

**ČESKÉ VYSOKÉ
UČENÍ TECHNICKÉ
V PRAZE**

**FAKULTA
STROJNÍ**



**DIPLOMOVÁ
PRÁCE**

2022

**JAN
KOMRSKA**

I. OSOBNÍ A STUDIJNÍ ÚDAJE

Příjmení: **Komrska** Jméno: **Jan** Osobní číslo: **457964**
Fakulta/ústav: **Fakulta strojní**
Zadávací katedra/ústav: **Ústav energetiky**
Studijní program: **Jaderná energetická zařízení**
Studijní obor: **Jaderná energetická zařízení**

II. ÚDAJE K DIPLOMOVÉ PRÁCI

Název diplomové práce:

Simulace vzniku a šíření taveniny při těžkých haváriích jaderných reaktorů

Název diplomové práce anglicky:

Simulation of melt formation and propagation in severe accidents of nuclear reactors

Pokyny pro vypracování:

Těžké havárie spojené s tavením aktivní zóny patří mezi hypotetické případy, které mohou v jaderné elektrárně nastat. Jejich dopad na životní prostředí však může být významný a proto je jim při projektování nových jaderných elektráren věnována velká pozornost. Pro návrh procesů spojených se snižováním následků takovéto havárie významně pomáhají sofistikované výpočetní nástroje. Cílem této diplomové práce je s použitím vhodných výpočetních nástrojů simulovat vybraný scénář rozlivu koria v záchytném prostoru (core catcher) navrhovaného demonstračního reaktoru ALLEGRO. Diplomová práce zahrnuje následující body:

- 1) Rešerše scénářů těžkých havárií s tavením aktivní zóny
- 2) Přehled výpočetních programů pro simulace těžkých havárií spojených s tavením aktivní zóny
- 3) Model a výpočet vybraného scénáře v programu MELCOR
- 4) Model a výpočet vybraného scénáře v programu ANSYS Fluent
- 5) Zpracování a rozbor dosažených výsledků

Seznam doporučené literatury:

Sehgal, B.R. Nuclear Safety in Light Water Reactors, Severe Accident Phenomenology. ISBN 978-0-12-388446-6, Elsevier, 2012

Zácha, P., Železný, V. CFD modeling and sensitivity analysis of ex-vessel core melt process. In: 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH 2019). New York: American Nuclear Society, 2019, s. 2640-251. ISBN 978-0-89448-767-5.

Zácha, P., Železný, V., Jun, G.Ch. CFD model rozlivu koria v šachtě reaktoru JE Temelín: Výzkumná zpráva: 12115-JE/2019/01. Praha: ČVUT v Praze, Fakulta strojní, 2019.

Jméno a pracoviště vedoucí(ho) diplomové práce:

Ing. Pavel Zácha, Ph.D. ústav energetiky FS

Jméno a pracoviště druhé(ho) vedoucí(ho) nebo konzultanta(ky) diplomové práce:

Datum zadání diplomové práce: **21.04.2022**

Termín odevzdání diplomové práce: **03.06.2022**

Platnost zadání diplomové práce: **31.12.2023**

Ing. Pavel Zácha, Ph.D.
podpis vedoucí(ho) práce

podpis vedoucí(ho) ústavu/katedry

doc. Ing. Miroslav Španiel, CSc.
podpis děkana(ky)

III. PŘEVZETÍ ZADÁNÍ

Diplomant bere na vědomí, že je povinen vypracovat diplomovou práci samostatně, bez cizí pomoci, s výjimkou poskytnutých konzultací.
Seznam použité literatury, jiných pramenů a jmen konzultantů je třeba uvést v diplomové práci.

Datum převzetí zadání

Podpis studenta

Čestné prohlášení

Prohlašuji, že jsem svou diplomovou práci vypracoval samostatně s použitím pramenů a literatury uvedených v příloženém seznamu citovaných zdrojů.

Nemám závažný důvod proti užití tohoto školního díla ve smyslu § 60 zákona č. 121/2000 Sb., o právu autorském, o právech souvisejících s právem autorským a o změně některých zákonů (autorský zákon).

V Praze dne: 10. 6. 2022

Bc. Jan Komrska

Anotační list

Jméno autora:	Bc. Jan Komrska
Název DP:	Simulace vzniku a šíření taveniny při těžkých haváriích jaderných reaktorů
Anglický název:	Simulation of melt formation and propagation in severe accidents of nuclear reactors
Akademický rok:	2021/2022
Ústav/Odbor:	Ústav energetiky/Jaderná energetická zařízení
Vedoucí DP:	Ing. Pavel Zácha, Ph.D.
Bibliografické údaje:	Počet stran: 78 Počet obrázků: 45 Počet tabulek: 11 Počet příloh: 0
Klíčová slova:	Těžká havárie, Korium, Lapač koria, ALLEGRO, MELCOR, CFD
Keywords:	Severe Accident, Corium, Core Catcher, ALLEGRO, MELCOR, CFD
Anotace:	Diplomová práce se zabývá problematikou vhodného popisu těžkých havárií spojených s tavením aktivní zóny. Úvodní část práce je věnována rešerši těžkých havárií, vzniku koria a průběhu těžké havárie. Praktická část se zabývá scénářem těžké havárie se vznikem a šířením koria v reaktoru ALLEGRO. Pro řešení scénáře je použito dvou na sebe navazujících numerických výpočtů. První část výpočtu scénáře těžké havárie je řešena v kódu MELCOR. Navazující druhá část je řešena v CFD programu ANSYS Fluent.
Abstract:	The Master's Thesis is focused on description of severe accidents with core melt. The introduction of this thesis describes phenomenology of severe accidents, corium melt creation and progression of severe accident. Practical section of this thesis deals with severe accident scenario with melting and propagation of corium melt in reactor ALLEGRO. We utilize two consecutive numerical calculations. The first part of the calculation is solved using MELCOR code. The consequential part is solved in CFD program ANSYS Fluent.

Poděkování

Tímto bych rád poděkoval vedoucímu práce Ing. Pavlu Záchovi, Ph.D. za vstřícný přístup a odborné konzultace a rady při řešení práce. Dále bych chtěl poděkovat Ing. Petru Váchovi za dodání cenných podkladů pro řešení práce a kvalitní rady.

V neposlední řadě bych chtěl poděkovat především své rodině, přátelům a všem, kteří mi pomohli se studiem na vysoké škole a byli mi psychickou podporou v těžkých chvílích studia.

Obsah

Úvod	12
Teoretická část – Těžké havárie s tavením aktivní zóny	13
1 Jaderná bezpečnost a těžké havárie – historie těžkých havárií	14
1.1 Havárie Three Mile Island	15
1.2 Černobylská havárie	16
1.3 Havárie Fukušima Daiči	18
1.4 Získané znalosti a poučení z havárií	19
2 Vlastnosti koria	20
2.1 Vznik koria	20
2.2 Generace tepla v korigu	21
2.3 Rekritičnost koria	22
2.4 Tvorba krusty a vrstvení koria	22
3 Interakce roztaveného koria a betonu	24
3.1 Vlastnosti betonu	24
3.2 Fáze interakce koria a betonu	25
3.3 Vznik plynů a probublávání	26
4 Systémy pro záchyt a stabilizaci koria	28
4.1 In-Vessel Retention	28
4.2 Ex-vessel retention	29
4.3 Vliv obětních materiálů	34
5 Projekt ALLEGRO	36
5.1 Lapač Koria	38
6 Systémové kódy pro popis průběhu těžkých havárií	39
6.1 Mechanistické kódy	39
6.2 Integrální kódy	40
Výpočtová část	43
7 Výpočetní model v kódu MELCOR	44
7.1 Geometrie a její nutné úpravy	44
7.2 Počáteční podmínky	46
7.3 Použité balíčky kódu MELCOR	47
7.4 Materiálové vlastnosti	48
7.5 Výsledky výpočtů	48
7.6 Diskuze výsledků	51

8	Výpočetní model v programu ANSYS Fluent	52
8.1	Geometrie a její nutné úpravy	52
8.2	Tvorba výpočetní sítě	54
8.3	Definice podmínek výpočtu	56
8.4	Termofyzikální vlastnosti materiálů	58
8.5	Použitá zjednodušení	60
8.6	Průběh výpočtu	61
8.7	Výsledky výpočtů.....	65
	Závěr.....	72
	Seznam použité literatury	74

Seznam symbolů, indexů

Symbol	Význam	Jednotka
$V_{\text{Fe}_2\text{O}_3}$	Objem materiálu Fe_2O_3	m^3
T	Teplota	K
m	Hmotnost	kg
ρ	Hustota	kg/m^3
c_p	Měrná tepelná kapacita	$\text{J}/\text{kg} \cdot \text{K}$
λ	Tepelná vodivost	$\text{W}/\text{m} \cdot \text{K}$
η	Dynamická viskozita	$\text{kg}/\text{m} \cdot \text{s}$
S	Obsah plochy	m^2
t	Čas	s

Seznam zkratek

ANL	Argonne National Laboratory
ASTEC	Accident Source Term Evaluation Code
ATHLET	Analysis of Thermal-Hydraulics of Leaks and Transients
ATHLET – CD	Analysis of Thermal-Hydraulics of Leaks and Transients – Core Degradation
AZ	Aktivní zóna
BWR	Boiling Water Reactor
CEA	Commissariat à l'Énergie Atomique
CFD	Computational Fluid Dynamics
DHR	Decay Heat Removal
EPR	European Pressurised Reactor
EVR	Ex-Vessel Retention
FAOG	Ferric and Aluminium Oxide Granules
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit
HEFASTO	Helium-cooled Fast Reactor
CHRS	Containment Heat Removal System
INES	International Nuclear Event Scale
IRWST	In-Containment Refueling Water Storage Tank
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire
IVR	In-Vessel Retention
IVR-ERVC	In-Vessel Retention, External Reactor Vessel Cooling
LOCA	Loss of Coolant Accident
MAAP	Modular Accident Analysis Program
MACE	Melt Attack and Coolability Experiment
MCCI	Molten Core Concrete Interaction
MTA EK	Magyar Tudományos Akadémia Energiatudományi Kutatóközpont
NCBJ	Narodowe Centrum Badań Jądrowych
NRC	Nuclear Regulatory Commission

OECD/MCCI	The Organization for Economic Cooperation and Development Melt Coolability and Concrete Interaction program
PWR	Pressurised Water Reactor
RBMK	Reaktor bolshoy moshchnosti kanalnyy
SAMG	Severe Accident Management Guideline
SARNET	Severe Accident Research NETwork of Excellence
SCRAM	
SMR	Small Modular Reactor
TMI	Three Mile Island
TNR	Tlaková nádoba reaktoru
VVER 1200	vodo-vodyanoi enyergicheskii reaktor 1200

Seznam obrázků

Obr. 1 – Rozdělení provozních stavů [2]	14
Obr. 2 – Předpokládaný stav tlakové nádoby reaktoru po havárii TMI [5].....	16
Obr. 3 – „Černobylská sloní noha“ – Korium vyteklé na chodby pod reaktorem [9].....	17
Obr. 4 – Předpokládané umístění koria v blocích 1, 2, 3 elektrárny Fukušima Daiči [11].....	18
Obr. 5 – Diagram složení koria	20
Obr. 6 – Zbytkové teplo generované různými štěpnými produkty pro případ reaktoru PWR o výkonu 900 MWe [5]	21
Obr. 7 – Různé typy vrstvení koria při segregaci fází [16]	23
Obr. 8 – Tvorba kavity důsledkem eroze betonových základů [4]	25
Obr. 9 – Chování plynů při MCCI [19].....	26
Obr. 10 – Schéma situace, kdy vlivem probublávání může dojít k perfektnímu mísení oxidické a kovové fáze [4]	27
Obr. 11 – Hlavní varianty systémů pro záchyt a stabilizace koria [4, 21, 22].....	28
Obr. 12 – Koncepce záchytu taveniny IVR [23]	29
Obr. 13 – Lapač koria reaktoru EPR [25]	31
Obr. 14 – Zatopený lapač koria reaktoru EPR [21].....	32
Obr. 15 – 3D pohled na lapač koria reaktoru EPR [25]	32
Obr. 16 – Lapač koria VVER 1200 [26].....	33
Obr. 17 – Struktura lapače koria VVER 1200 [21]	34
Obr. 18 – Vrstva lapače koria VVER 1200 a element obětního materiálu [22]	35
Obr. 19 – Element podlahy lapače koria reaktoru EPR [25].....	35
Obr. 20 – Schéma reaktoru ALLEGRO [29]	36
Obr. 21 – 3D pohled na reaktor ALLEGRO [29]	37
Obr. 22 – 3D pohled na lapač koria reaktoru ALLEGRO	38
Obr. 23 – Element podlahy lapače koria ALLEGRO [30].....	38
Obr. 24 – 3D pohled na geometrii šachty reaktoru ALLEGRO.....	45
Obr. 25 – Poloviční řez šachtou reaktoru ALLEGRO	45
Obr. 26 – Nodalizace reaktorové šachty s tavnou zátkou.....	46
Obr. 27 – Graf zbytkového výkonu v UO_2	47
Obr. 28 – Graf doby protavení tavné zátky z Fe_2O_3	49
Obr. 29 – Graf průběhu teploty koria.....	49
Obr. 30 – Graf průběhu hmotnosti koria	50
Obr. 31 – Graf průběhu hustoty koria.....	50
Obr. 32 – Poloviční řez lapačem koria.....	53
Obr. 33 – Pohled do místnosti lapače koria	53
Obr. 34 – Geometrie řešené oblasti.....	54
Obr. 35 – Pohled na výpočetní síť	55
Obr. 36 – Řez výpočetní sítí.....	55
Obr. 37 – Detail výpočetní sítě	56
Obr. 38 – Průběh vážených reziduí během výpočtu	62
Obr. 39 – Graf maximální rychlosti	63
Obr. 40 – 3D pohled na problematické buňky z hlediska maximální rychlosti – čas simulace 0,552 s	64

Obr. 41 – 3D pohled na problematické buňky z hlediska maximální rychlosti – čas simulace 2,111 s	65
Obr. 42 – Časový průběh rozlivu koria pro 0,3 objemového podílu koria	67
Obr. 43 – Časový průběh rozlivu koria pro 0,7 objemového podílu koria	68
Obr. 44 – Časový průběh teplotního pole rozlivu koria, uvedené teploty ve stupních Kelvin.....	69
Obr. 45 – Graf plochy rozlivu koria na podlaze lapače koria.....	70

Seznam tabulek

Tab. 1 – Základní parametry reaktoru ALLEGRO [29]	37
Tab. 2 – Vlastnosti Fe_2O_3 potřebné pro balíček Cavity [43–45]	48
Tab. 3 – Tabulka výsledných vlastností koria	51
Tab. 4 – Tabulka nastavení základních parametrů výpočtu	57
Tab. 5 – Materiálové vlastnosti koria v závislosti na teplotě	58
Tab. 6 – Materiálové vlastnosti atmosféry N_2	58
Tab. 7 – Materiálové vlastnosti pevných stěn	59
Tab. 8 – Materiálové vlastnosti podlahy lapače koria [43, 50, 51]	59
Tab. 9 – Hlavní okrajové podmínky výpočtu [52]	60
Tab. 10 – Tabulka nastavení podrelaxačních faktorů	61
Tab. 11 – Rozliv koria na podlaze lapače koria	70

Úvod

Jaderná energetika je klíčovou součástí energetického sektoru, jelikož se jedná o spolehlivé a účinné zdroje elektrické energie. Ačkoliv v minulých letech byla jaderná energetika často démonizována, tak zaručuje stabilní zdroj energie. Navíc v dnešní době se jedná o jeden z důležitých bezemisních zdrojů energie. Jako každé odvětví, i jaderná energetika prochází neustálým vývojem. V rámci prací na nových typech reaktorů existuje několik koncepcí. Jedním z kandidátů na nové koncepce reaktorů je plynem chlazený rychlý reaktor, na jehož vývoji se podílí i Česká republika v rámci projektů ALLEGRO a HeFASTo.

V této diplomové práci jsem se zaměřil na simulaci vzniku a šíření taveniny při těžkých haváriích v reaktoru ALLEGRO.

Teoretická část této práce se zabývá problematikou těžkých havárií se vznikem taveniny aktivní zóny reaktoru – koria. První část rešerše je zaměřena na obecné poznatky o těžkých haváriích a jejich historicky významných případech. V další části je popsán samotný vznik koria a jeho vlastnosti v průběhu těžké havárie. Dále je zaměřena na způsoby jak zadržet a stabilizovat vzniklé korium při těžké havárii. Jsou zde také uvedeny základní informace o reaktoru ALLEGRO, a jakým způsobem je u něj řešen záchyt a stabilizace taveniny. Poslední část rešerše je věnována přehledu systémových kódů pro popis průběhu těžkých havárií.

Praktická část je zaměřena na řešení prvotních simulací vzniku koria a rozlivu koria v lapači koria v rámci reaktoru ALLEGRO.

Součástí vývoje reaktoru ALLEGRO je i řešení jednotlivých komponent, které souvisí s jadernou bezpečností a jejím zajištěním v případě těžké havárie, která může hypoteticky vzniknout. V rámci projektu je řešen návrh lapače koria a součástí návrhu je i ověření jeho funkčnosti pomocí simulací ve výpočetních kódech.

V rámci návrhu reaktoru je definováno několik scénářů těžkých havárií, na které musí být lapač koria dimenzován. Na základě současných návrhů geometrie a definovaného scénáře byly postaveny výpočty v této práci. V rámci výpočtů je pak řešeno chování koria při tomto scénáři. Vzhledem k velké komplexnosti celého děje spojeného s chováním a rozlivem koria byly použity dva numerické přístupy a tedy dvě na sebe navazující simulace.

První simulace je řešena pomocí kódu MELCOR a zabývá se situací, kdy došlo k protavení tlakové nádoby reaktoru a vypadlé korium interaguje s podlahou reaktorové šachty. V podlaze reaktorové šachty je umístěna tavná zátka, jejíž úkolem je vydržet po takovou dobu, kdy dojde k co největšímu výlevu koria z tlakové nádoby reaktoru. Simulace tedy ověřuje, zda uvažovaná tavná zátka v daném scénáři dokáže toto kritérium splnit.

Následující simulace navazuje na moment, kdy dojde k protavení tavné zátky. Nastává tak druhá fáze scénáře těžké havárie, a to samotný přesun koria do lapače koria. V lapači koria by pak následně mělo dojít k co největšímu rozlivu taveniny, aby mohlo dojít k jejímu co nejefektivnějšímu chlazení. Jelikož je výlev taveniny velmi dynamický děj, pak jako vhodný nástroj pro popis toho děje lze využít CFD (Computational Fluid Dynamics). V rámci práce byl pro výpočty CFD využit program ANSYS Fluent. Jedná se o vhodný způsob, jak sledovat 3D výpočet rozlivu samotné taveniny a sledování rychlosti rozlivu na podlaze lapače koria.

Teoretická část – Těžké havárie s tavením aktivní zóny

Úvodem teoretické části jsou popsány základní informace o jaderné bezpečnosti, provozních stavech zařízení a o nejnámějších těžkých haváriích, které souvisely s reálným vznikem taveniny aktivní zóny. V další části jsou popsány především poznatky ohledně koria – jeho vznik a vlastnosti v raných fázích těžké havárie.

Následuje kapitola, která se zabývá situací, kdy dojde k protavení tlakové nádoby reaktoru a korium vyteče na podlahu reaktorové šachty. Tuto situaci nazýváme MCCI (Molten Core Concrete Interaction) neboli interakci roztaveného koria s betonovými základy. Dále jsou popsány systémy pro záchyt a stabilizaci koria, které slouží především k snižování následků těžkých havárií.

V další kapitole je v krátkosti představen reaktor ALLEGRO, a jaký koncept záchytu a stabilizace je u něj využíván. Následuje kapitola, ve které je uveden přehled systémových kódů, které se zabývají simulacemi a výpočty různých scénářů spojených s průběhem těžkých havárií.

1 Jaderná bezpečnost a těžké havárie – historie těžkých havárií

Jaderná bezpečnost je stav a schopnost jaderného zařízení a fyzických osob obsluhujících jaderné zařízení zabránit nekontrolovatelnému rozvoji štěpné reakce nebo nedovolenému úniku radioaktivních látek nebo ionizujícího záření do životního prostředí a omezovat následky nehod [1].

Při provozu jaderné elektrárny rozlišujeme několik druhů provozních stavů. Jsou to stavy normálního provozu, abnormálního provozu a havarijního provozu. Z hlediska novějšího rozdělení provozních stavů byly pro havarijní stavy zavedeny pojmy projektová nehoda (DBA – Design Basis Accident) a rozšířené projektové podmínky (DEC – Design Extension Conditions).

S **projektovými nehodami** zpravidla původní návrh elektrárny počítá, a jedná se o postulované stavy, na které jsou havarijní systémy daného reaktoru projektovány (zpravidla se jedná o havárii s velkým únikem chladiva – velká LOCA). Existují však i nadprojektové havárie, se kterými původně nebylo v projektu počítáno. V nejnovější terminologii se hovoří o tzv. rozšířených projektových podmínkách (DEC).

Rozšířené projektové podmínky (DEC) jsou postulované havarijní podmínky, se kterými nebylo původně počítáno v projektu jaderného reaktoru. Jsou však dodatečně zvažovány v návrhu zařízení na základě metod nejlepšího odhadu tak, aby případné úniky radioaktivních látek v průběhu havárie byly v přijatelných limitech. [2]



Obr. 1 – Rozdělení provozních stavů [2]

Existují 2 kategorie DEC [3]:

- DEC A – havárie, u které lze zabránit rozsáhlému poškození aktivní zóny nebo poškození paliva v bazénech skladování;
- DEC B – postulovaná havárie, která předpokládá rozsáhlé poničení aktivní zóny.

Při návrhu nových reaktorů je již počítáno s možností rozšířených projektových podmínek a jsou proto navrhována speciální zařízení a postupy, které dokáží zamezit časnému nebo velkému úniku radioaktivních látek do okolí. Nové reaktory tudíž již v návrhu prokazují, že jsou připraveny tyto situace zvládat a snižovat tak následkům radioaktivních úniků v případě těžké havárie.

Pojem těžká havárie je vždy spojen s havarijní situací reaktoru, při které došlo k extenzivnímu tavení aktivní zóny reaktoru. Tato havárie vzniká zpravidla jako důsledek selhání systémů odvodu tepla. Tímto selháním pak dochází k přehřátí palivových souborů a následnému tavení paliva. Jedná se však o velmi nepravděpodobný jev, jelikož jaderný reaktor má několik úrovní ochrany, které zabraňují rozvoji právě takovéto situace. Pouze v případě kombinovaného selhání několika bezpečnostních systémů a v historických případech i selhání lidského faktoru, může k takovým situacím dojít. [4]

Studie zaměřené na popis havarijních situací se strukturně vzájemně liší na základě toho, na jakou fázi havárie se zaměřují. V této práci se zabýváme především situací DEC-B a tudíž situací, kdy již dochází k významnému tavení aktivní zóny a jaderného paliva. Tím dochází ke vzniku taveniny aktivní zóny, tzv. koría.

