné najít popis tepelných vodivostí během vyhořívání paliva v dokumentaci výpočetních kódů.

Příkladem může být kód TRANSURANUS (European Commission 2019). Jsou zde také výsledky dostupných validačních experimentů. Konkrétní výpočet rozložení teplot v UOS

využívající efektivní koeficient tepelné vodivosti představuje zpráva (Šik 2020). Jsou zde také představeny hodnoty součinitelů tepelné vodivosti.

Nejistoty:

Tepelná vodivost a odvod tepla bude záviset na použitých předpokladech. Model efektivního součinitele tepelné vodivosti pro PS vychází z aproximace PS homogenním materiálem s rovnoměrně generovaným tepelným výkonem. Efektivní součinitel tepelné vodivosti je obecně funkcí: geometrie PS, výplňového plynu, referenční teplotě v nehomogenní geometrii, materiálů PS, teplot v PS, generovaného tepelného výkonu a modelu pro výpočet tepelného pole v nehomogenní geometrii PS. Způsob určení efektivního součinitele tepelné vodivosti je nutné podrobit dalšímu zkoumání a zároveň využít subkanálové metody pro vyčíslení nejistoty výpočtů odvodu tepla z UOS.

Jako nejistotu je také nutné vnímat skutečnost, že chování jaderného paliva je dobře prozkoumáno během vyhořívání paliva v podmínkách jaderného reaktoru, ale následné změny během skladování nejsou prozkoumány ve stejné míře. Je nutné posoudit, jaké předpoklady a korelace je možné použít při návrhu hlubinného úložiště.

Reference:

EUROPEAN COMMISSION (2019): TRANSURANUS HANDBOOK, Document Number Version 1 Modification 1, Joint Research Centre Karlsruhe

ŠIK J. (2020): Ukládací obalový soubor pro hlubinné úložiště. Tepelný výpočet. Škoda JS, Ae 16093/Dok Rev. 4, SÚRAO 509/2020.

6.1.9 Plynová výplň (druh plynu, složení, plnicí tlak)

Popis:

V současně navrženém řešení UOS je prostor vnitřního pouzdra/obalu je vyplněn heliem ($p=1$ bar), prostor vnějšího obalu dusíkem ($p=1,5$ bar).

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Použitá plynová výplň je navržena z důvodu zlepšení sdílení tepla generovaného VJP. Použitý plyn a tlak plynové náplně nebude pro bariéry představovat významný problém.

Vlivem ionizujícího záření bude docházet k radiolýze plynů. Z hlediska bezpečnosti je významnější radiolýza dusíku uvnitř UOS a vzduchu v okolí UOS za přítomnosti vlhkosti oproti radiolýze helia, která nebude mít žádný vliv na bezpečnost (viz kap. 7.4.8) (Henshaw 1994).

Dostupná data:

Ověření dostatečně dimenzovaného odvodu tepla z UOS byl proveden ve Škoda JS (Šik 2020).

Nejistoty:

Z dlouhodobého hlediska nedojde k významnému ovlivnění okolních bariér po úniku navrženého plynu z UOS, proto není třeba věnovat problematice větší pozornost.

Reference:

HENSHAW J. (1994): Modelling of nitric acid production in the advanced cold process canister due to irradiation of moist air, Stockholm, Sweden: Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. (SKB). Technical Report 94-15

ŠIK J., (2020): Ukládací obalový soubor pro hlubinné úložiště. Tepelný výpočet, ŠKODA JS a.s., Ae 16093/Dok, Plzeň., SÚRAO 509/2020.

6.2 VJP

6.2.1 Složení matrice paliva a inventář radionuklidů

Popis:

Vyhořelé jaderné palivo je tvořeno celou řadou aktinoidů, štěpných produktů a aktivačních produktů. Inventář radionuklidů je klíčem ke stanovení dalších charakteristik VJP jako jsou zbytkový tepelný výkon a aktivita. Inventář radionuklidů se určuje výpočetně. Obvykle ve zjednodušeném modelu tvořeném jedním typem palivového souboru v nekonečné mříži identických souborů. Pro reprezentativní stanovení složení matrice vyhořelého paliva je nutné znát její počáteční složení včetně případných příměsí. Dále musí být známo výsledné střední vyhoření palivového souboru. Výsledné vypočtené materiálové složení také bude záviset na uvažovaných podmínkách během simulovaného vyhořívání. Zde se jedná zejména o teplotu paliva a moderátoru, obsah kyseliny borité v moderátoru, specifický výkon paliva a časový průběh uvedených charakteristik. V neposlední řadě bude záviset na výpočetním programu a jaderných datech.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Ze znalosti složení matrice paliva a obsahu radionuklidů se odvíjí stanovení všech dalších charakteristik VJP. Jedná se o klíčový parametr z pohledu vlivu na bezpečnost.

Dostupná data:

Zatím nejpodrobnější stanovení složení matrice VJP a stanovení zbytkového tepelného výkonu a aktivity bylo provedeno ve zprávě (Rataj et al. 2015). Výpočty byly provedeny pomocí nástrojů balíku SCALE a byly zahrnuty všechny typy palivových souborů zavážených do doby vypracování zprávy v českých jaderných elektrárnách. Pro každý typ palivového souboru pak byly uvažovány tři stupně výsledného středního vyhoření. V rámci analýzy vlivu příměsí byl sledován vliv příměsí dusíku na aktivitu VJP. Uvedená zpráva ale již neobsahuje data pro poslední modifikace palivových souborů pro elektrárny ETE a EDU a také pro potenciální NJZ.

Do budoucna by bylo vhodné přejít od systému hodnot určených pro vybrané diskrétní kroky vyhoření pro zvolené typy palivových souborů k postupu, který bude umožňovat stanovení složení přímo pro každý unikátní ukládaný palivový soubor v závislosti na jeho typu a výsledném středním vyhoření.

Nejistoty:

Nejistoty stanovení složení VJP souvisí s postupem výpočtu. Lze vysledovat několik zdrojů nejistot:

- Definice počátečního složení – je nutné získat podrobná data od výrobce, aby mohl být zohledněn i vliv příměsí v palivu;
- Nastavení parametrů výpočtu – zejména jde o teploty komponent palivového souboru, koncentraci kyseliny borité, specifický výkon a časové závislosti uvedených charakteristik;
- Použitý výpočetní program a jaderná data.

Na základě rozboru ve zprávě (OECD/NEA 2011) lze usoudit, že nejistota stanovení klíčových nuklidů bude v řádu jednotek procent.

Reference:

OECD/NEA (2011): Spent nuclear fuel assay data for isotopic validation, NEA/NSC/WPNCs/DOC(2011)5.

RATAJ J., FEJT F., FRÝBORT J., FRÝBORTOVÁ L. (2015): Databáze VJP pro bezpečnostní rozbor, FJFI ČVUT.

6.2.2 Mikrostruktura paliva

Popis:

Mikrostruktura vyhořelého jaderného paliva se zásadně odlišuje od čerstvého paliva. Tepelné namáhání, oxidace a silné radiační pole vede k rozpraskání a napuchání palivových pelet. Obecně lze v palivech při vyhoření převyšujícím 45 MWd/kgU nalézt dvě klíčové oblasti:

- centrální oblasti paliva s radiálními prasklinami a homogenní porozitou,
- vnější prstenec s vyšší porozitou a zrny o velikosti menší než mikrometry.

Vnější prstenec je důsledkem tvorby štěpného Pu-239 v blízkosti vnějšího povrchu palivových pelet. Proto tato oblast generuje v průběhu vyhořívání významně vyšší výkon než vnitřní část paliva. To je příčinou zmíněných strukturálních změn paliva v této oblasti.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Změny mikrostruktury jaderného paliva usnadňují další praskání palivových pelet. Zvyšují dále povrch, který může interagovat s okolním prostředím a ovlivňuje možnost úniku radionuklidů z VJP.

Dostupná data:

Mikrostruktura vyhořelého jaderného paliva produkovaného v Česku není uceleně řešena. Mikrostruktura paliva je stanovována výpočetně pomocí termomechanických simulací. Podrobněji problematiku chování paliva po skončení vyhořívání a během období skladování zpracovává zpráva (IAEA 2019).

Nejistoty:

Mikrostruktura VJP se stanovuje výpočetně pomocí termomechanických simulací. Ty využívají experimentálně stanovené korelace s obtížně kvantifikovatelnou nejistotou. Dalším významným zdrojem nejistoty je období skladování VJP po skončení vyhořívání. Během několika desítek let se palivo skladuje v podmínkách, které se zásadně odlišují od podmínek v jaderném reaktoru. Další změny mikrostruktury paliva v tomto období jsou málo

prozkoumanou oblastí, protože používané výpočetní kódy neobsahují vhodné korelace pro podmínky skladování.

Reference:

IAEA (2019): Behaviour of Spent Power Reactor Fuel during Storage, IAEA-TECDOC-1862, IAEA, Vienna.

6.2.3 Loužitelnost matrice paliva

Popis:

V okamžiku vystavení matrice paliva působení vody bude docházet k rozpouštění matrice paliva. Obecně ovšem platí, že matrice paliva uvolňuje obsažené radionuklidy pomalu.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Jakmile dojde k selhání UOS a pokrytí paliva, dojde k průniku vody z úložiště k matrici paliva. Rozpustnost matrice paliva bude dále významná pro stanovení rychlosti migrace radionuklidů do životního prostředí.

Dostupná data:

V případě paliva z českých jaderných elektráren neproběhlo vyhodnocení loužitelnosti matrice VJP a je nutné se opírat o zahraniční zprávy. Konkrétní měření je možné nalézt ve zprávě Posiva (Roth 2015). V českých podmínkách byla zkoumána loužitelnost matrice čerstvého UO_2 (Silber et al. 2007). Výsledky pak byly použity ve zprávě (Vokál et al. 2009).

Nejistoty:

K problematice loužitelnosti matrice paliva proběhlo množství experimentů, protože existují koncepty ukládání VJP, které pracují s matricí paliva jako významnou bariérou před únikem radionuklidů do životního prostředí. Podle zahraničních referencí ale nebyla zatím plně teoreticky vysvětlena experimentální pozorování. Loužitelnost matrice paliva, a hlavně význam dalších procesů (aktivita alfa zářičů, přítomnost vodíku) na tuto charakteristiku zůstává předmětem dalšího zkoumání.

Reference:

ROTH O. (2015): A Study of Instant Release Fractions and Matrix Dissolution Rate of Two Fuel Samples Irradiated in Olkiluoto 1, Studsvik Nuclear AB, Working Report 2015-19.

SILBER, R., VELICKÝ, M., VOKÁL, A. (2007): Dissolution of UO_2 Fuel in Repository Modelling Slightly Alkaline Solution - Electrochemical Approach In: Proceedings of Workshop 2007. Praha: České vysoké učení technické v Praze, 2007. pp. 466-467. ISBN 978-80-01-03667-9. 2007.

VOKÁL, A., BRŮHA, P., ČERVINKA, R., DOBREV, D., DRTINOVÁ, B., HAVLOVÁ, V., HERCÍK, M., LACIOK, A., LANDA, J., PALÁGYI, Š., POLÍVKA, P., SILBER, R., VEČERNÍK, P., VEJSADA, J., VELICKÝ, M., VETEŠNÍK, A., VOJTĚCHOVÁ, H., VOPÁLKA, D. (2009): Závěrečná zpráva Projektu výzkumu a vývoje Výzkum bariér úložišť radioaktivních odpadů ev. č. 1H-PK/25 v programu POKROK, ÚJV Řež zpráva ev. č. 13074, leden 2009

6.2.4 Složení plynné výplně v palivových proutcích

Popis:

Vnitřní prostor pokrytí palivového proutku čerstvého paliva je vyplněn nejčastěji heliem z důvodu zlepšení sdílení tepla v mezeře mezi palivem a pokrytím a z důvodu omezení přetlaku v primárním okruhu jaderného reaktoru. Během vyhořívání vzniká řada plynných štěpných produktů, které se mohou dostat z matrice paliva do mezery mezi palivem a pokrytím. Jedná se zejména o izotopy Xe, I, Cs a Kr. Jejich tepelná vodivost je nižší než v případě helia. Po skončení vyhořívání pokračuje difuze nahromaděných štěpných produktů do vnitřního prostoru palivového pokrytí a samovolný rozpad nahromaděných štěpných produktů a aktinoidů, který vede zejména ke vzniku helia.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Složení plynné výplně v palivových proutcích určuje primárně sdílení tepla v mezeře mezi palivem a pokrytím a ovlivňuje tak odvod tepla z VJP. Dále je možné uvažovat o možném hromadění plynných štěpných produktů a helia po skončení vyhořívání a možném mechanickém namáhání pokrytí při absenci vnějšího přetlaku, ale podle dostupných zdrojů je frakce štěpných produktů unikajících z matrice paliva příliš malá, aby mohla způsobit poškození palivového pokrytí i v kombinaci s produkcí helia samovolnými přeměnami ve vyhořelém jaderném palivu.

Dostupná data:

Složení plynné výplně vychází z výpočtů vyhořívání v termomechanických programech. Ty obsahují modely umožňující stanovit složení plynné výplně palivových proutků a z toho vyplývající teplotu paliva. Pro období skladování VJP je nutné použít jiné korelace, které budou respektovat odlišné vnější podmínky. Běžné programy umožňující stanovit složení vyhořelého paliva dokáží spolehlivě určit i objem vznikajícího helia. Problematika je přehledně zpracována v zahraničních zprávách (SKB 2010a; Ferry et al. 2010).

Nejistoty:

Výpočty složení plynné výplně dosahují obecně vyšší spolehlivosti v případě podmínek panujících v jaderných reaktorech. Ty jsou totiž pokryté stávajícími korelacemi. Období skladování po skončení vyhořívání je zatíženo větší nejistotou. Významně do nejistoty složení plynné výplně promlouvání historie provozu jaderného paliva. Zde mohou pozorované odchylky v tlaku plynné výplně dosahovat až desítek procent i pro stejnou hodnotu výsledného vyhoření.

Reference:

SKB (2010A): Fuel and canister process report for the safety assessment SR-Site. Stockholm, Sweden: Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. (SKB). Technical Report TR-10-46. 143 p. ISSN 1404-0344

FERRY, C., PIRON, J-P., AMBARD, A. (2010): Effect of helium on the microstructure of spent fuel in a repository: An operational approach. Journal of Nuclear Materials. Vol. 407, no. 2, p. 100-109.

6.2.5 Frakce okamžitě uvolnitelných radionuklidů

Popis:

Během vyhořívání paliva se část radionuklidů shromažďuje v prasklinách palivových pelet, kolem zrn matrice paliva a případně difunduje do mezery mezi palivem a pokrytím. Jde o snadno rozpustné nuklidy a plynné štěpné produkty.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

V okamžiku selhání palivového pokrytí a průniku vody k matrici paliva jsou to tyto radionuklidy, které se budou v řádu dní rychle uvolňovat z paliva a mohou způsobit pík v uvolňované aktivitě.

Dostupná data:

Frakce okamžitě uvolnitelných nuklidů se odhaduje na základě experimentů s ozářeným palivem. Množství snadno uvolnitelných nuklidů závisí na historii provozu vyhořelého paliva a celkové míře vyhoření. Běžné hodnoty se pohybují pod 1 % pro vyhoření nižší než 40 MWd/kgU a pod 5 % pro vyhoření v rozmezí 40 až 50 MWd/kgU. Pro vysoká vyhoření nad 60 MWd/kgU již frakce okamžitě uvolnitelných radionuklidů převyšuje 10 %. Takové údaje lze nalézt např. ve zprávě (Johnson et al. 2004). V případě určení frakce okamžitě uvolnitelných nuklidů je nutné se opřít o zahraniční zprávy (Nordström 2009; Oldberg 2009). Poslední dostupné zdroje (Nummi et al. 2021) pracují s celkovým uvolňovaným objemem štěpných produktů a přináší nižší (poloviční a menší) hodnoty okamžitě uvolnitelné frakce nuklidů. Je to ovšem vázáno na podmínku, že maximální uvolnitelný objem štěpných produktů palivových proutků nepřevyšuje 5 %. Podle podkladové studie je tato podmínka splněna pro všechny zkoumané palivové soubory.

Nejistoty:

Chování plyných štěpných produktů je dobře prozkoumáno, a právě jejich měření je klíčem ke stanovení frakce okamžitě uvolnitelných radionuklidů. Chování dalších radionuklidů, které se rychle uvolňují v důsledku průniku vody k matrici paliva zůstává nejisté a jsou nutná další zkoumání.

Reference:

- NORDSTRÖM, E. (2009): Fission gas release data for Ringhals PWRs. Stockholm, Sweden: Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. (SKB). Technical Report TR-09-26. 15 p. ISSN 1404-0344.
- OLDBERG, K. (2009): Distribution of fission gas release in 10×10 fuel. Stockholm, Sweden: Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. (SKB). Technical Report TR-09-25. 33 p. ISSN 1404-0344.
- JOHNSON, L., POINSSOT C., FERRY C., LOVERA P. (2004): Estimates of the Instant Release Fraction for UO₂ and MOX Fuel at t = 0, A Report of the Spent Fuel Stability (SFS) Project of the 5th Euratom Framework Program, NAGRA NTB 04-08.
- NUMMI, O., HUTTUNEN, J., PASTINA, B. (2021): Source Terms for the Safety Case in Support of the Operating Licence Application, Posiva 2021-11, ISSN: 2343-4740.

6.2.6 Tlak v palivových proutcích

Popis:

Vnitřní prostor palivového pokrytí je vyplněn plynem. Jeho konkrétní složení je závislé na počátečním složení a tlaku v čerstvém palivu, průběhu vyhořívání a uvolňování helia v důsledku samovolných rozpadů akumulovaných štěpných produktů a aktinoidů. V závislosti na teplotě palivových proutků bude nahromaděný plyn vyvíjet tlak na palivové pokrytí.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Palivové pokrytí je jedním z klíčových bezpečnostních prvků bránících úniku radioaktivních látek. K selhání pokrytí může dojít v důsledku mechanického namáhání, které je vyvoláno vzájemným působením vnitřního tlaku v palivových proutcích a vnějšího tlaku z okolního prostředí. Proto je nutné znát pro nakládání s VJP tlak v palivových proutcích.

Dostupná data:

Pro ozářená pokrytí je možné najít více zahraničních studií. Souhrnně jsou prezentovány ve zprávě (IAEA 2019). Soustředí se ovšem na slitiny typické pro zahraniční lehkovodní reaktory: Zircalloy-4, Zirlo apod. V českých podmínkách je významná slitina E-110. Té se věnuje zpráva (Vesely et al. 1999), ale pracuje pouze s neozářeným pokrytím.

Nejistoty:

Podobně jako u dalších charakteristik VJP, je i zde silná závislost na historii provozu palivového souboru a podmínkách skladování po skončení vyhořívání. Zásadní pro správné stanovení vnitřního tlaku v palivovém pokrytí je znalost teploty paliva.

Reference:

IAEA (2019): Behaviour of Spent Power Reactor Fuel during Storage, IAEA-TECDOC-1862, IAEA, Vienna.

VESELY J., VALACH M., FREJTICH Z., PRIMAN V. (1999): Creep properties of non-irradiated Zr1Nb cladding tubes under normal and abnormal storage conditions, IAEA, IAEA-TECDOC-1089.

6.2.7 Teplota v palivových proutcích

Popis:

Teplota v palivových proutcích je výsledkem současně probíhajících dějů s VJP: produkce tepla radioaktivními rozpady, tepelná kapacita VJP a odvod tepla do vnějšího prostředí. Teplota následně ovlivňuje termomechanický stav palivového proutku.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Teplota paliva a s ní související teplota dalších komponent VJP ovlivňuje celou řadu procesů v hlubinném úložišti:

- Změny mikrostruktury palivových pelet.
- Namáhání palivového pokrytí.
- Radiolýza vody.

- Rozpouštění palivové matrice.
- Uvolňování radionuklidů z matrice paliva.

Výrobce paliva také dále předepisuje maximální povolenou teplotu pokrytí. Ta je hlídána za provozu reaktoru. Při skladování VJP po skončení vyhořívání teplota klesá, ale opětovný nárůst je typický pro počáteční období po zavezení do HÚ.

Dostupná data:

Pro stanovení teplot paliva a dalších komponent VJP je nezbytný podrobný tepelný výpočet. Vstupem jsou do něj hodnoty zbytkového tepelného výkonu, které byly podrobně zpracovány formou funkcí ve zprávě (Fejt 2019). Tepelný výpočet úložiště byl zdokumentován ve zprávě (Kobyłka 2019). Soustředí se ovšem spíše na další aspekty sdílení tepla v HÚ a dodržení limitních teplot bentonitu.

Rozložení teplot v UOS bylo hodnoceno ve zprávě Škoda JS (Šik 2020). Model vycházel z následující geometrie. Výpočet teplotních polí v UOS byl proveden výpočtovým programem TEPL0. Byla řešena stacionární rovinná úloha vedení tepla na modelu příčného řezu UOS v axiální úrovni maxima zbytkového výkonu. Geometrický model zahrnuje dle symetrie 1/12 (UOS s palivem VVER440) nebo 1/6 (UOS s palivem VVER1000) příčného řezu. Prostor vnitřního pouzdra je vyplněn heliem, prostor vnějšího obalu dusíkem. V obou prostorech je modelováno vedení tepla plynem a sálání mezi povrchy komponent UOS a PS. Výsledky výpočtu jsou nezávislé na poloze ukládání UOS do HU. Jsou tedy platné pro vertikální, horizontální i šikmé ukládání UOS do HU. Tepelným výpočtem UOS bylo prokázáno, že konstrukce UOS pro palivo VVER440 a VVER1000 splňuje podmínky na dodržení limitních teplot pokrytí paliva a komponent UOS za předpokladu, že do HÚ je vkládáno palivo, které bylo skladováno 65 let od konce ozařování v reaktoru.

Nejistoty:

Nejistota stanovení teploty v palivových proutcích závisí do značné míry na nejistotě stanovení zbytkového tepelného výkonu. Výpočetní programy ovšem vykazují vysokou míru spolehlivosti při určování parametrů VJP, proto je možné (s výjimkou hrubých chyb) uvažovat tento zdroj nejistot za zanedbatelný. Významnějším zdrojem nejistot je tepelný výpočet analyzující sdílení tepla v rámci UOS i s vnějším prostředím. Ten vyžaduje znalost celé řady charakteristik prostředí HÚ. Jejich určení je zatíženo chybou a závisí pak na citlivosti výpočtu teplotního pole v HÚ na daný parametr, jaká je nejistota stanovení teplot v palivovém proutku.