V této kapitole si dále uvedeme situace, kdy vzniklo reálné korium – popíšeme si 3 nejznámější těžké havárie, jejich průběh a následné poučení, které z nich získat.

1.1 Havárie Three Mile Island

Z hlediska jaderné bezpečnosti se jedná o jednu z havárií, která výrazně změnila jadernou energetiku. Tato havárie vznikla především chybou operátorů. Dne 28. března 1979 došlo k události, při které vlivem výpadku napájecího čerpadla začala klesat hladina napájecí vody v parních generátorech. Tím se zhoršil přestup tepla z primárního okruhu a důsledkem toho se začal v primárním okruhu zvyšovat tlak. Následkem toho byl automaticky odstaven reaktor a turbíny. Vlivem zvýšeného tlaku byly otevřeny pojistné ventily kompenzátoru objemu, které měly za úkol jej snížit. Následně byl spuštěn vysokotlaký systém doplňování vody.

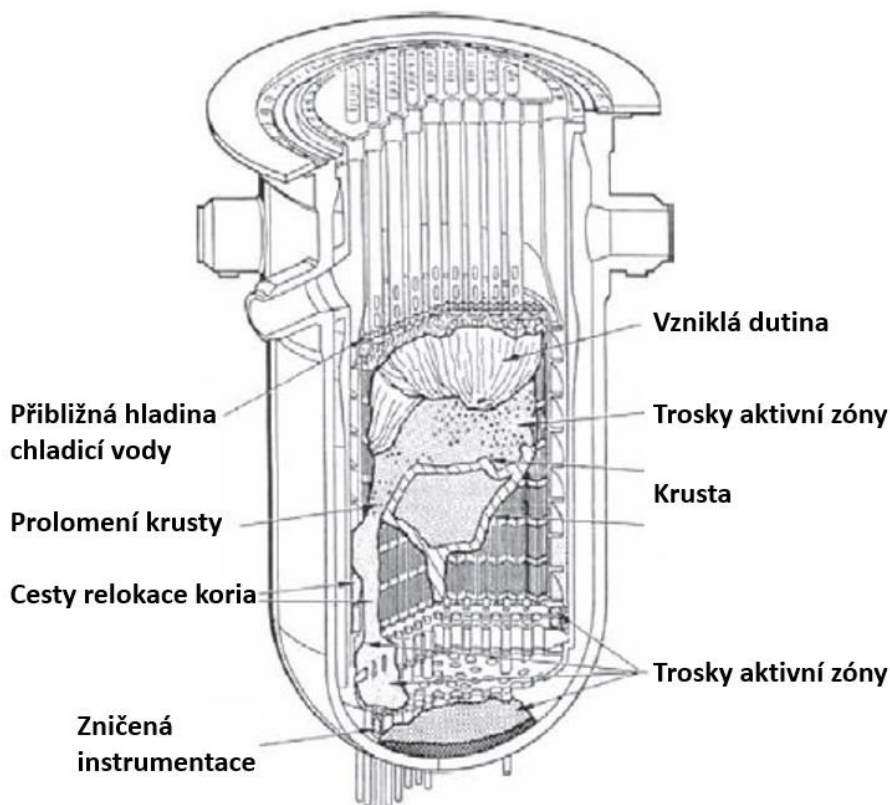
Jakmile začal klesat tlak, začala klesat hladina vody v kompenzátoru objemu. S poklesem tlaku se měl automaticky uzavřít i pojistný ventil, k tomu však nedošlo. Během toho docházelo k neustálému doplňování vody do primárního okruhu a vlivem snížení tlaku v primárním okruhu se začalo vytvářet větší množství páry. Tato pára následně tlačila danou vodu v kompenzátoru ještě výš, čímž operátoři došli k závěru, že se reaktor přehřívá vodou. Na tento výjev reagovali tím, že odstavili havarijní vysokotlaké doplňování vody. Tímto však došlo k zhoršení chlazení a začalo docházet k větší tvorbě páry. Až zhruba o 2 hodiny později si operátoři uvědomili, že zůstal otevřený pojistný ventil a skrz něj unikala voda a pára mimo primární okruh.

Operátoři tedy udělali 3 zásadní chyby [5]: neuvědomili si, že omylem zůstal otevřený pojistný ventil a vypnuli havarijní systémy doplňování vody. Dále odstavili hlavní cirkulační čerpadla, aby nedošlo k jejich kavitaci vlivem zvýšeného obsahu páry v primárním okruhu. Vlivem těchto chyb docházelo k zvýšené tvorbě páry v aktivní zóně. Následkem toho se začala aktivní zóna tavit. V tu chvíli, kdy si uvědomili chybu pojistného ventilu, byla již zhruba polovina aktivní zóny ve formě taveniny, tzv. koría a postupně prokapávala do dolních částí tlakové nádoby reaktoru. V poslední chvíli se však operátorům podařilo situaci zvrátit a navíc vlivem otevřeného pojistného ventilu došlo k úniku vodíku do kontejnmentu, kde způsobil explozi, kterou však dokázal kontejnment bezpečně zvládnout.

Velkou měrou štěstí se pak podařilo operátorům znovu rozběhnout čerpadla a v omezeném množství tak byli schopni dostat vodu do nádoby reaktoru. Tím se jim podařilo zchladit taveninu a ta zůstala usazená na dolním dnu tlakové nádoby. Únik radiace mimo kontejnment byl umožněn

další chybou a to tím, že nebyli zcela uzavřené průchody mezi kontejnmentem a vedlejší budovou. Došlo tak sice k úniku radioaktivního materiálu do okolí, avšak tento byl několika studiemi a zdroji vyhodnocen jako zanedbatelný pro lidské zdraví [6].

Poučením z této havárie došlo ke zpřísnění bezpečnostní kultury a ke zlepšení výcvikových programů operátorů, aby se již nemohlo stát, že by sami operátoři dělali takové zásadní chyby. Vedla také k intenzivnímu výzkumu a rozvoji znalostí o průběhu těžkých havárií.



Obr. 2 – Předpokládaný stav tlakové nádoby reaktoru po havárii TMI [5]

1.2 Černobylská havárie

Jedná se o jednu z nejzávažnějších jaderných havárií v historii. Došlo k ní 26. dubna 1986 na reaktoru typu RBMK na 4. bloku jaderné elektrárny Černobyl na území dnešní Ukrajiny. Předpokladem pro havárii byl chybně vymyšlený experiment, který měl ověřit funkčnost havarijních elektrických napájení reaktoru [7]. Během experimentu však došlo k vážným pochybením obsluhy a porušení hlavních provozních předpisů reaktorů typu RBMK a to [5]:

- reaktor nesmí být provozován s nízkým počtem zasunutých řídicích tyčí,
- reaktor nesmí být provozován pod výkonovou hladinou 20 % plného výkonu.

Oba tyto základní přístupy k provozu byly porušeny.

Cílem experimentu mělo být ověřit, jak dlouho dokáže dobíhající turbogenerátor napájet čerpadlo systému havarijního chlazení v případě výpadku vnějšího napájení. Jelikož měl test sloužit především pro ověření elektrických zařízení elektrárny, nebyl dáván takový důraz na jadernou bezpečnost, jaký měl být.

Experiment započal den předem, tj. 25. dubna a postupně byla úroveň reaktoru snižována až na požadovanou úroveň 30 % plného výkonu k zahájení experimentu. Jelikož však reaktor současně sloužil k dodávce elektřiny do Kyjevské oblasti, bylo místními úřady přikázáno, aby běžel na nejméně 50 % po dobu několika dalších hodin. Po ukončení tohoto požadavku se znovu postupně začala manuálně snižovat výkonová úroveň reaktoru. Chybou operátora se však místo na 30 % dostal reaktor až hluboko k 1 % výkonové hladiny a reaktor byl málem automaticky odstaven. Odstavením reaktoru by došlo k ukončení testu. Operátoři se však rozhodli v plánovaném testu pokračovat, ačkoliv reaktor již byl v oblasti tzv. xenonové jámy. To znamená, že při nízkém výkonu dochází ke špatnému tepelnému rozkladu xenonu [8] (jakožto produktu štěpení), jež má velice silné neutronově absorpční schopnosti. Zároveň k tomu se vlivem sníženého výkonu přestala v části reaktoru vařit voda a místo páry zde byla chladicí voda. Tudíž v této chvíli byl reaktor ve velmi nestabilním stavu.

Při pokusu o zvyšování výkonu se tak reaktor velmi těžce uváděl na požadované hodnoty a stával se ještě více nestabilním. Aby vůbec dokázali zvednout výkonovou úroveň, museli operátoři vytáhnout téměř všechny řídicí tyče. K tomu museli vypnout automatické systémy na odstavení reaktoru, které by tyto provozní podmínky nedovolily. Tímto způsobem se dokázali dostat až na maximálních 7 % výkonové úrovně [5]. Následně zahájili test a odstavili turbíny. Tímto odstavili také napájecí čerpadla a reaktorem přestalo dostatečně protékat chladivo a voda v reaktoru se začala vypařovat. V jedné chvíli náhle začal abnormálně růst výkon reaktoru a operátor zmáčknul tlačítko pro zasunutí havarijní tyčí. Ty začaly padat do reaktoru. Jejich nevhodná konstrukce však zapříčinila to, že místo aby zastavily havárii, tak situaci ještě zhoršily a v tu chvíli došlo k extrémnímu nárůstu výkonu a reaktor vlivem mohutné parní exploze vybuchl. Následná exploze vynesla do vzduchu mohutný mrak s radioaktivními částicemi z reaktoru, které se postupně prohnaly většinou východní Evropy. Následky černobylské havárie jsou na některých místech Běloruska a Ukrajiny patrné dodnes.



Obr. 3 – „Černobylská sloní noha“ – Korium vyteklé na chodby pod reaktorem [9]

1.3 Havárie Fukušima Daiči

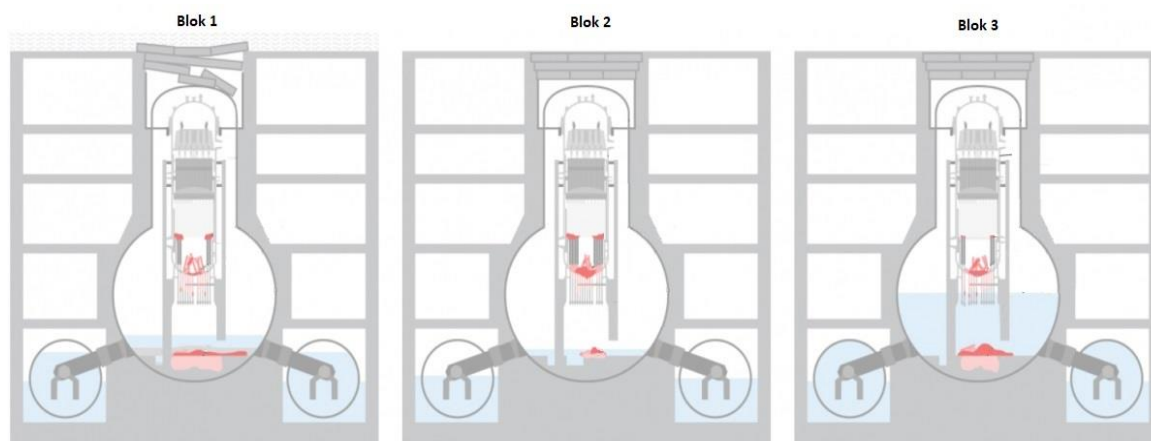
Dne 11. března 2011 zasáhlo zemětřesení o síle 9,0 na Richterově stupnici místo zhruba 180 km severovýchodně od lokality Fukušima. Zemětřesení následně vyvolalo tsunami, kdy vlny dosahovaly výšky až desítky metrů. Při návrhu elektrárny Fukušima Daiči se však původně počítalo s maximální výškou vlny zhruba 5,5 metrů [10]. Tím pádem se vlna přelila přes bariéry a zaplavila hlavní i záložní napájecí systémy. Tím došlo k výpadku hlavního i záložního elektrického napájení a elektrárna zažila fatální blackout – výpadek vnějšího elektrického napájení. Důsledkem zemětřesení a vlny tsunami však byla totální devastace širokého okolí elektrárny. Především pak zůstala zdevastována infrastruktura, tudíž ani nebylo možno získat elektrickou energii důležitou pro zajištění funkce bezpečnostních systémů z vnějších zdrojů.

V reakci na tyto skutečnosti následovalo vyhlášení radiální události a z okolí 20 km od elektrárny bylo evakuováno veškeré obyvatelstvo. Dále byly vyhlášeny restriktce na distribuci a konzumování potravin vyráběných v dané oblasti.

Při seismické události tohoto rozsahu došlo k automatickému odstavení reaktoru. V době události byly v plném provozu bloky 1, 2, 3. Vlivem výpadku napájení však došlo k přerušení odvodu tepla. Ačkoliv se pracovníci snažili veškerými silami zabránit katastrofě, ve výsledku došlo k poškození aktivní zóny, až nakonec i k jejímu tavení. U těchto bloků došlo k protavení tlakových nádob a postupně také k úniku radioaktivních materiálů.

Další 3 bloky (4, 5, 6) byly v době zaplavení v různých fázích pravidelných odstávek a kontrol a nebyly tedy v plném provozu. Nejhuře na tom byl blok 4, který měl většinu paliva vyloženou v bazénu skladování vyhořelého paliva, a tudíž palivo nebylo uloženo v nádobě reaktoru [10]. Navíc se převážně jednalo o již použité palivo, tudíž mělo poměrně výrazný zbytkový výkon (oproti blokům 5 a 6, kde bylo zavezeno čerstvé palivo). Ve výsledku se podařilo zachránit reaktory pouze bloků 5 a 6.

Obdobně jako Černobylská havárie se řadí havárie Fukušimy na stupeň 7 stupnice INES. Ačkoliv došlo k destrukci 4 reaktorů z celkových 6 a tím početně více než pouze jeden černobylský reaktor, tak ve výsledku došlo k úniku do atmosféry “pouhých” 20 % radioaktivních látek oproti úniku z Černobyli [5].



Obr. 4 – Předpokládané umístění koria v blocích 1, 2, 3 elektrárny Fukušima Daiči [11]

Díky tomu, že únik radioaktivních látek nebyl tak silný jako v případě Černobylské havárie, nebyly uniklé látky schopné vystoupat tak vysoko a celkový spad radioaktivních látek byl řádově menší.

Ke dni 3. 8. 2021 bylo z bloku 3 a 4 odebráno palivo, které se nacházelo v bazénu skladování vyhořelého paliva. Z bloků 1 a 2 se plánuje palivo z bazénu extrahovat v letech 2026 a 2028. Bloky 1, 2 a 3 pak celkově obsahují stále více než 800 tun koria [12], které navíc silně září a nelze jej tak po dobu, kdy bude takto silně vyzařovat, jednoduše odstranit. Navíc není známo, v jakých prostorách se přesně veškeré korium nachází, vzhledem k jeho obrovskému množství. Uvažovaná lokalizace koria je znázorněna na Obr. 4.

1.4 Získané znalosti a poučení z havárií

Všechny výše popsané a dosavadně největší havárie vedly k výraznému rozvoji jaderné bezpečnosti.

Výzkum havárie TMI-2 vedl ke značnému zlepšení a použitelnosti výpočtových kódů těžkých havárií. Havárie podstatně vedla k rapidnímu vývoji znalostí průběhu těžké havárie s tavením paliva a zároveň vedla ke spoustě dalších experimentů, pomocí kterých jsme byli schopni získat data o těžkých haváriích a o obecném chování taveniny v průběhu těžké havárie. Vedla také k rozvoji mnoha experimentů, které se ve zmenšené formě snažily napodobit to, co se při havárii událo.

Černobylská havárie bohužel stojí na opačném pólu z hlediska získaných znalostí pro rozvoj výzkumu těžkých havárií. Jednalo se o extrémní případ, kdy reaktor v několika málo chvílích explodoval, a proto lze tuto situaci velmi obtížně analyzovat. Data získaná z této události bohužel nevedla k výzkumu průběhu těžkých havárií. Vedla však k významnému rozvoji kultury jaderné bezpečnosti.

Nejmladší jaderná havárie ve Fukušimě je oproti tomu jedním z významných zdrojů informací o průběhu těžkých havárií, protože díky technickému vývoji jsme schopni získat lepší data o průběhu takové havárie a vyvinout lepší programy a kódy pro popis vybraných scénářů těžkých havárií.

2 Vlastnosti kororia

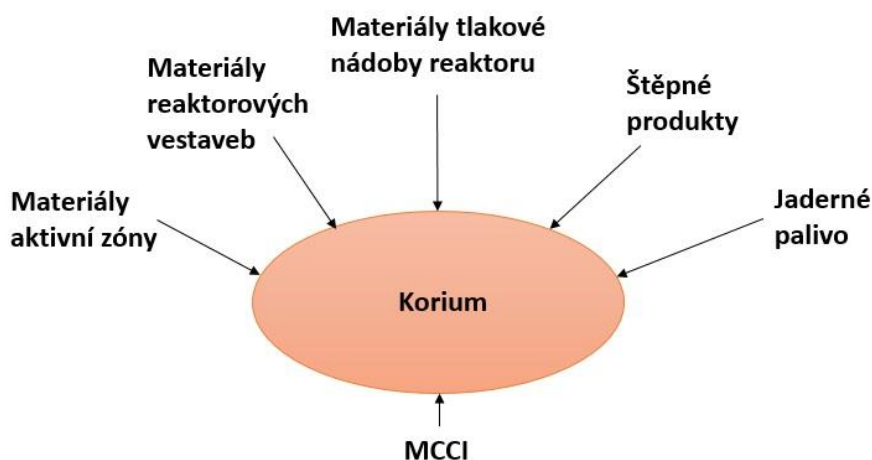
V rámci této kapitoly si uvedeme, z jakých materiálů může korium být, jaké má vlastnosti a popis jeho charakteristik chování. Tato kapitola je zaměřena na vznik kororia, mechanismy jakými je generováno teplo v koriu, otázku rekritičnosti kororia, tvorby krusty a vrstvení kororia.

V této kapitole jsou tak popsány vlastnosti kororia, které je třeba brát v úvahu při návrhu možných řešení snižování následků těžkých havárií.

2.1 Vznik kororia

Označení korium bylo zavedeno pro směs materiálů, které se roztaví při těžké havárii spojené s tavením aktivní zóny. Zpočátku tak obsahuje materiály aktivní zóny. V největší míře se vždy jedná především o jaderné palivo s případnými vyhořívajícími absorbátory. Dále jsou to materiály pokrytí paliva, materiály regulačních tyčí a materiály různých konstrukčních prvků aktivní zóny. Další materiály, které se mohou stát součástí kororia z aktivní zóny, jsou především produkty štěpení. Tyto materiály a celkový návrh uspořádání reaktoru mají vliv na to, jak bude těžká havárie probíhat a jaké bude výsledné složení a vlastnosti kororia.

V průběhu těžké havárie s tavením paliva dochází k poškození konstrukce aktivní zóny reaktoru. Při postupu těžké havárie se začne roztavené korium vlivem gravitace postupně propadávat směrem ke spodu tlakové nádoby reaktoru. Při cestě na dno pak může poškozovat tlakovou nádobu reaktoru a materiál, ze kterého je vyrobena se pak stává součástí kororia. Jsou to především různé používané reaktorové oceli tlakových nádob.



Obr. 5 – Diagram složení kororia

V případě, že dopadne korium na spodní víko tlakové nádoby reaktoru, začne zde intenzivně působit na její stěny a může dojít až k jejímu protavení. Pokud jsme schopni uchládit korium na dně tlakové nádoby, mluvíme o takzvaném IVR (In-Vessel Retention) scénáři. Pokud však nejsme schopni uchládit a udržet korium ve spodním dnu, pak dochází k protavení tlakové nádoby reaktoru. Pokud je reaktor vybaven systémem pro externí lokalizaci kororia, tzv. lapač kororia, pak po protavení tlakové nádoby mluvíme o EVR (Ex-Vessel Retention) scénáři.

V případě protavení tlakové nádoby se pak snažíme vyhnout tomu, aby tavenina dopadla ve větším množství do hluboké vrstvy vody na dně reaktorové šachty. Jinak hrozí parní exploze, která by mohla způsobit ještě větší škody při již tak závažné havárii. V případě, že se pod nádobou

reaktoru nachází už jen betonové základy, tak po dopadu koria zde bude docházet k tzv. MCCI – interakci roztaveného koria s betonem. Tuto interakci si budeme detailně popisovat v dalších kapitolách. Důležité však je, že zde při interakci betonu s korielem dochází k dalším změnám vlastností koria. Do taveniny se z betonu dostávají především sloučeniny SiO_2 , FeO , MgO , CaO a Al_2O_3 [13].

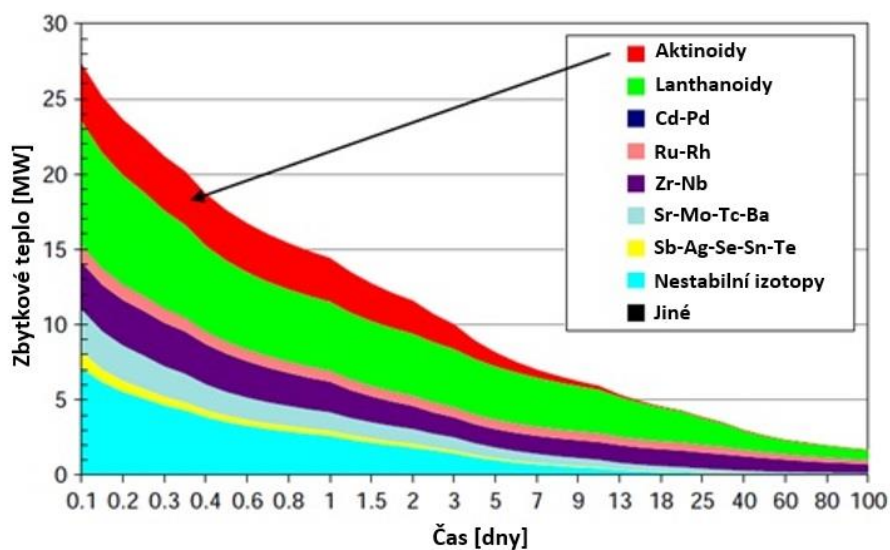
Výsledná hustota koria se pak nejčastěji pohybuje mezi 7000 až 10000 kg/m^3 a teplota solidu a likvidu mezi 1500 až 2850 $^\circ\text{C}$ v závislosti na jeho celkovém složení [5].

2.2 Generace tepla v korigu

Teplota se v korigu generuje především pomocí dvěma hlavními procesy. Jsou jimi zbytkové teplo a teplo z chemických reakcí.

2.2.1 Zbytkové teplo

S pojmem zbytkové teplo se setkáváme především při popisu odstaveného reaktoru. V takovém reaktoru již neprobíhá štěpná reakce v palivu, avšak nadále probíhá rozpad produktů štěpení. Právě tento rozpad sám o sobě generuje teplo vlivem alfa, beta a gamma záření, které vznikají rozpadem štěpných produktů na další prvky v rozpadové řadě.



Obr. 6 – Zbytkové teplo generované různými štěpnými produkty pro případ reaktoru PWR o výkonu 900 MWe [5]

2.2.2 Teplo z chemických reakcí

Teplota produkovaná korigem se nadále neskládá pouze ze zbytkového tepla, ale vzniká i chemickými reakcemi, především pak oxidací různých kovů obsažených v korigu plyny vznikajícími z interakce koria a betonu. Nejvýraznějšími přispěvateli jsou pak exotermické reakce zirkonu, chromu a křemíku.

2.3 Rekritičnost koria

Jedním z jevů, které mohou vznikat v korigu, je i možnost rekritičnosti jaderného paliva. Může se tak stát v průběhu těžké havárie, kdy již došlo k roztavení materiálů řídicích tyčí, ale nedošlo k rozsáhlému roztavení paliva. V tu chvíli je možné, že zároveň dojde ke zhroucení palivových proutků. U varných reaktorů na bázi tepelných neutronů pak hlavní nebezpečí rekritičnosti hrozí v případě, že dojde v této chvíli ke vstřikování chladicí vody s nedostatečným nebo žádným obsahem absorbátoru neutronů [14].

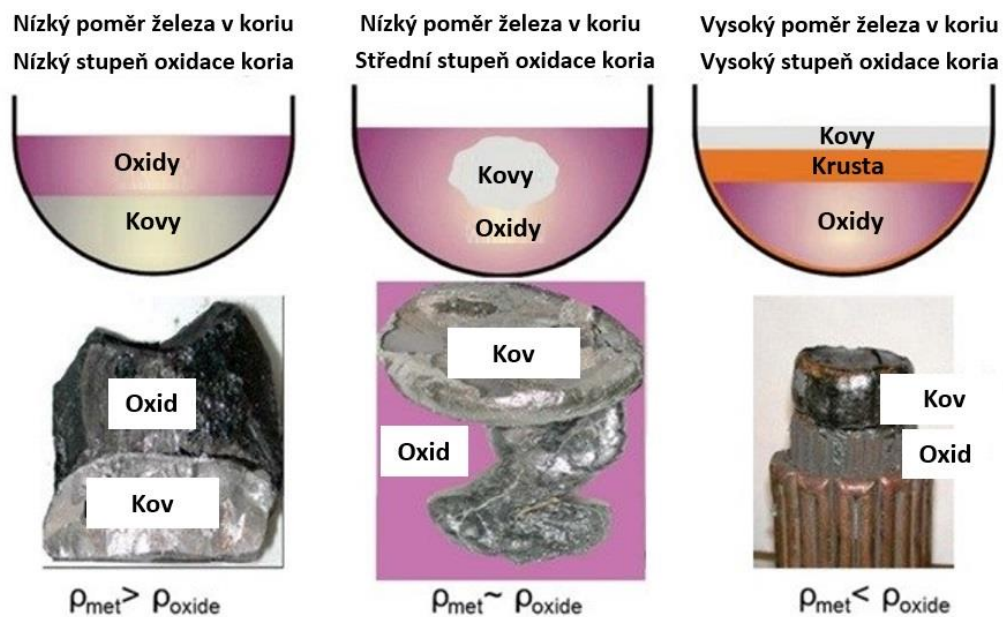
U rychlých reaktorů je kvůli vyššímu obohacení s možností rekritičnosti nutno počítat při tavení paliva. Tavením paliva totiž dochází k jeho přemístění a zkompaktnění [15]. Pokud tak nějakým významným procesem nedojde k jeho rozptýlení, je nutno do tohoto typu paliva předem přidat silné neutronové absorbátory. Zároveň je nutno mít takovou geometrii aktivní zóny, aby v případě tavení paliva došlo k rovnoměrnému rozložení absorbátoru neutronů tak, aby nemohlo docházet ani k lokálním rekritičnostem v tavenině aktivní zóny.

Otázku rekritičnosti je tak nutno mít na paměti, nejen v průběhu těžké havárie s tavením paliva, ale zejména již při samotném návrhu reaktoru.

2.4 Tvorba krusty a vrstvení koria

Jedná se o komplikovaný jev, při kterém se na povrchu taveniny vytváří pevná vrstva oxidů. Vytvořená krusta má především vliv na přenos tepla přes hranice taveniny, kdy dochází k velmi silnému zhoršení vlastností pro přenos tepla. Zároveň se zhoršuje propustnost plynů touto vrstvou a může se tak zpomalit uvolňování plynných štěpných produktů. Postupným tuhnutím koria a vytvářením krusty pak může docházet až k segregaci materiálů oxidů a kovů, a jejich následnému rozdělení do vrstev [16].

V počátečních fázích, kdy se korium usazuje na dně tlakové nádoby reaktoru, je korium tvořeno z větší části z rozpuštěných materiálů aktivní zóny. Z počátku je tavenina tvořena z velké části rozpuštěnými těžkými kovy a z malé části jejich oxidy. V závislosti na hustotě je pak možné pozorovat prvotní segregaci koria na vrstvu těžkých kovů, které se nachází na dně TNR a nad nimi se nachází vrstva oxidů. Postupem času dochází k oxidaci těžkých kovů a dochází k přimíchávání těžkých oxidů vznikajících při odtavování neboli ablaci stěny tlakové nádoby reaktoru. Klesne tak podíl nejhustších kovů a vrstva lehkých kovů se začne přesouvat směrem vzhůru.



Obr. 7 – Různé typy vrstvení korigu při segregaci fází [16]

Experimentálně bylo zjištěno, že jednotlivé vrstvy kovů a oxidů jsou navzájem velmi špatně mísitelné [16] a pokud to umožňují podmínky, pak lze pozorovat rozdělení korigu přesně na tyto dvě vrstvy v závislosti na jejich hustotě. Nejdůležitější podmínkou pro vznik této segregace je intenzita a rychlost probublávání štěpných plynů nebo plynů produkovaných při chemických reakcích (především při dekompozici betonu během MCCI).

Pro tvorbu stabilní vrstvy krusty musí existovat dva základní předpoklady [17]:

1. Teplotní předpoklady – teplota taveniny se musí nacházet v teplotních oblastech, kde dochází ke tvorbě krusty, tj. v oblastech pod teplotou likvidu.
2. Mechanické předpoklady – aby vrstva krusty byla stabilní a souvislá, nesmí docházet k intenzivnímu probublávání a tím i pohybům taveniny vzhledem k mechanickému namáhání.

Pokud není dodržen jeden z těchto předpokladů, nevzniká souvislá vrstva krusty. Z hlediska strategií zvládnání těžkých havárií je však tvorba souvislé vrstvy krusty nežádoucí jev. V takovém případě by se totiž vytvořila souvislá vrstva oxidů, která má velmi špatné vlastnosti z hlediska vedení tepla. Z tohoto hlediska je žádoucí, aby docházelo k prolamování krusty a aby tak bylo možné lépe odvádět teplo z korigu.

Z uvedených skutečností je tedy zřejmé, že vlastnosti korigu velmi závisí na daném typu reaktoru, jeho geometrickém uspořádání a použitých materiálech. Obecně tak lze říci, že jeho vlastnosti se budou odvíjet od materiálů, které pojme do své struktury v průběhu těžké havárie. Chování korigu také velmi závisí na tom, zda se jej při havárii podaří udržet v tlakové nádobě reaktoru nebo zda bude situace tak extrémní, že dojde k protavení TNR a budou hrozit další významné komplikace, které budou popsány níže.

3 Interakce roztaveného koria a betonu

Je to jedna z důležitých interakcí koria, ke které dochází, buď při interakci roztaveného koria s betonem základů budovy ochranné obálky reaktoru, nebo při interakci s „obětním“ betonem, který je zpravidla v lapači koria.

Interakce koria a betonu je komplexní situace, která je velmi obtížná z hlediska predikcí jejího průběhu a následků. Zahrnuje totiž několik situací najednou, kterými jsou [18]:

- penetrace betonových základů ochranné obálky a možná kontaminace půdy a spodních vod,
- nekontrolovatelné šíření koria do různých servisních prostor ochranné obálky,
- ohřev a mechanické deformace kontejnmentu vedoucí k tvorbě prasklin a puklin,
- vznik vodní páry a nekondenzujících plynů (H_2 , CO , CO_2), které způsobují nárůst tlaku a teploty v ochranné obálce a následnou potřebu odvedení těchto plynů.

Vlivem nárůstu tlaku a teploty dochází k mechanickému a tepelnému namáhání stěn ochranné obálky a může dojít ke tvorbě trhlin. V krajním případě pak při nekontrolované generaci plynů hrozí přetlakování ochranné obálky a může vést až k jejímu selhání [5]. Tím by byla porušena poslední bariéra ochrany do hloubky a došlo by k úniku radioaktivních látek do okolí.

Problematika přímého styku taveniny a betonu se primárně dotýká především starších reaktorů generace II, které při návrhu s touto variantou ani nepočítaly. Z hlediska nynější nastupující generace se hlavní problematika MCCI řeší hlavně použitím obětních materiálů a různých koncepcí jak zadržet a uchladiť taveninu. Ačkoliv by k tomu tedy u nových typů reaktorů nemělo docházet ve větší míře, tak se stále jedná o důležitý jev v oblasti těžkých havárií, který je nutno si rozebrat a popsat.

3.1 Vlastnosti betonu

Jelikož je beton směs několika různých materiálů, je důležité znát, jaké vlastnosti může mít, abychom dokázali předvídat průběh MCCI. Je také důležité poznamenat, že složení betonu může být různé i podle lokality, protože různé lokální stavební firmy mohou používat různé materiály pro výrobu betonu, podle toho co se v dané lokalitě nachází za výchozí suroviny. Nejdůležitější látky v betonu jsou SiO_2 a CaO . Jejich vzájemný poměr pak určuje druh betonu.

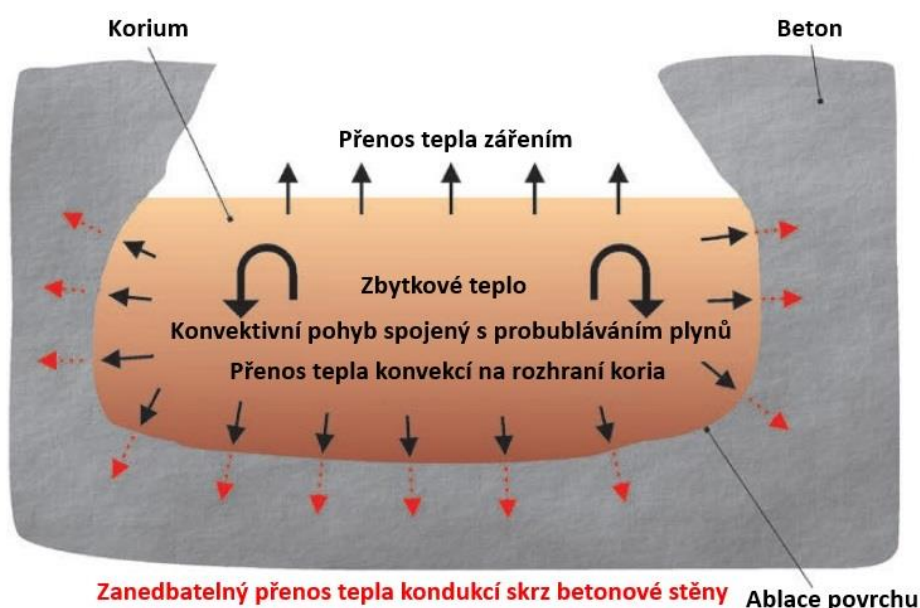
Pro popis toho, co se děje při interakci koria s betonem, je důležité si popsat, jak se chová při různých teplotách. Teplotní efekty na složení betonu jsou následující [19]:

- 100 °C – odpaření volné vody z betonu,
- 100 – 850 °C – dehydratace vázané vody v hydrátech,
- 400 – 600 °C – dehydratace vázané vody v $Ca(OH)_2$,
- 600 – 900 °C – termický rozklad $CaCO_3$ za vzniku CO_2 ,
- 1200 – 1500 °C – teplota tavení betonu,
- 1423 ± 50 °C – teplota tavení křemene.

Při teplotách při interakci s korielem, které může mít teplotu kolem 2200 °C [5], dochází k velmi rychlým reakcím a i rychlému úbytku betonu při prvotním kontaktu koria s betonem. Tyto reakce pak doprovází intenzivní únik plynných produktů. Nejběžnější plynné produkty jsou pak především

vodní pára a CO₂ [19]. Tyto plyny pak nadále reagují s kovy, které jsou obsažené v korigu, za vzniku dalšího tepla z jejich vzájemných chemických reakcí. Problémem tedy je, že se generuje další teplo, které urychluje úbytek betonu a hrozí, že se korium „protaví“ až skrze základní desku stavby mimo hranice jaderného bloku.

Dalším problémem je také to, že se při erozi betonu nepředává skoro žádné teplo kondukcí vlivem špatných vlastností betonu z hlediska vedení tepla. Jediným přirozeným způsobem odvodu tepla je pak vyzařování z povrchu koria [4] nebo případný odvod tepla konvekcí pomocí unikajících plynů. K disipaci tepla také dochází při erozi neboli ablací betonu. V lapačích koria je tento problém často řešen tak, že ve stěnách lapače jsou umístěny trubky s proudící vodou, díky které jsme schopni intenzivněji odvádět teplo.



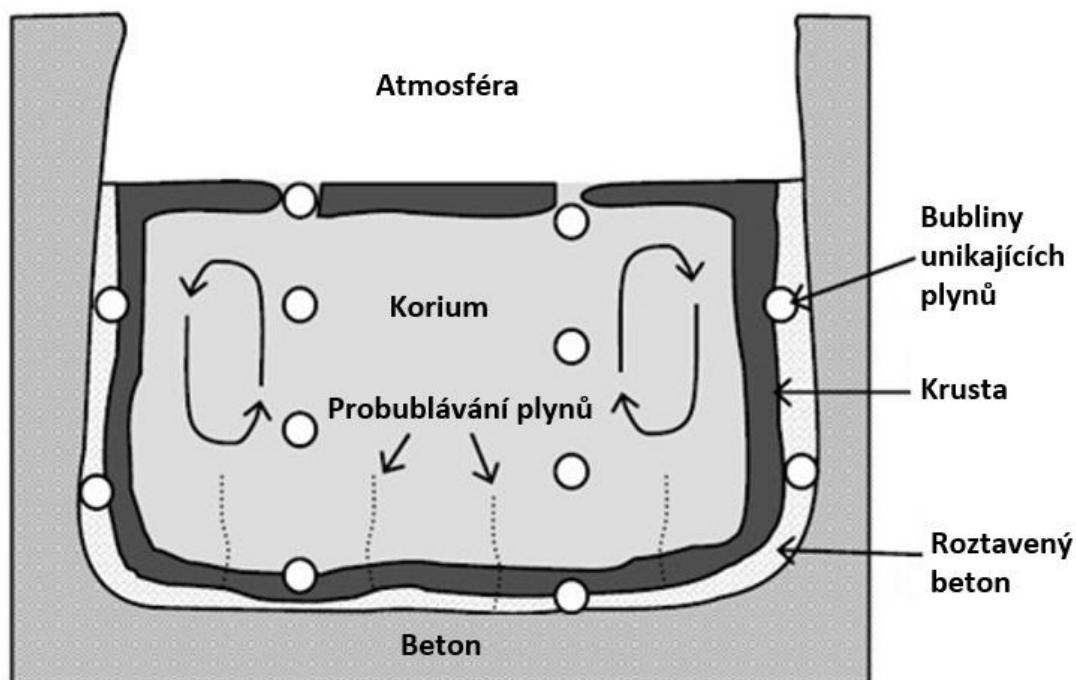
Obr. 8 – Tvorba kavity důsledkem eroze betonových základů [4]

3.2 Fáze interakce koria a betonu

Interakcí betonu s korigem dochází ke změnám vlastností koria a tím i jeho chování při MCCI. Vlastnosti při této reakci jsou pak závislé na [5]:

- složení koria a objemu koria,
- tepelnému toku na hranicích koria a na disipaci zbytkového tepla,
- rychlosti proudících plynů vznikajících při MCCI,
- množství betonu, který byl přidán do taveniny ablací okolních betonových stěn.

Podle množství absorbovaného betonu se pak dá interakce betonu s korigem rozdělit na 3 hlavní fáze. První fází je tzv. fáze krátkodobá. Při ní je celkový hmotnostní podíl produktů betonu rozpuštěných v tavenině menší než 25 %. V časovém horizontu se pak jedná o první hodiny MCCI, kdy fyzické a termochemické vlastnosti taveniny jsou stále podobné „homogennímu“ korigu. Při této fázi MCCI dochází k intenzivnímu úbytku betonu a tím i intenzivnímu probublávání vznikajících plynů taveninou (desítky cm/s).



Obr. 9 – Chování plynů při MCCI [19]

Další fází je fáze střednědobá, při které je hmotnostní podíl produktů betonu až 50 % celkové taveniny. Tato fáze probíhá mezi 5 až 15 hodinami po začátku MCCI. Vlastnosti taveniny se již vzdalují původním vlastnostem koria, tavenina postupně zvyšuje svou viskozitu. Reakce s betonem již není tak bouřlivá a plyny probublávají taveninou rychlostí v jednotkách cm/s. Dochází zde také k oxidaci zbývajících kovů.

Poslední fází je dlouhodobá fáze, která je již definovaná převážně většinovým hmotnostním podílem produktů betonu v tavenině. Tato fáze zpravidla začíná 15 hodin po začátku MCCI. Výsledná tavenina je již vysoce viskózní a plyny jí probublávají nízkou rychlostí pod 1 cm/s [5].

Pro úspěšné pochopení, modelování a ověřování vlastností MCCI je nutno pochopit jaké všechny procesy probíhají současně. Je nutno uvažovat, že při MCCI vzniká stále velké množství tepla, a to jak působením zbytkového tepla z koria, tak chemickými procesy při exotermických reakcích kovů v tavenině. Výsledná tavenina pak má velice složité termohydraulické a tepelné vlastnosti vzhledem k nehomogenitám ve směsi taveniny. Situaci pak více komplikují plyny, které vznikají jak z reakce s betonem, tak ze štěpných zbytků a probublávají na povrch taveniny.

Neustálý rozklad betonu pak komplikuje situaci tím, že neustále mění vlastnosti taveniny. Přenos tepla se pak dále zhoršuje vznikem krusty na hranicích koria a postupnou oxidací různých kovů obsažených v korigu.

3.3 Vznik plynů a probublávání

3.3.1 Vznik aerosolů a plynů během MCCI

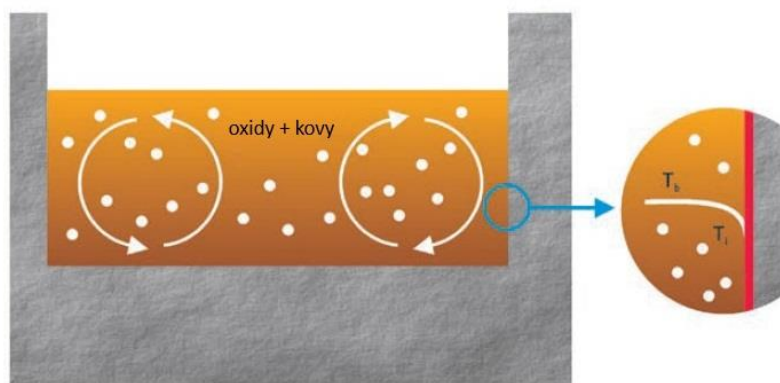
Během těžké havárie dochází ke vzniku různých plynů a především úniků štěpných plynů, které vznikaly během štěpení. V pozdních fázích těžké havárie, kdy dojde k protavení tlakové nádoby a k následné interakci se základním betonem, dochází k dalšímu podstatnému vytváření plynů

a aerosolů. Během MCCI pak vzniká především vodní pára, H_2 , CO a CO_2 [5]. Vznikající plyny přispívají ke zvýšení tlaku v kontejnmentu.

Štěpné produkty se mohou navázat do formy aerosolů, které jsou následně s ostatními plyny odnášeny do prostředí kontejnmentu. Za tvorbou aerosolů stojí několik mechanismů. Při MCCI je to především kondenzace vodní páry, která se uvolňuje při ablaci betonu [4]. Ta následně může probublávat skrze taveninu až na její horní povrch, přičemž se na ní mohou uchytit částice štěpných produktů. Ty jsou pak následně unášeny do prostor kontejnmentu, kde mohou ulpívat na zdech kontejnmentu.

3.3.2 Probublávání plynů

Jedním z komplikovaných jevů, které nelze jednoduše simulovat, je probublávání plynů vznikajících z interakce betonu a taveniny. Probublávání plynů taveninou totiž způsobuje intenzivní promíchávání látek uvnitř hmoty koría. Tento jev pak následně vyvolává fluidizaci uvnitř taveniny a tím dochází k promíchávání jednotlivých složek koría [19].



Obr. 10 – Schéma situace, kdy vlivem probublávání může dojít k perfektnímu mísení oxidické a kovové fáze [4]

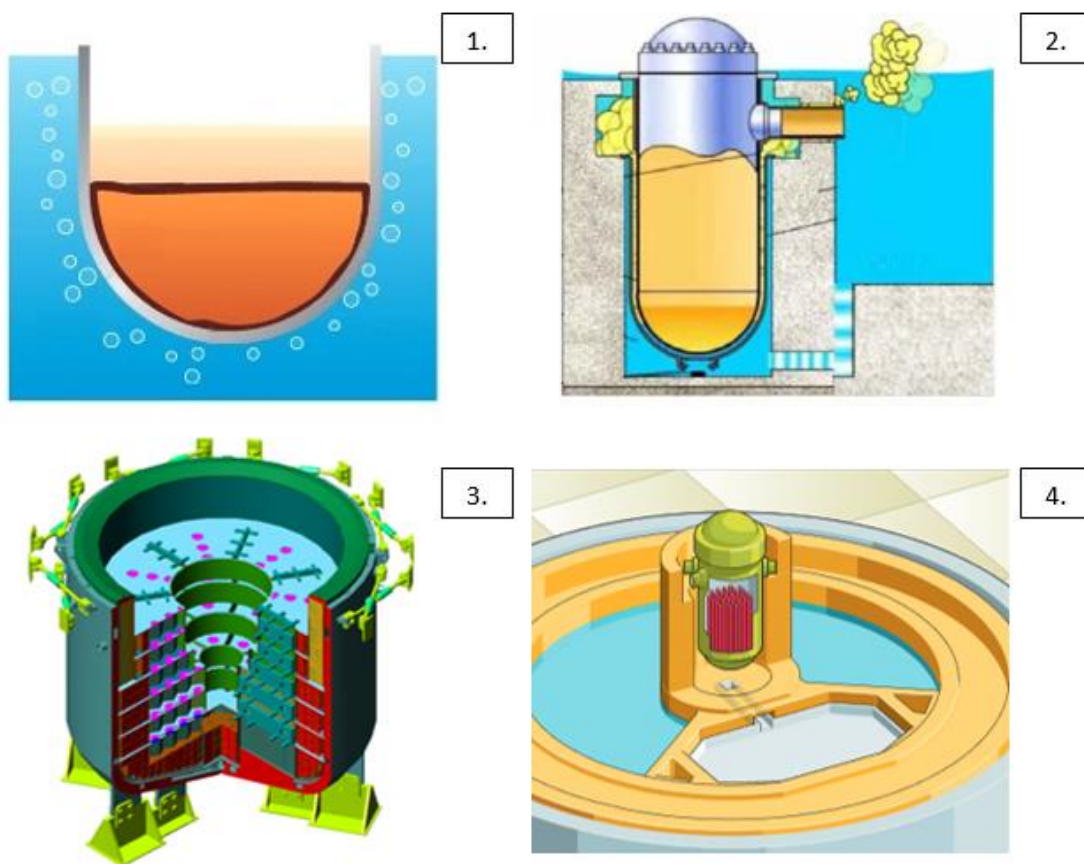
Z výše uvedeného je zřejmé, že na vlastnosti koría mají velký vliv i jeho následné interakce v případě jeho vypadnutí z tlakové nádoby reaktoru na betonové základy. MCCI je pak především důležité téma u reaktorů, u kterých nebyly původně koncipovány post-havarijní systémy pro případ vzniku taveniny koría. Po Fukušimské jaderné havárii byly provedeny stress-testy, které se mimo jiné zabývaly i touto problematikou.