Rozložení tepelného výkonu po poloměru palivové tablety bude mít na vlastnosti paliva v průběhu uložení malý vliv, protože jen mírně ovlivňuje základní teplotní profil v palivové tabletě. Teplotní profil bude více ovlivněn dalšími aspekty odvodu tepla do okolí a za běžných podmínek a při dodržení jiných požadovaných parametrů budou teploty relativně nízké.

Pro ocenění teplot a jejich vlivu na termomechanický stav palivového proutku z hlediska dlouhodobého uložení také nejsou dosud vyvinuty spolehlivé a validované modely popisu fyzikálních a chemických jevů, které se v proutku odehrávají. Většina nyní používaných modelů je určena pro podmínky vyhořívání paliva v AZ za provozu reaktorů (vysoké teploty, krátké časové úseky, prostředí s vysokým neutronovým tokem a štěpením) nebo pro výpočty havarijních stavů. Bude proto zapotřebí jejich platnost pro podmínky ukládání ověřit nebo odvodit modely nové, které umožní popsat např. dlouhodobé jevy, chemické procesy, vliv produktů rozpadů dlouhodobých produktů štěpení a aktinoidů.

Reference:

FEJT F., KOBYLKA D. (2019): Optimalizace zavážení VJP do UOS, Technická zpráva SÚRAO 350/2019.

KOBYLKA D. (2019): Optimalizace vzájemné vzdálenosti UOS, Technická zpráva SÚRAO 135/2017.

ŠIK J. (2020): Ukládací obalový soubor pro hlubinné úložiště. Tepelný výpočet. Škoda JS, Ae 16093/Dok Rev. 4.

6.2.8 Geometrie paliva

Popis:

V tepelných reaktorech je geometrie paliva definována s vysokou přesností. Pracuje se ovšem s rozměry ve studeném stavu. Vlivem teplotní roztažnosti se mění rozměry všech komponent palivového souboru. Rozměry paliva jsou kromě teploty ovlivňovány také mechanickými deformacemi a radiačně vyvolanými změnami v materiálech. Vlivem záření a procesu vyhořívání se může jaderné palivo smršťovat, nebo naopak napuchat a pokrytí paliva se může dostat do přímého kontaktu s palivovými peletami. Během skladování VJP je pak nejčastější efekt tečení pokrytí paliva (creep) vlivem vnitřního přetlaku v palivových proutcích.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Konkrétní rozměry a geometrie paliva ovlivňují především sdílení tepla ve VJP. Konkrétně se jedná o sdílení tepla v mezeře mezi palivem a pokrytím. V této mezeře je teplot sdíleno pomocí radiace. Dalším bezpečnostním aspektem geometrie paliva je možnost dosažení kritického stavu. Zde se uplatní zejména krok mříže palivových proutků a případně vzdálenost mezi sousedními palivovými soubory.

Dostupná data:

Mechanismy poškozování vyhořelého paliva během skladování jsou popsány ve zprávě (IAEA 2019). Konkrétní informace o geometrii paliva jsou schopny poskytnout termomechanické výpočetní kódy. Je ovšem nutné použít korelace odpovídající použitému typu paliva.

Nejistoty:

V českých podmínkách je největším zdrojem nejistoty v určení geometrie vyhořelého paliva nedostupnost experimentálních údajů o VJP pro reaktory VVER-440 a VVER-1000. Absence těchto údajů znemožňuje vyvinout ověřené korelace do termomechanických výpočetních kódů.

Reference:

IAEA (2019): Behaviour of Spent Power Reactor Fuel during Storage, IAEA-TECDOC-1862, IAEA, Vienna.

6.2.9 Stav pokrytí

Popis:

Vyhořívání paliva začíná s jednoznačně definovaným stavem palivového pokrytí. Během vyhořívání a následného skladování jaderného paliva působí různé mechanismy, které ovlivňují výsledný stav pokrytí:

- Migrace a precipitace vodíku. Zejména pro vysoké stupně vyhoření nad 45 MWd/kgU se v palivu vyskytuje zvýšená koncentrace vodíku v blízkosti styku pokrytí s vodou.
- Vznik hydridových puchýřů, které označují lokální zóny s vysokou koncentrací hydridů.
- Interakce paliva s pokrytím v místě, kde se vytvoří spojení mezi palivem a pokrytím.
- Tečení pokrytí v důsledku vnitřního přetlaku v palivovém pokrytí.
- Reorientace hydridů v důsledku ohřátí a následného vychládání paliva při nakládání s VJP.
- Zpožděné hydridové praskání spočívá v precipitaci hydridů do míst trhlin v palivovém pokrytí.
- Oxidace UO_2 , které by vedla ke vzniku U_3O_8 a napuchání paliva.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Pokrytí paliva je v případě HÚ primární bariéra bránící úniku radioaktivních látek do prostoru UOS. Všechny výše zmíněné mechanismy mohou vést k selhání palivového pokrytí, které ztratí svou hermetičnost a umožní únik zadržovaných plyných štěpných produktů a průnik vody k palivové matici. To zapříčiní další uvolňování radioaktivních látek.

Dostupná data:

Popis poškození palivového pokrytí lze nalézt pro zahraniční lehkovodní slitiny ve zprávě (IAEA 2019). Popis neozářené slitiny E-110 typické pro české podmínky je ve zprávě (Vesely et al. 1999). Obecně je nutné se v otázce stavu palivového pokrytí obracet především na zahraniční publikace. V České republice probíhají pravidelná měření dílčích aspektů palivových pokrytí, ale pracuje se s čerstvými neozářenými vzorky materiálů. Následuje seznam publikací, které se věnují popisu poškození pokrytí: (Feria 2018), (Suman 2018), (Martin-Rengel 2017), (Lyon 2018), (Ito 2004), (Billone 2019) a (Olsen 2018).

Nejistoty:

Hlavním zdrojem nejistot je vhodnost a spolehlivost příslušného výpočetního modelu.

Reference:

IAEA (2019): Behaviour of Spent Power Reactor Fuel during Storage, IAEA-TECDOC-1862, IAEA, Vienna.

VESELY J., VALACH M., FREJTICH Z., PRIMAN V. (1999): Creep properties of non-irradiated Zr1Nb cladding tubes under normal and abnormal storage conditions, IAEA, IAEA-TECDOC-1089.

FERIA, F., HERRANZ, L.E. (2018): Effect of the oxidation front penetration on in-clad hydrogen migration. Journal of Nuclear Materials, Vol. 500, pp. 349–360.

SUMAN, S., KHAN, M.K., PATHAK, M., SINGH, R.N. (2018): Effects of hydrogen on thermal creep behaviour of Zircaloy fuel cladding. Journal of Nuclear Materials, Vol. 498, pp. 20–32.

- MARTIN-RENGEL, M.A., GOMEZ, F.J., RICO, A., RUIZ-HERVIAS, J., RODRIGUEZ, J. (2017): Obtention of the constitutive equation of hydride blisters in fuel cladding from nanoindentation tests. *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 487, pp. 220–228.
- LYON, W., MAI, A, LIU, W., CAPPES, N., RASHID, J., MACHIELS, A., WALDROP, K. (2018): Impact of Fuel-Cladding Bonding on the Response of High Burnup Spent Fuel Subjected to Transportation Accidents. Top Fuel meeting, paper A0118.
- ITO, K., KAMIMURA, K., TSUKUDA, Y. (2004): Evaluation of irradiation effect on spent fuel cladding creep properties. Proceedings of the 2004 International Meeting on LWR Fuel Performance, Orlando, Florida, September 19 – 22.
- BILLONE, M.C. (2019): Ductility of High-Burnup-Fuel ZIRLO™ following Drying and Storage – Spent Fuel and Waste Disposition. Report M2SF-19AN010201011, ANL-19/14, Argonne National Laboratory, Lemont.
- OLSEN, A.M., SCHWERDT, I.J., RICHARDS, B., McDONALD, L.W. (2018): Quantification of high temperature oxidation of U3O8 and UO2. *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 508, pp. 574–582.

6.2.10 Složení konstrukčních materiálů

Popis:

Konstrukční materiály a jejich složení je dobře definováno v čerstvém palivu. Pouze obsah příměsí je nutné odhadovat v intervalu definovaném výrobními postupy a vstupními surovinami. Během ozařování dochází ke změnám složení konstrukčních materiálů a k jejich aktivaci. Do výsledné aktivity konstrukčních materiálů významně přispívá aktivace příměsí. Během pobytu v reaktoru jsou konstrukční materiály také napadány vodíkem a dochází k jejich hydridaci. V neposlední řadě konstrukční materiály v náročných podmínkách jaderných reaktorů korodují. Také rychlost koroze je ovlivněna příměsemi v materiálu konstrukčních prvků.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Konstrukční materiály plní ve vyhořelém palivu dvě hlavní funkce: představují bariéru před únikem radioaktivních látek (palivové pokrytí) a udržují geometrii palivového souboru, což je klíčové pro odvod vznikajícího tepla. Z uvedených důvodů je nutné znát materiálové složení, aby bylo možné co nejpřesněji výpočetně určit stav konstrukčních materiálů. V případě selhání konstrukčních materiálů může dojít ke kontaktu vody s vyhořelým palivem. Pokud by snad došlo ke zhroucení konstrukce palivového souboru, představovalo by to zásadní překážku pro efektivní odvod tepla. Přítomnost příměsí má dále vliv na migraci radionuklidů, protože mohou ovlivňovat případnou sorpci radionuklidů.

Dostupná data:

Mechanismy poškozování konstrukčních materiálů jsou popsány ve zprávě (IAEA 2019). V případě příměsí v konstrukčních materiálech je možné se také obrátit na zahraniční zdroje. Zirkoniové slitiny, které jsou klíčovým konstrukčním materiálem jsou analyzovány v článku (Nikulina, Malgin 2008). Důsledek přítomnosti příměsí v konstrukčních materiálech a obvyklé hodnoty podílu příměsí jsou součástí zprávy SÚRAO (Rataj et al. 2015).

Nejistoty:

Základní nejistotou je, že množství příměsí v konstrukčních materiálech je možné pouze odhadovat a vždy se bude jednat o interval, který bude vymezovat obvyklé hodnoty.

Reference:

IAEA (2019): Behaviour of Spent Power Reactor Fuel during Storage, IAEA-TECDOC-1862, IAEA, Vienna.

NIKULINA A. V., MALGIN A. G. (2008): Impurities and their effect on the structure and properties of zirconium parts in nuclear reactors. Atomic Energy, 105, 5, 1573-8205, <https://doi.org/10.1007/s10512-009-9104-7>.

RATAJ J., FEJT F., FRÝBORT J., FRÝBORTOVÁ L. (2015): Databáze VJP pro bezpečnostní rozbor, FJFI ČVUT.

6.2.11 Přítomnost kapalných fází a její složení

Popis:

Významnější množství vody pronikne k VJP až po selhání UOS. Zahraniční literatura uvádí možnost, že je možné v důsledku nedokonalého sušení VJP při zavážení do UOS, zanést omezené množství vody i do nepoškozeného kontejneru. V českých podmínkách je tato možnost pouze teoretická, protože se VJP skladuje v suchých skladech, a proto je přítomnost vody v UOS v okamžiku zavezení VJP vysoce nepravděpodobná. Bylo rozhodnuto tuto možnost ve výčtu zachovat, protože je možné, že experimentální stanovení charakteristik VJP před zavezením do UOS bude probíhat ve vodním prostředí. Pak je možné, zejména v poškozených palivových proutcích, zanést vodu i do nepoškozeného UOS.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

U vody, které se dostane do UOS výše popsaným způsobem si lze jen obtížně představit mechanické působení. Klíčový vliv na bezpečnost je chemické působení v důsledku radiolýzy této vody a vyvolené korozi. Podrobný rozbor mechanismu zavezení vody do UOS a konzervativní odhad množství lze nalézt ve zprávě (Posiva 2017). Právě radiolýza vody bude klíčová vzhledem k mnohonásobně vyšším aktivitám VJP než v očekávaném okamžiku selhání UOS.

Dostupná data:

V českých podmínkách nebyl doposud proveden ucelený rozbor a hodnocení možnosti průniku vody do nepoškozeného UOS. Zahraniční literatura (SKB 2010b) pak formuluje požadavky na nakládání s VJP, aby bylo zajištěno, že množství vody v nepoškozeném UOS nepřekročí 600 g.

Nejistoty:

Hlavní nejistotou je množství vody, která se může potenciálně dostat do nepoškozeného UOS. Podle uvedeného rozboru ve zprávě (Posiva 2017) to určuje objem pléna v proutcích palivových souborů a počet poškozených proutků.

Reference:

POSIVA (2017): Safety Evaluation for a KBS-3H Spent Nuclear Fuel Repository at Olkiluoto – Features, Events and Processes, Posiva Oy 2016-03, ISBN: 978-951-652-250-3.

SKB (2010B): Spent nuclear fuel for disposal in the KBS-3 repository. Stockholm, Sweden: Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. (SKB). Technical Report TR-10-13. 91p. ISSN 1404-0344.

6.3 UOS (prázdný)

6.3.1 Design/technické řešení UOS

Popis:

Stávající konstrukční řešení je navrženo pro VJP z provozovaných energetických reaktorů VVER 440 a VVER 1000.

Návrh je zpracován ve dlu variantách (s rozdílnou hloubkou zpracování)

- Varianta A – dvouplášťový UOS a s vnějším obalem z uhlíkové oceli (X65MS – 1.8767), vnitřním pouzdem z korozivzdorné oceli (1.4404 – nerezová ocel) a s vnitřní vestavbou z korozivzdorné oceli pro vložení a zajištění vzájemné polohy palivových souborů. Materiál X65MS - 1.8767 ČSN EN ISO 3183 pro vnější obal je ocel, která se standardně používá pro výrobu svařovaných trubek velkého průměru. Materiál vnitřního pouzdra 1.4404 –korozivzdorná ocel – svařovaná ocelová trubka
- Varianta B – UOS s vnějším obalem z uhlíkové oceli a vnitřními pouzdry z korozivzdorné oceli pro jednotlivé palivové soubory, s vestavbou z korozivzdorné oceli zajišťující vzájemnou polohu vnitřních pouzder s VJP.

Technické řešení UOS zohledňuje typ a charakteristiky používaného paliva na provozovaných JE Temelín a Dukovany. Tomu odpovídá počet zavezených souborů VJP, v případě JE Dukovany 7 palivových souborů / 7 pouzder s jednotlivými palivovými soubory, v případě JE Temelín 3 palivové soubory / 3 pouzdra s VJP.

Hlavní konstrukční části UOS:

- Vnější obal (S355J2H) – tělo, dno, víko, zátka, rychlospojka, svary
- Vnitřní obal / pouzdro (1.4404) – tělo, dno, víko, víčko, ventil, svary
- Vnitřní vestavba (1.4404) – deska spodní, deska horní, vodící tyč, podložka, šroub, závěsný šroub

Víka vnějšího obalu, vnitřního obalu / pouzder jsou vybavena uzavíracími ventily, neboť se předpokládá, že po přivaření víka obalu nebo pouzdra bude prostor vyplněn inertním plynem; vnitřní prostor vnitřního obalu / pouzdra heliem, a vnitřní prostor vnějšího obalu dusíkem.

Ventil vnějšího pouzdra bude uzavřen víčkem tak, aby s UOS tvořil jednolitou plochu.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

UOS je základní bariérou, která má izolovat radionuklidy po nejdelší možnou dobu od okolního prostředí, tj. zamezit vniknutí vody k uloženému VJP. V počáteční fázi musí rovněž vyloučit vznik kritického stavu.

Proto konstrukční řešení musí zaručit:

- zajištění jaderné bezpečnosti (geometrické uspořádání VJP),
- těsnost obalového souboru (jednotlivé části UOS jsou spojeny svarem),
- korozní odolnost (výběr materiálu, jednoduché a hladké provedení povrchu, tloušťka stěn),
- kompatibilitu s ostatními inženýrskými bariérami (výběr materiálu),
- mechanickou odolnost vůči vnější dlouhodobé i krátkodobé zátěži (výběr materiálu, tvar, tloušťka stěn),
- mechanickou odolnost vůči vnitřní zátěži (výběr materiálu, geometrické uspořádání VJP, tloušťka stěn, plynová výplň vnitřního prostoru).

Dostupná data:

Výstupy z projektu Výzkum a vývoj UOS do stádia realizace vzorku. Závěrečná zpráva: (Forman et al. 2021) shrnuje informace z dílčích výstupů, kterými byly:

- Technické etapové zprávy
- Výkresová dokumentace
- Výpočty podkritičnosti
- Výpočty stínění
- Pevnostní výpočty (včetně svarů), včetně zatížení od tlaku, střížné namáhání
- Teplotnické výpočty
- Experimentální program pro ověření chování navržených materiálů a jeho výstupy

Konstrukční návrh UOS varianty B je zpracován pouze pro VJP z JE Dukovany a JE Temelín. Aktualizace státní energetické koncepce (MPO, 2015) předpokládá výstavbu dalších energetických bloků, které mohou používat palivo s jinými charakteristikami. Po výběru dodavatele NJZ bude nutné zrevidovat stávající návrh UOS a případně navrhnout nové řešení.

Podrobnější výrobní dokumentace pro variantu A je zpracována pouze pro VJP z JE Dukovany, UOS ŠKODA 1000/3 se připravuje, z dostupných podkladů je zřejmé, že tento UOS bude konstrukčně shodný s UOS ŠKODA 440/7.

Nejistoty:Ukládaný inventář

Stávající UOS je navržen pro palivo nepoškozené. V bazénech skladování VJP v JE je v současné době zavezeno ve speciálních pouzdrech i VJP poškozené, a lze předpokládat, že s těmito pouzdry budou i ukládány. Pro poškozené palivo bude nutné modifikovat stávající návrh, případně navrhnout nové řešení.

Použité palivo z výzkumných reaktorů bude ukládáno v HÚ, jednak zbytky z jeho přepracování, přijaté zpět v rámci programu Russian Research Reactor Fuel Return (RRFR – součástí

programu Global Threat Reduction Initiative – GTRI) a nepřepracované z LVR -15. Obalové soubory pro tento typ VJP/HLW nebyly zatím řešeny.

Dostupnost polotovarů pro výrobu vnějšího a vnitřního obalu

Návrh konstrukčního řešení obou variant vychází z předpokladu, že budou využity dostupné polotovary – normalizované běžně vyráběné trubky. Vnější obal pro variantu A i B jsou dostupné, vnitřní pouzdra pro variantu B rovněž. Vnitřní obal pro variantu A není běžně komerčně dostupný. V případě použití tohoto řešení by bylo nutné, nejprve vyvolat jednání s výrobcem, a zajistit zavedení výroby trubek s požadovanými rozměry, což však v budoucnu při dostatečné poptávce nemusí být nutně problém.

Výrobní kapacity

Návrh UOS byl zpracován s ohledem na dostupnost technologií a výrobních kapacit v současné době. Protože se předpokládá, že HÚ bude uvedeno do provozu kolem roku 2065, je nutné s dostatečným předstihem ověřit, zda existují firmy s obdobným programem výroby a zda disponují potřebnými technologiemi.

Reference:

FORMAN L., PICEK M., DOBREV D., GONDOLLI J., MENDOZA MIRANDA A.N., STRAKA M., KOUŘIL M., STOULIL J., MATAL O., ČERMÁK J., KRÁL L., ŽALOUDEK J., VÁVRA M., ČUPR M.(2021): Závěrečná technická zpráva výzkumná část projektu Výzkum a vývoj ukládacího obalového souboru pro hlubinné ukládání vyhořelého jaderného paliva do stadia realizace vzorku, Praha, ZZ 544/2021

MPO (2015): Aktualizace státní energetické koncepce, schválená 26.8.2019, Ministerstvo průmyslu a obchodu, Praha.

6.3.2 Rozměry UOS

Popis:

Rozměry referenčního UOS respektují charakteristiky palivových článků, které v něm mají být uloženy:

- VJP ETE (průměr/délka) $\varnothing 914/5205$ mm, ve variantě A: tloušťka stěny vnějšího pláště 65 mm, tloušťka stěny vnitřního pláště 69 mm; ve variantě B: tloušťka stěny vnějšího pláště 65 mm, tloušťka stěny pouzdra 40 mm;
- VJP EDU (průměr/délka) $\varnothing 914/3790$ mm, ve variantě A: tloušťka stěny vnějšího pláště 65 mm, tloušťka stěny vnějšího pláště 69 mm; ve variantě B: tloušťka stěny vnějšího pláště 65 mm, tloušťka stěny pouzdra 36 mm;

Podrobnější informace o dimenzích jednotlivých konstrukčních dílů je uvedena v Tab. 5.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Z pohledu dlouhodobé bezpečnosti je důležitá především tloušťka stěn vnějšího obalu a vnitřního obalu/pouzder, neboť ta určuje, společně s použitým materiálem, životnost obalového souboru.

Dalším důležitým rozměrem je rozteč jednotlivých palivových souborů. Vnitřní vestavba zajišťuje fixaci zavezených VJP / pouzder s VJP a jejich rozložení v požadované geometrii, a tím vyloučí vznik kritického stavu.

Dostupná data:

obou variant plní vnější i vnitřní obal / pouzdra jak korozní, tak pevnostní funkci. Pevnost vnějších i vnitřních pouzder je konzervativně prokázána výpočtem na rovnoměrný vnější přetlak 20 MPa.

Tloušťka stěny vnějšího obalu je navržena tak, aby nedošlo k porušení hermetičnosti dříve než za 1000 let. Tato doba byla základní podmínka pro zaručení spolehlivé funkce vnitřního pouzdra. Skutečná životnost vnějšího obalu je dle současných poznatků až o tři řády vyšší. Po uplynutí 1000 let je spotřebován kyslík, poklesne teplota na povrchu UOS pod 50 °C a sníží se ionizující záření do té míry, že může být s výhodou použita korozivzdorná ocel vnitřního pouzdra, aniž by u ní docházelo k bodové korozi. Vnitřní pouzdro z výkovku z korozivzdorné oceli tak plní korozně odolnou a pevnostní funkci. Po ztrátě hermetičnosti vnějšího obalu je úniku radionuklidů do okolí zamezeno vnitřním pouzdem (Forman et al., 2021).

Rozteč palivových souborů je navržena na základě provedených výpočtů podkritičnosti (Forman et al. 2021).

Nejistoty:

Mechanická pevnost je ověřena provedeným výpočtem.

Korozní odolnost musí být ověřena na základě dlouhodobého experimentálního programu. V rámci projektu Výzkum a vývoj ukládacího obalového souboru pro hlubinné ukládání vyhořelého jaderného paliva do stádia realizace vzorku byl realizován experimentální program na vybraných materiálech, ale experimenty trvaly max. 2 roky, což je pro ověření programu velmi krátká doba (Dobrev et al. 2018).

Dlouhodobější experimenty probíhají v rámci mezinárodního projektu MaCoTe, nicméně tyto experimenty byly založeny ne s vybraným, ale pouze obdobným materiálem (Dobrev et al. 2021).

Reference:

DOBREV D., MENDOZA MIRANDA A. N., STEINOVÁ J., ZUNA M. (2021): Korozní zkouška v přírodním granitoidním prostředí, SÚRAO TZ 194/2017 rev. č. 4

DOBREV D., GONDOLLI J., KOUŘIL M., MENDOZA MIRANDA A.N., STOULIL J. STRAKA M. (2020): Korozní zkoušky s materiály navrženými pro konstrukci ukládacích obalových souborů, SÚRAO TZ 248/2018 Rev. č. 1.

FORMAN L., PICEK M. DOBREV D., GONDOLLI J., MENDOZA MIRANDA A.N., STRAKA M., KOUŘIL M., STOULIL J., MATAL O., ČERMÁK J., KRÁL L., ŽALOUDEK J., VÁVRA M, ČUPR M. (2021): Závěrečná technická zpráva výzkumná část projektu Výzkum a vývoj ukládacího obalového souboru pro hlubinné ukládání vyhořelého jaderného paliva do stadia realizace vzorku, Praha, ZZ 544/2021.

6.3.3 Materiál UOS

Popis:

Materiály navrhované pro ukládací obalové soubory jsou celosvětově vybírány hlavně z relativně úzkého okruhu kovových materiálů (vývoj v oblasti využití i nekovových materiálů je hlavně zaměřen na keramické materiály) s ohledem na jejich predikovatelné vlastnosti v podmínkách hlubinných úložišť.

Pro UOS v České republice byla v rámci výzkumu navržena pro vnější obal uhlíková ocel a pro vnitřní pouzdro/pouzdra korozivzdorná ocel. Materiály byly voleny na základě výsledků experimentálních prací, které prokázaly požadované vlastnosti za podmínek předpokládaných v hlubinném úložišti radioaktivních odpadů.

Pro materiál vnějšího obalu byl definován požadavek (Forman et al. 2021) na chemické složení, kdy budou splněny přísné maximální limity na obsah nečistot: 0,02% P, 0,002% S, 0,3% Cr, 0,1% V, 0,15% Mo, 0,06% Ti, 0,06% Al, 0,22% Ni a 0,1% Cu. Důraz byl kladen na omezení obsahu významných karbidotvorných prvků (Ti, Mo, V), na omezení obsahu mědi vzhledem k možnosti její segregace a působení jako katodické částice. Požadované chemické složení je uvedeno v Tab. 6. Uvedené chemické složení se shoduje s normou pro ocel X65MS, kromě mědi, kdy je požadavek pro UOS přísnější (ocel X65MS má požadavek obsahu Cu max 0,35 %).

Tab. 6 Požadavek na chemické složení oceli vnějšího obalu UOS v hmotnostních procentech

C [%]	Mn [%]	Si [%]	P [%]	S [%]	Cr [%]	Ni [%]	V [%]	Mo [%]	Cu [%]	Ti [%]	W [%]	Al [%]
max. 0,1	max. 1,6	max. 0,45	max. 0,02	max. 0,002	max. 0,3	max. 0,22	max. 0,1	max. 0,15	max. 0,1	max. 0,06	-	max. 0,06

Kromě chemického složení je požadováno, aby materiál vnějšího obalu měl maximálně homogenní mikrostrukturu z hlediska prostorové distribuce jednotlivých fází, bez výrazné anizotropie či lokálního nahromadění fází (např. perlitické pásy po tváření).

Dále materiál vnějšího obalu musí splnit minimální požadavek na hodnotu meze kluzu 350 MPa.

Součinitel tepelné vodivosti pro ocel je $32,2 \text{ W}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$ pro $176 \text{ }^\circ\text{C}$.

Svary provedené na vnějším obalu musí splnit stejné požadavky jako byly uvedeny výše pro základní materiál.

Materiál vnitřních pouzder/pouzdra UOS je austenitická korozivzdorná ocel 316L (W.Nr. 1.4404). Požadavek na chemické složení je dle normy EN 1.4404 uveden v Tab. 7. Součinitel tepelné vodivosti pro ocel je $15,3 \text{ W}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$ pro $20 \text{ }^\circ\text{C}$, $16,2 \text{ W}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$ pro $100 \text{ }^\circ\text{C}$.

Tab. 7 Požadavek na chemické složení oceli 316L v hmotnostních procentech

C [%]	Si [%]	Mn [%]	P [%]	S [%]	Cr [%]	Ni [%]	Mo [%]
max. 0,03	max. 0,75	max. 2	max. 0,045	max 0,003	16-18	10-14	2-3

Minimální hodnota meze kluzu oceli 316L musí být 220 MPa. Stejné požadavky jsou kladeny na svary oceli 316L.

Materiál vnitřní vestavby UOS je ve všech variantách korozivzdorná ocel 316L (W.Nr. 1.4404). Požadavky na materiál vestavby jsou stejné jako pro materiál vnitřních pouzder.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Vlastnosti kovových materiálů mají zásadní vliv na bezpečnost HÚ, neboť ovlivňují životnost UOS. Chemické složení a mikrostruktura byly definovány tak, aby byla v podmínkách předpokládaných v HÚ, korozní rychlost přijatelná pro zajištění požadované životnosti UOS. Mechanické vlastnosti navržených materiálů zajišťují dostatečnou odolnost proti vnějšímu tlaku a mechanickému poškození UOS po definovanou dobu životnosti UOS.

Dostupná data:

Požadavky na vybrané materiály jsou uvedené v příslušných normách:

ČSN EN ISO 3183

DIN 1.4404 (AISI 316L)

Specifikace požadavků oproti normám (např. obsah Cu) je ve zprávě (Forman et al. 2021)

<https://www.matweb.com/index.aspx>

Eshkabilov et al., 2021

Nejistoty:

Nejistoty v požadavcích na vlastnosti materiálů nejsou. Nejistoty jsou u hodnot součinitelé tepelné vodivosti λ , kdy v závislosti na způsobu výroby jsou hodnoty λ mírně odlišné a hodnoty by měly být převzaté od konkrétního výrobce polotovarů, který bude v budoucnu materiál dodávat.

Reference:

ČSN EN ISO 3183 (2014): Naftový a plynárenský průmysl – Ocelové trubky pro potrubní přepravní systémy.

FORMAN L., PICEK M., DOBREV D., GONDOLLI J., MENDOZA MIRANDA A.N., STRAKA M., KOUŘIL M., STOULIL J., MATAL O., ČERMÁK J., KRÁL L., ŽALOUDEK J., VÁVRA M., ČUPR M. (2021): Závěrečná technická zpráva výzkumná část projektu Výzkum a vývoj ukládacího obalového souboru pro hlubinné ukládání vyhořelého jaderného paliva do stadia realizace vzorku, Praha, ZZ 544/2021.

ESHKABILOV S., ARA I., SEVOSTIANOV I., AZARMI F., TANGPONG X. (2021): Mechanical and thermal properties of stainless steel parts, manufactured by various technologies, in relation to their microstructure, International Journal of Engineering Science 159 (2021) 103398.

6.3.4 Hmotnost

Popis:

Hmotnost obalového souboru je daná konstrukčním řešením a použitým materiálem.

Hmotnosti prázdného UOS jsou pro VJP ETE 15 129 kg, pro UOS pro VJP EDU 10 557,2 kg. Údaje jsou pro variantu B.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Po zavezení do ukládacích prostor může hmotnost v důsledku dlouhodobého mechanického působení ovlivnit vlastnosti bufferu, a to především při horizontálním způsobu ukládání.

Dostupná data:

Hmotnost UOS pro variantu B je uvedena ve zprávě (Forman et al. 2021).

Nejistoty:

Nejsou. Závisí na navrženém konstrukčním řešení.

Reference:

FORMAN L., PICEK M., DOBREV D., GONDOLLI J., MENDOZA MIRANDA A.N., STRAKA M., KOUŘIL M., STOULIL J., MATAL O., ČERMÁK J., KRÁL L., ŽALOUDEK J., VÁVRA M., ČUPR M. (2021): Závěrečná technická zpráva výzkumná část projektu Výzkum a vývoj ukládacího obalového souboru pro hlubinné ukládání vyhořelého jaderného paliva do stadia realizace vzorku, Praha, ZZ 544/2021.

6.3.5 Svar

Popis:

Obaly/pouzdra se skládají z těla, dna a víka. Jednotlivé části budou spojeny svarem. Bude použita metoda svařování 141 dle ISO 4063 tj. svařování netavnou wolframovou elektrodou v ochranné atmosféře inertního plynu a přídatným svařovacím materiálem. Tato metoda vhodná i pro automatizované svařování, které je do budoucna z hlediska svařování v horké komoře nutné.

Princip svařování: Při svařování hoří elektrický oblouk mezi netavící se wolframovou elektrodou a základním materiálem. Jako ochranné plyny se používají argon, hélium nebo jejich směsi. Netavící elektroda se nejčastěji vyrábí z čistého wolframu.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Z pohledu dlouhodobé bezpečnosti je důležitým parametrem stejná korozní odolnost svaru jako ostatních konstrukčních částí UOS.

Dostupná data:

Svary na materiálu vnějšího obalu (Forman et al. 2021):

V rámci návrhu svařování vnějšího obalu byl vyroben zkušební vzorek svaru, který je téměř totožný s finálním svarem, který bude spojovat dno vnějšího obalu a tělo vnějšího obalu. Oba svařované díly jsou ze základního materiálu S355J2H.

Vlastní zkušební svar byl zjednodušen a vyhotoven na rovinných deskách. Aby byly získány rovinné desky, došlo k obrobení válcového polotovaru, a proto mají samotné desky tloušťku 40 mm. Vlastní svar byl pak vyhotoven v hloubce 35 mm.

Svary na materiálu vnitřním obalu (Forman et al. 2021):

V rámci návrhu svařování vnitřního obalu byl vyroben zkušební vzorek svaru znázorňující svar mezi dnem vnitřního pouzdra a tělem vnitřního pouzdra. Oba svařované díly jsou ze základního materiálu 1.4404.

Korozní zkoušky materiálu svaru (Dobrev et al. 2020):

Doposud se prováděly korozní zkoušky se svary materiálů UOS jenom v omezené míře, a to včetně tepelně ovlivněné oblasti (TOO). Zkoušky byly provedeny jednak na svaru provedeného výrobcem trubky vnějšího obalu včetně příslušné TOO, ale také na svaru provedeného Škodou JS s TOO. Výsledky korozních zkoušek svarů a TOO potvrzovaly stejnou korozní odolnost jako základní materiál. Materiálové složení svarů a jejich mikrostruktura musí splňovat požadavky kladené na základní materiál, jak bylo uvedeno v kapitole 6.3.3.

Nejistoty:

Hloubka provedeného svaru neodpovídala předpokládané tloušťce materiálu. Pro ověření technologie výroby bude vydána WPQR, která je dle normy ČSN EN ISO15614-1 použitelná pro hloubky svaru od 17,5 do 70 mm. Dle této normy tak lze technologii svařování ověřit na tloušťce materiálu 40 mm a hloubce samotného svaru 35 mm, která přímo neodpovídá finální tloušťce stěny UOS, která je 65 mm (Forman et al. 2021).

Ověření technologie probíhalo za normálních podmínek. Je třeba si uvědomit, že přivaření vík k zaplněnému pouzdru/vnitřnímu obalu/ vnějšímu obalu UOS musí probíhat tak, aby nedošlo k ohrožení VJP.

Zkoušky korozního chování svarů byly pouze krátkodobé. Ačkoliv byly dosaženy relativně dobré výsledky, je vhodné ověřit chování materiálu v dlouhodobém horizontu.

Reference:

DOBREV D., GONDOLLI J., KOUŘIL M., MENDOZA MIRANDA A.N., STOULIL J. STRAKA M. (2020): Korozní zkoušky s materiály navrženými pro konstrukci ukládacích obalových souborů, SÚRAO TZ 248/2018 Rev. č. 1.

FORMAN L., PICEK M. DOBREV D., GONDOLLI J., MENDOZA MIRANDA A.N., STRAKA M., KOUŘIL M., STOULIL J., MATAL O., ČERMÁK J., KRÁL L., ŽALOUDEK J., VÁVRA M, ČUPR M. (2021): Závěrečná technická zpráva výzkumná část projektu Výzkum a vývoj ukládacího obalového souboru pro hlubinné ukládání vyhořelého jaderného paliva do stadia realizace vzorku, Praha, ZZ 544/2021.

6.4 Rozhraní komponent

6.4.1 Rozhraní UOS a bentonit

Popis:

Bentonitová inženýrská bariéra po uložení obalového souboru zajišťuje *tlumící a těsnící funkci*. Po určité době, kdy působením podzemní vody dojde k bobtnání bentonitu, dojde k utěsnění spár na styku s geologickou bariérou a také na styku jednotlivých bentonitových bloků. Bentonit však díky svým fyzikálním a chemickým vlastnostem zatěžuje vnější přebal korozním působením a bobtnacím tlakem (Pospíšková et al. 2011).

Bentonit vybobtnaný do spáry bude charakterizován geotechnickými a chemickými vlastnosti, včetně porozity, distribuce vlhkosti i distribucí rozpuštěných složek v pórové vodě.

Aktualizace referenčního projektu (Vokál 2010) uvádí následující parametry ukládacího vrtu bez specifikace spár.

Ukládací místo:	<ul style="list-style-type: none"> • průměr ukládací chodby cca 2,2 m • tloušťka bentonitu kolem UOS cca 700 mm (pro všechny typy paliva) • vzdálenost mezi UOS: <ul style="list-style-type: none"> ○ UOS pro VJP VVER 440 je 1.400 mm, vzdálenost prvního UOS od zátky je 1000 mm <p>Pozn.: pro VJP VVER 440 s vyhořením 50 MWd/kgU jsou uvažovány parametry bentonitu stejné jako pro VJP VVER 1000 (viz následující odrážka).</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ UOS pro VJP VVER 1000 je 6.000 mm, vzdálenost prvního UOS od zátky je 1500 mm ○ UOS pro VJP NJZ je 10.000 mm, vzdálenost prvního UOS od zátky je 3000 mm <ul style="list-style-type: none"> • průměr UOS je uvažován přibližně stejný, liší se pouze délka UOS pro VJP 440, 1000, NJZ a kanistr
-----------------	---

Aktuální studie umístitelnosti do kandidátních lokalit Březový potok (Špínka et al 2018a), Hrádek (Špínka et al 2018b), Horka (Bureš et al 2018) uvádí průměr svislého ukládacího vrtu 1,8 m (svislý koncept) a / nebo průměr 2,2 m mikrotunelů pro vodorovný koncept. Spáře se významně nevěnují.

V současné době probíhají práce na studiu těsnící bariéry a jejího fungování, vč. hojení spár v rámci projektu Beacon (<https://www.beacon-h2020.eu/>)

Nejistoty:

Výsledné konstrukční řešení bufferu, a tudíž i spáry UOS/ buffer nebylo zatím rozhodnuto. V rámci Referenčního projektu (Vokál et al 2010) ani v rámci studie umístitelnosti (Butovič et al. 2020) není hodnocení spáry významněji řešeno. Nejistotou je tedy její uspořádání (rozměry, případná výplň) a dále její vlastnosti závislé na tomto uspořádání a jednak na okolních vlivech – parametry bentonitu v nejbližším okolí UOS, dlouhodobá stabilizace a hojení spár, distribuce vlhkosti při dlouhodobém tepelném namáhání (nejsou reálná data), distribuce rozpustných složek při dlouhodobém tepelném namáhání (nejsou reálná data). Řada

parametrů je úzce spojena s dalšími procesy probíhajícími v těsném okolí UOS jako je tepelné namáhání bentonitu, migrace iontů v prostředí, saturovaného a tepelně namáhaného bentonitu, vliv záření na tvorbu radiolytických produktů, vliv produktů koroze UOS (ať už plynných nebo kapalných) na bentonit jako celek.

Reference:

[HTTPS://WWW.BEACON-H2020.EU/](https://www.beacon-h2020.eu/)

BUREŠ P., GRÜNWARD L., POŘÍZEK J., ZAHRADNÍK O., VEVERKA A., FIEDLER F., NOHEJL J., BAUDIS J., KOBYLKA D., MAREK P. (2018): Studie umístitelnosti HÚ v lokalitě Horka. MS SURAO TZ 137/2017, SÚRAO, Praha.

BUTOVIČ A., GRÜNWARD L., BUREŠ P., POŘÍZEK J., ŠPINKA O., SOURAL J., ZAHRADNÍK O., MARTINČÍK J., KOBYLKA D. (2020): Studie umístitelnosti – aktualizace. Horka. ČVUT-SATRA-Mott MacDonald CZ, MS SÚRAO, TZ 512/2020

KAHOUN ET AL. (2011) Aktualizace referenčního projektu hlubinného úložiště radioaktivních odpadů v hypotetické lokalitě, V. etapa – Nejistoty řešení hlubinného úložiště a návrh dalších prací, ÚJV Řež a.s. – divize Energoprojekt Praha, 2011

POSPÍŠKOVÁ I., VOKÁL A., FIEDLER F., PRACHAŘ I., KOTNOUR, P (2011): Aktualizace referenčního projektu hlubinného úložiště radioaktivních odpadů v hypotetické lokalitě; Průvodní zpráva, ÚJV Řež a.s., 117 str.

ŠPINKA O., GRÜNWARD, L. ZAHRADNÍK O., VEVERKA A., FIEDLER F., NOHEJL J., POŘÍZEK J. A KOBYLKA D (2018a): Studie umístitelnosti HÚ v lokalitě Hrádek. MS SURAO TZ 138/2017, SÚRAO, Praha.

ŠPINKA O., GRÜNWARD, L. ZAHRADNÍK O., VEVERKA A., FIEDLER F., NOHEJL J., POŘÍZEK J. A KOBYLKA D. (2018b). Studie umístitelnosti HÚ v lokalitě Březový potok. MS SURAO TZ 139/2017, SÚRAO, Praha.

VOKÁL ET AL. (2010): Aktualizace referenčního projektu hlubinného úložiště radioaktivních odpadů v hypotetické lokalitě, III. etapa – Studie Zadávací bezpečnostní zprávy, ÚJV Řež a.s. – divize Energoprojekt Praha, 2010

VOKÁL A., HAVLOVÁ V., HERCÍK M., LANDA J., LUKIN D., LANDA J. (2010): Aktualizace referenčního projektu hlubinného úložiště radioaktivních odpadů v hypotetické lokalitě, III. etapa – Hodnocení dlouhodobé bezpečnosti, ÚJV Řež a.s. – divize Energoprojekt Praha, 2010

7 Procesy v UOS s VJP

7.1 Tepelné procesy

7.1.1 Produkce tepla jadernými reakcemi

Popis:

Nestabilní (radioaktivní) nuklidy podléhají samovolným přeměnám na dceřiné nuklidy za uvolnění energie a dalších částic. Rychlost radioaktivních přeměn určuje rozpadová konstanta nebo častěji lépe přístupný poločas rozpadu. Charakteristiky VJP se mění po dobu milionů let po skončení vyhořívání, protože poločasy rozpadů významných aktinoidů dosahují milionů let. Lze odhadnout, že radiotoxicita VJP bude srovnatelná s uranovou rudou po přibližně 100000 letech (Pastina & Hellä 2006).

Existují radionuklidy významné z pohledu uvolněné energie na jeden rozpad. Patří mezi ně zejména Co-60, Sr-90, Cs-137, Am-241, Pu-239 a Pu-240. Teplo se ve VJP generuje v důsledku interakcí matrice paliva a kovových komponent VJP s uvolňovaným zářením. V místě rozpadu se deponuje energie nabitých částic. Gama záření a neutrony pronikají dále v UOS.

Produkce tepla se v důsledku klesající aktivity VJP postupně snižuje. Nejvyšších hodnot dosahuje bezprostředně po uložení, kdy dosahuje také VJP nejvyšších teplot. Konkrétní hodnoty závisí na řešení UOS, hlubinného úložiště a okolní hornině. (Kobylka 2019)

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Teplo uvolňované jadernými reakcemi ve VJP přímo ovlivňuje teplotní pole v UOS a okolní hornině. S tím souvisí dopady na dlouhodobou bezpečnost v podobě limitních teplot palivového pokrytí, materiály UOS, strukturální změny palivových pelet i rychlostí chemických a mikrobiálních reakcí.

Nejistoty:

Obecně lze konstatovat, že nejistoty spojené s uvolňováním tepla jadernými reakcemi jsou malé, protože složení VJP je dobře známé (pro definovanou provozní historii) a existují modely pro výpočty přeměn uvolňovaného záření na teplo. Pro další snížení nejistoty určení generovaného tepla je plánováno měření a ověření výpočetně určených charakteristik VJP.

Reference:

PASTINA, B, HELLÄ, P. (2006): Expected evolution of the spent nuclear fuel repository at Olkiluoto. Olkiluoto, Finland: Posiva Oy. POSIVA 2006-05. 405 p. ISBN 951-652-145-2.

KOBYLKA D. (2019): Optimalizace vzájemné vzdálenosti UOS, Technická zpráva SÚRAO 135/2017.

7.1.2 Přestup tepla z VJP

Popis:

Uvolňované teplo z VJP se bude šířit v částech palivového souboru a UOS různými procesy (kondukce, konvekce, radiace) a to v závislosti na stavu UOS (před průnikem vody a po průniku vody).

Tepelný výkon VJP je z palivových proučků odváděn přes PS do koše UOS a jím poté do stěny UOS. Tento prostup tepla se děje za pomoci kondukce přes výplňový plyn v UOS, kondukce pevnými materiály proučků i další konstrukční části PS (vodící trubky, distanční mřížky, ...) a nosného koše a v neposlední míře tepelnou radiaci mezi povrchy v PS. Menší vliv má rovněž přirozená konvekce (proudění) výplňového plynu v UOS.

Přestup tepla z VJP je možné řešit numericky pomocí subkanálové analýzy, zavedených CFD kódů nebo s využitím metody efektivního součinitele teplotní vodivosti. Metoda efektivního součinitele teplotní vodivosti se nejčastěji používá ke stanovení střední teploty PS, nebo teploty na povrchu PS. Nemůže ovšem principiálně zohlednit heterogenní rozložení vývinu tepla ve VJP. K tomu je nutné využít např. subkanálovou metodu implementovanou v zavedeném programu COBRA-SFS, kde je možné zohlednit i profil generovaného tepla po poloměru palivového proučku.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Produkce tepla prostřednictvím jaderných reakcí a sdílení tepla z VJP, jsou dva procesy, které určují výsledné teploty komponent VJP. Kapitola 6.2.7 pak shrnuje vliv teplot komponent VJP na dlouhodobou bezpečnost.