U nastupující generace III/III+ a u různých koncepcí budoucích reaktorů je již tato problematika detailně vyřešena použitím dostatečných chladicích prostředků pro udržení taveniny uvnitř tlakové nádoby reaktoru, nebo použitím komponenty, která případné korium vzniklé při protavení TNR dokáže zachytit a následně stabilizovat a chladit.

4 Systémy pro záchyt a stabilizaci koria

Existují 4 hlavní varianty (viz Obr. 11) jak zajistit trvalé uchazení taveniny a do určité míry zajistit stabilizaci situace po těžké havárii s tavením paliva [20]:

1. Zadržením koria uvnitř tlakové nádoby reaktoru se zavedením chladicí vody do tlakové nádoby reaktoru;
2. Zadržením koria uvnitř tlakové nádoby reaktoru se zavedením chladicí vody mimo tlakovou nádobu reaktoru – tzv. IVR-ERVC (In Vessel Retention, External Reactor Vessel Cooling);
3. Zadržením a chlazením koria v lapači koria nacházejícím se v šachtě reaktoru;
4. Zadržením a chlazením koria v lapači koria nacházejícím se mimo šachtu reaktoru.



Obr. 11 – Hlavní varianty systémů pro záchyt a stabilizace koria [4, 21, 22]

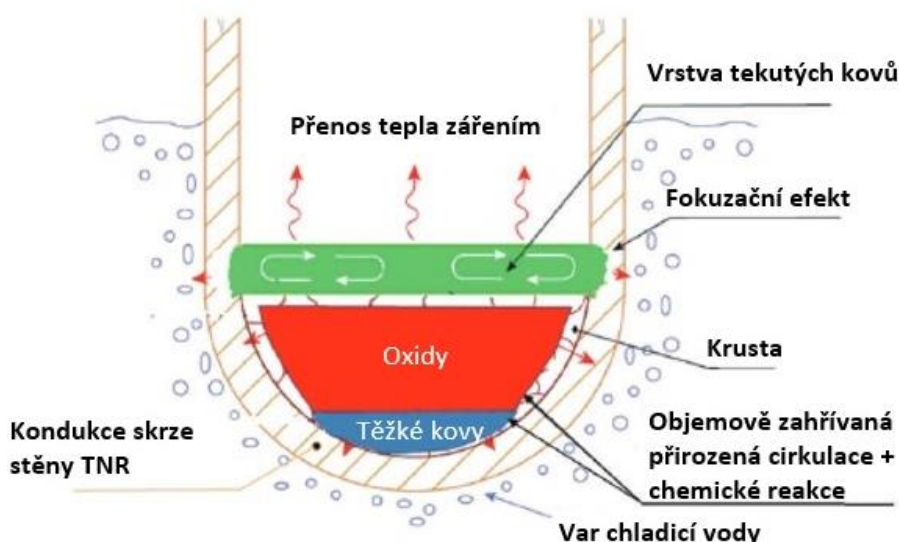
4.1 In-Vessel Retention

Jedná se o jeden z přístupů jak zadržet korium vznikající při těžké havárii. U IVR je základním principem snaha zadržet vzniklou taveninu v tlakové nádobě reaktoru. Tím jsme jednak schopni udržet sekundární bariéru tvořenou tlakovou nádobou reaktoru a jednak jsme po úspěšném uchazení nádoby schopni zajistit, že veškeré korium bude lokalizováno uvnitř TNR a následné vyřazování a likvidace se tím výrazně zjednoduší. Základním procesem pro provedení IVR je zalití betonové kobky, ve které je uložen reaktor, chladicí vodou. Tímto způsobem se snažíme odvést vznikající teplo přes stěny TNR proto, aby se korium neprotavilo skrze tlakovou nádobu a zůstalo tak uvnitř nádoby.

Významným faktorem při IVR je rozložení působení tepelného toku na stěny TNR. V situaci, kdy se roztavené korium usadí na dno reaktorové nádoby, dochází k rozdělení složek koría podle hustoty [16]. Na hladině bude vrstva rozpuštěných kovů. U ní nastává problém, že kovy mají mnohem lepší vlastnosti vedení tepla a tedy více tepelně namáhají stěnu tlakové nádoby. Je tak tedy nutné co nejefektivněji chladit právě tuto oblast, aby zde nedošlo k porušení integrity TNR. Svrchní vrstva kovů získává teplo z oxidické vrstvy taveniny, a buď jej přenáší na stěny tlakové nádoby, nebo jej vyzařuje do prostor, kde před havárií byli vnitřní části reaktoru.

Důležitou veličinou při přestupu tepla je tloušťka vrstvy kovů. Obecně platí, že čím užší je vrstva kovů na povrchu, která působí na stěnu nádoby, tím intenzivnější je v těchto místech přestup tepla. Tento jev se nazývá fokuzační efekt tepelného toku [20].

Při koncepci IVR je pak důležité, aby byla zaručena schopnost odvádět veškeré generované teplo. Pokud by se tak nestalo, hrozí protavení TNR a tím i průnik tekutého koría do míst pod ní. V případě většího protavení nádoby pak hrozí parní exploze při kontaktu většího množství koría a chladicí vody. Tato exploze by pak mohla nadále poškodit tlakovou nádobu reaktoru a ještě zhoršit průběh těžké havárie.



Obr. 12 – Koncepce záchytu taveniny IVR [23]

4.2 Ex-vessel retention

Oproti IVR, kde se snažíme udržet taveninu v tlakové nádobě reaktoru, při EVR scénáři již počítáme s protavením stěny nádoby (nejčastěji dna). V takovém případě se pak snažíme korium zachytit do komponenty, která je pro to speciálně navržena. Tuto komponentu nazýváme lapač koría.

Lapače koría se zpravidla instalují na nejnovějších typech reaktorů generace III/III+ a to především ke zvládnutí následků těžkých (nadprojektových) havárií s tavením aktivní zóny. Jeho základním účelem je shromáždit veškeré korium na jedno určené místo.

Základní vlastnosti lapače koria musí být následující [24]:

- zadržení veškerého objemu tekutých a pevných částí koria, částí zbytků aktivní zóny a konstrukčních materiálů reaktoru,
- odvod veškerého generovaného tepla do chladicí vody pro zaručení chlazení taveniny,
- zadržení úniku koria mimo oblast, ve které má být zachyceno a lokalizováno,
- udržení veškerého koria v podkritickém stavu,
- minimalizace emise radioaktivních látek do uzavřených prostor kontejnmentu,
- minimalizace vzniku vodíku.

Lapače koria slouží primárně jako zařízení pro lokalizaci koria, jeho chlazení a stabilizaci. Druhotné důvody pro používání lapačů koria jsou především ty, aby nedošlo k poškození betonových základů jaderné elektrárny. Mohlo by dojít k propálení koria skrze základy a tím ke kontaminaci půdy a spodních vod.

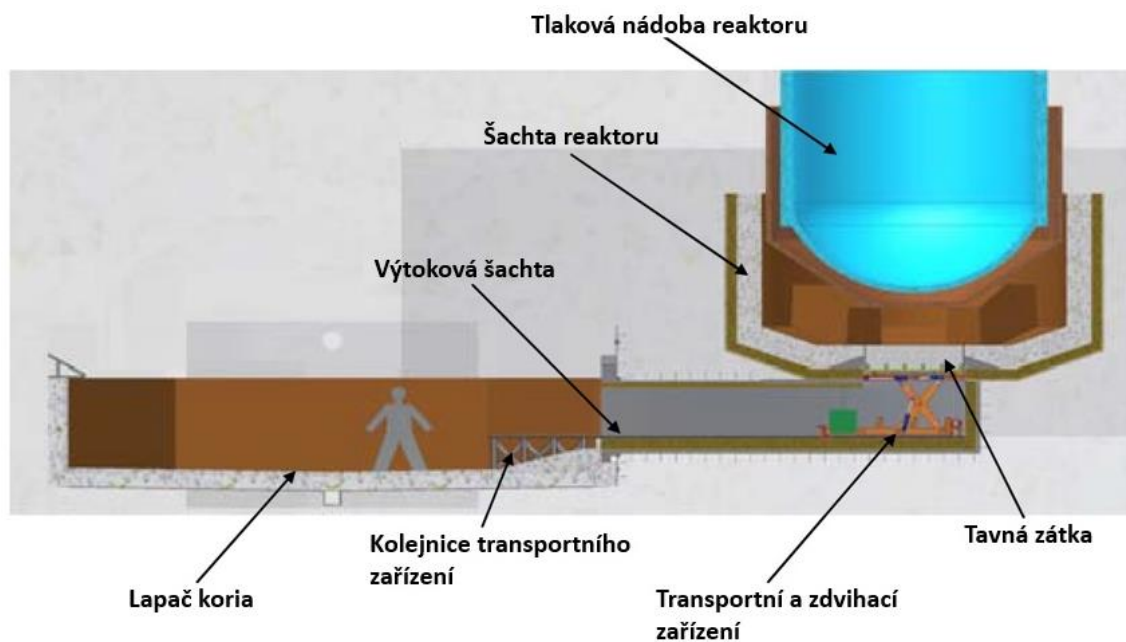
Koncepcí lapačů koria existuje několik a v rámci této práce si popíšeme jakými způsoby se zachycuje korium u reaktorů EPR a VVER 1200, jakožto dvou hlavních zástupců různých koncepcí lapače koria.

4.2.1 Koncepce lapače koria s koncepcí rozlivu taveniny

Hlavním zástupcem této koncepce je lapač koria reaktoru EPR (European Pressurized Water Reactor). Strategie zachytu a stabilizace taveniny lapače koria EPR je navržena tak, že v prvním kroku se počítá s tím, že nedojde k úplnému protržení TNR a korium tak bude „prokapávat“ do šachty reaktoru. Zde se bude shlukovat pod nádobou reaktoru, kde dopadává do oblasti jakéhosi prvotního lapače koria, který je zdola vybaven roztavitelnou zátkou. Tavná zátka má za úkol zadržet korium po co nejdélnější dobu tak, aby došlo k co největšímu vylití koria z tlakové nádoby reaktoru. Při protavení tavné zátky by pak do jedné minuty [25] mělo veškeré korium projít spojovací šachtou do lapače koria, kde se bude postupně rozpínat po jeho celé ploše. Korium by pak následně vytvořilo rozsáhlou, ale relativně tenkou vrstvu, kterou je možné efektivně chladit.

Tato koncepce počítá s tím, že jak v lapači, tak i v šachtě reaktoru nebude žádná voda – jedná se tedy o tzv. suché šíření taveniny. Předchází se tím případné parní explozi, která by mohla vzniknout při přímém kontaktu koria a vody.

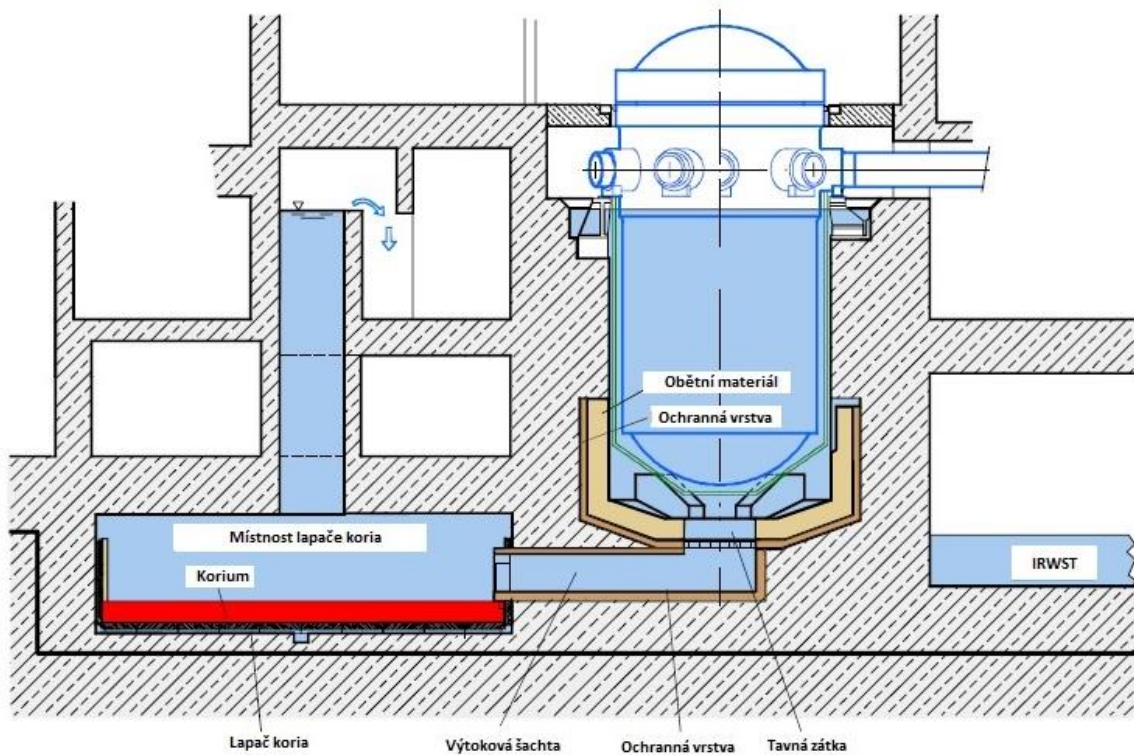
Samotná místnost lapače koria je izolovaná od zbytku zařízení kontejnmentu. Chlazení této velké plochy se následně dosahuje tím, že pod betonovou deskou, na kterou se usadí korium, proudí voda, která odvádí generované teplo. V případě, kdy by došlo k protavení betonové desky až na proud vody, tak vzniklá pára by byla následně odváděna „komínem“ v horní části lapače koria, který by páru (a případně další vznikající plyny) odváděl do prostor kontejnmentu.



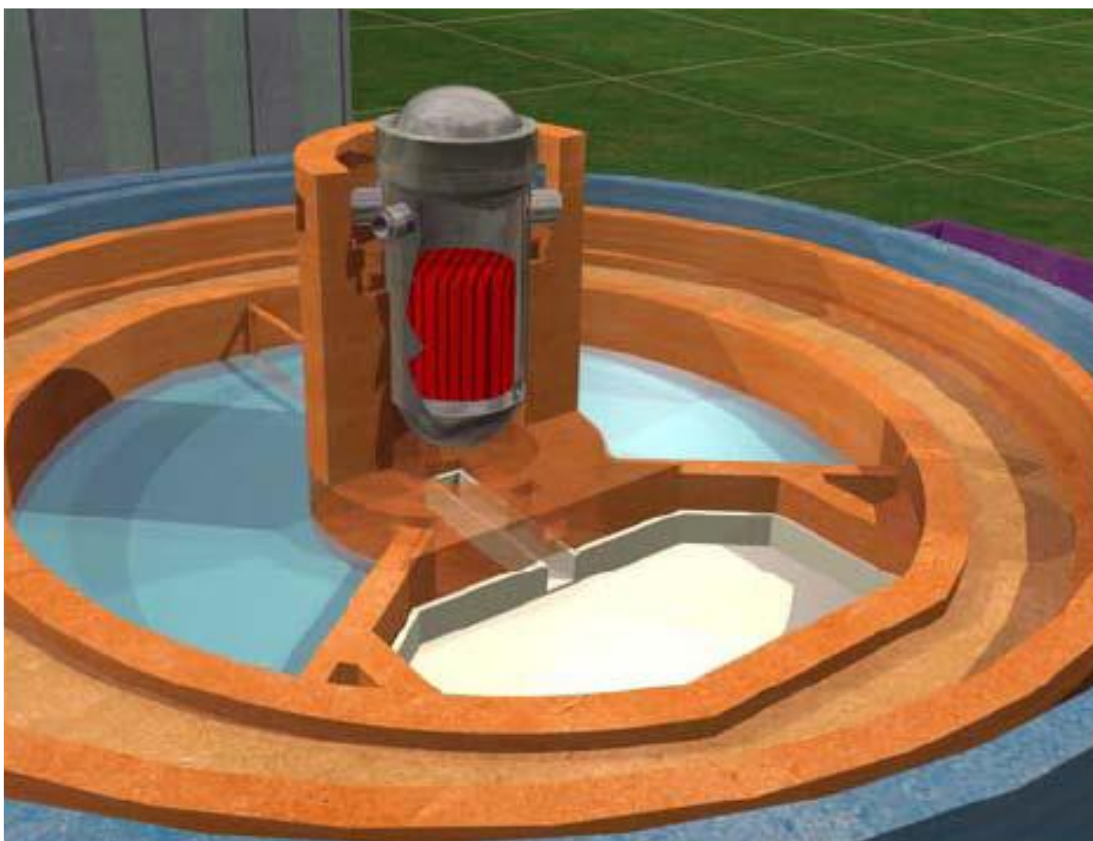
Obr. 13 – Lapač koria reaktoru EPR [25]

Po určitém čase, kdy se korium usadí v nádobě lapače koria, začne se zaplavovat vodou, aby došlo k jeho většímu chlazení. Tato chladicí voda pochází z nádrží pasivních havarijních systémů IRWST (In-Containment Refueling Water Storage Tank). V prvních dnech po havárii se teplo odvádí tím, že ze zaplaveného lapače koria uniká pára „komínem“ do kontejnmentu, odkud je pak teplo z páry odváděno systémem CHRS (Containment Heat Removal System). Tento systém je složen z tepelných výměníků, které odvádí teplo přímo z kontejnmentu.

Z dlouhodobého hlediska je pak možné odvádět teplo pomocí vody, která se nachází pod spodní vrstvou betonu. Tato voda je již vháněna aktivními systémy, které spadají pod systém aktivního odvodu zbytkového tepla CHRS. Výsledek těchto dvou módů zaplavení je na Obr. 14, kdy je zcela zaplaven „komín“ a i šachta reaktoru až zhruba pod úroveň hlavních cirkulačních potrubí. Ta pak chladí i všechny zbytky koria, které nemusely být přesunuty do lapače a mohly uvíznout na stěně tlakové nádoby reaktoru. Voda je pak schopna recirkulovat – přeteče zpět do nádrží pro IRWST a tím uzavře smyčku, kterou je schopna proudit.



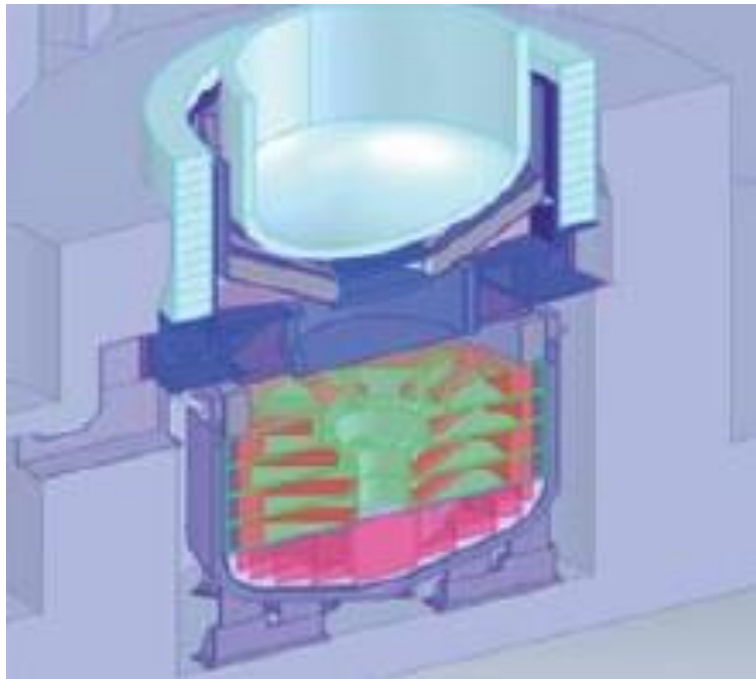
Obr. 14 – Zatopený lapač koria reaktoru EPR [21]



Obr. 15 – 3D pohled na lapač koria reaktoru EPR [25]

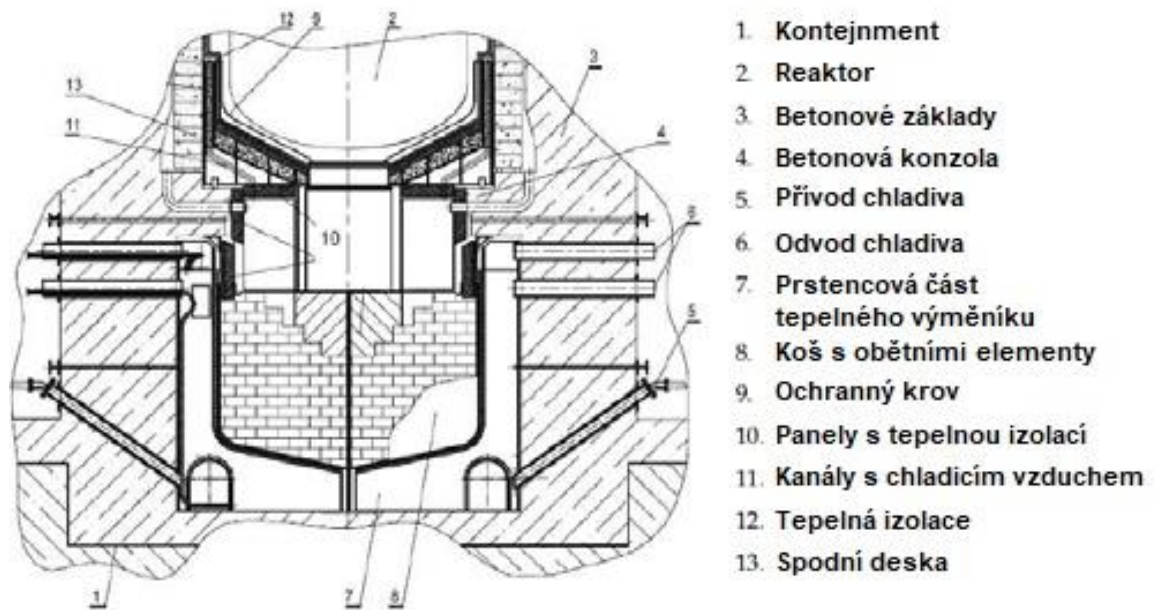
4.2.2 Koncepce lapače koria s koncepcí záchytu taveniny

Obdobně jako lapač koria reaktoru EPR, tak i u VVER 1200 se počítá s tzv. suchým šířením taveniny – není tedy předem zaplavený vodou. Lapač koria VVER 1200 je kuželovitě tvarovaná struktura vážící kolem 800 tun. Skládá se ze dvou betonových stěn, které jsou vyplněny takzvaným FAOG (Ferric and Aluminium Oxide Granules = kuličky z oxidů železa a hliníku). Samotný lapač koria je pak vyplněný obětním materiálem, který je v případě VVER 1200 složený z keramických materiálů, oxidů železa a oxidů hliníku. Lapač koria je vyplněný tímto materiálem především proto, aby došlo k další oxidaci koria a tím se vytvořila větší vrstva oxidů. Tím se bude snižovat hustota koria a objemový tepelný tok vzniklé taveniny. Zároveň jsou to materiály, které jsou dobrými absorberými neutronů a tím snižují možnost dalšího štěpení v roztaveném korigu a udržují jej v podkritickém stavu [26].