Nejistoty:

Nejistoty spojené s procesem přestupu tepla z VJP vychází z použité metody výpočtu. V případě častého přístupu využívajícího efektivní součinitel tepelné vodivosti se nahrazuje heterogenní prostředí VJP homogenním materiálem. Nejistoty následných výpočtů s tímto homogenním materiálem pak závisí na provedení homogenizace. Zda byly při zjištění efektivního součinitele teplotní vodivosti započítány všechny způsoby sdílení tepla, jaké v něm byly použity termofyzikální vlastnosti materiálů, jak přesný byl model z hlediska geometrického (zda byl použit 2D nebo 3D přístup, zda byla využita symetrie PS, jak byly modelovány konstrukční části PS atd.), jaké byly použity hraniční podmínky a jak proběhl matematicko-fyzikální výpočet (metoda, výpočetní kód, přesnost, ...). Standardně bývají používány 2D modely určující pouze radiální efektivní součinitel tepelné vodivosti, bývá využívána symetrie PS, bývá zanedbána konvekce plynem, výpočty bývají provedeny ve standardních FEM či FDM kódech, termofyzikální vlastnosti materiálů jsou uvažovány zjednodušeně např. pouze jako funkce teploty a jako hraniční podmínka bývá použita konstantní teplota na okraji PS.

Reference:

V současnosti schází české zdroje, které by řešily tepelný výpočet VJP v UOS pomocí subkanálových a CFD metod. Také nejsou dostupné zdroje, které by definovaly metodiku pro stanovení efektivního součinitele tepelné vodivosti včetně rozboru nejistot výpočtu.

7.1.3 Vedení tepla v UOS

Popis:

Vedení tepla v UOS zahrnuje transport tepla z paliva přes nosný koš UOS. V případě vertikálního uložení UOS se zvyšuje podíl přirozené konvekce a je nutné definovat koncové oblasti koše UOS (horní a dolní plenum). Odvod tepla tělesem UOS je z fyzikálního pohledu kondukcí v pevném materiálu a jeho výpočet je proto relativně jednoduchý. Pro přesnější výsledky je však kvůli nehomogennímu rozložení tepla v UOS a geometrii UOS (válec s víky) potřeba model definovat jako trojrozměrný.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Proces vedení tepla v UOS ovlivňuje efektivitu odvodu tepla z VJP a tím i rozložení teplot ve VJP. Teplota paliva ovlivňuje zejména degradaci matrice paliva a teplotu palivového pokrytí.

Nejistoty:

Nejistoty výpočtu vedení tepla plynou z použité metody. Pokud se používá efektivní koeficient tepelné vodivosti, tak lze použít nejistoty z části 6.1.2. V případě použití subkanálové analýzy je zapotřebí kromě vlastního PS dobře geometricky a materiálově definovat i koš UOS. Provedení modelu vnitřní části UOS (VJP + koše) lze různým způsobem geometricky i fyzikálně zjednodušovat, využívat symetrie zavezení UOS apod., avšak přesnost provedení modelu paliva + koše má významný vliv na výsledky výpočtu.

Reference:

Podobně jako v případě přestupu tepla z VJP schází česká analýza, která by uceleně hodnotila problematiku vedení tepla v UOS s VJP. Dostupný tepelný výpočet ve zprávě Škoda JS (Šik 2020) využívá metodu efektivního koeficientu tepelné vodivosti. Schází diskuze nad metodou stanovení tohoto efektivního koeficientu tepelné vodivosti i srovnání se subkanálovou metodou.

ŠIK J. (2020): Ukládací obalový soubor pro hlubinné úložiště. Tepelný výpočet. Škoda JS, Ae 16093/Dok Rev. 4.

7.2 Hydraulické procesy

7.2.1 Advekce vody do UOS

Popis:

Po uložení UOS nebude až do poslední fáze vývoje docházet k advekci vody do jeho vnitřních prostor. K tomu dojde až po ztrátě těsnosti vnějšího obalu, kdy bude advekce vody pronikající do UOS řízena advekcí vody v bentonitu. Je pravděpodobné, že v rámci dané lokality bude advekce v bentonitu rozdílná. Advekce vody do vnějšího obalu pravděpodobně také zapříčiní tvorbu bentonitových koloidů v prvních fázích po ztrátě těsnosti. Vývoj advekce v čase uvnitř UOS bude ovlivněn geometrickým rozložením otvorů ve vnějším plášti. Hlavní význam tohoto procesu je pro charakterizaci vnitřního prostředí, kterému budou vystaveny pouzdra z korozivzdorné oceli. Dá se předpokládat, že v čase bude vývoj takový, že při daném stupni

degradace UOS bude advekce obdobná jako v okolním bentonitu (při určitém stupni degradace vnějšího pláště, přestane vnější plášť existovat jako část UOS).

Obdobně vývoj bud pokračovat po ztrátě těsnosti vnitřních pouzder. Tento proces pro vnitřní pouzdra lze ovšem zanedbat, neboť bezpečnostní výpočty jsou konzervativní a neřeší transport uvnitř UOS. Z hlediska bezpečnosti je tedy nejdůležitější advekce vody do UOS pro odhad vývoje prostředí uvnitř vnějšího pláště, z důvodu koroze vnitřních pouzder.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Tento proces ovlivní bezpečnostní funkci *zadržet radioaktivní odpad v obalovém souboru*, protože advekce vody do UOS ovlivní korozní prostředí, kterému budou vystavena vnitřní pouzdra, a tedy bude mít nepřímo vliv na životnost UOS. Zároveň ovlivní i transport radionuklidů z vnitřních pouzder po jejich degradaci, ale v tomto případě se v bezpečnostních modelech postupuje konzervativněji a advekce ve vnitřních pouzdrech se v současnosti neřeší.

Nejistoty:

Nejistoty jsou dány neznalostí podmínek na budoucí lokalitě HÚ, resp. advekcí vody v bentonitové bariéře. Nejistoty jsou také dány vývojem degradace vnějšího obalu UOS, kdy geometrické rozložení otvorů ve vnějším plášti bude specifické pro každý UOS.

Reference:

K tomuto procesu nejsou v současné době v rámci českého programu reference.

7.3 Mechanické procesy

7.3.1 Strukturální změny palivových pelet

Popis:

Většina změn v mechanické struktuře palivových pelet se odehraje během vyhořívání v reaktoru, kdy dojde vlivem teplotních gradientů k jejich rozpraskání. Teploty a tlaky v HÚ budou mnohem nižší, proto je nepravděpodobné, že by docházelo k dalším strukturálním změnám paliva. Jako zdroj potenciálních strukturálních změn palivových pelet je možné považovat helium, které vzniká jako výsledek radioaktivních přeměn řady nestabilních nuklidů ve VJP. Podle výsledků zahraničních projektů NF-PRO a PRECCI (Ferry 2005, 2008, 2010), (Van Brutzel 2007), (Martin 2009) není helium akumulované v matici palivových pelet během stovek tisíc let schopno vytvořit mikrotrhliny v zrnech UO_2 . Nelze proto očekávat strukturální změny palivových pelet před průnikem vody do UOS.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Potenciální strukturální změny palivových pelet v HÚ by vedlo ke zvětšení plochy styku paliva s vodou po průniku vody do UOS a k VJP. Tím ovlivňuje bezpečnostní funkci *zadržet radioaktivní odpad v obalovém souboru*.

Nejistoty:

Obecně lze spatřovat nejistotu ve stanovení rychlosti produkce helia v palivech s vysokým vyhořením. Dále se ukazuje, že dosavadní databáze VJP neobsahuje údaje o hmotnosti He ve VJP. Bude nutné tyto údaje doplnit do aktualizace databáze VJP. Podle zahraničních zdrojů je dalším zdrojem nejistoty určení kritického tlaku helia pro poškození matrice ozářeného UO₂ (Posiva 2017).

Reference:

- FERRY, C., POINSSOT, C., BROUDIC, V., CAPPELAERE, C., DESGRANGES, L., GARCIA, P., JÉGOU, C., LOVERA, P., MARIMBEAU, A., PIRON, J.-P., POULESQUEN, A., ROUDIL, D., GRAS, J.-M., BOUFFIOUX, P. (2005): Synthesis on the spent fuel long term evolution. CEA, Saclay, CEA-R-6084.
- FERRY, C., PIRON, J.-P., POULESQUEN, A., POINSSOT, C. (2008): Radionuclide release from spent fuel under disposal conditions: Re-evaluation of the instant release fraction. Materials Research Society Symposium Proceedings. Vol. 1107, p. 447-454.
- FERRY, C., PIRON, J.-P., AMBARD, A. (2010): Effect of helium on the microstructure of spent fuel in a repository: An operational approach. Journal of Nuclear Materials. Vol. 407, no. 2, p. 100-109.
- VAN BRUTZEL, L., CROCOMBETTE, J.-P. (2007): Atomic scale modelling of the primary damage state of irradiated UO₂ matrix. Materials Research Society Symposium Proceedings. Vol. 981, p. 22-34.
- MARTIN, G., MAILLARD, S., VAN BRUTZEL, L., GARCIA, P., DORADO, B., VALOT, C. (2009): A molecular dynamics study of radiation induced diffusion in uranium dioxide. Journal of Nuclear Materials. Vol. 385, no. 2, p. 351-357.
- POSIVA (2017): Safety Evaluation for a KBS-3H Spent Nuclear Fuel Repository at Olkiluoto - Features, Events and Processes, Posiva Oy 2016-03, ISBN: 978-951-652-250-3.

7.3.2 Mechanické poškození UOS

Popis:

V prvních fázích vývoje po uložení UOS nebude docházet k jeho mechanickému poškození. Prvotní model vývoje tlaku působícího na UOS byl proveden (Hasal et al. 2019) stejně jako výpočet pevnosti UOS (Jeník 2020). K mechanickému poškození UOS bude docházet až v poslední fázi vývoje, kde zkoroduje tloušťka vnějšího pláště, na kterou je počítána životnost (tloušťka stěn UOS je vždy kombinací pevnostní složky a tloušťky na kterou je počítána životnost). V ten okamžik, bude v následujícím období docházet k postupné deformaci vnějšího obalu UOS až v kombinaci s korozním napadením dojde ke ztrátě těsnosti. Pro budoucí vývoj prostředí uvnitř UOS by bylo vhodné provést modelové výpočty deformace UOS, protože v současné době zatím v rámci českého programu nebyly tyto modelové výpočty provedeny.

Poté bude docházet k mechanickému poškození vnitřních pouzder/pouzdra až opět po konci jejich životnosti, kdy začne korodovat tloušťka stěny zodpovědná za mechanickou pevnost. Deformace vnitřních pouzder povede opět v kombinaci s korozním napadením ke ztrátě

těsnosti. Vliv deformace vnitřních pouzder na palivové kazety nebyl doposud v rámci českého programu řešen.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Mechanické poškození UOS bude mít vliv na bezpečnostní funkci *zadržet radioaktivní odpad v obalovém souboru*, neboť vzájemné působení vnějšího tlaku a koroze povede k deformaci UOS, jenž může v daném místě urychlit korozní napadení případně přímo vést ke ztrátě těsnosti.

Nejistoty:

Nejistoty tohoto procesu jsou dány v současné době neprovedením modelových výpočtů deformace UOS v pokročilejších fázích vývoje HÚ. Dále neznalostí konkrétních korozních produktů v poslední fázi vývoje, které mohou při výrazně větším objemu zvýšit tlak na UOS. Při vzniku deformací by teoreticky mohlo v daných místech dojít k lokalizaci korozního napadení a urychlení celého procesu.

Reference:

HASAL M., MICHALEC Z., BLAHETA R. (2019): Provedení předběžného výpočtu tlaku na UOS – závěrečná zpráva, Zpráva SÚRAO, TZ 388/2019

JENÍK J. (2020): Pevnostní výpočet ukládacího OS pro PS VVER 440 – VAR.12 a VVER 1000 – VAR.11, Zpráva Škoda JS, Ae 19590/Dok Rev. 3

7.4 Chemické procesy

7.4.1 Radiolýza vody

Popis:

V případě zanesení vody spolu s VJP do UOS před jeho selháním, bude prostředí okolo VJP tvořeno směsí vodní páry, vzduchu a argonu, který je plynovou výplní vnitřních pouzder UOS. Vnitřní prostor vnějšího obalu UOS bude vyplněn dusíkem. Tato směs bude vystavena intenzivní radiaci z VJP a radiolýzy za vzniku malého množství oxidů dusíku a dále ještě menších množství plynů vodíku (H_2), kyslíku (O_2) a peroxidu (H_2O_2). Tyto produkty radiolýzy potom spolu budou reagovat za vzniku kyseliny dusičné (HNO_3) a kyseliny dusité (HNO_2) (Henshaw 1994). Další radiolýza může vést až ke vzniku amoniaku (NH_3). V případě radiolýzy v UOS před jeho selháním jsou určujícími radionuklidy pro tento proces Sr-90 a Cs-137. V obou případech se jedná o intenzivní gama zářiče s poločasem rozpadu přibližně 30 let. Proto se tento proces radiolýzy stane nevýznamný během několika stovek let. V okamžiku selhání UOS dojde k průniku vody k VJP. Vzhledem k očekávané životnosti UOS nebudou již ve VJP přítomny silné gama zářiče, které nejvíce přispívají k radiolýze vody. Stále budou ale v palivu přítomny alfa zářiče, ovšem s menším potenciálem z pohledu radiolýzy (Allen 1961).

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Produkty radiolýzy přispívají ke korozi součástí UOS a VJP. Tím ovlivňují bezpečnostní funkci *Zadržet radioaktivní odpad v obalovém souboru*.

Nejistoty:

V případě radiolýzy vody v UOS před jeho selháním je hlavní nejistotou množství vody, které se může dostat do UOS spolu s VJP. Zahraniční odhady hovoří o 600 g (SKB 2010b) a vychází z objemu pléna v palivových proutcích. Po selhání UOS je pak hlavní nejistotou složení vody, která bude pronikat do UOS a která se s časem mění. Dále pak intenzita radiačního pole (gama, alfa, beta a neutrony), která bude záviset na složení VJP a čase uložení v HÚ.

Reference:

HENSHAW, J. (1994): Modelling of nitric acid production in the advanced cold process canister due to irradiation of moist air. Stockholm, Sweden: Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. (SKB). Technical Report 94-15.

ALLEN, A.O. (1961): The radiation chemistry of water and aqueous solutions. Princeton, USA: Van Nostrand Co. Inc. 200 p. ISBN 978-0442003012.

SKB (2010B): Spent nuclear fuel for disposal in the KBS-3 repository. Stockholm, Sweden: Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. (SKB). Technical Report TR-10-13. 91p. ISSN 1404-0344.

7.4.2 Degradace a rozpouštění konstrukčních materiálů palivového souboru

Popis:

Palivové soubory jsou tvořeny kovovými konstrukčními materiály, které podléhají korozi po průniku vody do UOS. Naprostou většinu v konstrukčních materiálech zaujímají slitiny zirkonia (palivové pokrytí a vodící trubky), dále nerezové oceli (obálka starších typů paliva pro VVER-440) a niklové slitiny (distanční mřížky VVANTAGE-6). Potenciálně mohou být spolu s palivovými soubory ukládány do HÚ také součásti absorpčních klastrů z VVER-1000. Použité materiály spojuje vysoká korozní odolnost, která zabraňuje uvolňování aktivačních produktů (s výjimkou C-14) a průniku vody k palivovým peletám. Během louhovacích experimentů bylo zjištěno, že C-14 uniká relativně rychle ze zoxidovaných částí palivového pokrytí (Yamaguchi 1999). Zirkonium během vyhořívání paliva v reaktoru je poškozováno vodíkem a na povrchu se vytváří silně chemicky vázané vrstva ZrO₂, která chrání pokrytí před dalším poškozováním. K tomu může dojít vodou, které se dostane do UOS před jeho selháním a následně po selhání UOS. Rychlost koroze zirkoniového pokrytí byla zkoumána v zahraniční studii (Shoesmith 2010) a bylo zjištěno, že reálný odhad je 5 nm za rok a nižší. Při tloušťce pokrytí přibližně 0,5 mm by trvalo jeho prokorodování přibližně 50 tisíc let i pokud by koroze probíhala současně z vnitřní a vnější strany pokrytí. Koroze nerezových ocelí a niklových slitin je rychlejší, než je tomu v případě zirkoniových slitin. V tomto případě je možné opět využít zahraničních studií, které udávají odhad rychlosti koroze 0,15 μm za rok v intervalu od 0,01 do 1 μm za rok (SKB 2010c). Tyto konstrukční prvky palivového souboru neplní funkci zádržnou z pohledu obsahu radionuklidů ve VJP. Jejich selháním dochází pouze k uvolňování aktivačních produktů v uvedených materiálech.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Degradace konstrukčních materiálů vede k úniku aktivačních produktů. Korozí zirkoniového povrchu paliva dále vede k průniku vody k palivovým peletám a tím ovlivňuje bezpečnostní funkci *Zadržet radioaktivní odpad v obalovém souboru*.

Nejistoty:

Hlavní nejistotou je rychlost korozí konstrukčních materiálů VJP. Ta závisí na následujících parametrech:

- Obsah radionuklidů ve VJP, který ovlivňuje radiolýzu a následně korozí.
- Teplota materiálů VJP, protože s teplotou roste rychlost korozí.
- Přítomnost příměsí v konstrukčních materiálech, které mohou urychlit korozí.
- Složení vody, která proniká do UOS.

Reference:

SKB (2010C): Data report for the safety assessment SR-Site. Stockholm, Sweden: Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. (SKB). Technical Report TR-10-52.

YAMAGUCHI, I., TANUMA, S., YASUTOMI, I., NAKAYAMA, T., TANABE, H., KATSURAI, K., KAWAMURA, W., MAEDA, K., KATAO, H. SAIGUSA, M. (1999): A study on chemical forms and migration behaviour of radionuclides in hull wastes. In: Proceedings of the 7th International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation, ICEM '99, Nagoya, Japan, 26–30 September 1999.

SHOESMITH, D., ZAGIDULIN, D. (2010): The corrosion of zirconium under deep geological repository conditions. Canadian Nuclear Waste Management Organization (NWMO). Technical Report TR-2010-19.

7.4.3 Degradace a rozpouštění paliva

Popis:

Po průniku vody k matrici paliva bude docházet k jejímu rozpouštění. Samotná rozpustnost matrice paliva je velmi pomalá a je úměrná ploše, která je vystavena působení vody. Změny v matrici paliva mohou být vyvolány oxidačním působením alfa záření, které bude tím dominantním zdrojem záření ve VJP v době selhání UOS. Opačným směrem působí redukční prostředí, které mohou v UOS s VJP vytvářet rozpuštěný vodík a železo.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Rychlost rozpouštění matrice paliva určuje rychlost uvolňování většiny radionuklidů z matrice paliva a tím ovlivňuje bezpečnostní funkci *Zadržet radioaktivní odpad v obalovém souboru*.

Nejistoty:

Přítomnost oxidačního či redukčního prostředí v UOS s VJP nebyla v českém konceptu HÚ zkoumána, proto není možné přenášet do českého prostředí výsledky zahraničních zkoumání.

Reference:

Výsledky zahraničních experimentů a jejich diskuze je přehledně provedena ve zprávě (Posiva 2017). Výsledky, které by pokrývaly český koncept HÚ nejsou v současnosti dostupné.

POSIVA (2017): Safety Evaluation for a KBS-3H Spent Nuclear Fuel Repository at Olkiluoto – Features, Events and Processes, Posiva Oy 2016-03, ISBN: 978-951-652-250-3

7.4.4 Rozpustnost a speciace ve vodě

Popis:

Radionuklidy se z VJP uvolňují pomocí pomalé rozpustnosti matrice paliva ve vodě a ve formě okamžitě uvolnitelné frakce z volných prostor v matrici paliva a v pokrytí paliva. Rozpustnost se vztahuje k celkové koncentraci daného prvku ve všech chemických formách, které jsou ve vzájemné rovnováze a v rovnováze i s pevnými fázemi v systému. Radionuklidy mohou tvořit různé pevné fáze s rozdílnou rozpustností. Konkrétní chemická forma, ve které se bude radionuklid vyskytovat ve vodní fázi – speciace – závisí na přítomnosti dalších rozpuštěných organických a anorganických sloučenin. Největší vliv na rozpustnost a speciaci radionuklidů VJP ve vodě má oxidačně-redukční potenciál a pH. Očekávaný omezený vtok vody do prostoru VJP skrz UOS a buffer bude limitovat rozpouštění obtížně rozpustitelných prvků jako je uran. Přitékající voda se velmi rychle nasytí a další rozpouštění prvků z matrice VJP bude omezeno rychlostí migrace radionuklidů mimo prostor UOS.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Rozpustnost a chemická forma radionuklidů ve vodě pronikající k VJP určuje schopnost radionuklidů unikat z matrice paliva a tím ovlivňuje bezpečnostní funkci *Zadržet radioaktivní odpad v obalovém souboru*.

Nejistoty:

Rozpustnost a speciace radionuklidů VJP ve vodě závisí na několika faktorech. Zejména je to oxidačně-redukční potenciál prostředí, pH a přítomnost dalších rozpuštěných látek ve vodě pronikající k VJP. V českém konceptu HÚ nebyla provedena studie, která by ocenila vliv koroze materiálů UOS na transport radionuklidů z VJP. Podobně schází informace o tom, jak chemickém prostředí a mikrobiální aktivita v místě HÚ budou ovlivňovat nejen korozi UOS, ale také rozpustnost a speciaci radionuklidů VJP ve vodě.

Reference:

Souhrn zahraničních zpráv k rozpustnosti, speciaci a chemickému prostředí v místě HÚ a jejich závěry jsou přehledně shrnuty ve zprávě (Posiva 2017). Obdobné studie, které by pokrývaly český koncept HÚ nejsou v současnosti dostupné.

POSIVA (2017): Safety Evaluation for a KBS-3H Spent Nuclear Fuel Repository at Olkiluoto – Features, Events and Processes, Posiva Oy 2016-03, ISBN: 978-951-652-250-3.