Obr. 16 – Lapač koria VVER 1200 [26]

Kolem vnější nádoby lapače proudí chladicí voda, která odvádí přenesené teplo generované v korigu. Díky tomu jsme schopni dlouhodobě odvádět teplo z taveniny a efektivně taveninu v nádobě chladit. Lapač koria pro VVER 1200 je tedy navržený tak, že v případě těžké havárie je schopen zadržet korium na „nekonečně“ dlouhou dobu a je schopen ho neustále chladit [26].



Obr. 17 – Struktura lapače koria VVER 1200 [21]

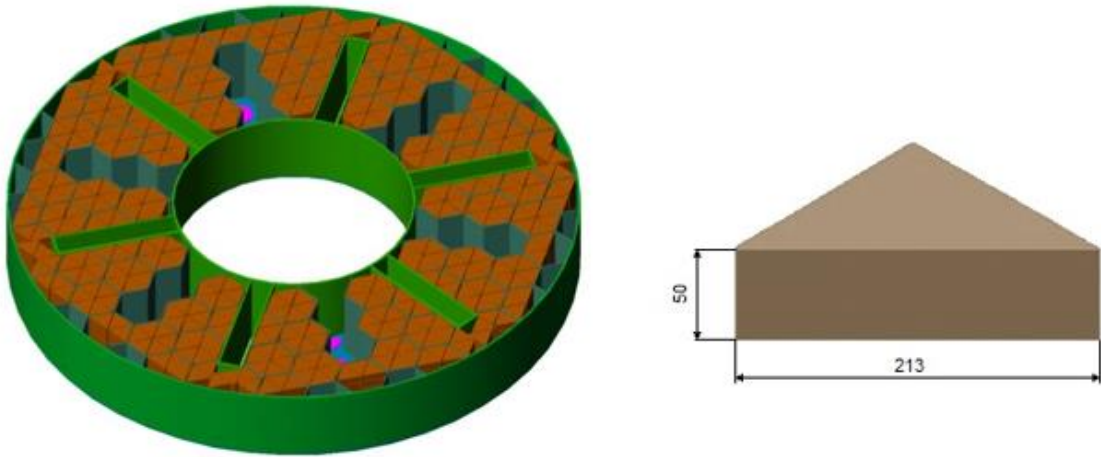
4.3 Vliv obětních materiálů

Primárním úkolem obětních materiálů je vhodnými způsoby upravit vlastnosti koria tak, jak si to vyžaduje daný koncept systémů záchytu a stabilizace koria. V případě reaktoru VVER 1200, který používá koncepci záchytu taveniny, se snažíme používat materiály, které co nejvíce ovlivní přenos tepla a které při vzájemné interakci snižují teplotu koria a jeho objemový tepelný výkon [27].

Naopak u koncepcce lapače reaktoru EPR se snažíme používat takové materiály, které způsobují snížení viskozity koria takovým způsobem, aby došlo k co největšímu možnému rozlití koria po podlaze lapače koria. Tím si vytvoříme podmínky pro co nejlepší možné chlazení rozlitého koria.

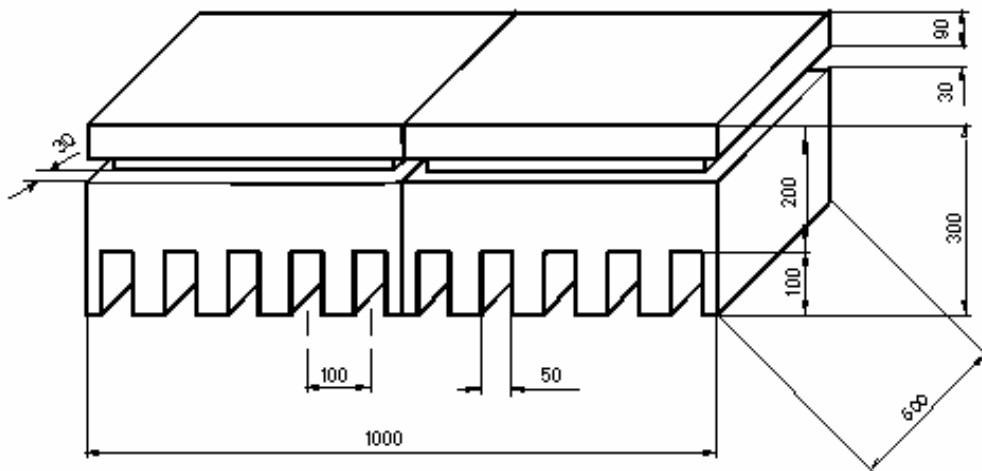
Obětní materiály zpravidla obsahují materiály, které dokáží absorbovat neutrony a potlačují tak vznik případné štěpné reakci v korigu. Dále je jejich úkolem snížit tvorbu vodíku tím, že se budou snažit chemicky reagovat s korigem tak, aby minimalizovali jeho tvorbu [27].

Podle koncepcce lapače koria se také mění koncepcce obětních materiálů. U koncepcce lapače koria reaktoru VVER 1200 se setkáváme s tím, že lapač koria je vyplněn elementy obětních materiálů, které jsou naskládány v jednotlivých vrstvách do ocelové konstrukce lapače koria. Tyto konstrukce jsou následně naskládány na sebe a tvoří tak vnitřní konstrukce lapače koria. Na následujícím obrázku je zobrazena konstrukce jedné vrstvy lapače koria VVER 1200.



Obr. 18 – Vrstva lapače koria VVER 1200 a element obětního materiálu [22]

U koncepce reaktoru EPR jsou obětní materiály nanášeny jako první vrstva na všechny povrchy, se kterými by mohlo dojít ke kontaktu s korem. Jsou to tak spodní povrchy šachty reaktoru, tavné zátky, výtokové šachty a povrchy samotného lapače koria. Na následujícím obrázku je znázorněna vrstva obětních materiálů na povrchu lapače koria reaktoru EPR.



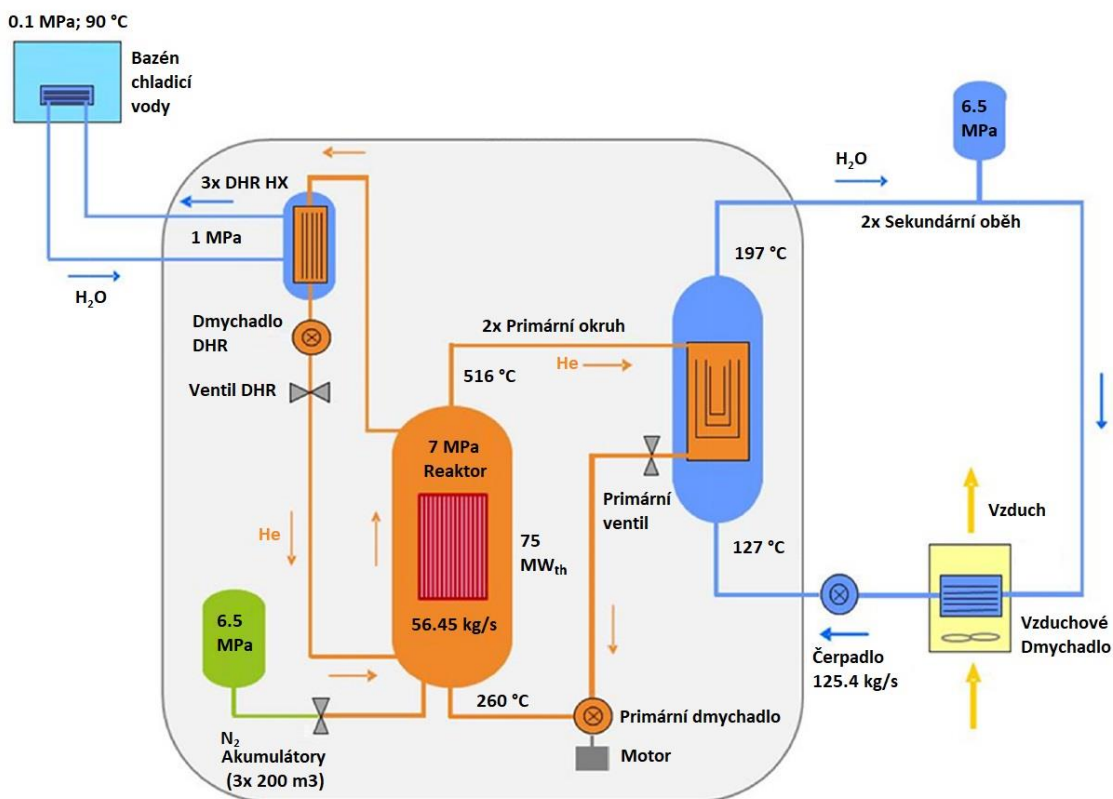
Obr. 19 – Element podlahy lapače koria reaktoru EPR [25]

5 Projekt ALLEGRO

ALLEGRO je demonstrační jednotka plynem chlazeného rychlého reaktoru. Je vyvíjena skupinou V4G4 (Visegrad 4 for Generation IV). Tato skupina se skládá z institucí jaderného výzkumu zemí Visegrádské skupiny, tj. z České republiky (ÚJV Řež a.s.), Slovenské Republiky (VUJE a.s.), Maďarska (MTA EK), a Polska (NCBJ) za podpory francouzské společnosti CEA, ze které původní návrh pro reaktor ALLEGRO pochází.

Hlavním cílem jednotky ALLEGRO je v budoucnu sloužit jako experimentální platforma pro ověření funkčnosti technologií potřebných pro vývoj a budoucí provoz konvenčních jaderných bloků s výkonem 2400 MW_t, které budou založeny na technologii plynem chlazených rychlých reaktorů. Jedná se tedy především o ověření technologií [28]:

- paliva a palivového cyklu,
- ověření funkce bezpečnostních systému plyných reaktorů,
- testovací kapacity pro ověření funkčnosti vysokoteplotních konstrukčních materiálů,
- další technologie spojené s problematikou provozu plyných reaktorů a získání prvotních zkušeností s provozem plynem chlazených rychlých reaktorů.

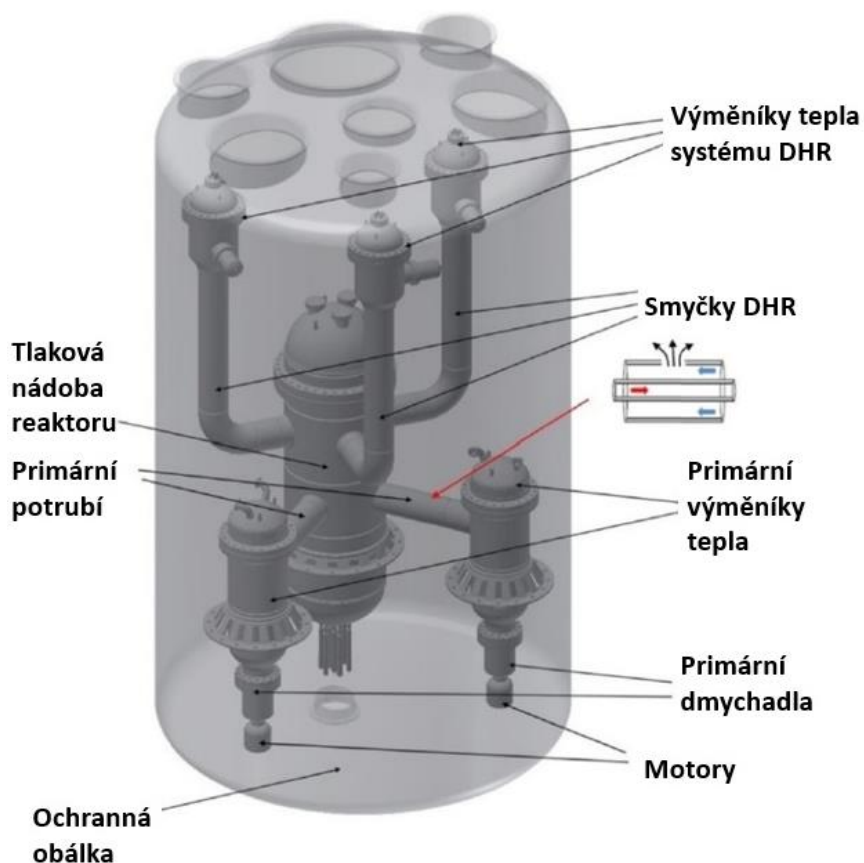


Obr. 20 – Schéma reaktoru ALLEGRO [29]

Reaktor ALLEGRO je navržen ve dvousmyčkovém uspořádání s hlavní teplosnosnou látkou v primárním okruhu, kterou je v tomto případě helium. Na každé smyčce je umístěn hlavní tepelný výměník, který odvádí teplo z primárního do sekundárního okruhu. Sekundární okruh je zde koncipován čistě pro odvod tepla a není zde umístěné žádné zařízení sloužící pro výrobu elektrické energie. Pro reaktor ALLEGRO máme následující základní parametry:

Tab. 1 – Základní parametry reaktoru ALLEGRO [29]

Tepelný výkon reaktoru	75 MW _t
Tlak v primárním okruhu	7 MPa
Vstupní teplota do AZ	260 °C
Výstupní teplota z AZ	516 °C
Výkonová hustota AZ	100 MW/m ³



Obr. 21 – 3D pohled na reaktor ALLEGRO [29]

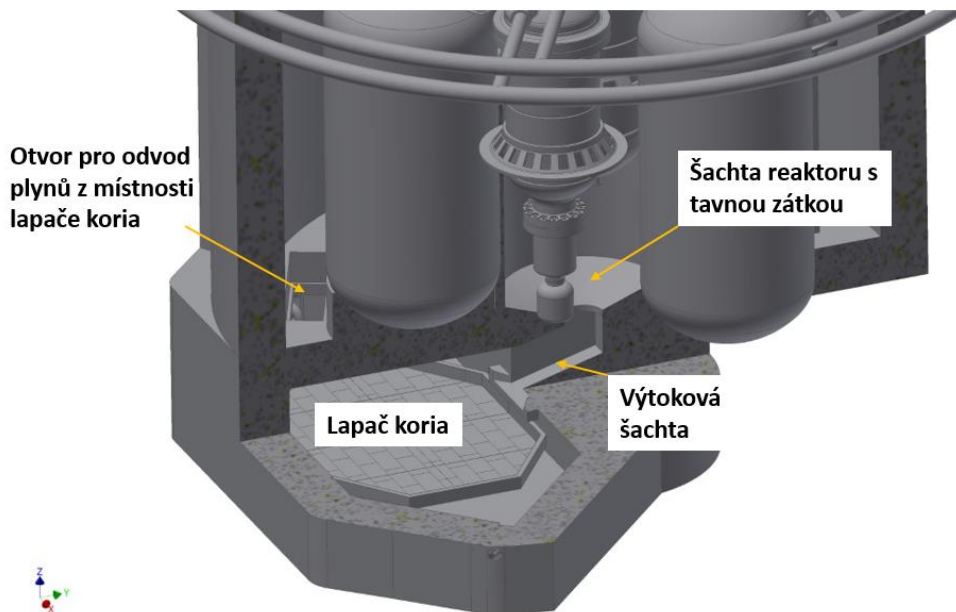
Z hlediska bezpečnosti plynem chlazených reaktorů je největší nevýhodou to, že pokud dojde k havárii s únikem chladiva z hlavní smyčky, dochází k velmi rychlému poklesu schopnosti odvádět teplo. Z tohoto hlediska je reaktor vybaven havarijním systémem DHR, který je schopen odvádět zbytkové teplo a zamezit tak roztavení aktivní zóny v případě havárie. Reaktor má celkem 3 smyčky DHR, je redundantně navržen na 3x100 % [30]. Systém DHR je navržen na plně pasivním principu přirozené konvekce.

Dále je doplněn pasivními havarijními akumulátory vyplněnými dusíkem, které v případě poklesu tlaku v primárním okruhu spouští svojí funkci – začnou doplňovat chladivo do primárního okruhu pro zajištění odvodu tepla z reaktoru.

5.1 Lapač Koria

Jedním z havarijních bezpečnostních prvků, kterými disponuje reaktor ALLEGRO je lapač koria. Z definice lapačů koria se jedná o lapač koria s chlazením a zadržením koria mimo šachtu reaktoru. Tento koncept lapače koria je tedy obdobný jako u reaktoru EPR.

Při těžké havárii s protavením tlakové nádoby reaktoru se nejprve shromáždí velká část taveniny v kuželovitém dně šachty reaktoru. Na samotném dně je umístěna tavná zátka, která je navržena tak, aby vydržela takovou dobu, kdy dojde ke shromáždění většiny koria na dně šachty. Ve chvíli, kdy dojde k jejímu protavení, se následně tavenina přemísťuje spojující šachtou do prostor samotného lapače koria.



Obr. 22 – 3D pohled na lapač koria reaktoru ALLEGRO

Ve stropě místnosti lapače koria je vytvořen otvor pro přímý odvod plynů do kontejnmentu, čímž zabránujeme nebezpečí přetlakování místnosti lapače koria.

Podlaha lapače koria je složena z dílčích elementů, které jsou naskládané do jedné souvislé vrstvy. Na povrchu každého elementu je nanесena vrstva obětního materiálu, která při kontaktu s korem zajistí potřebnou změnu vlastností koria. Pod vrstvou obětních materiálů je umístěna vrstva žáruvzdorných materiálů, které dokáží déle odolávat v kontaktu s korem. V následující vrstvě se nachází měděný plát, který zde slouží ke zlepšení odvodu tepla z taveniny. Všechny tyto vrstvy jsou pak nanášeny na ocelovou konstrukci. Ta má na spodní straně žebra, kterými proudí chladivo schopné odvádět veškeré teplo vznikající v kore.



Obr. 23 – Element podlahy lapače koria ALLEGRO [30]

6 Systémové kódy pro popis průběhu těžkých havárií

V obecném významu slouží systémové kódy pro popis chování komponent a součástí jaderné elektrárny. Používáme je k simulaci a modelování jaderného reaktoru při průběhu těžkých havárií. Všechny používané kódy musí být verifikovány k použití jaderným dozorným úřadem daného státu.

6.1 Mechanistické kódy

Jedná se o kódy, které se detailně zaměřují na výpočet specifické komponenty, či specifického jevu. Používají se tak především pro sledování specifických procesů části nebo specifické fáze průběhu těžké havárie. Případně se dají použít k ověření jednotlivých částí obsáhlých integrálních kódů.

Zpravidla jsou založené na přístupu metod nejlepšího odhadu a snaží se tak o co nejrealnější výsledek, jaký je pro daný problém možné získat. Jedním ze základních požadavků [5] pro tyto kódy je ten, aby nejistoty, které mohou při modelování situace vznikat, byly srovnatelné s nejistotami, které vznikly při validačním experimentu na kterém je daný výpočet postaven.

6.1.1 MELTSPREAD3

Jedná se o 1-D kód, který slouží k popisu především volného pádu koria (např. z tlakové nádoby reaktoru) a jeho rozliv a tuhnutí v určitých základních geometriích. Popis chování rozlivu koria je možný jak pro suché prostory, tak i pro prostory zaplavené vodou. Je tak schopen simulovat i chování taveniny při kontaktu s vodou.

Původně tento kód vznikl pro zkoumání rozlivu koria v podmínkách reaktoru varného typu BWR Mark I [31]. Postupem času byl vylepšován a lze jej dnes použít i na výpočty rozlivu koria například v reaktorech typu EPR.

6.1.2 CORQUENCH

CORQUENCH vznikl v na počátku 90. let v Argonne National Laboratory za účelem podpory experimentů MACE (Melt Attack and Coolability Experiment) a OECD/MCCI.

Jedná se o 1-D, případně 2-D kód sloužící k popisu především interakce taveniny a koria – tzv. MCCI [32]. Tudíž ve své podstatě navazuje na kód MELTSPREAD a je i schopný používat jeho výstupní data jako počáteční podmínky. Je zaměřený na problematiku taveniny, kdy už došlo k jejímu rozptýlení po povrchu. Je schopný modelovat vznik a interakce krusty koria, především pak její chování v případě zalití vodou.

6.1.3 SIMMER

Jedná se o 2-D (verze SIMMER III), nebo 3-D (verze SIMMER IV a novější) mechanistický kód, který byl původně vyvinut pro analýzu poškození aktivní zóny především pro rychlé reaktory chlazené tekutými kovy [33]. V dnešní době již existují moduly různých typů reaktorů pro SIMMER. Lze tak pomocí něj simulovat poškození aktivní zóny u reaktorů s tekutými solemi, klasických lehkovodních reaktorů nebo reaktorů chlazených plynem.

6.2 Integrální kódy

Jedná se o kódy, které se snaží popsat veškeré komponenty, probíhající procesy a odezvy celého většího komplexu jaderné elektrárny. Používají se především pro komplexní výpočty havarijních scénářů pro provoz nebo licencování jaderných zařízení.

Výpočty v integrálních kódech jsou zpravidla založené na empirických datech a inženýrských korelacích. Tyto byly získány na celé řadě experimentů prováděných především v západních zemích používajících tlakovodní reaktory. Pro výzkum a vývoj integrálních kódů byla použita i reálná data z havárií jaderných reaktorů (především z havárie Three Mile Island).

Zpravidla jsou používány jako základ pro vypracování různých pravděpodobnostních bezpečnostních analýz spojených s provozem jaderných zařízení. Dále pro porovnání rizik při různých scénářích těžkých havárií a slouží také k vývoji a validaci programů pro zvládnutí těžkých havárií. [5]

6.2.1 ASTEC

Jedním z hlavních zástupců používaných integrálních kódů je kód ASTEC (Accident Source Term Evaluation Code). Vznikl v polovině 90. let ze spolupráce francouzského IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire) a německé GRS (Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit).

Kód ASTEC je navržen tak, aby dokázal simulovat všechny typy možných scénářů těžkých havárií především tlakovodních a varných reaktorů. Slouží tak pro vytváření pravděpodobnostních bezpečnostních analýz provozu jaderných reaktorů.

Samotný kód ASTEC je poskládaný z několika balíčků, které pokrývají většinu probíhajících dějů v průběhu těžké havárie. Každý balíček slouží k popisu jednotlivého jevu, který probíhá v rámci části reaktoru nebo v dané fázi průběhu těžké havárie [34].

Kód ASTEC je možný provozovat ve dvou hlavních nastaveních [35]:

- Stand-alone mode – v tomto nastavení lze každý balíček provozovat samostatně, což umožňuje výpočet pouze požadovaného simulovaného jevu,
- Coupled mode – V tomto nastavení je možné spustit sekvenčně všechny požadované balíčky potřebné pro výpočet komplexnějšího jevu.

V rámci výzkumu a vývoje kódu ASTEC nadále probíhají práce především v rámci francouzské IRSN na zlepšení stávajících modelů a výpočetních nároků. V rámci evropské skupiny SARNET (Severe Accident Research NETWORK of Excellence) se jedná o klíčový kód pro vytváření bezpečnostní dokumentace. Jednou z hlavních ambicí IRSN a skupiny SARNET je zavedení kódu ASTEC ve všech evropských výzkumných institucích zabývajících se problematikou a výzkumem těžkých havárií.

6.2.2 MELCOR 2.2

Jedná se o integrální kód sloužící pro komplexní výpočet všech probíhajících fyzikálních jevů při všech fázích průběhu těžké havárie různých typů reaktorů. Byl vytvořen v Sandia National Laboratories pro potřeby NRC (Nuclear Regulatory Commission), která pomocí něj dokázala modelovat a předvídat průběh těžkých havárií [36].

Původně byl vytvořen především pro modelování jak tlakovodních, tak i varných reaktorů. V dnešní době je však používán pro celou řadu dalších typů reaktorů. Ve své celé šířce je schopen modelovat následující situace při abnormálních a havarijních stavech [36]:

- termohydraulické odezvy primárního systému chlazení reaktoru, reaktorové šachty, kontejnmentu a ochranných budov,
- obnažení aktivní zóny (ztráta chladiva), zahřátí paliva, oxidace pokrytí, degradace paliva (ztráta geometrie aktivní zóny), tavení a relokační materiálů aktivní zóny,
- interakci koria a betonových základů spojenou s tvorbou aerosolů,
- produkci vodíku během těchto stavů, jeho transport a možné vznícení,
- únik štěpných produktů (aerosoly a páry), jejich transport a depozice,
- chování radioaktivních aerosolů v prostorech kontejnmentu, včetně jejich depozice do vodních nádrží a mechanismy chování aerosolů v atmosféře kontejnmentu – jejich aglomerace a dosedání,
- dopad a odezvy zásahů bezpečnostních systémů na chování termohydrauliky a chování radionuklidů.

Ve své podstatě je MELCOR složený z několika tzv. balíčků, které mají prvky mechanistických kódů, avšak umožňuje vzájemné předávání informací mezi jednotlivými balíčky.

6.2.3 MAAP

K významným zástupcům integrálních kódů dále patří kód MAAP (Modular Accident Analysis Program). Byl vytvořen v 80. letech firmou FAI (Fauske and Associates) jako komerční alternativa ke kódu MELCOR.

Slouží především k simulacím těžkých havárií lehkovodních reaktorů. Je schopen modelovat celou šíři důležitých jevů, které probíhají při těžké havárii. Šíře jeho použití je následující [37]:

- předvídání důležitých událostí sekvence těžké havárie. Jsme pomocí něj schopni pozorovat časový sled nejzávažnějších událostí při těžké havárii (obnažení aktivní zóny, poškození aktivní zóny, pád aktivní zóny do spodních prostor tlakové nádoby, selhání tlakové nádoby reaktoru aj.),
- vyhodnocení vlivu zásahu bezpečnostních systémů, včetně správného načasování jejich použití,
- vyhodnocení vlivu zásahu operátorů na průběh těžké havárie,
- vyhodnocení toho v jaké míře dojde k úniku štěpných produktů a v jakém časovém úseku havárie se tak stane,
- zkoumání nejistot při jevech spojených s těžkými haváriemi.

Jedním z hlavních rozdílů kódu MAAP od kódů ASTEC a MELCOR je ten, že MAAP byl od počátku svého vzniku koncipován jako rychlý a robustní kód. Uvádí se, že výpočet obdobného problému je v kódu MAAP 10x až 100x rychlejší než v kódu ASTEC nebo MELCOR [38]. Tudíž díky těmto rychlým odezvám při simulacích je možné, aby tento kód byl použit jako základ pro programy trenážerů a simulátorů, které se používají pro výcvik operátorů. Cenou za tuto výpočetní rychlost je omezená schopnost nodalizace systémů jaderného reaktoru a výběr jednotlivých výpočetních modelů.

6.2.4 Kódy ATHLET a ATHLET-CD

Samotný kód ATHLET (Analysis of Thermal-Hydraulics of Leaks and Transients) slouží k popisu celé škály projektových i nadprojektových havárií pro reaktory typu PWR, BWR, SMR a reaktory IV. generace. Mezi jeho hlavní funkce patří [39]:

- pokročilé modelování termo-hydrauliky,
- možnost použití široké škály různorodých tekutin,
- výpočty generace tepla, přestup a přenosy tepla do jedno- nebo vícefázové tekutiny,
- rozhraní pro použití specializovaných kódů na výpočty neutronové kinetiky,
- rozhraní pro použití 3D CFD kódů,
- modulární architektura kódu.

Na rozdíl od ostatních uvedených kódů však neslouží primárně k popisu těžké havárie s tavením paliva. V rámci kódu ATHLET existuje modul ATHLET – CD (Core Degradation), který je schopen do kódu ATHLET dodat rozhraní pro výpočty těžkých havárií s poškozením aktivní zóny. Především pak lze jeho pomocí simulovat následující [40]:

- výpočet zahřívání aktivní zóny, poškození aktivní zóny, formování korie a jeho následná relokační a s tím spojené efekty,
- výpočet úniku štěpných produktů z palivových tyčí po selhání pokrytí,
- transport a usazení štěpných produktů mimo zónu reaktoru, včetně jevů spojených s kondenzací aerosolů, jejich aglomerací a mechanismy usazování na různých površích,
- fázi tavení korie ve spodku TNR, včetně vytváření krusty, stratifikaci na oxidické a metalické vrstvy a přenos tepla přes stěny TNR.

Pro potřeby simulací těžkých havárií bývají tyto dva kódy doplněny kódem COCOSYS , který je doplňuje o další jevy spojené s průběhem těžké havárie a to především [40]:

- simulaci termohydraulických jevů probíhajících v kontejnmentu včetně tvorby a chování vodíku H₂,
- modelování chování aerosolů a plyných štěpných produktů,
- popis interakce korie a taveniny MCCI při selhání tlakové nádoby reaktoru.

Tyto 3 kódy spolu dohromady tvoří integrální kód zvaný AC², který je schopný postihnout celou širokou problematiku simulace těžkých havárií v jaderných reaktorech.

Výpočtová část

Výpočtová část této práce řeší vybraný scénář těžké havárie s tavením aktivní zóny. Scénář je simulován pomocí dvou na sebe navazujících simulací provedených ve dvou různých kódech. Obě simulace se týkají výpočtů funkce a chování uvažovaného lapače koria pro reaktor ALLEGRO jako zařízení pro zmírňování následků těžkých havárií.

V první simulaci se zabýváme situací, kdy v průběhu těžké havárie došlo k protavení tlakové nádoby reaktoru a tím došlo k uvolnění koria, které se nacházelo uvnitř. Jedná se o simulaci situace, kdy korium dopadlo na spodní část reaktorové šachty, kde následně dochází k jeho interakci s povrchy šachty. Dno reaktorové šachty je koncipováno jako jakýsi prvotní lapač koria, který má za úkol dostat do taveniny vhodné obětní materiály, které pozmění jeho vlastnosti pro co nejlepší následný rozliv.

Ve dně reaktorové šachty je umístěna tavná zátka. Primárním úkolem tavné zátky je vydržet po co nejdelší dobu, a to alespoň po takovou dobu, kdy se na dně reaktorové šachty nashromáždí co nejvíce koria.

Pro první simulaci byly zadány vstupní parametry: geometrie šachty reaktoru, parametry tavné zátky a vypočítaný čas vylití objemu koria z tlakové nádoby reaktoru. Tyto vstupní parametry vychází z předchozích výpočtů těžké havárie reaktoru ALLEGRO dodané ÚJV Řež.

Na základě těchto hodnot byla provedena první simulace, kdy dochází k postupné ablaci obětních materiálů na dně reaktorové šachty. Cílem sledování bylo, zda tavná zátka je schopna vydržet po celou dobu výpočtu. Simulace je provedena v kódu MELCOR jakožto v jednom ze zástupců systémových kódů pro popis průběhu těžké havárie.

V druhé simulaci se zabýváme navazující situací, kdy po protavení tavné zátky dojde k uvolnění koria, které následně proudí spojovací šachtou do samotného lapače koria. V této simulaci bylo popsáno především další šíření koria ve chvíli, kdy dojde k protavení tavné zátky. Pro výpočet této části byl zvolen CFD program ANSYS Fluent, který se primárně zaměřuje na výpočty termohydrauliky a mechaniky tekutin. Jelikož se jedná o velmi dynamický jev, který trvá velmi krátkou dobu, byl program zvolen především pro vhodnou vizualizaci tohoto prostorového děje šíření koria ve spojovací šachtě a prostorách místnosti lapače koria.

Výpočty byly koncipovány tak, aby na sebe tyto dvě simulace navazovaly. Výstupní data z první simulace v kódu MELCOR byla použita jako počáteční podmínky pro následný model v programu ANSYS Fluent.

7 Výpočetní model v kódu MELCOR

První část simulací je řešena v kódu MELCOR a má zajistit informace o stavu koria poté, co nastane interakce taveniny s obětními materiály reaktorové šachty ALLEGRO a tavné zátky umístěné na dně šachty. Získané informace budou použity jako vstupní data pro výpočet rozlivu koria v CFD programu ANSYS Fluent.

Řešený scénář simuluje protavení tavné zátky reaktoru ALLEGRO. Simulace se zabývá modelováním interakce taveniny se dnem reaktorové šachty. Primárním cílem simulace je zjistit, za jakou dobu dojde k protavení tavné zátky, která je umístěna na dně reaktorové šachty. Úkolem tavné zátky je vydržet neprotavená po dostatečně dlouhou dobu, dokud se na dně reaktorové šachty nenashromáždí celý objem koria.

Čas trvání simulace je celkem 1010 sekund. Jedná se o dobu, která vychází z předchozích výpočtů těžké havárie dodané ÚJV Řež. Výpočet této doby byl postaven na tom, za jak dlouho dojde k vylití celého objemu koria z protavené tlakové nádoby reaktoru a jeho následnému přemístění na dno reaktorové šachty.

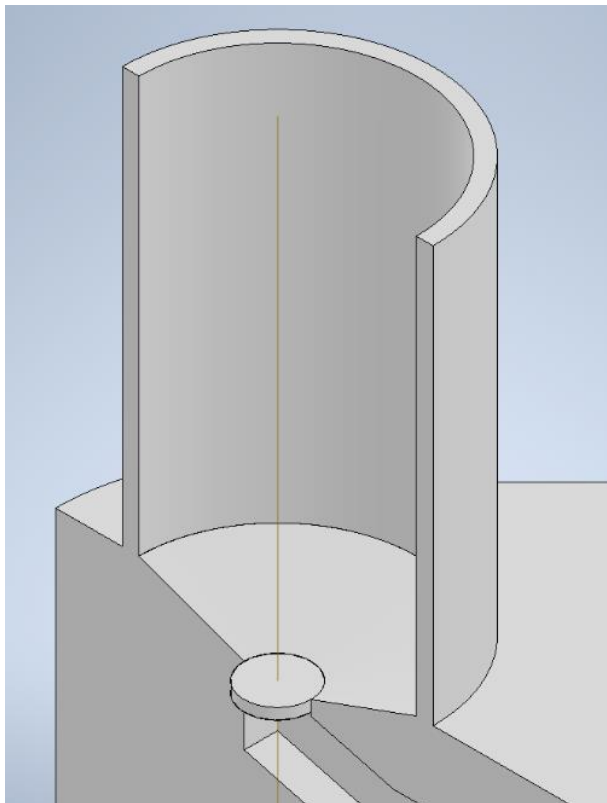
Řešený scénář v této práci tedy navazuje na situaci, kdy došlo k vylití koria na dno reaktorové šachty a zde interaguje s materiály výstelky reaktorové šachty. Jelikož již při návrhu počítáme s touto možností těžké havárie, tak i dno reaktorové šachty je uzpůsobené tomu, aby bylo součástí systému záchytu a stabilizace taveniny. Výstelka reaktorové šachty je tedy tvořena především vrstvou obětních materiálů, které budou upravovat vlastnosti taveniny tak, aby došlo k co nejlepšímu rozlivu v samotném lapači koria.

Během simulace jsou sledovány vlastnosti koria – především teplota, hustota a celková hmotnost koria. Získané hodnoty vlastností z této simulace jsou nadále použity jako vstupní okrajové podmínky pro simulaci v CFD.

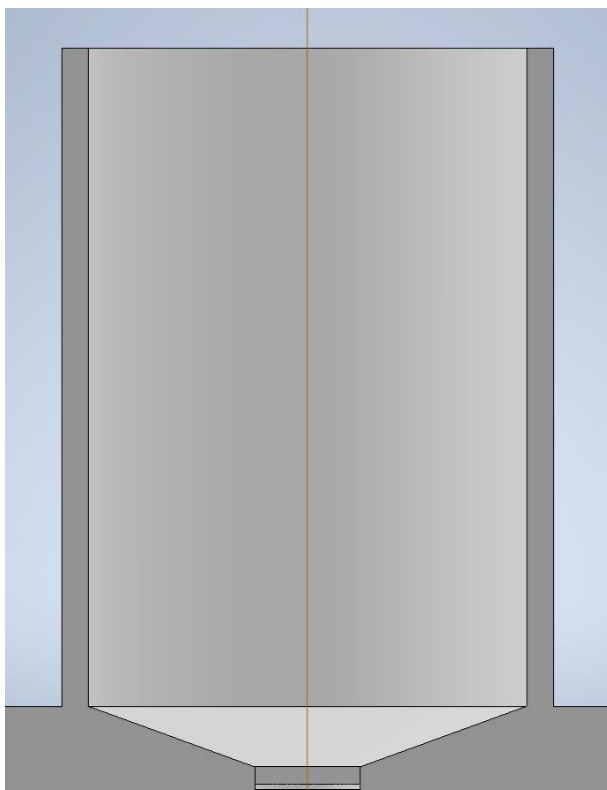
7.1 Geometrie a její nutné úpravy

Použitá geometrie vychází z výkresů šachty reaktoru ALLEGRO. Geometrie zahrnuje oblast šachty reaktoru a místa kde je uložena tavná zátka.

Tavná zátka je tvaru válce s poloměrem 0,6 m a výškou 0,2 m. Její celkový objem činí 0,226 m³. Je umístěna ve dně reaktorové šachty.



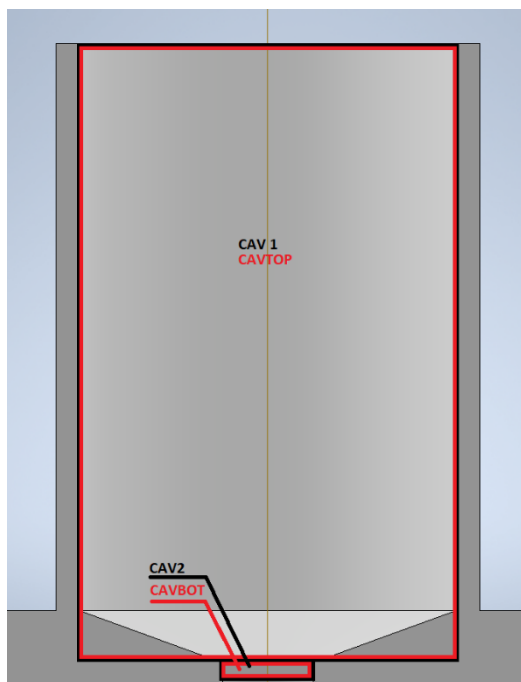
Obr. 24 – 3D pohled na geometrii šachty reaktoru ALLEGRO



Obr. 25 – Poloviční řez šachtou reaktoru ALLEGRO

7.1.1 Nodalizace geometrie

Daný problém byl rozdělen na dvě hlavní části – horní část tvoří samotná reaktorová šachta značena jako CAV1/CAVTOP a druhou část tvoří samotná tavná zátka značena jako CAV2/CAVBOT. Geometrie byla zjednodušena tak, že se jedná o dva válce postavené na sebe. Bylo tak učiněno především z důvodu toho, že hlavní použitý výpočetní balíček Cavity – pracuje s pseudo-2D modelem ve válcových souřadnicích. Lze pomocí něj simulovat zakulacení dna výpočtové oblasti, ale jelikož tavenina v oblasti CAVTOP tráví velice krátký čas, byla tato oblast zjednodušena.



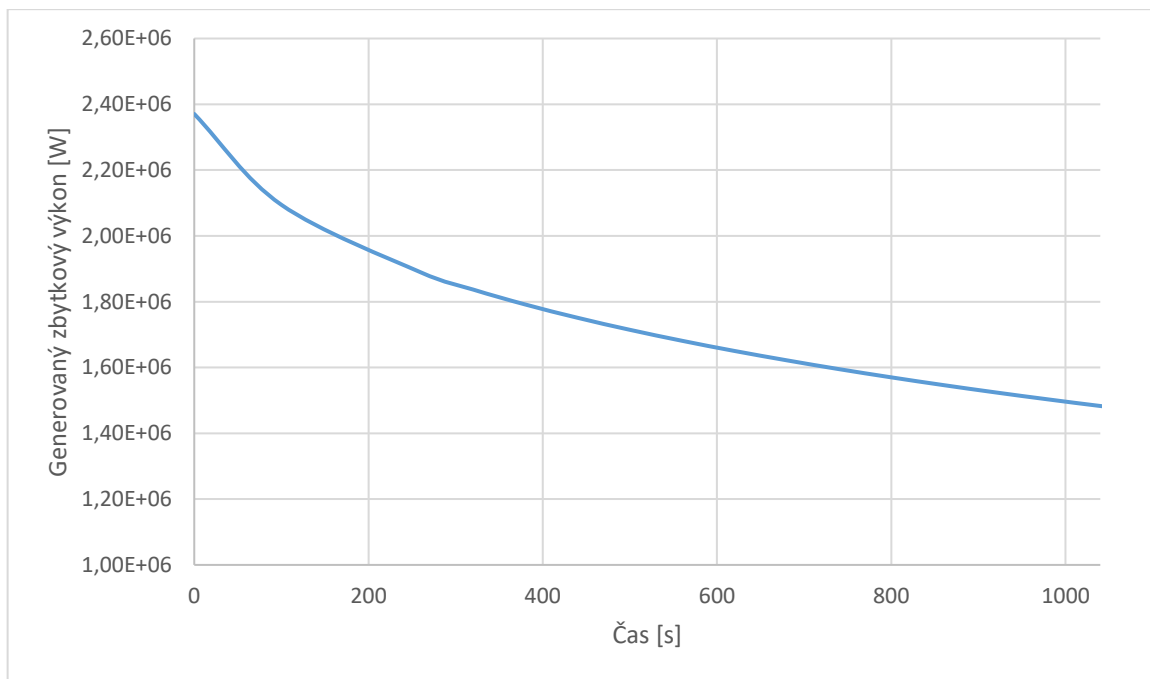
Obr. 26 – Nodalizace reaktorové šachty s tavnou zátkou

7.2 Počáteční podmínky

Počáteční podmínky simulace navazují na výpočet scénáře těžké havárie reaktoru ALLEGRO provedené v ÚJV. V rámci počátečních podmínek simulace je předpokládáno, že již došlo k protavení tlakové nádoby reaktoru a tedy i k vylití veškerého koria na dno reaktorové šachty (zde značeno jako CAVBOT).

Korium je na počátku simulace uvažováno jako dvouvrstevné. První vrstvu tvoří UO_2 , ve které je navíc po čas simulace generován zbytkový výkon. Další vrstva materiálu je tvořena materiály aktivní zóny, v simulaci zastoupenými především ocelí z reaktorových vestaveb a tlakové nádoby reaktoru.

Atmosféra je vyplněná dusíkem N_2 o teplotě 373,15 K, při atmosférickém tlaku. Celková hmotnost oceli je 6350 kg o teplotě 1823,15 K. Celková hmotnost UO_2 je 3100 kg o teplotě 2973,15 K.



Obr. 27 – Graf zbytkového výkonu v UO_2

7.3 Použité balíčky kódu MELCOR

V rámci kódu MELCOR jsou použity především dva hlavní balíčky [41]:

- Balíček CVH (Control Volume Hydrodynamics) – slouží především k popisu kontrolních objemů, ve kterých dochází k termohydraulickým dějům a k popisu chování vody, vodní páry a ostatních plynů. V rámci simulace tedy slouží k popisu chování plynů, které budou vznikat z interakce taveniny a povrchů šachty reaktoru. Dále pak k popisu atmosféry, která zde bude v podmínkách těžké havárie. V podmínkách reaktoru ALLEGRO jsou při těžké havárii vyplněny prostory kontejnmentu a reaktorové šachty dusíkem N_2 .
- Balíček CAV (Cavity) – primárně slouží k simulaci především interakce taveniny a betonu (již zmiňovaná MCCI). V rámci simulace MCCI jde o spojení několika jevů z hlediska přenosu tepla, termálního napadení betonu, změnou tvaru betonových struktur a vzniku plynů. Modely výpočtu tohoto balíčku jsou založeny na kódu CORCON – Mod3, který je schopen provádět výpočet pouze v osově symetrických nádobách ve tvaru válce. V rámci výpočtu pak bylo potřeba převést komplikované prvky reaktorové šachty do válcové souřadné soustavy. Toto zjednodušení je patrné na obrázku Obr. 26, kdy je výpočetní oblast balíčku Cavity označena červeně.

Kód MELCOR počítá přenos tepla v balíčku Cavity následovně: přes dotýkaný beton se žádné teplo nepřenáší. Teplo uniká pouze svrchní částí, a to konvekcí a radiací. Tudíž veškeré další teplo, které může v korii vznikat je použito na ablaci betonu tak, aby seděla celková energetická bilance [42].

Dalšími balíčky použitými pro řešení byly balíčky FL (Flow Path), TF (Tabular Function), CF (Control Function), NCG (Noncondensable Gas).