7.4.5 Srážecí reakce radionuklidů VJP

Popis:

Jakmile dojde k rozpuštění radionuklidu unikajícího z VJP ve vodě, tak pokud dojde k překročení rozpustnosti daného radionuklidu, začne se opětovně vylučovat z vodného roztoku prostřednictvím srážecích reakcí. K takové situaci může dojít při změně podmínek v HÚ. Jedná se zejména o změnu teploty a chemické složení přitékající vody.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Srážecí reakce zpomalují transport radionuklidů z VJP. K opětovnému rozpuštění je nutná další změna podmínek v HÚ. Srážecí reakce radionuklidů VJP tak mají jednoznačný vliv na bezpečnostní funkci *Zadržet radioaktivní odpad v obalovém souboru*.

Nejistoty:

Velkou nejistotou je zatížena přítomnost jevu spolusrážení. Ten byl i v zahraničí studován pouze pro specifické podmínky, a nikoliv pro konkrétní úložiště. Proto je konzervativně zanedbáván. Srážecí reakce by mělo být možné přímo odvodit z termodynamických dat, ale tato nejsou k dispozici pro řadu radionuklidů.

Reference:

Souhrn zahraničních zpráv k prostředí plánovaných švédských a finských HÚ a výskytu srážecích reakcí radionuklidů VJP rozpustnosti, speciaci a chemickému prostředí v místě HÚ a jejich závěry jsou přehledně shrnuty ve zprávě (Posiva 2017). Obdobné studie, které by pokrývaly český koncept HÚ nejsou v současnosti dostupné.

POSIVA (2017): Safety Evaluation for a KBS-3H Spent Nuclear Fuel Repository at Olkiluoto – Features, Events and Processes, Posiva Oy 2016-03, ISBN: 978-951-652-250-3.

7.4.6 Sorpce radionuklidů VJP

7.4.6.1 Tvorba koloidů

Popis:

Jako sorpce je nazýván jev, kdy se rozpuštěné látky váží k povrchům. Může to být výsledek různých mechanismů a sorpce může být chápána jako předchůdce srážení. Sorpce je jev, který je charakteristický pro jednotlivé prvky a silně závisí na vlastnostech povrchu. V prostředí HÚ je možné uvažovat o sorpci na zreagovaném povrchu palivové matrice a korozních produktech ocelových komponent. Vzhledem k nízké reaktivnosti zirkoniových a niklových slitin, nelze očekávat sorpci na vodicích trubkách, palivovém pokrytí a distančních mřížkách VJP.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Vzhledem k možnosti navázat unikající radioaktivní produkty na vhodných površích VJP, má sorpce radionuklidů jednoznačný vliv na bezpečnostní funkci *Zadržet radioaktivní odpad v obalovém souboru*.

Nejistoty:

Samotná podstata sorpce je dobře prozkoumána. Schází ovšem experimentální ověření sorpce radionuklidů na materiálech VJP, které by umožnilo kvantifikovat tento jev a význam, kterým přispívá k zadržení radionuklidů.

Reference:

V případě sorpce radionuklidů VJP schází konkrétní výzkum, který by byl zaměřen na možnost sorpce radionuklidů na matici paliva a korozních produktech ocelových komponent VJP. Lze proto doporučit jen obecnější literaturu (Vopálka et al. 2009).

VOPÁLKA D., DRTINOVÁ B., MOTL A., ŠEBERA J., ŠTAMBERG K., VETEŠNÍK A., VIŠŇÁK J., ZAVADILOVÁ A. (2009): Rozvoj pokročilých metod studia speciace a popisu sorpce aktinidů. 81 s

7.4.7 Koroze konstrukčních materiálů UOS

Popis:

Koroze kovových materiálů obecně vede ke ztrátě jejich vlastností a konkrétně v případě UOS ke ztrátě jeho těsnosti. Koroze může probíhat za aerobních i anaerobních podmínek, přičemž předpokládáme, že za aerobních podmínek bude zanedbatelná oproti korozi za anaerobních podmínek.

Korozní napadení může být rovnoměrné nebo nerovnoměrné, přičemž v podmínkách hlubinného úložiště by mělo docházet jak rovnoměrnému, tak i nerovnoměrnému koroznímu napadení. Při rovnoměrném korozním napadení probíhá koroze po celé ploše relativně ve stejné míře, zatímco při nerovnoměrném korozním napadení probíhá koroze ve zvýšené míře jen na určitých částech povrchu. Nejvýznamnější z hlediska bezpečnosti se pro UOS jeví bodová koroze, která může vést k rychlé penetraci stěny UOS. Velmi důležitá je z tohoto hlediska i mikrobiální koroze, která může vést k lokalizaci korozního napadení a vzniků důlků na povrchu kovu. Kromě toho může docházet i k tvorbě galvanických článků při ztrátě těsnosti vnějšího obalu mezi uhlíkovou ocelí vnějšího obalu a korozivzdornou ocelí (Dobrev et al. 2020). V pozdějších fázích vývoje, kdy bude zkorodovaná tloušťka stěna určená pro predikci životnosti UOS, bude dále docházet ke korozi tloušťky stěny zodpovědné za mechanickou pevnost. V tomto období by mohlo docházet ke koroznímu praskání vnějšího obalu i vnitřních pouzder vzájemným vlivem koroze a vnějšího tlaku.

V průběhu koroze vznikají pevné i plynné korozní produkty. Pevné korozní produkty precipitují na povrchu kovu a tvoří ochranou bariéru, která výrazně zpomaluje rychlost korozního děje (korozní přechází z kineticky řízené na transportně řízenou). Mezi pevné korozní produkty, které se tvoří za předpokládaných podmínek v HÚ, patří magnetit, siderit atd. (Dobrev et al. 2020). Vzhledem k nízkým hodnotám korozních rychlostí, jsou vrstvy korozních produktů na povrchu kovů tenké a jejich stanovení je na hranici detekce používaných metod. Identifikace pevných korozních produktů je tedy zatím zatížena chybou, způsobenou nedostatečným množstvím vzorků pro analýzy. Kromě pevných korozních produktů vznikají i plynné korozní produkty, a to konkrétně vodík, který vzniká při reakci vody s kovem. Množství vyvinutého vodíku je limitováno rychlostí korozní reakce a pravděpodobně by nemělo představovat problém pro HÚ s ohledem na nízké korozní rychlosti materiálů UOS v předpokládaných podmínkách.

V první fázi vývoje po uložení UOS, kdy máme technologickou mezeru a bentonit je suchý bude mít hlavní vliv vznik korozního napadení relativní vlhkost vzduchu v technologické mezeře. V případě vyšších relativních vlhkostí by mohlo docházet k atmosférické korozi, která by navíc byla ovlivněna zvýšenou teplotou povrchu UOS, přítomností zbytkového kyslíku a radiolýzou plynů. Za předpokládaných podmínek by nemělo docházet k atmosférické korozi (korozní napadení není zcela vyloučeno, ale jeho míra by byla irelevantní z hlediska bezpečnosti).

V následujícím období, kdy bude prostředí již anaerobní a bentonit bude částečně saturován bude docházet ke koroznímu napadení vnějšího obalu UOS v místech, kde bude povrch UOS v kontaktu s bentonitem. Koroze UOS bude ovlivněna mírou saturace kompaktovaného bentonitu, chemickým složením pórového roztoku bentonitu a s tím spojeným rozvojem mikrobiálních společenstev v technologické mezeře, které by mohlo vést k bodové korozi v případě rozvoje denitrifikačních bakterií (Černík et al., 2019). Systém bude dále ovlivňován i zvýšenou teplotou a radiolýzou pórového roztoku, která by mohla přispět k lokalizaci korozního napadení (Dobrev et al., 2020). Experimentálně nebyl zatím tento přechod prostředí z částečně saturovaného do plně saturovaného za současného ozařování a simulace mezery mezi UOS a bentonitem v rámci českého programu řešen. Významné nejistoty jsou zároveň ohledně rozvoje mikrobiálního společenství v této fázi vývoje.

V další fázi vývoje, kdy bude již bentonitová bariéra nasycena a stále bude zvýšená teplota na povrchu (dávkové příkony by v tomto období měly být již výrazně nižší oproti stavu po uložení) bude korozní napadení ovlivněno primárně prostředím v kompaktovaném bentonitu a zvýšenou teplotou. Kompaktovaný bentonit by měl potlačovat mikrobiální aktivitu v systému a pórový roztok bentonitu bude ovlivněn rozpustností minerálů při dané teplotě.

V poslední fázi vývoje dojde nejprve ke ztrátě funkce vnějšího obalu, kdy zkoroduje tloušťka stěny počítaná na životnost vnějšího obalu a bude pokračovat korozní napadení tloušťky stěny zajišťující mechanickou odolnost. V důsledku toho bude docházet k deformacím vnějšího obalu UOS vlivem vnějšího tlaku (POZN. v současné době zatím nebyly v rámci českého programu HÚ prováděny modelové výpočty deformace UOS v důsledku koroze), až do konečné penetrace stěny UOS. Po penetraci stěny bude následovat průnik vody a pravděpodobně i korozních produktů a bentonitu do prostoru mezi vnějším obalem a vnitřními pouzdry/pouzdem. Rozhodujícím faktorem pro korozi vnitřních pouzder bude prostředí, které se vytvoří uvnitř vnějšího obalu. Vývoj korozního prostředí bude ovlivněn poměrem mezi vodou a bentonitem (přechod roztok až suspenze), živinami pro rozvoj mikrobiálních společenstev a celkovým volným prostorem, který bude mezi vnějším obalem a vnitřními pouzdry/pouzdem. Predikce, jak bude korozní prostředí uvnitř UOS vypadat je zatížena velkou nejistotou a nebyly zatím v rámci českého konceptu provedeny žádné experimentální práce zaměřené na tuto oblast. Z hlediska bezpečnosti je v tomto období nejvýznamnější potenciální riziko bodové koroze vnitřních pouzder.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Koroze materiálů ukládacích obalových souborů (UOS) má vliv na bezpečnostní funkce: *zadržet radioaktivní odpad v obalovém souboru a izolovat odpad od dostupné biosféry a procesů a událostí probíhajících na povrchu a podstatně snížit pravděpodobnost a všechny možné důsledky nežádoucího vniknutí člověka k radioaktivnímu odpadu.* V důsledku koroze UOS dojde ke ztrátě jejich těsnosti a UOS již nebudou moci tyto bezpečnostní funkce zajišťovat.

Nejistoty:

Nejistoty v případě koroze jsou ve vývoji prostředí v prvních fázích po uložení UOS. Tyto nejistoty by ovšem měli mít minimální vliv na odhad životnosti UOS. Významnější nejistoty jsou spojeny s vývojem korozního prostředí po ztrátě integrity vnějšího obalu. Odhad podmínek, kterým budou vnitřní pouzdra vystavena bude zatížen velkou nejistotou a bude možné asi určit pouze okrajové podmínky. Tento problém by měl být řešen tak jak je zatím koncipován koncept UOS tedy dosažením poklesu teploty a dávkového příkonu na povrchu vnitřních pouzder na minimální hodnotu, aby nebylo možné dosáhnout podmínek, kdy nedojde k lokálnímu koroznímu napadení. Další vývoj by měl směřovat i k odhadu mikrobiální aktivity v tomto systému. Nejistotou jsou také predikce vývoje korozní rychlosti v čase, respektive životnosti UOS z důvodů malého počtu dlouhodobých korozních zkoušek, na kterých lze modelové predikce validovat.

Reference:

ČERNÍK M., STEINOVÁ J., MIKEŠ J., ŠPAČEK P., DOBREV D., ČERNOUŠEK T., STOULIL J. (2019)
Mikrobiální koroze za podmínek hlubinného úložiště pro koncepci ocelový UOS – zhutněný bentonit, SÚRAO TZ 403/2019

DOBREV D., GONDOLLI J., KOUŘIL M., MENDOZA MIRANDA A.N., STOULIL J. STRAKA M. (2020):
Korozní zkoušky s materiály navrženými pro konstrukci ukládacích obalových souborů, SÚRAO TZ 248/2018 Rev. č. 1

7.4.7.1 Tvorba korozních produktů (UOS)**Popis:**

Po uložení UOS nepředpokládáme v první fázi vývoje tvorbu korozních produktů z důvodů, že nebude docházet ke korozi, tak jak je uvedeno v procesu *Koroze konstrukčních materiálů ukládacího obalového souboru*. Ve druhé fázi vývoje, kdy již dochází ke korozi UOS za anaerobních podmínek a v poli ionizujícího záření se budou tvořit pevné korozní produkty na povrchu vnějšího obalu UOS a pravděpodobně jen nevýznamné množství plynných korozních produktů v důsledku vodíkové depolarizace (lze předpokládat depolarizaci spíše s produkty radiolýzy). Toto období vývoje je zatíženo nejistotami, neboť není znám přesný mechanismus probíhajících korozních reakcí (v důsledku vlivu IZ). Na základě provedených ozařovaných experimentů v roztoku je možné odhadovat tvorbu magnetitu na povrchu (Dobrev et al. 2020) v případě styku s kompaktovaným bentonitem byly analyticky stanoveny v ozařovaném systému siderit a čukanovit (Dobrev et al. 2020). V případě, že by ze začátku této fáze vývoje byl přítomen zbytkový kyslík, pak by korozní produkty mohly být klasické rzi (oxo-hydroxidy železa) případně křemičitanové korozní produkty (Dobrev et al. 2020).

Ve třetí fázi vývoje po plném nasycení by korozní produkty měly být v kompaktovaném bentonitu siderit a čukanovit (stanoveny v ozařovaných systémech), ale není vyloučena ani přítomnost magnetitu, ačkoliv nebyl experimentálně potvrzen. Pravděpodobně bude vznikat i vodík ve zvýšené míře oproti předcházejícímu období. Z experimentu ve vodném prostředí, kde byl systém ozařován řádově většími dávkovými příkony byl po ročním experimentu vývoj vodíku okolo $1 \text{ mol.m}^{-2}.\text{a}^{-1}$ (Pellegrini et al. 2013).

V počátku čtvrté fáze vývoje, kdy bude systém anaerobní a na povrchu UOS bude stále ještě zvýšená teplota se budou pravděpodobně tvořit v prostředí kompaktovaného bentonitu

korozní produkty sideritu a čukanovitu (Dobrev et al. 2020, Dobrev et al. 2021) a díky vodíkové depolarizaci i plynný vodík. Vzhledem k předpokládaným korozním rychlostem by vývoj vodíku měl být relativně minimální. Např. v modelovém roztoku byl po roční korozní zkoušce za anaerobních podmínek při 80 °C vývoj vodíku pod hodnotou 1 mol.m⁻².a⁻¹ (Pellegrini et al. 2013). Otázka je vlivu vodíku na bentonitovou bariéru, ale vzhledem k předpokládanému relativně nízkému vývoji by měl vodík difundovat skrz bentonit a nemělo by docházet k výraznému nárůstu tlaku vodíku na rozhraní UOS – bentonit. Přítomnost dalších korozních produktů na povrchu vnějšího obalu UOS nebyla v kompaktovaném bentonitu potvrzena, ale není tím vyloučena (Dobrev et al. 2020). Prvkové analýzy korozních vrstev ukazují jejich nehomogenitu a pravděpodobně dochází ke spolusrážení sideritu a kalcitu, případně se tvoří křemičitanové korozní produkty, neboť je u povrchu korozní vrstva nabohacena o křemík (Dobrev et al. 2020). Vývoj korozních produktů v dlouhodobém horizontu byl modelován např. v práci Gondolli et al., 2018. Výsledné predikce předpovídají vznik křemičitanových korozních produktů, ale ty zatím nebyly experimentálně potvrzeny. Vzhledem k odlišným objemům korozních produktů od původního materiálu (násobně větší objemy), může docházet k nárůstu vnějšího tlaku na UOS. Po ztrátě těsnosti vnějšího obalu UOS budou při korozi korozivzdorné oceli v prostředí, které bude a je zatíženo značnou nejistotou pravděpodobně vznikat korozní produkty obdobného charakteru jako bylo modelováno v práci Gondolli et al., 2018. Vzhledem k nízkým korozním rychlostem korozivzdorné oceli zatím nebyly v rámci českého programu detekovány žádné korozní produkty na korozivzdorné oceli v dlouhodobých korozních zkouškách (pod mezí detekce metod).

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Tvorba korozních produktů z UOS má vliv na následující bezpečnostní funkce: *zajišťovat odvod vytvářeného tepla* – z důvodu rozdílného součinitele tepelné vodivosti korozních produktů od oceli, *zpomalit migraci radionuklidů od radioaktivního odpadu do životního prostředí* – sorpce radionuklidů na korozních produktech, *zadržet radioaktivní odpad v obalovém souboru* – pasivní vrstva na povrchu ocelí zpomaluje korozní děje.

Nejistoty:

Nejistoty v oblasti tvorby korozních produktů jsou významné hlavně v dlouhodobém horizontu, kdy je tvorba korozních produktů modelována a zatím nebyly některé predikované korozní produkty detekovány. Z důvodu vlivu typu korozních produktů na predikci životnosti (Forman et al. 2021) bude nutné tyto nejistoty minimalizovat validací modelů na dlouhodobých korozních zkouškách. Nejistoty ve vývoji vodíku v důsledku vodíkové depolarizace jsou hlavně v prvních fázích vývoje, kdy je systém ozařován, protože experimentální práce probíhaly v uzavřených systémech, kde se ustálí radiostacionární stav, zatímco reálný systém je otevřený. V dlouhodobém horizontu lze předpokládat vzhledem k predikovaným nízkým korozním rychlostem minimální vývoj vodíku.

Reference:

- DOBREV D., GONDOLLI J., KOUŘIL M., MENDOZA MIRANDA A.N., STOULIL J. STRAKA M. (2020): Korozní zkoušky s materiály navrženými pro konstrukci ukládacích obalových souborů, SÚRAO TZ 248/2018 Rev. č. 1
- DOBREV D., MENDOZA MIRANDA A. N., STEINOVÁ J., ZUNA M. (2021): Korozní zkouška v přírodním granitoidním prostředí, SÚRAO TZ 194/2017 rev. č. 4

FORMAN L., PICEK M., DOBREV D., GONDOLLI J., MENDOZA MIRANDA A.N., STRAKA M., KOUŘIL M., STOULIL J., MATAL O., ČERMÁK J., KRÁL L., ŽALOUDEK J., VÁVRA M., ČUPR M. (2021): Závěrečná technická zpráva výzkumná část projektu Výzkum a vývoj ukládacího obalového souboru pro hlubinné ukládání vyhořelého jaderného paliva do stadia realizace vzorku, Praha, ZZ 544/2021

GONDOLLI J., KLAJMON M., KOUŘIL M. (2018): Korozní produkty – závěrečná zpráva, Praha, SÚRAO TZ 329/2018

PELLEGRINI D., DOBREV D., STAMMOSE D., VOKÁL V. (2013): FORGE Work Package 2 Final Report – Experimental Studies on Hydrogen Generation by Corrosion, EC FORGE Project, Report D2.5-R

7.4.8 Radiolýzy na povrchu komponent UOS

Popis:

V první fázi po uložení UOS bude docházet k radiolýze plynů v okolí UOS. Zároveň bude docházet k radiolýze vnitřních plynových náplní – dusíku mezi vnějším a vnitřním pouzdem/pouzdry a helia ve vnitřním pouzdru/pouzdech. Z hlediska bezpečnosti je významnější radiolýza dusíku uvnitř UOS a vzduchu v okolí UOS za přítomnosti vlhkosti oproti radiolýze helia, která nebude mít žádný vliv na bezpečnost. V takovém případě může vlivem radiolýzy vznikat kyselina dusičná jejíž radiálně chemické výtěžky budou minimální (Henshaw 1994) a na životnost UOS tedy tento proces měl mít zcela zanedbatelný vliv.

Ve druhé fázi vývoje bude stav uvnitř UOS stejný jako v první fázi. U vnějšího povrchu v místech, kde bude UOS v kontaktu s částečně nasyceným bentonitem bude docházet k radiolýze vody, kdy produkty radiolýzy budou dále reagovat s dalšími složkami v pórovém roztoku a mohou se podílet i na depolarizační reakci při korozi. V současné době nebyl v rámci českého programu modelován tento systém a ani zkoumán z hlediska výtěžků produktů radiolýzy. Na základě ozařovaných korozních zkoušek (Dobrev et al. 2020) lze nicméně konstatovat, že kompaktní bentonit snižuje mobilitu produktů radiolýzy oproti vodnému systému. Teoreticky by radiolýzy zakonzentrovaných roztoků u povrchu UOS mohla podpořit lokální korozní napadení. Vliv produktů radiolýzy vody na český bentonit nebyl zkoumán a nejsou k dispozici žádná data pro český bentonit. Vliv produktů radiolýzy vody na mikrobiální aktivitu v systému je řešen v rámci projektu *TAČR TK02010169 Limitní faktory pro přežití a proliferaci mikrobiálních společenstev, významných pro korozi bariér hlubinného úložiště radioaktivních odpadů (BioBen)*, kde v současné době probíhají dlouhodobé ozařovací zkoušky bentonitu (Černá, Hofmanová et al. 2021).

Ve třetí fázi vývoje, kdy je bentonit již nasycen a prostředí je anaerobní budou dávkové příkony na povrchu již výrazně nižší oproti stavu po uložení a radiolýza pórového roztoku bude ovlivňovat korozi UOS. Dle současných experimentálních dat (Dobrev et al. 2020) se jeví v kompaktním bentonitu vliv produktů radiolýzy na korozi menší než ve vodném prostředí, a to pravděpodobně z důvodu omezení transportu produktů radiolýzy k povrchu UOS. Vliv produktů radiolýzy vody na český bentonit nebyl řešen a výzkum vlivu na mikroorganismy v tomto období v současné době probíhá viz výše. Pro radiolýzu dusíku uvnitř vnějšího obalu platí informace uvedené výše.

V poslední fázi vývoje poklesne dávkový příkon na povrchu UOS natolik, že radiolýzu můžeme na povrchu UOS zanedbat. Po ztrátě těsnosti vnějšího obalu a průniku vody dovnitř UOS by měli dávkové příkony na povrchu vnitřních pouzder být také již zanedbatelné. Počáteční hodnoty dávkových příkonů na povrchu vnitřního pouzdra jsou přibližně o tři řády vyšší než na povrchu vnějšího obalu (Lovecký 2020), ale charakter poklesu bude obdobný jako u povrchu UOS (drobné rozdíly by mohli být způsobeny zpětným odrazem záření), tedy v čase předpokládané ztráty těsnosti vnějšího obalu, jak již bylo uvedeno lze vliv radiolýzy zanedbat.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Radiolýza má nepřímý vliv na bezpečnostní funkci *zadržet radioaktivní odpad v obalovém souboru*, protože mění korozní prostředí, kterému je UOS vystaven v počátečních fázích.