7.4 Materiálové vlastnosti

V rámci balíčku Cavity je nutno definovat, jaký je použit základní beton v dané simulaci. Pro potřeby této práce je pro výstelku reaktorové šachty a zároveň jako materiál tavné zátky uvažován materiál z Fe_2O_3 s těmito vlastnostmi:

Tab. 2 – Vlastnosti Fe_2O_3 potřebné pro balíček Cavity [43–45]

Hustota [kg/m ³]	Teplota solidu [K]	Teplota likvidu [K]	Teplota ablace [K]	Počáteční teplota [K]	emisivita [-]
5250	1811	1812	1525	373,15	0,91

Materiál Fe_2O_3 je uvažován jako jeden z vhodných kandidátů na použití jako obětní materiál pro lapač koria reaktoru ALLEGRO. Především kvůli jeho vlastnostem, které snižují viskozitu koria a jsou tedy vhodné pro lapače koria založené na principu rozlivu.

Cílem výpočtu, bylo testování výdrže tavné zátky v případě těžké havárie. Vlastní výpočet simulace je proveden tak, že se korium z počátku nachází v oblasti CAVTOP, která popisuje reaktorovou šachtu. Na dně reaktorové šachty se uvažuje zanedbatelné množství betonu, a tudíž dochází k velmi rychlému spojení obou výpočetních oblastí. Veškeré simulované korium je ve chvíli protavení spodní vrstvy CAVTOP přeneseno do výpočetní oblasti CAVBOT. Tato návaznost je nutná z důvodu nastavení výpočetního kódu. CAVBOT popisuje výpočetní oblast tavné zátky. Následně se vyhodnocuje, za jakou dobu dojde k protavení tavné zátky.

Celková doba simulace je nastavena na 1010 sekund což z předchozích výpočtů víme, že odpovídá vylití celkového objemu koria z tlakové nádoby reaktory. Zároveň tavná zátka by měla být navržena tak, aby vydržela po celou tuto dobu. Během simulace se sleduje, zda nedošlo k protavení zátky příliš brzy. V případě předčasného protavení byly vypsány vlastnosti koria pro danou chvíli.

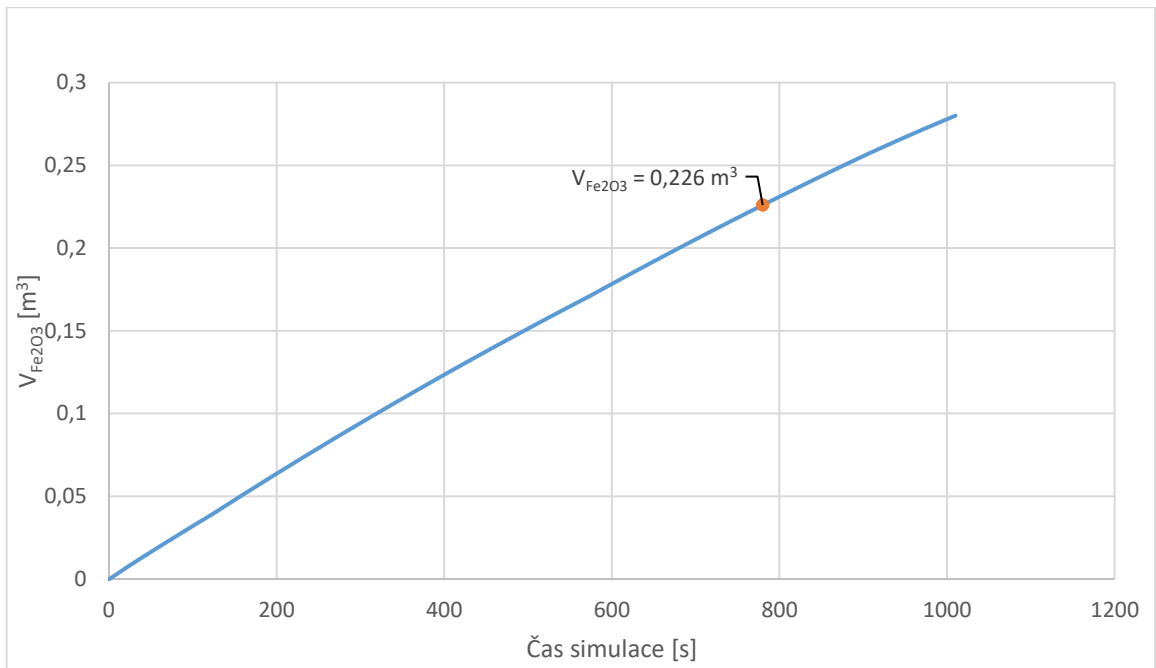
Po přesunu koria z výpočetní oblasti CAVTOP do oblasti CAVBOT, kde působí na tavnou zátku, ale i radiálně prožírání materiál stěn. Vzhledem k povaze procesu by takto nastavené situaci došlo k velmi dlouhému času než by došlo k protavení tavné zátky. Počítáme tedy s ideálním stavem, kdy by nedocházelo k ablaci do radiálního směru. Tudíž že veškerý objem ablaovaného materiálu je vztažen k tavné zátce a ne ke stěnám výpočetové oblasti. S tímto předpokladem lze pak spočítat chvíli, kdy dojde k ablaci takového objemu materiálu, který je roven tavné zátce.

Cílem výpočtu je nechat proces ablace po dobu 1010 sekund a pozorovat, zda nedošlo k odtavení objemu většímu než je objem tavné zátky. V případě, že by došlo k protavení objemu tavné zátky tak jsou v dosaženém čase zaznamenány vlastnosti koria, které jsou použity pro další výpočty.

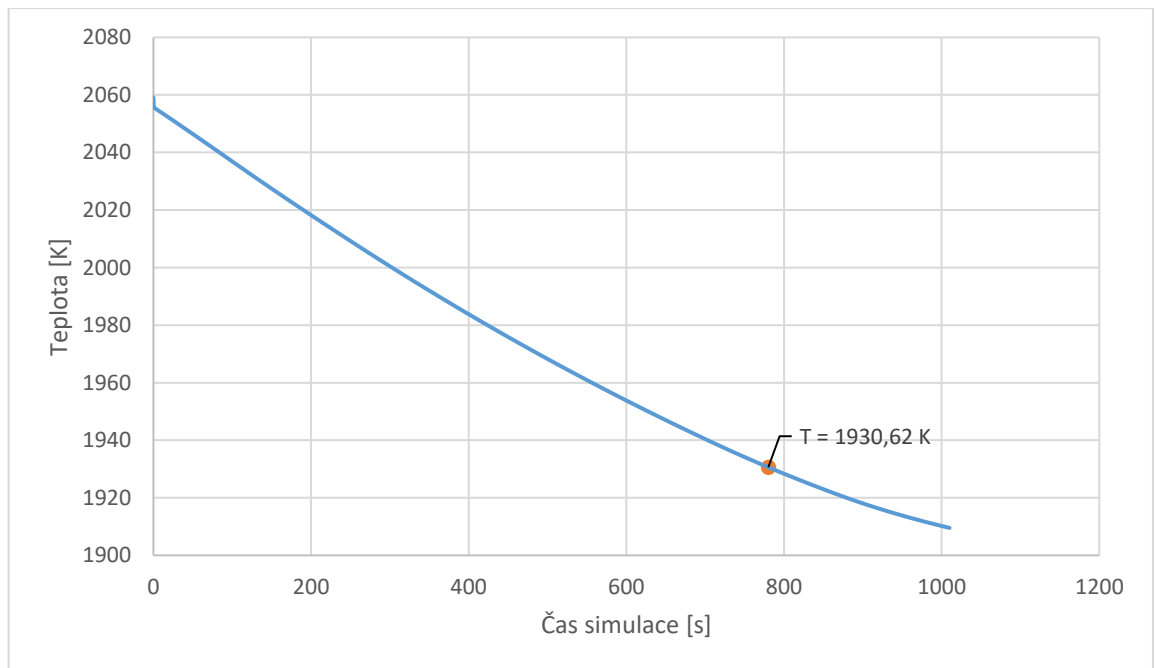
7.5 Výsledky výpočtů

V čase přibližně 780 s dojde k protavení zátky, která má objem 0,226 m³. Pro tuto chvíli jsou následně vypsány hodnoty teploty koria, jeho celkové hmotnosti a složení, a hustota vzniklé taveniny.

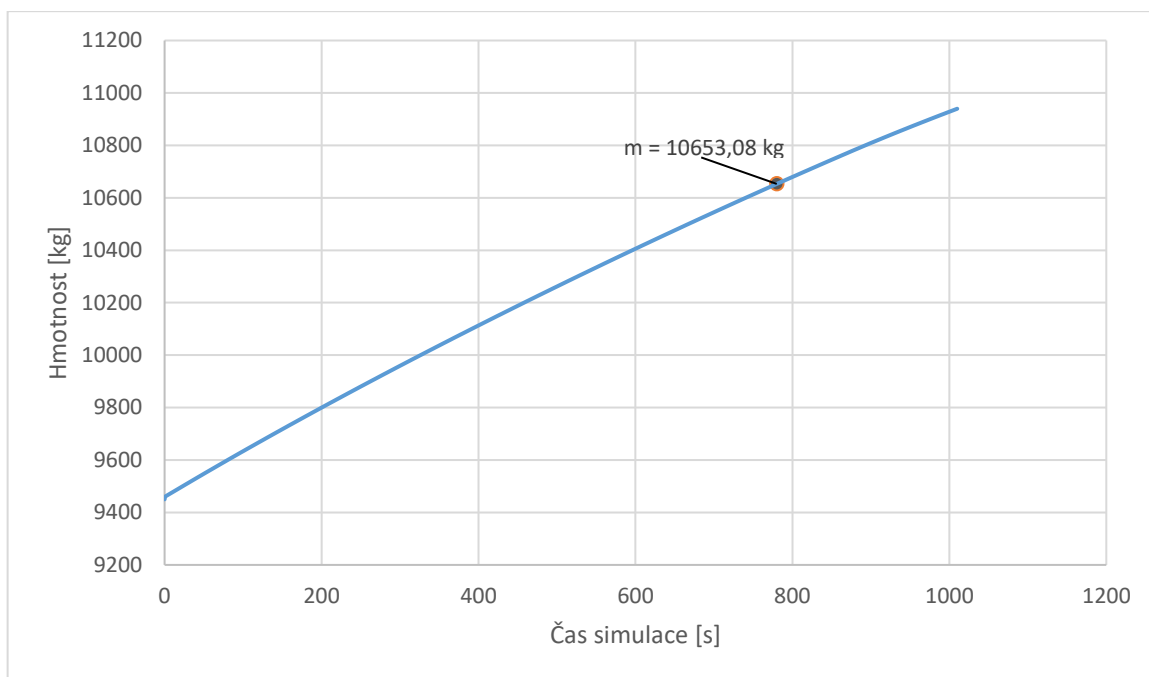
Na následujících grafech je vidět průběh změn jednotlivých hledaných vlastností v průběhu simulace.



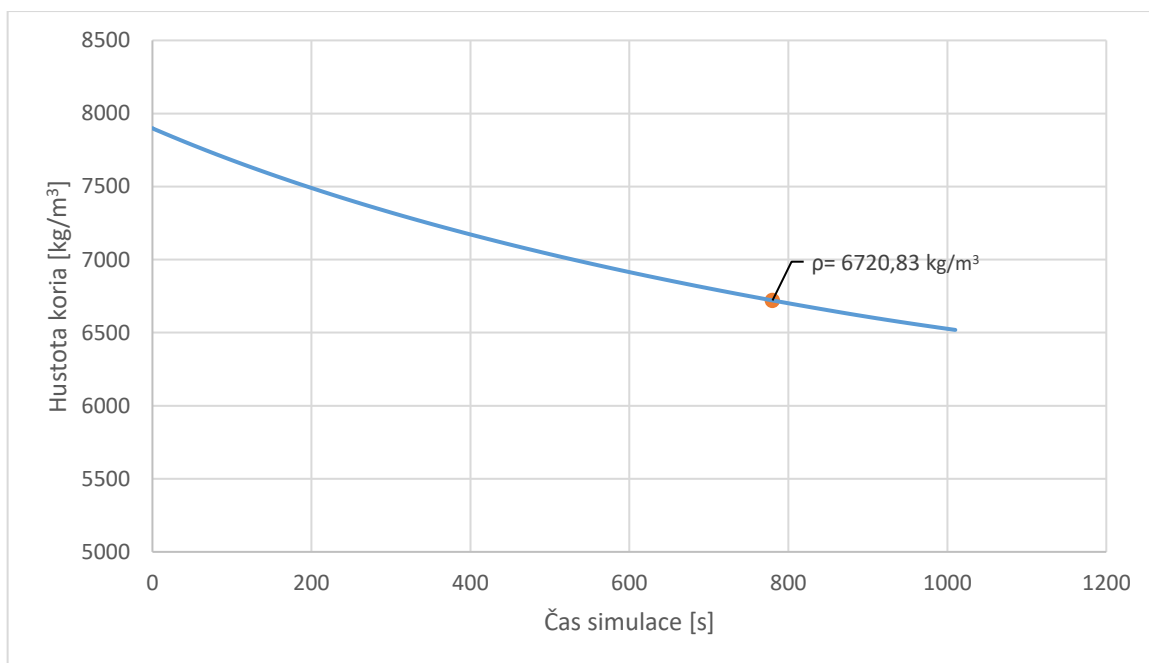
Obr. 28 – Graf doby protavení tavné zátky z Fe_2O_3



Obr. 29 – Graf průběhu teploty koria



Obr. 30 – Graf průběhu hmotnosti koria



Obr. 31 – Graf průběhu hustoty koria

Výsledné vlastnosti koria v čase 780 sekund jsou následující:

Tab. 3 – Tabulka výsledných vlastností koria

Teplota taveniny [K]	1930,62 K = 1657,47 °C
Hustota taveniny [kg/m ³]	6720,83
Hmotnost taveniny [kg]	10653,08
Hmotnost ablaované Fe ₂ O ₃ [kg]	1203,08
Objem vzniklé taveniny [m ³]	1,585

7.6 Diskuze výsledků

Jak je již z výsledků patrné, tak k ablaci objemu materiálu, který zaujímá tavná zátka z Fe₂O₃, došlo dříve, než bylo požadováno. Došlo tak v průběhu běhu simulace v čase 780 s. Pro tento čas byly následně vypsány hodnoty vlastností koria.

V případě, že by měl být i nadále používán pouze materiál Fe₂O₃ pro konstrukci tavné zátky, je nutno pozměnit její dimenze. Nová zátka by podle výsledků simulace musela mít objem 0,280 m³. Při zachování poloměru zátky 0,6 m by pak nová zátka musela mít výšku 0,247 m, aby dokázala vydržet po celou dobu požadovaného času.

Je nutno mít na paměti, že kód MELCOR je pro toto použití hrubý nástroj a tudíž i nejistoty daného výsledku nejsou zanedbatelné. Jelikož jeho výpočty jsou založeny na empirických datech a inženýrských korelacích. Především pak problematika ablace betonu je velmi komplikovaná.

Další nejistota výsledků vzniká z toho, že pro potřeby balíčku Cavity bylo nutno převést komplikované tvary reaktorové šachty z kuželovitého tvaru do tvaru válce.

Práce na tomto modelu budou nadále pokračovat zavedením tohoto postupu výpočtu do komplexnějšího modelu, ze kterého budou moci být získána přesnější data. Zavedením dalších balíčku budeme díky tomuto modelu moci přesněji určit detailnější průběh modelované situace.

8 Výpočetní model v programu ANSYS Fluent

Tento výpočet je druhou částí simulace řešeného scénáře a má sloužit k ověření funkčnosti základního modelu lapače koria reaktoru ALLEGRO. Jedná se o úvodní výpočty řešeného scénáře pro zadané parametry, a proto bylo nutno přistoupit k určitým zjednodušujícím aspektům – především z hlediska vlastností koria.

Jeho cílem je popsat rozliv koria v prvních chvílích, kdy dojde k protavení tavné zátky a jak korium postupně padá přes spojovací šachtu do samotného lapače koria.

Cílem scénáře je sledovat dynamiku procesu šíření a rozlivu koria v navrhovaném lapači koria reaktoru ALLEGRO. Jedná se o krajní případ protržení tavné zátky ve velkém objemu. Jelikož dojde k takto velkému protržení, pak dochází i k velmi vysokému průtoku koria z horních částí reaktorové šachty. Jedná se o součást designu lapače koria, jelikož i s takovou možností většího selhání tavné zátky v jedné chvíli může hypoteticky dojít. Získané poznatky ze simulace rozlivu pak v budoucnu mohou vést k případným úpravám designu lapače koria reaktoru ALLEGRO.

8.1 Geometrie a její nutné úpravy

Použitá geometrie vychází z výkresů lapače koria reaktoru ALLEGRO. Geometrie zahrnuje oblast výtokové spojovací šachty a samotné místnosti lapače koria.

Plocha lapače koria byla z původních 54,2 m² zmenšena na 15,12 m² a ohraničena fiktivními stěnami. Důvodem této geometrické úpravy modelované oblasti je celková výpočetní náročnost řešeného scénáře. Současně se jedná o úvodní výpočty, které mají za cíl se sadou zjednodušení analyzovat schopnost řešený scénář simulovat.

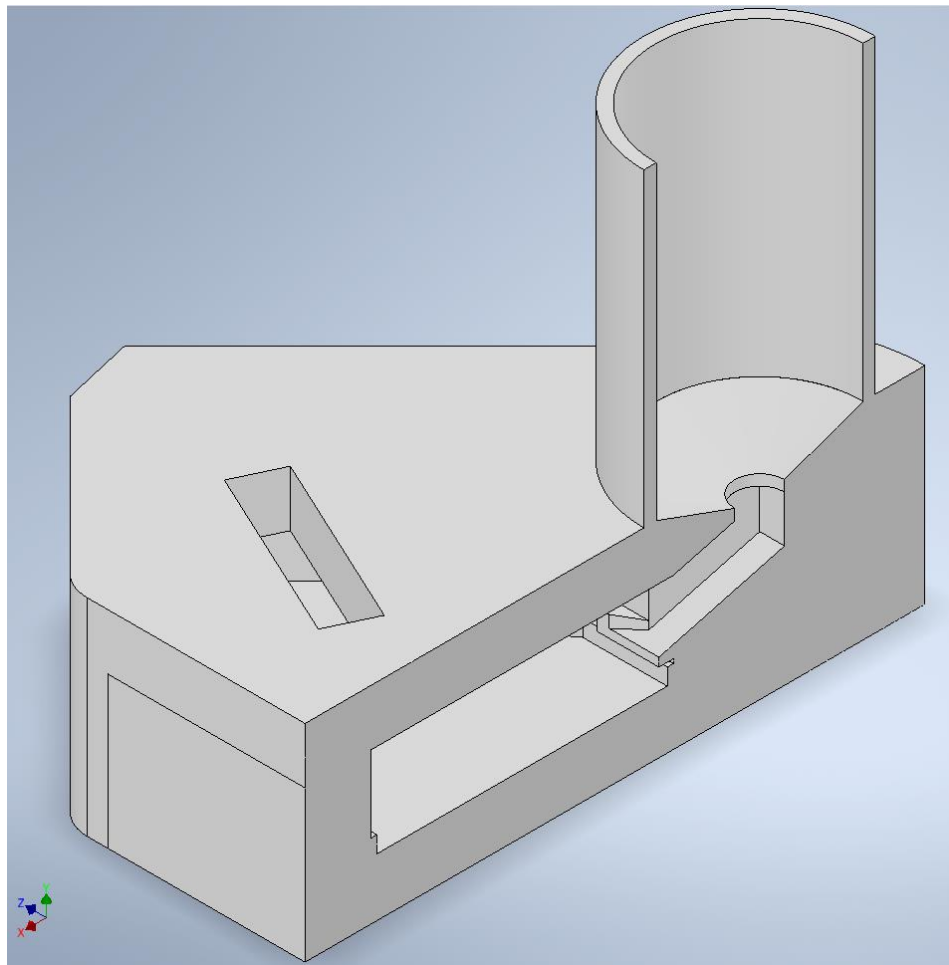
Pro zamezení nestability při proudění vzduchu byla dále upravena geometrie pod samotným výtokem z šachty. Ve své podstatě byl výtokový kanál zjednodušen a posunut do směru X, aby pod ním nedocházelo k nestabilitám při proudění ohřáté atmosféry.

Vstupní oblast, kde se původně nacházela tavná zátka, byla upravena na průměr 600 mm, jelikož v uvažovaném scénáři je takto definována oblast, kde dojde protržení tavné zátky. Vstupní oblast je na Obr. 34 vyznačena světle modrou barvou. Pro zabránění možnosti toho, aby docházelo k ulpívání koria na stropu šachty, byla vytažena vstupní oblast vzhůru o 50 mm do směru Y.

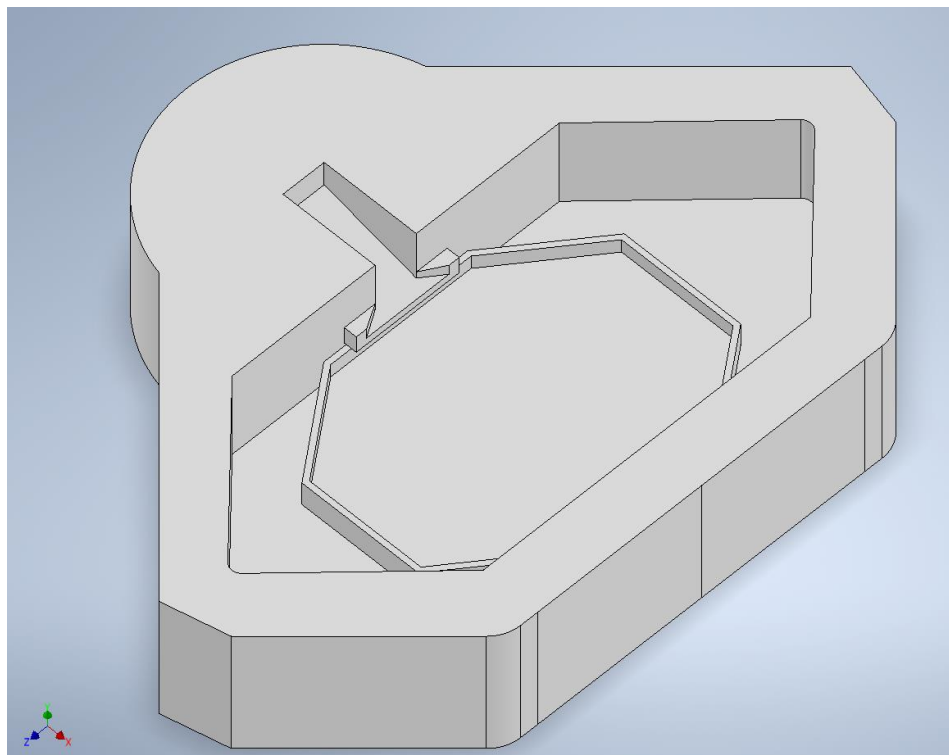
Výstupní oblast pro odvod atmosféry N₂ byla vytažena po celé šířce stěny ve směru X, na Obr. 34 je tato oblast vyznačena červenou barvou. Výstupní oblast byla oproti původní geometrii zjednodušena. Bylo tak provedeno především proto, že v případě vertikálního výstupního prostoru by mohlo dojít k zpětnému proudění vzduchu, který by zhoršoval numerickou stabilitu. Pro potřeby zjednodušeného modelu tak byla tato výstupní oblast přesunuta do horní části oblasti fiktivních stěn ve směru X.