Nejistoty:

Nejistoty s radiolýzou jsou spojeny hlavně s dlouhodobým vlivem na korozi vnějšího obalu, kdy v současné době zatím nejsou k dispozici data z dlouhodobých ozařovacích korozních zkoušek v kompaktním bentonitu. Zároveň nejsou zatím k dispozici data o dlouhodobém vlivu radiolýzy na mikrobiální aktivitu v systému. Žádný výzkum neproběhl v oblasti vlivu produktů radiolýzy na český bentonit (pravděpodobně zanedbatelný vliv). Nebyly provedeny žádné modelové predikce vývoje ozařovaného systému.

Reference:

ČERNÁ K., HOFMANOVÁ E., HLAVÁČKOVÁ V., BARTAK S. D., ŘÍHA J., DOBREV D., KAŠPAR V., ŠACHLOVÁ Š., VEČERNÍK P., ZUNA M. (2021): BioBen – ODBORNÁ zpráva za rok 2021, TAČR TK02010169

DOBREV D., GONDOLLI J., KOUŘIL M., MENDOZA MIRANDA A.N., STOULIL J. STRAKA M. (2020): Korozní zkoušky s materiály navrženými pro konstrukci ukládacích obalových souborů, SÚRAO TZ 248/2018 Rev. č. 1

HENSHAW J. (1994): Modelling of nitric acid production in the advanced cold process canister due to irradiation of moist air, AEA Technology, AEA report FPD/RCD.020

LOVECKÝ M. (2020): Ukládací obalový soubor pro hlubinné úložiště. Výpočet stínění pro palivo VVER-440, Technická zpráva Škoda JS, Ae 15993/Dok Rev.3

7.4.9 Chemické reakce v prostoru UOS

Popis:

V prvních fázích vývoje po uložení UOS nemají chemické reakce a jejich kinetika uvnitř UOS vliv na bezpečnost. Až v poslední fázi vývoje, kdy dojde ke ztrátě těsnosti vnějšího obalu dojde uvnitř vnějšího obalu k ustálení systému a vytvoření korozního prostředí kterému budou vystaveny vnitřní pouzdra/pouzdro. V současné době nejsou k dispozici žádná experimentální data pro český koncept a ani není provedeno geochemické modelování prostředí po porušení těsnosti vnějšího obalu. Po ztrátě těsnosti vnitřních pouzder/pouzdra a uvolnění radionuklidů do systému ovlivní chemické prostředí uvnitř vnitřních pouzder UOS chemické formy radionuklidů (lze předpokládat, že v čase ztráty těsnosti vnitřních pouzder již nebude vnější obal existovat). Bez predikce chemického složení v závislosti na pH a oxidačně redukčním potenciálu není možné predikovat formy radionuklidů ve vnitřním prostoru UOS.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Chemické reakce a jejich kinetika uvnitř UOS mohou ovlivnit bezpečnostní funkci *zadržet radioaktivní odpad v obalovém souboru*, protože chemické rovnováhy ovlivní korozní prostředí okolo vnitřních pouzder a zároveň ovlivní chemické formy radionuklidů.

Nejistoty:

V současné době nejsou k dispozici žádné predikce a odhady prostředí uvnitř UOS po ztrátě těsnosti vnějšího obalu a ani po ztrátě těsnosti vnitřních pouzder/pouzdra. V této oblasti nebyly provedeny žádné experimentální práce a ani modelové výpočty. Jediným odhadem prostředí byly korozní zkoušky s korozivzdornou ocelí (Dobrev et al. 2020), kde bylo odhadnuto korozní prostředí, kterému bude vystavena korozivzdorná ocel. Tento odhad není podložen žádným nezávislým experimentem a ani modelovým geochemickým výpočtem. V rámci bezpečnostních modelů jsou tyto nejistoty řešeny konzervativně, kdy se po ztrátě těsnosti UOS předpokládá přímo uvolnění radionuklidů do bentonitu.

Reference:

DOBREV D., GONDOLLI J., KOUŘIL M., MENDOZA MIRANDA A.N., STOULIL J. STRAKA M. (2020): Korozní zkoušky s materiály navrženými pro konstrukci ukládacích obalových souborů, SÚRAO TZ 248/2018 Rev. č. 1

7.4.10 Sorpce v prostoru UOS

Popis:

K sorpci radionuklidů v UOS dojde až v poslední fázi vývoje, kdy dojde ke ztrátě těsnosti vnitřních pouzder/pouzdra a uvolňování radionuklidů z VJP do prostoru vnitřních pouzder. Vzhledem k nejistotě, jak bude prostředí uvnitř zbytků UOS vypadat, neboť pravděpodobně již nebude vnější obal existovat, lze jenom odhadovat, že sorpce bude probíhat na korozních produktech a pravděpodobně i na bentonitové suspensi. Vliv na bezpečnost lze předpokládat minimální. Sorpce na bentonitu byla a je v českém programu řešena viz např. (Červinka et al. 2015, Červinka et al. 2016, Gondolli et al. 2013, Vejsada et al. 2007, Vopálka et al. 2009, Vopálka et al. 2015). Otázkou je samozřejmě vliv na bezpečnost, kde by měl být vliv minimální. V bezpečnostních modelech se postupuje konzervativněji a není sorpce v rámci UOS uvažována. Sorpce na korozních produktech nebyla systematicky v rámci českého programu řešena. Pro řešení této problematiky je zásadní problém neznalost korozních produktů v čase porušení vnitřních pouzder. Pokud by se potvrdily korozní produkty předpokládané v modelech (Gondolli et al. 2018), tak nebudou tyto korozní produkty k dispozici pro experimentální práce. Experimentálně se sorpce na korozních produktech řešila např. v projektu EU Recosy (Altmaier et al. 2012)

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Sorpce uvnitř UOS ovlivní bezpečnostní funkci *zpomalit migraci radionuklidů od radioaktivního odpadu do životního prostředí*, ačkoliv bude celkový vliv minimální.

Nejistoty:

Obecně jsou nejistoty dány neznalostí prostředí, které by mělo být v prostoru vnitřních pouzder po ztrátě jejich těsnosti. Dále jsou nejistoty dány u sorpce na bentonitu tím, že doposud

stanovené hodnoty distribučních koeficientů jsou stanoveny pro bentonit ve stavu „0“, ale budou tyto hodnoty odpovídat stavu bentonitu i v době ztráty těsnosti vnitřního pouzdra, resp. do jaké míry se budou lišit. U sorpce na korozních produktech jsou nejistoty dány tím, že nevíme, jaké korozní produkty by měly být v daná časový segment v systému. Pokud by byly přítomny korozní produkty jako magnetit, lze získat experimentální data. V případě vzniku křemičitanových korozních produktů nebude možné experimenty provést. Celkově lze všechny tyto nejistoty překlenout tak, jak již bylo uvedeno výše, konzervativním přístupem k uvolnění radionuklidů z UOS.

Reference:

- ALTMAYER M., KIENZLER B., DURO L., GRIVÉ M., MONTOYA V. (2012): 4th Annual Workshop Proceeding of the Collaborative Project „Redox Phenomena Controlling Systems“ (7th EC FP CP RECOZY), Karlsruhe Institute of Technology, KIT-SR 7626, ISBN 978-3-86644-921-3
- ČERVINKA R., VOPÁLKA D., ADAM R., BRÁZDA L., DRTINOVÁ B., HOFMANOVÁ E., KITTNEROVÁ J., RAMEŠOVÁ L. REIMITZ D., ŠIMÚTHOVÁ Z., ŠTAMBERG K., VETEŠNÍK A. (2015): Transport radionuklidů z úložiště / Vstupní parametry a procesní modely pro hodnocení transportu radionuklidů přes inženýrské bariéry: 1. průběžná zpráva. SÚRAO Technická zpráva 24/2015, Česká republika, 176 s.
- ČERVINKA R., VOPÁLKA D., ADAM R., BABOROVÁ L., BRÁZDA L., DRTINOVÁ B., HOFMANOVÁ E., KITTNEROVÁ J., ROSENDORF T., ŠTAMBERG K., VETEŠNÍK A. (2016): Transport radionuklidů z úložiště / vstupní parametry a procesní modely pro hodnocení transportu radionuklidů přes inženýrské bariéry: 2. průběžná zpráva. SÚRAO Technická zpráva 51/2016, Česká republika, 89 s.
- 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, ÚJV Řež, 95 s.
- GONDOLLI J., KLAJMON M, KOUŘIL M. (2018): Korozní produkty – závěrečná zpráva, Praha, SÚRAO TZ 329/2018
- VEJSADA J. (2007): Výzkum nejistot měření sorpce vybraných radionuklidů na bentonitu (Část díla č. 3; Oblast 3.2); Výzkum pórové vody bentonitu pomocí experimentů a modelování (Část díla č. 3; Oblast 3.4), Technická zpráva ÚJV projektu “Výzkum procesů pole blízkých interakcí hlubinného úložiště vyhořelého jaderného paliva a vysoce aktivních odpadů“ Říjen 2007.
- VOPÁLKA D., DRTINOVÁ B., MOTL A., ŠEBERA J., ŠTAMBERG K., VETEŠNÍK A., VIŠŇÁK J., ZAVADILOVÁ A. (2009): Rozvoj pokročilých metod studia speciace a popisu sorpce aktinidů. 81 s.
- VOPÁLKA D., GONDOLLI J, DRTINOVÁ B., KLIKA Z. (2015): Cesium uptake by Ca/Mg bentonite: Evaluation of sorption experiments by a multicomponent two-site ion-exchange model. J. Radioanal. Nucl. Chem. 304, 1, 429–434.

7.4.11 Tvorba koloidů v prostoru UOS

Popis:

V prvních fázích vývoje HÚ nebude docházet ke tvorbě koloidů v UOS. K té může dojít až v poslední fázi, kdy dojde ke ztrátě těsnosti vnějšího obalu a pak i po ztrátě těsnosti vnitřních pouzder. Po ztrátě těsnosti vnějšího obalu by mohlo teoreticky dojít ke tvorbě bentonitových koloidů při bobtnání bentonitu do vnitřního prostoru UOS. Vzhledem k tomu, že nevíme, jak se systém bude chovat a jaké budou podmínky v daném čase nelze zatím tvorbu bentonitových koloidů ve vnitřním prostoru UOS potvrdit a ani vyloučit. Obdobná situace by mohla nastat i po ztrátě těsnosti vnitřních pouzder, ale konkrétnější predikce vzhledem k nejistotám se stavem systému nelze v současné době udělat.

Tvorba radiokoloidů může nastat až po ztrátě těsnosti vnitřního pouzdra, kdy by mohly vznikat jak pravé radiokoloidy tak i pseudoradiokoloidy v závislosti na podmínkách v systému. V rámci českého programu se tvorbou koloidů i radiokoloidů zabývala práce Červinka et al. 2016. Z hlediska bezpečnosti je otázka, zda v systému budou/nebudou vznikat radiokoloidy, které by měly jiné transportní vlastnosti od iontových forem. Tvorbou uranových koloidů při degradaci matrice se např. zabývá práce (Buck et al. 2004) a neptuniových radiokoloidů (Elo 2014).

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Tvorba koloidů v prostoru UOS ovlivní bezpečnostní funkci *zpomalit migraci radionuklidů od radioaktivního odpadu do životního prostředí*. Při tvorbě bentonitových koloidů se budou zhoršovat vlastnosti kompaktovaného bentonitu. Naopak tvorba radiokoloidů může změnit transport radionuklidů v systému.

Nejistoty:

Nejistoty spojené s tvorbou koloidů v prostoru UOS jsou dány neznalostí podmínek v čase ztráty těsnosti a vývojem těchto podmínek, resp. nemůžou se podmínky v čase změnit z příznivých pro tvorbu koloidů na nepříznivé. Nemohou např. bentonitové koloidy vznikat v první fázi po ztrátě těsnosti vnějšího obalu, ale v dlouhodobém horizontu bude pak prostor vyplněn bentonitovou suspenzí atd. Z hlediska bezpečnosti není potvrzeno/vyvráceno, zda v prostoru vnitřního pouzdra mohou vznikat radiokoloidy (vznik radiokoloidů přímo při rozpouštění matrice spadá pod komponentu VJP) a případně zda nemohou být vhodné podmínky pouze přechodové.

Reference:

- BUCK E.C., MCNAMARA B.K., HANSON B.D. (2004): Alternative Conceptual Model for Colloid Generation from Commercial Spent Nuclear Fuel, Pacific Northwest National Laboratory, PNNL-14306
- ČERVINKA R., GONDOLLI J., KOLOMÁ K. (2016): Eroze bentonitu a její dopad na dlouhodobé chování inženýrských bariér hlubinného úložiště a transport, Zpráva ÚJV Řež, ÚJV- Z 4495
- Elo O.H.M. (2014): Neptunium sorption on corundum, montmorillonite and bentonite colloids, Master's Thesis, University Of Helsinki

7.5 Mikrobiální procesy

7.5.1 Mikrobiální procesy v prostoru UOS

Popis:

V první fázi po uložení UOS nebude u jeho povrchu docházet k mikrobiálním procesům z důvodu nepřítomnosti vody. Až ve druhé fázi vývoje, kdy je systém částečně nasycen může docházet k mikrobiální aktivitě, která bude pokračovat ve všech následujících fázích v závislosti na aktuálních podmínkách. Mikrobiální aktivita bude omezena přítomností kompaktovaného bentonitu, ale v přechodových oblastech u povrchu UOS může být výraznější oproti zbytku bentonitu. Vliv na korozi by neměl být nicméně tak zásadní jako je např. u mědi (Černík et al. 2019). V následující fázi, kdy bude bentonit již nasycen by mikrobiální aktivita měla být minimální, ale nikoliv žádná. Limitní faktory pro mikrobiální aktivitu jsou řešeny např. v Černá et al. 2021. K rozvoji mikrobiální aktivity by mělo dojít v poslední fázi vývoje kdy dojde ke ztrátě těsnosti vnějšího obalu a uvnitř UOS se vytvoří podmínky pro rozvoj mikrobiální aktivity. Vzhledem k neznalosti vývoje prostředí uvnitř UOS není zatím možné dále specifikovat přesně následující vývoj v čase, zda dojde opět k poklesu mikrobiální aktivity, anebo bude až do ztráty těsnosti vnitřních pouzder výrazně vyšší, než v kompaktovaném bentonitu. Rozdíl bude dán i tím, zda by koncept UOS byl s vnitřními pouzdry, nebo s jedním vnitřním pouzdem. U jednoho vnitřního pouzdra je prostor mezi vnějším pláštěm a vnitřním pouzdem výrazně menší a je otázka, jak bude vnější obal deformován a jaké prostředí by bylo případně ve volných prostorech. Z hlediska možné mikrobiální aktivity by teoreticky mohl být menší vnitřní prostor zaplněn bentonitem o vyšší suché objemové hmotnosti, zároveň však menší prostoro umožňuje snazší nárůst koncentrací při dané mikrobiální aktivitě. Bez znalostí vnitřního prostředí a případných modelů deformace UOS nelze zatím prediktivně odhadovat vývoj mikrobiální aktivity v systému. Z hlediska bezpečnosti je důležité, aby nedošlo ke ztrátě těsnosti vnějšího obalu v počátečních fázích vývoje, kdy je teplota vyšší oproti okolí a dávkové příkony nebudou zcela zanedbatelné. Neboť produkce sulfidů sulfát redukujícími bakteriemi by v kombinaci se zářením mohla vést ke vzniku thiosíranů, jež při teplotě nad 40 °C mohou způsobit lokální korozní napadení navržené korozivzdorné oceli (*TAČR TK03010067 Vliv radiolýzy a bakteriálních extremofilů na životnost kontejneru pro hlubinné úložiště RAO - RadMic*). Uvnitř UOS mohou vznikat komunity mikroorganismů, které produkují živiny pro své fungování a budou tvořit uzavřený cyklus, který produkuje např. acetáty (Dobrev et al. 2021).

Po ztrátě těsnosti vnitřních pouzder/pouzdra by mikrobiální aktivita mohla ovlivnit speciaci a transport nuklidů v systému. Možné produkty metabolismu a jejich vliv na speciaci je uveden např. v Abrahamsen et al. 2015. Ačkoliv je citovaná zpráva zaměřena organické formy odpadů tak jednodušší uhlovodíky mohou vznikat i v podmínkách HÚ - methan, acetáty (Dobrev et al. 2021).

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Mikrobiální procesy ovlivní bezpečnostní funkci bezpečnostní funkci *zadržet radioaktivní odpad v obalovém souboru a zpomalit migraci radionuklidů od radioaktivního odpadu do životního prostředí.*

Nejistoty:

Nejistoty ohledně mikrobiální aktivity jsou dány neznalostí vývoje prostředí uvnitř UOS, které výrazně ovlivní mikrobiální aktivitu v systému. Dále nejsou určeny všechny limitní faktory pro mikrobiální aktivitu jako např. definitivní hodnota bobtnacího tlaku pro minimalizaci mikrobiální aktivity (výzkum probíhá). Neznalostí mikrobiálního osídlení bentonitu, který půjde do úložiště (myslí se osídlení dané várky bentonitu, nikoliv typ bentonitu).

Reference:

ABRAHAMSEN L., ARNOLD T., BRINKMANN H., LEYS N., MERROUN M., MIJNENDONCKX K., MOLL H., POLVIKA P., ŠEVCŮ A., SMALL J., VIKMAN M., WOUTERS K. (2015): A Review of Anthropogenic Organic Wastes and Their Degradation Behaviour. Deliverable D1.1: EU projektu MIND Ref. Ares (2015) 5828843 - 14/12/201.

ČERNÁ K., HOFMANOVÁ E., HLAVÁČKOVÁ V., BARTAK S. D., ŘIHA J., DOBREV D., KAŠPAR V., ŠACHLOVÁ Š., VEČERNÍK P., ZUNA M. (2021): BioBen - Odborná zpráva za rok 2021, TAČR TK02010169

ČERNÍK M., STEINOVÁ J., MIKEŠ J., ŠPAČEK P., DOBREV D., ČERNOUŠEK T., STOULIL J. (2019) Mikrobiální koroze za podmínek hlubinného úložiště pro koncepci ocelový UOS – zhutněný bentonit, SÚRAO TZ 403/2019

DOBREV D., MENDOZA MIRANDA A. N., STEINOVÁ J., ZUNA M. (2021): Korozní zkouška v přírodním granitoidním prostředí, SÚRAO TZ 194/2017 rev. č. 4

7.6 Radiační procesy

7.6.1 Radioaktivní přeměny

Popis:

Radioaktivní rozpad je základní proces, který se dotýká všech radioaktivních nuklidů. Během radioaktivní přeměny (rozpadu) se samovolně přeměňuje nestabilní nuklid na dceřiný nuklid, který je obvykle jiným prvkem. Během přeměny se uvolňuje záření odnášející část uvolněné energie. Tyto přeměny následně pokračují, dokud nedojde ke vzniku stabilního dceřiného nuklidu. Rychlost radioaktivních přeměn vychází z hodnoty poločasu rozpadu pro daný nuklid. Poločas rozpadu je nezávislý na vnějších fyzikálních či chemických podmínkách. Poločasy rozpadu jsou pro většinu nuklidů známy s vysokou přesností. Pokud je znám počáteční stav VJP, pak je možné přesně určit budoucí vývoj složení VJP. Hlavní příčinou, proč je nutné VJP ukládat do hlubinného úložiště, je vznik záření během radioaktivních přeměn. Ve VJP se vyskytují všechny druhy záření: alfa, beta, gama i neutrony. Nízko pronikavé záření alfa a beta se zastaví přímo v materiálu VJP. Gama záření a neutrony mohou interagovat i s materiálem UOS. V důsledku alfa rozpadů vzniká ve VJP helium, které by potenciálně mohlo poškozovat matici palivových pelet.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Radioaktivní přeměny mají vztah ke třem bezpečnostním funkcím. Během radioaktivních přeměn se mění složení VJP. Z pohledu bezpečnostní funkce *fyzikálně znemožnit vznik kritického a nadkritického stavu* musíme sledovat, jak se v čase vyvíjí množství štěpného

materiálu a jak se snižuje množství absorbátorů neutronů ve VJP (většina štěpných produktů). Radioaktivní přeměny uvolňují jadernou energii ve formě kinetické energie produktů přeměny. Vznikající dceřiné nuklidy se zastaví přímo ve VJP a předají zde svou energii. Unikající záření může reagovat i v jiných částech UOS s VJP. Aktivita VJP a druh radioaktivních přeměn a prostorové rozložení uvolňovaného tepla ovlivňují bezpečnostní funkci *zajišťovat odvod vytvářeného tepla*. V neposlední řadě je to počáteční složení VJP, které spolu s radioaktivními přeměnami určuje, jaké radionuklidy se budou ve VJP nacházet v jednotlivých časových obdobích. Odtud vychází vliv na bezpečnostní funkci *zadržet radioaktivní odpad v obalovém souboru*.

Nejistoty:

Nelze hovořit přímo o nejistotách v radioaktivních přeměnách. Rychlost a typ radioaktivních přeměn v UOS s VJP bude záviset na počátečním složení VJP. V českých zdrojích nebylo provedeno systematické zkoumání nejistot obsahu aktinoidů a štěpných produktů ve VJP. Podle zahraničních zdrojů může nejistota činit pro aktinoidy asi 20 % a pro štěpné produkty přibližně 12 % (Håkansson 1999).

Reference:

V českých podmínkách proběhl v minulosti výpočet složení VJP zdokumentovaný ve zprávě (Rataj et al. 2015). Daný výpočet měl několik omezení. Ve výstupech jsou pouze radionuklidy požadované v zadávací dokumentaci a pouze v období, které je klíčové pro nakládání s VJP před uložením do HÚ. V delším časovém horizontu ovšem budou charakteristiky VJP určovány jinými nuklidy (např. Th-229, Th-230, Ra-226). Nebyla také zkoumána nejistota zjištěného složení v závislosti na vstupních parametrech. Pouze byla sledován vliv příměsí v palivu.

HÅKANSSON, R. (1999): Calculation of nuclide content, residual radioactive decay, activity and dose rate for spent nuclear fuel. Stockholm, Sweden: Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. (SKB). Report R-99-74. 100 p. ISSN 1402-3091.

RATAJ J., FEJT F., FRÝBORT J., FRÝBORTOVÁ L. (2015): Databáze VJP pro bezpečnostní rozbor, FJFI ČVUT.

7.6.2 Produkce plynů

Popis:

V důsledku radioaktivních přeměn vznikají nejrůznější druhy nuklidů. Část z nich se vyskytuje v plynné formě. Nejdůležitějším plynným produktem je helium, protože vzniká v důsledku alfa přeměn, které jsou typické pro aktinoidy. Samotné helium je stabilní a inertní, proto se ve VJP hromadí. Jeho produkce trvá, doku se ve VJP vyskytuje uran či jiný aktinoid. Postupnou akumulací helia narůstá tlak helia uvnitř palivového pokrytí VJP. V případě selhání pokrytí se pak nahromaděné helium dostane do volného prostoru UOS a zvýší v něm tlak. Zahraniční odhady hovoří o změně, která neohrožuje pevnost UOS (SKB 2010a).

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Pokud jsou v důsledku radioaktivních přeměn vytvářeny radioaktivní plyny, které se řadí radionuklidy snadno unikající z matrice palivových pelet, pak má tento proces přímý vztah k bezpečnostní funkci *zadržet radioaktivní odpad v obalovém souboru*. V případě vzniku helia pracujeme při hodnocení s jevy druhého řádu. Nevzniká přímo plynný radionuklid, ale

akumulace helia může v období několika desítek tisíc let vést k mechanickému selhání UOS s VJP. Proto se i zde jedná o proces se vztahem k bezpečnostní funkci *zadržet radioaktivní odpad v obalovém souboru*.

Nejistoty:

Nejistota v produkci helia a jiných plynů je zanedbatelná. Popis mechanického působení nahromaděného helia je doprovázen větší nejistotou v zahraniční literatuře. Česká literatura a ani existující Databáze VJP neobsahují data o produkci helia. Ta bude záviset na míře vyhoření ukládaného VJP a počátečním složení.

Reference:

SKB (2010A): Fuel and canister process report for the safety assessment SR-Site. Stockholm, Sweden: Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. (SKB). Technical Report TR-10-46. 143 p. ISSN 1404-0344

7.6.3 Ovlivnění materiálů UOS vlivem ionizujícího záření

Popis:

Ionizující záření může způsobit defekty v krystalové mřížce kovových materiálů, které by mohli negativně ovlivnit korozní vlastnosti. Tyto procesy budou probíhat hlavně v první fázi vývoje po uložení, ale význam by měl být zanedbatelný. V pozdějších fázích vývoje, kdy bude klesat tok neutronů můžeme tento proces zcela zanedbat. V rámci českého programu byl proveden pouze ilustrační výpočet (na Škoda JS), který prokazoval zanedbatelný vliv na materiály UOS (původní koncept UOS), ale nebyl uveden v žádné publikaci, a tedy v současné době neexistuje v českém programu publikace, která by se touto problematikou zabývala a lze na ní odkázat.

Dalším efektem toku neutronů je aktivace materiálů UOS (další zdroj záření, zdroj kontaminace), kde lze opět předpokládat minimální efekt, ale je nutné toto prokázat výpočtem, který nebyl zatím pro současný koncept UOS proveden.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Tento proces ovlivní bezpečnostní funkci bezpečnostní funkci *zadržet radioaktivní odpad v obalovém souboru*, ale vliv minimální a lze ho zanedbat.

Nejistoty:

Nejistoty jsou dány neprovedením aktualizovaných výpočtů: počet vyražení atomů PDA (displacement per atom) a aktivace materiálů UOS.

Reference:

V českém programu nejsou publikace k této problematice.

7.7 Transportní procesy

7.7.1 Difúze radionuklidů v palivových peletách VJP

Popis:

Difúze je transportní jev, který může být vyvolán zvýšenou teplotou prostředí a tepelným pohybem částic nebo v případě radionuklidů může docházet k neteplotní difúzi. Difúze umožňuje transport radionuklidů do prasklin v matrici paliva, do mezery mezi palivem a pokrytím a do prostoru zrn v matrici paliva. Zvyšuje se tím okamžitě uvolnitelná frakce radionuklidů. Difúze vyvolaná zvýšenou teplotou nehraje významnou úlohu v HÚ, protože VJP dosáhne maximální teploty během několika let po uložení UOS do HÚ a následně teplota klesá spolu s tepelným výkonem VJP na hodnoty, které neumožňují teplotou vyvolanou difúzi v pevných látkách. Neteplotní difúze může být vyvolána alfa rozpady radionuklidů. Během každé přeměny se uvolňuje alfa částice s kinetickou energií kolem 5 MeV a odražené jádro s kinetickou energií přibližně 100 keV. Tato energie je hybnou silou neteplotní difúze. Jedná se o velmi pomalý děj, který není možné zkoumat experimentálně v prostředí HÚ, protože se dotýká zejména dlouhodobých radionuklidů. Bylo v této oblasti provedeno několik teoretických prací, které došly k závěru, že difúzní koeficient pro neteplotní difúzi bude menší než $10^{-26} \text{ m}^2/\text{s}$, a to v důsledku znamená, že se radionuklid může přesunout v průměru o 0,5 μm za 10^6 let (Werme et al. 2004). To činí z neteplotní difúze zanedbatelný děj v HÚ.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Vzhledem k zanedbatelnému příspěvku k celkové migraci radionuklidů, lze usoudit, že difúze radionuklidů v palivových peletách VJP neovlivňuje bezpečnostní funkce HÚ a nepřispívá k možnosti úniku radionuklidů z HÚ.

Nejistoty:

Vzhledem k absenci experimentálního ověření, je možné na základě teorie odvodit pouze řádovou velikost difúze radionuklidů v palivových peletách VJP. Vzhledem k výše uvedeným závěrům, ale tato nejistota nepřispívá k celkové nejistotě návrhu HÚ

Reference:

WERME, L.O., JOHNSON, L.H., OVERSBY, V.M., KING, F., SPAHIU, K., GRAMBOW, B., SHOESMITH, D.W. (2004): Spent fuel performance under repository conditions: A model for use in SR-Can. Stockholm, Sweden: Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. (SKB). Technical Report TR-04-19. 31 p. ISSN 1404-0344

7.7.2 Transportní procesy v UOS

Popis:

K transportním procesům v komponentě UOS bude docházet po ztrátě těsnosti vnějšího obalu (transportní procesy produktů radiolýzy uvnitř UOS po uložení nejsou v této části řešeny, protože nemají vliv na bezpečnost), kdy bude transportními procesy ovlivněna koroze vnitřních pouzder. Transport látek by měl být uvnitř UOS řízen difúzí, advekcí a disperzí. Transportní procesy v této fázi ovlivní i přísun živin pro mikroorganismy. Nejistotou zůstává, v jakém prostředí bude docházet k transportním procesům a jak se bude prostředí uvnitř UOS měnit

v čase. Po ztrátě těsnosti vnitřních pouzder bude docházet k transportu radionuklidů v prostoru vnitřních pouzder. V současné době nebyl v rámci českého programu modelován transport uvnitř UOS. Lze využít poznatky zabývající se transportními procesy v bentonitu (např. Červinka et al. 2015, Červinka et al. 2016). Z hlediska transportu radionuklidů je vhodné zachovat konzervativní řešení problému a stále uvažovat po ztrátě těsnosti přímo uvolnění radionuklidů do bentonitu. Pro korozi vnitřních pouzder bude nutné nejistoty spojené s transportními procesy řešit dostatečnou životností vnějšího obalu, která překlene rizikové období pro lokalizaci korozního napadení.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Transportní procesy v komponentě UOS mají vliv na bezpečnostní funkce *zadržet radioaktivní odpad v obalovém souboru*, kdy transportní procesy ovlivní korozi vnitřních pouzder a *zpomalit migraci radionuklidů od radioaktivního odpadu do životního prostředí* – transport radionuklidů z prostoru vnitřních pouzder.

Nejistoty:

Nejistoty jsou dány neznalostí vývoje prostředí uvnitř UOS v čase.

Reference:

ČERVINKA R., VOPÁLKA D., ADAM R., BRÁZDA L., DRTINOVÁ B., HOFMANOVÁ E., KITNEROVÁ J., RAMEŠOVÁ L., REIMITZ D., ŠIMÚTHOVÁ Z., ŠTAMBERG K., VETEŠNÍK A. (2015): Transport radionuklidů z úložiště / Vstupní parametry a procesní modely pro hodnocení transportu radionuklidů přes inženýrské bariéry: 1. průběžná zpráva. SÚRAO Technická zpráva 24/2015, Česká republika, 176 s.

ČERVINKA R., VOPÁLKA D., ADAM R., BABOROVÁ L., BRÁZDA L., DRTINOVÁ B., HOFMANOVÁ E., KITNEROVÁ J., ROSENDORF T., ŠTAMBERG K., VETEŠNÍK A. (2016): Transport radionuklidů z úložiště / vstupní parametry a procesní modely pro hodnocení transportu radionuklidů přes inženýrské bariéry: 2. průběžná zpráva. SÚRAO Technická zpráva 51/2016, Česká republika, 89 s.

7.7.2.1 Difúze v prostoru UOS

Popis:

Vzhledem k tomu, že po ztrátě těsnosti vnějšího obalu bude koroze vnitřních pouzder ovlivněna vývojem prostředí uvnitř UOS tak difúze chemických forem v systému může ovlivnit korozní rychlost korozivzdorné oceli. Zároveň difúze ovlivní i přísun živin pro mikroorganismy a může tak výrazně ovlivnit mikrobiální společenství uvnitř UOS.

Po ztrátě těsnosti vnitřních pouzder budou uvnitř pouzdra difundovat radionuklidy ve směru záporného koncentračního gradientu. Zpomalení transportu radionuklidů ve vnitřním pouzdru má zanedbatelný vliv na celkovou bezpečnost a není potřeba ho dále uvažovat.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Difúze v UOS má vliv na bezpečnostní funkce *zadržet radioaktivní odpad v obalovém souboru*, kdy transportní procesy mohou ovlivnit korozi vnitřních pouzder a difúze radionuklidů z vnitřních pouzder má vliv na bezpečnostní funkci *zpomalit migraci radionuklidů od radioaktivního odpadu do životního prostředí*.

Nejistoty:

Nejistoty spojené s difúzí jsou dány neznalostí vývoje prostředí uvnitř UOS. V případě difúze radionuklidů je možné tento proces zanedbat vzhledem k minimálnímu vlivu na bezpečnost a je vhodnější postupovat konzervativně co se týká transportu nuklidů do bentonitu. V případě koroze vnitřních pouzder bude nutné nejistoty spojené s difúzí různých chemických forem v systému řešit konzervativním přístupem k prováděným experimentům a modelům životnosti a zároveň zaručením dostatečné životnosti vnějšího obalu.

Reference:

Pro případné modelové predikce je možné využít data stanovená na bentonitu při různých suchých objemových hmotnostech.

7.7.2.2 Advekce a hydrodynamická disperze v prostoru UOS**Popis:**

Advekce a hydrodynamická disperze nastane v prostoru UOS až v poslední fázi vývoje a ovlivní vývoj prostředí uvnitř vnitřního pouzdra v čase. Advekce bude ovlivněna tím kolik vstupů/výstupů bude v daný časový okamžik přes vnější obal. Doposud nebyly prováděny žádné modelové výpočty těchto procesů uvnitř UOS v rámci českého programu. V určitém časovém okamžiku, kdy již degradace vnějšího obalu bude takového rozsahu, že nebudeme moci zbytky vnějšího obalu považovat za komponentu UOS (otázka je, v jaké fázi degradace vnějšího obalu „přestane být“ vnějším obalem), „přejde“ proces advekce a disperze z komponenty UOS do komponenty bentonit (to je případ konceptu se samostatnými pouzdry pro palivové kazety, u jednoho vnitřního pouzdra je vnitřní prostor výrazně menší a je otázka jak nahlížet na daný systém s ohledem na neznalost jak prostředí bude vypadat).

Až po ztrátě těsnosti vnitřních pouzder bude pak opět advekce s disperzí probíhat v komponentě UOS. Z hlediska bezpečnosti je vhodnější, jak bylo uvedeno výše postupovat konzervativněji než řešit nejistoty vývoje prostředí uvnitř vnitřních pouzder.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Advekce stejně jako hydrodynamická disperze ovlivní bezpečnostní funkci *zadržet radioaktivní odpad v obalovém souboru*, neboť bude mít vliv na vývoj prostředí uvnitř vnějšího obalu. Po ztrátě těsnosti vnitřních pouzder pak ovlivní bezpečnostní funkci *zpomalit migraci radionuklidů od radioaktivního odpadu do životního prostředí*. Pravděpodobně pro koncept s se separátními pouzdry po palivové kazety bude vliv na transport radionuklidů uvnitř pouzder zanedbatelný u jednoho vnitřního pouzdra se dá očekávat větší vliv na transport radionuklidů uvnitř pouzdra oproti separátním pouzdrům pro palivové kazety, ale opět by měl být z celkového hlediska vliv minimální a při konzervativním přístupu k uvolnění radionuklidů není nutné tento proces řešit.

Nejistoty:

Nejistoty jsou dány neznalostí vývoje systému v čase. Přibližné odhady vývoje by bylo možné získat pomocí modelování advekce v prostoru UOS.

Reference:

V současné době nejsou v rámci českého programu zprávy zabývající se advekcí a disperzí uvnitř UOS, nicméně se dá využít znalostí získaných v rámci modelování těchto procesů v celém HÚ.

8 Události

8.1 Poškození pokrytí paliva

Popis:

Pokrytí paliva je vyrobeno z odolných slitin. Po průniku vody do UOS podléhá postupné korozi, jak je popsáno v kap. 7.4.2. Náhlé poškození pokrytí paliva může nastat z mechanických vnějších důvodů (viz stříh UOS v kap. 8.2) nebo z důvodu interakce palivových pelet s palivovým pokrytím, kdy dojde k mechanickému nebo chemickému poškození pokrytí paliva. Poškození z důvodu výrobní vady je nepravděpodobné, protože by se projevilo již během provozu paliva v reaktoru.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Událost poškození palivového pokrytí odstraní jednu z bariér bránící úniku radioaktivních látek do životního prostředí, umožní přístup vody k matici paliva a ovlivňuje tak bezpečnostní funkci zadržet radioaktivní odpad v obalovém souboru. Důsledky této události závisí na stavu UOS jako celku a okamžiku, kdy k poškození pokrytí paliva dojde.

Dostupná data: Mechanismy poškození vyhořelého paliva a jeho pokrytí během skladování jsou popsány ve zprávě (IAEA 2019). Mechanické poškození vychází ze stejných příčin jako stříh UOS v kap. 8.2

Nejistoty:

Palivové pokrytí podléhá během skladování a následného uložení v HÚ řadě procesů, které ovlivňují počáteční stav pokrytí (viz část 5.2.9). Korelace popisující tyto modely jsou vyvinuty pro prostředí jaderného reaktoru s odlišnými teplotními a radiačními poli. V případě nesprávnosti modelování počátečního stavu pokrytí, může dojít k jeho předčasnému selhání. V českém prostředí k nejistotě přispívá i fakt, že schází experimentální údaje o VJP z reaktorů typu VVER-440 a VVER-1000.

Reference:

IAEA (2019): Behaviour of Spent Power Reactor Fuel during Storage, IAEA-TECDOC-1862, IAEA, Vienna.

8.2 Stříh UOS

Popis:

Ke stříhu UOS může dojít v důsledku seismické události a posunutí masivu horniny.

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Tato událost může vést k mechanickému narušení UOS a následné migraci radionuklidů do okolí UOS.

Důsledky této události závisí na velikosti seismické události (střížné síle) a na období, kdy ke stříhu dojde, zda v období, kdy je bentonit suchý nebo plně saturovaný a nakolik byl UOS ovlivněn korozními procesy.

Dostupná data:

Problematiku mechanické odolnosti UOS pokrývají výstupy projektu Výzkum a vývoj ukládacího obalového souboru pro hlubinné ukládání vyhořelého jaderného paliva do stadia realizace vzorku (Forman et al. 2021).

Součástí prací bylo zhodnocení mechanické odolnosti UOS střížnými tlaky při uvažovaném posunutí skalního masivu o 50 mm se smykovou (střížnou) rovinou kolmou na osu UOS (nejhorší případ) v polovině výšky UOS.

Metodika pevnostního vyhodnocení vychází z předpokladu, že předmětem výpočtu je model UOS, který je ve fázi, kdy již proběhlo odkorodování 15 mm povrchové vrstvy vnějšího obalu a 5 mm vnitřního pouzdra. (Lopaur 2020).

Nejistoty:

Provedený výpočet je považován za základní a prokazující schopnost UOS odolat obecně projektově uvažovaným silovým účinkům. Na tento výpočet by v budoucnu měl navazovat zpřesňující výpočet seismické odolnosti UOS, který bude již svázán s konkrétní lokalitou hlubinného úložiště.

Reference:

FORMAN ET AL. (2021): Závěrečná technická zpráva výzkumná část projektu Výzkum a vývoj ukládacího obalového souboru pro hlubinné ukládání vyhořelého jaderného paliva do stadia realizace vzorku, TZ 544/2021, Škoda JS.

LOPAUR J. (2020): Výpočet mechanické odolnosti UOS střížnými tlaky, ŠKODA JS a.s., Ae 16886/Dok, Plzeň

8.3 Poškození UOS v důsledku intruze

Popis:

Úložný systém může být ovlivněn v budoucnosti zejména lidskou činností, tj. například prováděním hlubinných vrtů na území užší lokality za jakýmkoliv účelem. Pravděpodobnost provádění těchto vrtů je značně snížena kritérii pro výběr lokality, tj. zejména tím, že by na lokalitě neměly být významné zdroje surovin či vody. Přesto v horizontů tisíci let není možno vyloučit, že dojde k provádění hlubinných vrtů. (Vokál a kol., 2010).

Vliv na dlouhodobou bezpečnost:

Tato událost může vést k mechanickému narušení UOS a následné migraci radionuklidů do okolí UOS.

Dostupná data:

Pravděpodobnost této události je velmi malá a v současné době ani ve světě nejsou vyjasněny metodiky, jak ji řešit a zda ji vůbec řešit. Kvantifikace tohoto scénáře je proto poměrně obtížná.

Nejistoty:

Predikce budoucího chování lidstva.

Možná ztráta informací o hlubinném úložišti (OECD/NEA 2019).

Reference:

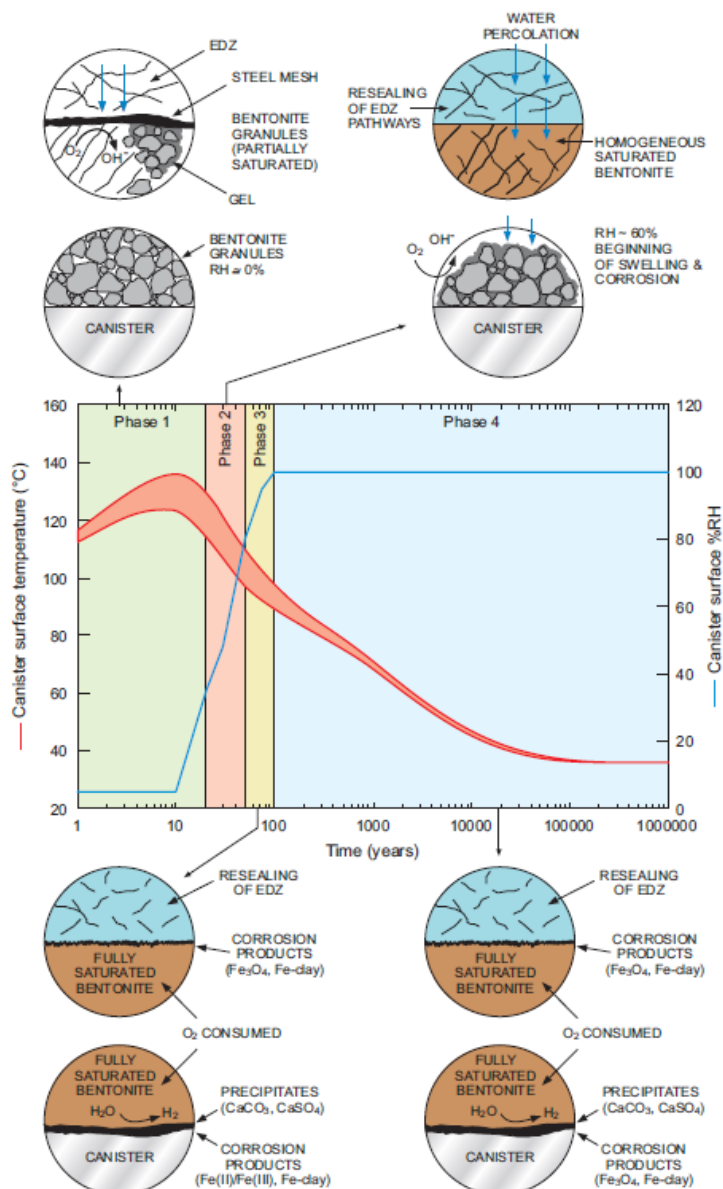
VOKÁL A., HAVLOVÁ V., HERCÍK M., LANDA J., LUKIN D., VEJSADA J. (2010): Aktualizace referenčního projektu hlubinného úložiště radioaktivních odpadů v hypotetické lokalitě. III. Etapa. Studie zadávací bezpečnostní zprávy. C. Dokumentační část. C.2 Hodnocení dlouhodobé bezpečnosti HÚ. Zpráva ÚJV Řež, a.s. EGP 5014-F-101420, 12/2010.

OECD/NEA (2019): Preservation of Records, Knowledge and Memory (RK&M) Across Generations, Final Report of the RK&M Initiative, OECD/NEA No. 7421, Paris.

9 Zastoupení procesů v jednotlivých fázích vývoje úložiště

Vývoj podmínek v úložišti po uzavření prochází několika fázemi. Podmínky jsou formovány především vývojem tepelného pole tepla generovaného VJP a prouděním podzemní vody.

Předpokládaný vývoj úložiště v čase je znázorněn na následujícím obrázku. Vývoj úložiště je rozdělen do čtyř fází, charakterizovaných změnou termo-hydraulických podmínek.



Evolution of temperature and relative humidity (RH) with time and the expected corrosion products and processes at the canister surface (lower diagrams) and at the outer bentonite/mesh/Opalinus Clay interface (upper diagrams).

EDZ refers to the excavation-damaged zone in the Opalinus Clay (Source: Nagra, based on Senger and Ewing 2008).

Obr. 6 Vývoj teploty a saturace bentonitu v čase (Zdroj: Landold et al. 2009)

Období, ve kterých jsou analyzovány procesy v rámci tohoto dokumentu, vychází z výše uvedeného zdroje.

Nicméně během analýzy procesů bylo rozhodnuto, s ohledem na vývoj podmínek v úložišti, tato období rozdělit poněkud podrobněji. Pro porovnání je uvedeno, jak odpovídají členění v (Landhold et al. 2009).

Období 1

- Ihned po uložení. UOS je zavezen do ukládacího vrtu, obklopen tlumící bariérou/bufferem (kompaktovanými bloky nebo peletami), vyplněny spáry bentonitem.
- Aerobní prostředí.
- Zvýšená teplota vlivem generace tepla z VJP.
- Bez přítomnosti vody (s výjimkou počáteční vlhkosti v bentonitu).

Pozn: Fáze 1 dle členění v (Landold et al. 2009).

Období 2

- Po nějaké době po uložení.
- Anaerobní prostředí.
- Zvýšená teplota vlivem generace tepla z VJP.
- Bez přítomnosti vody (s výjimkou počáteční vlhkosti v bentonitu).

Pozn: Fáze 1 dle členění v (Landold et al. 2009).

Období 3

- Anaerobní prostředí.
- Pokles teploty, ale stále ještě tepelně ovlivněné.
- Částečná saturace vodou.

Pozn: Fáze 2 dle členění v (Landold et al. 2009).

Období 4

- Anaerobní prostředí.
- Pokles teploty, ale stále ještě tepelně ovlivněné.
- Plná saturace

Pozn: Fáze 3 dle členění v (Landold et al. 2009).

Období 5

- Vzdálené časové období.
- Anaerobní prostředí.
- Okolní teplota.
- Plná saturace
- UOS stále plní svou funkci, není poškozen tak, aby došlo k úniku radionuklidů.

Pozn: Fáze 4 dle členění v (Landold et al. 2009).

Období 6

- Vzdálené časové období.
- Anaerobní prostředí.
- Okolní teplota.
- Plná saturace
- UOS stále neplní svou funkci, je poškozen, radionuklidy mohou migrovat do okolního prostředí.

Pozn: Fáze 4 dle členění v (Landold et al. 2009).

Reference:

LANDOLT D., DAVENPORT A., PAYER J., SHOESMITH D. (2009): A Review of Materials and Corrosion Issues Regarding Canisters for Disposal of Spent Fuel and High-level Waste in Opalinus Clay. Technical Report 09-02. NAGRA, Switzerland

Tab. 8 Zastoupení procesů v jednotlivých fázích vývoje úložiště – VJP

	Období 1) hned po uložení. Tedy zvýšená teplota, aerobní prostředí, bez přítomnosti vody	Období 2) po nějaké době od uložení. Tedy anaerobní prostředí, vliv teploty, bez přítomnosti vody	Období 3) Anaerobní prostředí, vliv teploty, částečná saturace vodou	Období 4) Anaerobní prostředí, stále zvýšená teplota, plná saturace	Období 5) vzdálené časové období. Tedy anaerobní prostředí, okolní teplota, saturace vodou (nepoškozený UOS)	Období 6) vzdálené časové období. Tedy anaerobní prostředí, okolní teplota, saturace vodou (PO POŠKOZENÍ UOS)
Produkce tepla jadernými reakcemi	ano, vždy přítomno	ano, vždy přítomno	ano, vždy přítomno	ano, vždy přítomno	ano, vždy přítomno	ano, vždy přítomno
Radioaktivní přeměny	ano, vždy přítomno	ano, vždy přítomno	ano, vždy přítomno	ano, vždy přítomno	ano, vždy přítomno	ano, vždy přítomno
Přestup tepla z VJP	ano, vždy přítomno	ano, vždy přítomno	ano, vždy přítomno	ano, vždy přítomno	ano, vždy přítomno	ano, vždy přítomno
Strukturální změny palivových pelet	ne - plyny vznikající rozpadem nestačí pro způsobení trhlin	ne - plyny vznikající rozpadem nestačí pro způsobení trhlin	ne - plyny vznikající rozpadem nestačí pro způsobení trhlin	ne - plyny vznikající rozpadem nestačí pro způsobení trhlin	ne - plyny vznikající rozpadem nestačí pro způsobení trhlin	ano - v důsledku průniku vody
Produkce plynů	ano, vlivem produkce He z přeměn aktinoidů	ano, vlivem produkce He z přeměn aktinoidů	ano, vlivem produkce He z přeměn aktinoidů	ano, vlivem produkce He z přeměn aktinoidů	ano, vlivem produkce He z přeměn aktinoidů	ano, vlivem produkce He z přeměn aktinoidů
Radiolýza vody	ano, v případě nedokonalého vysušení	ano, v případě nedokonalého vysušení	ano	ano	ano, ale snížená intenzita vlivem poklesu aktivity VJP	ano, v důsledku průniku vody
Degradace konstrukčních materiálů palivového souboru	ano - důsledek creepu a hydridového praskání	ano - důsledek creepu a hydridového praskání	ano - důsledek creepu a hydridového praskání	ano - důsledek creepu a hydridového praskání	ano - důsledek creepu a hydridového praskání	ano - důsledek creepu, hydridového praskání a koroze
Degradace a rozpouštění matrice paliva	ne - vznikající plynné štěpné produkty nemají potenciál poškodit matrici paliva	ne - vznikající plynné štěpné produkty nemají potenciál poškodit matrici paliva	ne - vznikající plynné štěpné produkty nemají potenciál poškodit matrici paliva	ne - vznikající plynné štěpné produkty nemají potenciál poškodit matrici paliva	ne - vznikající plynné štěpné produkty nemají potenciál poškodit matrici paliva	ano - důsledek průniku vody do UOS
Rozpustnost a speciace radionuklidů VJP ve vodě	ne bez přítomnosti vody	ne bez přítomnosti vody	ano po průniku vody k palivu	ano po průniku vody k palivu	ano po průniku vody k palivu	ano po průniku vody k palivu
Srážecí reakce radionuklidů VJP	ne bez přítomnosti vody	ne bez přítomnosti vody	ano po průniku vody k palivu a nasycení roztoku	ano po průniku vody k palivu a nasycení roztoku	ano po průniku vody k palivu a nasycení roztoku	ano po průniku vody k palivu a nasycení roztoku
Sorpce radionuklidů VJP	ne bez přítomnosti vody	ne bez přítomnosti vody	ano, v případě vhodných povrchů UO ₂ a korozních produktů ocelových komponent VJP	ano, v případě vhodných povrchů UO ₂ a korozních produktů ocelových komponent VJP	ano, v případě vhodných povrchů UO ₂ a korozních produktů ocelových komponent VJP	ano, v případě vhodných povrchů UO ₂ a korozních produktů ocelových komponent VJP
Difuze radionuklidů v palivových peletách VJP	ano, jako výsledek zvýšené teploty	ne, příliš nízká teplota pro teplotní difuzi a zanedbatelný příspěvek netepelné difuze	ne, příliš nízká teplota pro teplotní difuzi a zanedbatelný příspěvek netepelné difuze	ne, příliš nízká teplota pro teplotní difuzi a zanedbatelný příspěvek netepelné difuze	ne, příliš nízká teplota pro teplotní difuzi a zanedbatelný příspěvek netepelné difuze	ne, příliš nízká teplota pro teplotní difuzi a zanedbatelný příspěvek netepelné difuze

Tab. 9 Zastoupení procesů v jednotlivých fázích vývoje úložiště – UOS s VJP

	Období 1) hned po uložení. Tedy zvýšená teplota, aerobní prostředí, bez přítomnosti vody	Období 2) po nějaké době od uložení. Tedy anaerobní prostředí, vliv teploty, bez přítomnosti vody	Období 3) Anaerobní prostředí, vliv teploty, částečná saturace vodou	Období 4) Anaerobní prostředí, stále zvýšená teplota, plná saturace	Období 5) vzdálené časové období. Tedy anaerobní prostředí, okolní teplota, saturace vodou (nepoškozený UOS)	Období 6) vzdálené časové období. Tedy anaerobní prostředí, okolní teplota, saturace vodou (PO POŠKOZENÍ UOS)
Vedení tepla v UOS	Ano, vždy přítomno	Ano, vždy přítomno	Ano, vždy přítomno	Ano, vždy přítomno	Ano, vždy přítomno	Ano, vždy přítomno
Advekce vody do UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ano, po ztrátě těsnosti UOS
Mechanické poškození UOS	Ne, může nastat po zkorodování části UOS zodpovědné za pevnost	Ne, může nastat po zkorodování části UOS zodpovědné za pevnost	Ne, může nastat po zkorodování části UOS zodpovědné za pevnost	Ne, může nastat po zkorodování části UOS zodpovědné za pevnost	Ano, v období kdy začne korodovat tloušťka materiálu určená pro	Ano, v období kdy začne korodovat tloušťka materiálu určená pro
Koroze konstrukčních materiálů ukládacího obalového souboru	Ne, nepředpokládá se dostatečná vlhkost vzduchu	Ne	Ano	Ano	Ano	Ano
Tvorba korozních produktů	Ne	Ne	Ano	Ano	Ano	Ano
Radiolýzy na povrchu komponent ukládacího obalového souboru	Ano	Ano	Ano	Ano	Ne	Ano
Chemické rovnováhy / kinetiky	Ne, nutné porušení UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ano až po porušení kontejneru	Ano
Sorpce v prostoru UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ano až po porušení kontejneru	Ano
Tvorba koloidů v UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ano	Ano
Transportní procesy v UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ano	Ano
Difuze v prostoru UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ano až po porušení kontejneru	Ano
Advekce hydrodynamická disperze v prostoru UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ano	Ano
Mikrobiální procesy v prostoru UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ne, nutné porušení UOS	Ano	Ano
Ovlivnění materiálů ukládacího obalového souboru vlivem ionizujícího záření	Ano, zanedbatelný vliv na bezpečnost	Ano, zanedbatelný vliv na bezpečnost	Ano, zanedbatelný vliv na bezpečnost	Ano, zanedbatelný vliv na bezpečnost	Ano, zanedbatelný vliv na bezpečnost	Ano, zanedbatelný vliv na bezpečnost

10 Dostupnost a relevance stávajících modelů pro predikci modelování HÚ

Tabulky, uvedené v této kapitole, uvádí souhrnně procesy, které byly definovány v průběhu prací. Ke každému procesu je uvedeno, zda existuje výpočet nebo model využitelný pro predikci vývoje.

Tab. 10 Modelování procesů ve VJP – dostupnost modelovacích nástrojů

Proces	Dostupnost modelovacího nástroje	Textový popis
Produkce tepla jadernými reakcemi	Zohlednit, že část tepla se uvolňuje interakcí záření mimo matici paliva umožňují výpočty stínění realizované stochastickými programy: MCNP, Serpent apod. Přepočtené teplo vychází z jaderných dat	Programy pro výpočty stínění stanovují rozložení záření neutronů a gama v prostředí UOS s VJP. Přepočtené teplo se provádí pomocí standardních jaderných dat. Tento výpočet nebyl v rámci českého programu proveden.
Radioaktivní přeměny		Jedná se o součást jaderných dat pro numerické výpočty vyhořívání jaderného paliva a jeho následného rozpadu
Přestup tepla z VJP	výpočetní kód TRITON (součást SCALE Code System) kód COBRA-SFS	<u>Výpočet zbytkového tepla</u> FEJT F., KOBYLKA D. (2019): Optimalizace zavážení VJP do UOS, Technická zpráva SÚRAO 350/2019. LOVECKÝ M. (červenec 2015a) Ukládací obalový soubor pro hlubinné úložiště. Výpočet inventáře pro palivo VVER-440, Ae 15987/Dok, Rev.0. LOVECKÝ M. (červenec 2015b) Ukládací obalový soubor pro hlubinné úložiště. Výpočet inventáře pro palivo VVER-1000, Ae 15988/Dok, Rev.0. Subkanálový výpočet VJP (transport tepla z paliva přes nosný koš) <u>Výpočet teploty na povrchu UOS</u>

Proces	Dostupnost modelovacího nástroje	Textový popis
	program TEPLO /součást systému FIESTA)	ŠIK J. (2020): Ukládací obalový soubor pro hlubinné úložiště. Tepelný výpočet. Škoda JS, Ae 16093/Dok Rev. 4.
Strukturální změny palivových pelet	Řešeno termomechanickými programy jako TRANSURANUS a FRAPCON	Určují termomechanické kódy pomocí vhodných korelací. Tento výpočet nebyl v rámci českého programu proveden.
Produkce plynů	výpočetní kód TRITON (součást SCALE Code System)	Produkce plynných štěpných produktů i helia z radioaktivních přeměn je standardní součástí jaderných dat. Tento výpočet nebyl v rámci českého programu proveden.
Radiolýza vody	Chemsimul	Tento výpočet nebyl v rámci českého programu proveden.
Degradace konstrukčních materiálů palivového souboru	Řešeno termomechanickými programy jako TRANSURANUS a FRAPCON	Tento výpočet nebyl v rámci českého programu proveden.
Degradace a rozpouštění matrice paliva	Řešeno termomechanickými programy jako TRANSURANUS a FRAPCON	Tento výpočet nebyl v rámci českého programu proveden.
Rozpustnost a speciace radionuklidů VJP ve vodě		Tento výpočet nebyl v rámci českého programu proveden.
Srážecí reakce radionuklidů VJP		Tento výpočet nebyl v rámci českého programu proveden.

Proces	Dostupnost modelovacího nástroje	Textový popis
Sorpce radionuklidů VJP		Tento výpočet nebyl v rámci českého programu proveden.
Difuze radionuklidů v palivových peletách VJP		Tento výpočet nebyl v rámci českého programu proveden.

Tab. 11 Modelování procesů v UOS s VJP – dostupnost modelovacích nástrojů

Proces	Dostupnost modelovacího nástroje	Textový popis
Vedení tepla v UOS		<u>Výpočty zbytkového tepla v čase na povrchu UOS, pro UOS naplněný VJP typu VVER 440 (EDU), VVER 1000 (ETE) a NJZ (EPR, AP1000, atd.).</u> Fejt F., Kobylka D.: Optimalizace zavážení VJP do UOS, závěrečná zpráva, 350/2019, Praha: ČVUT-SATRA-Mott MacDonald CZ, 2019
Advekce vody do UOS	FEFLOW	Zatím není obecně uznávaný a funkční koncepční model s proveditelným výpočtem
Mechanické poškození UOS		<u>Pevnostní výpočet UOS</u> JENÍK J. (2020): Pevnostní výpočet ukládacího OS pro PS VVER 440 – VAR.12 a VVER 1000 – VAR.11, Zpráva Škoda JS, Ae 19590/Dok Rev. 3 <u>Střih UOS</u> LOPAUR J. (2020): Výpočet mechanické odolnosti UOS střižnými tlaky, ŠKODA JS a.s., Ae 16886/Dok, Plzeň

Proces	Dostupnost modelovacího nástroje	Textový popis
		<p>Byla vytvořena <u>metodika, podle níž lze vypočítat maximální hodnotu tlaku působícího na UOS za každé situace, která nastane v budoucím HÚ</u></p> <p>HASAL M., MICHALEC Z., BLAHETA R. (2019): Provedení předběžného výpočtu tlaku na UOS – závěrečná zpráva, Zpráva SÚRAO, TZ 388/2019</p>
Koroze konstrukčních materiálů UOS	COMSOL Multiphysics	<p>Zatím není obecně uznávaný a funkční koncepční model s proveditelným výpočtem. Je ale mnoho modelů, které se o zachycení snaží, za nějakých omezujících předpokladů (výčet citací v rešeršní zprávě). Hlavním aspektem je vyvážení vlivů mezi kinetikou samotné korozní reakce a transportem reaktantů a produktů. Problém pro predikci je stejný jako ve většině jiných modelů chemie – je nutno předem určit seznam složek účastnících se reakce (včetně všech korozních produktů) a k nim příslušné termodynamické parametry, což nemusí jít dobře experimentálně zjistit.</p> <p>Model životnosti v programu COMSOL</p> <p>FORMAN L., PICEK M. DOBREV D., GONDOLLI J., MENDOZA MIRANDA A.N., STRAKA M., KOUŘIL M., STOULIL J., MATAL O., ČERMÁK J., KRÁL L., ŽALOUDEK J., VÁVRA M., ČUPR M. (2021): Závěrečná technická zpráva výzkumná část projektu Výzkum a vývoj ukládacího obalového souboru pro hlubinné ukládání vyhořelého</p>

Proces	Dostupnost modelovacího nástroje	Textový popis
		jaderného paliva do stadia realizace vzorku, Praha, ZZ 544/2021
Tvorba korozních produktů (UOS)	PHREEQC, verze 3	Modelování korozních produktů bylo provedeno pro český koncept v GONDOLLI J., KLAJMON M, KOUŘIL M. (2018): Korozní produkty – závěrečná zpráva, Praha, SÚRAO TZ 329/2018
Radiolýzy na povrchu komponent UOS	Chemsimul	Nebylo v rámci českého programu modelováno
Chemické rovnováhy / kinetiky v prostoru UOS	PHREEQC, verze 3, Visual MINTEQ	Modelování chemické rovnováhy je prostředek, jak modelovat korozní proces v UOS
Sorpce v prostoru UOS	GoldSim	Nebylo v rámci českého programu modelováno, lze využít programy jako v případě sorpce v ostatních bariérách
Tvorba koloidů v UOS		Nebylo v rámci českého programu modelováno
Transportní procesy v UOS	GoldSim	Nebylo v rámci českého programu modelováno, lze využít programy jako v případě sorpce v ostatních bariérách
Difuze v UOS	GoldSim	Nebylo v rámci českého programu modelováno, lze využít programy jako v případě sorpce v ostatních bariérách
Advekce a hydrodynamická disperze v prostoru UOS	GoldSim	Nebylo v rámci českého programu modelováno, lze využít programy jako v případě sorpce v ostatních bariérách

Proces	Dostupnost modelovacího nástroje	Textový popis
Mikrobiální procesy v prostoru UOS		Nebylo v rámci českého programu modelováno. Lze řešit na základě zavedení specifických chemických reakcí do chemických modelů
Ovlivnění materiálů UOS vlivem ionizujícího záření		

11 Závěr

Pro posouzení bezpečnosti hlubinného úložiště je důležité nalézt vlastnosti, které jsou důležité pro zajištění bezpečnostních funkcí úložiště, popsat jejich vstupní charakteristiky a jejich vývoj v čase; nalézt procesy, které mohou iniciovat změny vlastností nebo být jejich důsledkem; a identifikovat události, které jsou příčinou nebo následkem změny podmínek v úložišti.

Výchozím stavem pro specifikaci FEP je znalost a definice okrajových podmínek a počáteční stav (Initial state), ke kterému je možné vztáhnout vlastnosti jednotlivých komponent a vůči kterému pak mohou být popsány nastalé změny.

Vlastnosti, události a procesy je třeba nalézt pro celý systém úložiště. Nicméně k jejich hlubšímu pochopení bylo účelné rozdělit systém na části, které budou tvořit logické celky. Následně je možné tyto celky sesadit a vyhodnotit chování celého systému.

Zpracovaný dokument se zaměřil na jednu část systému hlubinného úložiště – UOS s VJP.

Vlastnosti byly popsány pro VJP, prázdný UOS a UOS zavezený VJP.

Český koncept v současné době uvažuje s dvěma variantami UOS, materiálově stejnými, ale konstrukčně odlišnými.

- Varianta A – dvouplášťový UOS a s vnějším obalem z uhlíkové oceli vnitřním pouzdem z korozivzdorné oceli, s vnitřní vestavbou z korozivzdorné oceli pro vložení a zajištění vzájemné polohy palivových souborů;
- Varianta B – UOS s vnějším obalem z uhlíkové oceli a vnitřními pouzdry z korozivzdorné oceli pro jednotlivé palivové soubory, s vestavbou z korozivzdorné oceli zajišťující vzájemnou polohu vnitřních pouzder s VJP.

Procesy, identifikované v průběhu prací byly rozčleněny do několika skupin – tepelné, hydraulické, mechanické, chemické, radiační, mikrobiální a transportní.

Procesy byly hodnoceny pro období vývoje úložiště do 1 miliónu let, kdy úložiště postupně prochází změnou vnitřních i vnějších podmínek (vliv teploty, saturace podzemní vodou).

V důsledku působení neočekávaných externích vlivů může dojít k událostem, které mohou ovlivnit normální vývoj úložiště – stříh UOS, poškození UOS a poškození pokrytí paliva.

Identifikované FEP byly popsány v jednotné struktuře:

- Popis, který stručně shrnul podstatu vlastnosti, události, procesu;
- Vliv na dlouhodobou bezpečnost, kde bylo uvedeno, jakým způsobem může vlastnost být důležitá z pohledu hodnocení bezpečnosti, a jaký vliv mají události a procesy na bezpečnostní funkce komponent;
- Dostupná data, kde bylo uvedeno, zda a kde lze nalézt k dané problematice relevantní data z českého programu přípravy hlubinného úložiště;
- Nejistoty, v nich bylo diskutováno, zda jsou existující dostupná data dostačující, zda je možné z existujících informací možné predikovat budoucí vývoj apod.

Výstup těchto prací je podkladem pro odvození scénářů pro hodnocení bezpečnosti systému hlubinného úložiště. neboť teprve na základě vyhodnocení relevance FEP s ohledem na místní

podmínky a pravděpodobnosti vzniku je možné vybrat ty, na jejichž základě se budou odvozovat scénáře, scénář normálního vývoje a alternativní scénáře.

Reference

Knihy, články, mapy:

Reference jsou kvůli přehlednosti uvedeny u každé kapitoly.

Zákony:

Zákon č.263/2016 Sb., atomový zákon.

Vyhláška č. 329/2017 Sb., o požadavcích na projekt jaderného zařízení.

Vyhláška č. 377/2016 Sb., o požadavcích na bezpečné nakládání s radioaktivním odpadem a o vyřazování z provozu jaderného zařízení nebo pracoviště III. nebo IV. kategorie

Vyhláška č. 378/2016 Sb., o umístění jaderného zařízení.

Vyhláška č. 379/2016 Sb., o schválení typu některých výrobků v oblasti mírového využívání jaderné energie a ionizujícího záření a přepravě radioaktivní nebo štěpné látky.

Technické normy a standardy:

ČSN EN ISO 3183 (421907): Naftový a plynárenský průmysl – Ocelové trubky pro potrubní přepravní systémy.

ČSN EN 10219-1 (421052): Svařované duté profily z konstrukčních nelegovaných a jemnozrnných ocelí, tvářené za studena – Část 1: Technické dodací podmínky

ČSN EN 10216-5 (420261): Bezešvé ocelové trubky pro tlakové účely – Technické dodací podmínky – Část 5: Trubky z korozivzdorné oceli

Příloha 1



SÚRAO

SPRÁVA ÚLOŽIŠŤ
RADIOAKTIVNÍCH
ODPADŮ

NAŠE
BEZPEČNÁ
BUDOUCNOST

www.surao.cz