Díky těmto úpravám bylo také možné použít poloviční symetrii pro zmenšení celkové řešené oblasti a významnému ušetření strojního času výpočtu.

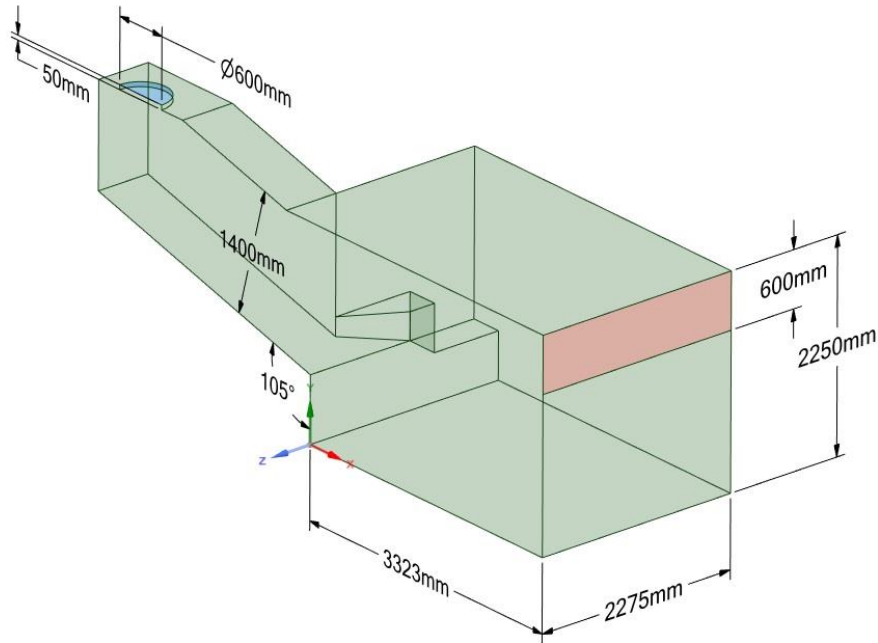
Geometrie byla vytvořena v programech Autodesk Inventor Professional 2022 a ANSYS SpaceClaim 2021 R2. Geometrie modelu vychází z výkresů geometrie lapače koria reaktoru ALLEGRO dodané od ÚJV Řež.



Obr. 32 – Poloviční řez lapačem koria



Obr. 33 – Pohled do místnosti lapače koria



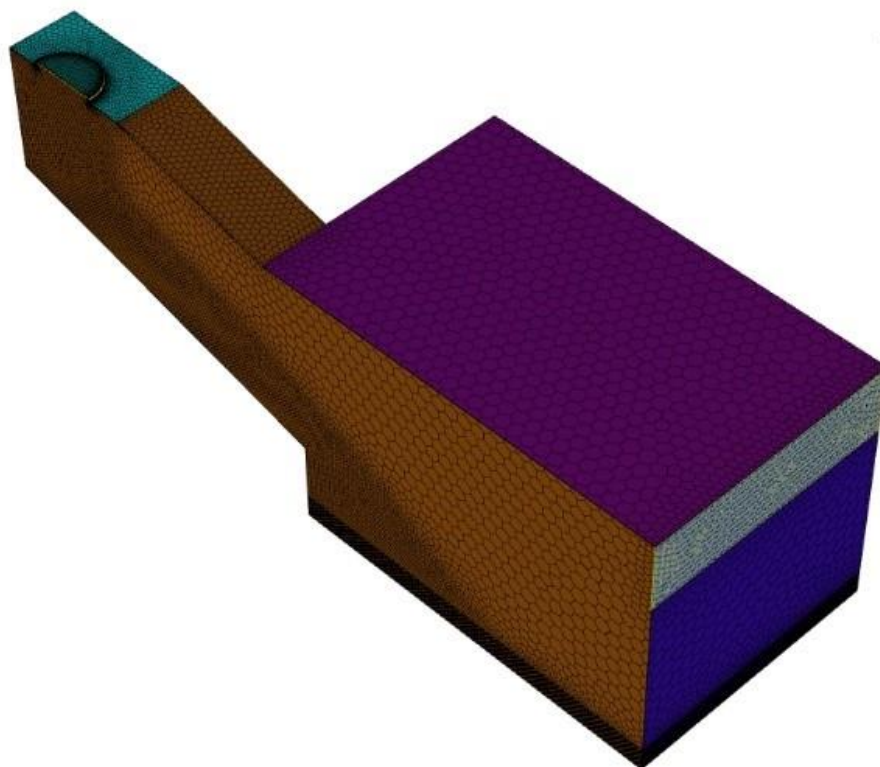
Obr. 34 – Geometrie řešené oblasti

8.2 Tvorba výpočetní sítě

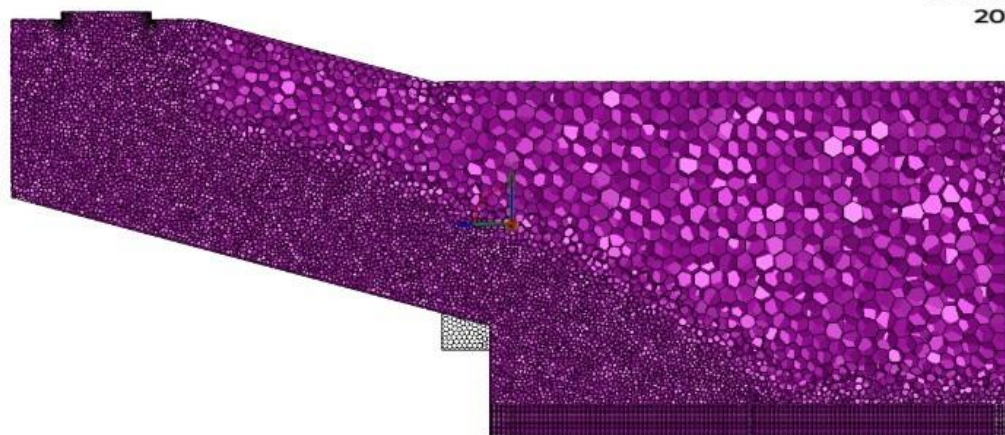
Síť byla generována pomocí programu ANSYS Fluent 2021 R2, Na základě zkušeností [46] byla maximální velikost buněk, ve kterých se bude pohybovat korium nastavena na 30 mm. V oblasti, kde bude proudit plynná atmosféra – konkrétně dusík N_2 , bylo kvůli minimalizaci počtu buněk nastavena hodnota velikosti buňky až 120 mm. Oblast očekávaného proudění korium pak byla vygenerována pomocí tzv. BOI – body of influence, kde byla nastavena maximální velikost buňky 30 mm. Nad samotnou podlahou lapače korium byla vytvořena oblast prismatických buněk. Tyto byly vytaženy až do výšky 200 mm. Tato síť je výsledek testovacích výpočtů, kdy bylo zjištěno, jak se zhruba chová rozliv korium při obdobném výtoku. Dle těchto testovacích úloh bylo následně přistoupeno k tvorbě sítě s uvedenými specifikacemi.

Výpočetní síť je tvořena z polyhedrálních buněk, což znamená, že v celém objemu byly vytvořeny nejprve tetrahedrální buňky s uvedenými rozměry a až následně byly vygenerovány buňky polyhedrální.

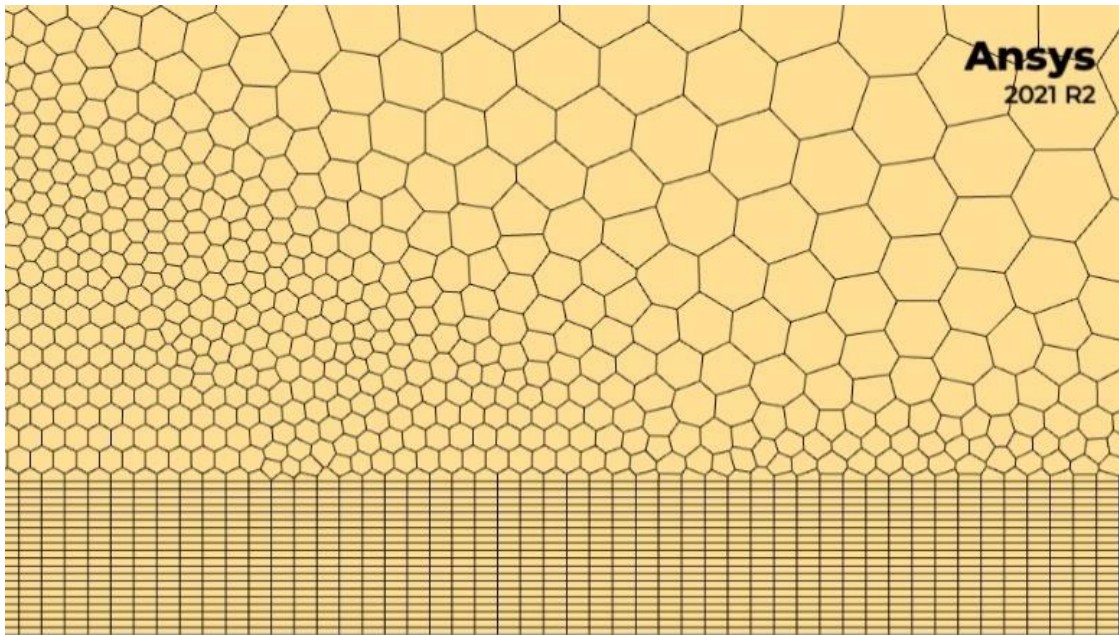
Celkem bylo vygenerováno 478406 objemových buněk. Maximální skosení buňky dosahuje 0,7995. Maximální poměr stran (Aspect ratio) dosahuje hodnoty 12,06. Minimální ortogonální kvalita dosahuje hodnoty 0,2004.



Obr. 35 – Pohled na výpočetní síť



Obr. 36 – Řez výpočetní sítí



Obr. 37 – Detail výpočetní sítě

Na Obr. 37 jsou znázorněny všechny 3 variace velikosti buněk, které byly použity. V levé části obrázku se nacházejí buňky, které byly vygenerovány pomocí BOI – tyto buňky mají maximální velikost 30 mm.

V horní pravé části jsou buňky, ve kterých je uvažováno proudění pouze atmosféry N_2 , a tudíž zde bylo přistoupeno k maximalizaci daných buněk na 120 mm. Maximalizace této oblasti je použita z důvodu toho, že zde nedochází k tak velkým dynamickým jevům, jelikož zde neproudí žádné korium a tudíž bylo přistoupeno k tomu, aby se tímto způsobem maximalizace buněk co nejvíce ušetřil strojový čas výpočtu.

Spodní část výpočetní sítě je vyplněna prizmatickými buňkami, které byly vytaženy z povrchu podlahy lapače koria. Jedná se o 20 vrstev buněk, které mají výšku 10 mm. Jejich maximální velikost na šířku je 30 mm, jelikož se svojí horní vrstvou napojují na oblast, která byla též zahrnuta v tělese pro zjemnění sítě za použití funkce generace buněk BOI.

8.3 Definice podmínek výpočtu

V této kapitole je popsán řešený scénář výpočtu a použité nastavení numerického modelu v CFD programu ANSYS Fluent.

8.3.1 Řešený scénář – Rozliv koria v lapači koria ALLEGRO

Scénář se týká především simulace rozlivu koria ve zjednodušené verzi lapače koria. Je uvažováno, že dojde k velkému protavení tavné zátky během několika okamžiků. Tuto oblast máme definovanu jako vstupní oblast na průměru 600 mm. To znamená, že bude vstupovat poměrně velké množství

taveniny do výpočetní oblasti, které je zadáno jako 880 kg/s koria (hodnota vztažena na ½ symetrii). Výpočtová oblast je z počátku vyplněna atmosférou z N₂ o teplotě 50 °C a atmosférickém tlaku.

Simulace je ukončena ve chvíli kdy korium narazí na fiktivní stěny, jelikož za nimi již nelze simulovat další rozliv. Fiktivní stěny ohraničují řešenou oblast do směru X a -Z.

Během simulace je sledována maximální rychlost. Dále je ověřováno chování simulace pomocí sledování teplotního pole pomocí grafických výstupů.

Tento scénář navazuje na předchozí řešený výpočet v kódu MELCOR, ze kterého byly získány počáteční podmínky pro řešení scénáře v CFD. Řešení tohoto scénáře je jednou z hypotetických možností, které mohou při protržení tavné zátky nastat. Získané údaje z této simulace mohou být v budoucnu využity k případným návrhům na změny geometrie lapače koria.

8.3.2 Numerický model

Definice vhodného nastavení numerického modelu vyplývá ze zkušeností z podobných situací řešených v [46–48].

Tab. 4 – Tabulka nastavení základních parametrů výpočtu

Parametr		Použité schéma / model
Numerické schéma		Metoda korekce tlaků (Pressure-based)
Časová závislost		Přechodový děj (Transient)
Model přesnosti výpočtu		3D s dvojitou přesností
Vícefázový model		Volume of Fluid (VOF)
Použití rovnice zachování energie		Ano
Viskózní model		Standard k-ε model
Metoda pro řešení na sobě závislých polí rychlostí a tlaků		Coupled
Diskretizační schéma	Gradient	Least Squares Cell Based
	Tlak (VOF model)	PRESTO!
	Hybnost	Upwind schéma prvního řádu
	Objemový podíl	Geo-Reconstruct
	Turbulentní kinetická energie	Upwind schéma prvního řádu
	Rychlost disipace kinetické energie	Upwind schéma prvního řádu
	Energie	Upwind schéma prvního řádu
Časové schéma		Implicitní, prvního řádu

U vícefázového modelu VOF byla použita explicitní formulace, která umožňuje využít nastavení schéma Geo-Reconstruct, jehož použití je zásadní pro stabilitu výpočtu. V rámci modelu VOF bylo pro mezifázové rozhraní použito volby s ostrým rozhraním [46].

8.4 Termofyzikální vlastnosti materiálů

V rámci modelu CFD je nutno definovat vlastnosti materiálů použitých během simulace. Jedná se o materiály koria, atmosféry N_2 , materiál stěn a materiály podlahy lapače koria.

8.4.1 Materiálové vlastnosti koria

Vlivem ablace obětního materiálu z Fe_2O_3 došlo k tomu, že korium zůstává velice málo viskózní i při nižších teplotách.

Pro řešený scénář byly získány základní vlastnosti koria z předešlé simulace v kódu MELCOR. Pro úplnost řešení však bylo nutno získat detailnější popis materiálových vlastností koria. Materiálové vlastnosti byly získány pomocí programu CORQUENCH 4.01 následovně [49]:

Tab. 5 – Materiálové vlastnosti koria v závislosti na teplotě

Teplota [K]	Měrná tepelná kapacita c_p [J/kg · K]	Tepelná vodivost λ [W/m · K]	Dynamická Viskozita η [kg/m · s]
1650	668	13,212	0,57305
1700	673,59	13,203	0,44277
1800	682,19	13,606	0,34491
1850	720,4	10,546	$9,22 \cdot 10^{-3}$
1900	721,85	10,432	$8,23 \cdot 10^{-3}$
1920	722,77	10,431	$8,31 \cdot 10^{-3}$
1950	723,72	10,433	$7,97 \cdot 10^{-3}$
2000	725,22	11,091	$7,47 \cdot 10^{-3}$

Materiálové vlastnosti koria byly zadány pomocí funkce *Piece-wise Linear* (po částech lineární).

Hustota taveniny byla stanovena již z předchozí simulace ve výpočtovém kódu MELCOR na $\rho = 6720,83 \text{ kg/m}^3$. V celém výpočtu je uvažována jako konstantní.

8.4.2 Materiálové vlastnosti atmosféry N_2

V rámci fáze těžké havárie, při které dochází k rozlivu koria v lapači koria je místnost lapače koria vyplněna dusíkem N_2 o teplotě $50 \text{ }^\circ\text{C}$ a atmosférickém tlaku. Ze zkušeností podobných scénářů vyplývá, že pro tento typ úloh, tj. úloh s dvěma fázemi odlišných látek s řádově rozdílnými vlastnostmi, je vhodné používat konstantní hodnoty pro danou atmosféru nad tekutým korem [47]. Tudíž pro tento případ byly zvoleny následovné hodnoty parametrů:

Tab. 6 – Materiálové vlastnosti atmosféry N_2

Hustota ρ [kg/m ³]	Měrná tepelná kapacita c_p [J/kg · K]	Tepelná vodivost λ [W/m · K]	Dynamická Viskozita η [kg/m · s]
1,138	1040,67	0,0242	$1,663 \cdot 10^{-5}$

Hodnoty atmosféry N₂ byly převzaty z materiálové databáze ANSYS Fluent.

8.4.3 Materiálové vlastnosti pevných stěn

Všechny stěny související s lapačem koria ALLEGRO jsou pokryty materiálem Al₂O₃ (tzv. Alumina). Tento materiál je používán pro jeho žárupevné a žáruvzdorné vlastnosti. V rámci simulace je pro všechny stěny použit právě tento materiál. Vlastnosti Al₂O₃ byly převzaty z materiálové databáze ANSYS Fluent:

Tab. 7 – Materiálové vlastnosti pevných stěn

Hustota ρ [kg/m ³]	Měrná tepelná kapacita c_p [J/kg · K]	Tepelná vodivost λ [W/m · K]
3474,8	772,09	13,739

8.4.4 Materiálové vlastnosti podlahy lapače koria

V rámci této simulace bylo uvažováno, že na podlaze lapače koria se nachází vrstva obětních materiálů z Fe₂O₃. Pod ní se nachází ocelová konstrukce. V rámci simulace tak byla podlaha definovaná pomocí tepelné okrajové podmínky vedení tepla přes 2 stěny. V rámci programu ANSYS Fluent pak byla tepelná okrajová podmínka podlahy lapače popsána pomocí vedení tepla skrze stěnu nulové tloušťky (Shell Conduction). Tímto způsobem řešení byly pod podlahou lapače vytvořeny navíc dvě vrstvy buněk s rozdílnými vlastnostmi. První vrstva je tvořena 20 mm z Fe₂O₃. Druhá vrstva tvoří 30 mm vrstvy oceli. Tímto způsobem bylo dotvořeno dalších 19900 buněk. Tento způsob by pak v budoucích složitějších simulacích mohl sloužit k detailnějším popisům materiálů stěn. V rámci stability výpočtu však byly voleny s konstantními hodnotami.

Vlastnosti materiálů podlahy lapače koria byly definovány následovně:

Tab. 8 – Materiálové vlastnosti podlahy lapače koria [43, 50, 51]

Materiál	Hustota ρ [kg/m ³]	Měrná tepelná kapacita c_p [J/kg · K]	Tepelná vodivost λ [W/m · K]
Fe ₂ O ₃	5250	112,8	0,58
Ocel	7971,81	473,62	14,924

Hodnoty pro použitou ocel byly převzaty z materiálové databáze ANSYS Fluent.

8.4.5 Hlavní okrajové podmínky výpočtu

Tyto podmínky byly definovány v rámci zadání dodané ÚJV Řež a z předešlého výpočtu v kódu MELCOR (viz kapitola 7). Dále pro kontaktní úhel při adhezi koria na stěně a povrchové napětí taveniny na stěně byly použity údaje převzaté z doporučení [52].

Tab. 9 – Hlavní okrajové podmínky výpočtu [52]

Okrajová podmínka	Hodnota
Hmotnostní průtok koria na vstupu	880 kg/s (výtok zadán pro ½ symetrii)
Teplota koria na vstupu	1930,62 K
Podmínka na výstupu	Pressure Outlet (Teplota zpětného proudění nastavena na 323,15 K)
Počáteční teplota na stěnách lapače koria	323,15 K
Počáteční teplota podlahy lapače koria	323,15 K
Počáteční teplota atmosféry N ₂	323,15 K
Kontaktní úhel při adhezi koria na stěně	80°
Povrchové napětí taveniny na stěně	0,52 N/m

8.5 Použitá zjednodušení

V rámci prvotní simulace v této oblasti bylo nutno přistoupit na několik zjednodušení ohledně reálných vlastností koria. V předchozích kapitolách byla popsána zjednodušení především geometrická.

V rámci zjednodušení simulace bylo pro korium uvažováno, že se jedná o homogenní směs materiálů. Tím došlo k zjednodušení koria tím, že mohl být použit numerický model Volume of Fluid, který pracuje s dvěma fázemi. Na toto zjednodušení bylo přistoupeno z důvodů toho, že se jedná o úvodní výpočty této problematiky, která bude následně prohlubována a vylepšována o další, složitější chování daného modelu.

V rámci stability výpočtu pak bylo přistoupeno na několik zjednodušení z hlediska chování atmosféry. Ze zkušeností předchozích zpráv [47] byly pro účely simulace a konvergentního řešení zadávány konstantní materiálové vlastnosti atmosféry N₂. Zároveň bylo použito výrazné zjednodušení v odvodu atmosféry z místnosti lapače koria. Bylo tak přistoupeno především z důvodů toho, že při použití původního výstupního kanálu, který má značné rozměry, by mohlo dojít k zpětnému proudění vzduchu, které by významně zhoršovalo numerickou stabilitu. Na Obr. 32 je viditelné, v jaké oblasti se nachází výstupní kanál z lapače koria. Na Obr. 34 je pak tento kanál přesunut do horizontálního směru. Vzniklé okno pak s uvažováním symetrie má přibližně stejné rozměry jako v původní geometrii. K těmto zjednodušením ohledně chování vzduchu bylo přistoupeno především z toho, že se jedná o simulaci rozlivu koria, a tudíž primárním zájmem je sledování koria. Zjednodušení mají tedy hlavně za cíl co nejvíce zlepšit numerickou stabilitu modelu.

Dále byly v rámci výpočtu CFD zanedbány tvorba krusty a ablace stěn a podlahy. Jedná se o velmi komplikované jevy těžko konkrétně zahrnutelné do výpočtů v CFD.

Pro zjednodušení výpočetní náročnosti nebyl použit model radiace, ačkoliv by pro řešení otázek koria byl vhodný. Nebyl použit především z toho důvodu, že se jedná o prvotní výpočty v této oblasti a bylo nutné získat stabilní základní model, na který lze v budoucnu přidávat další modely a prohlubovat tak danou problematiku. Pro tyto potřeby pak bylo nutno co nejvíce ušetřit čas zkoušením různých nastavení, a jelikož radiační model zvyšuje náročnost na výpočetní čas 5x až 15x, byl z úvodních výpočtů zanedbán. Podle zkušeností ze zprávy [48] se vliv radiace v případě rozlivu

taveniny projevily velmi omezeně. Navíc se jednalo o mnohem delší časový úsek, než je počítán v rámci této simulace, tudíž je možné model radiace zanedbat [48].

8.6 Průběh výpočtu

Během výpočtu byl sledován konvergenční proces pomocí hodnot reziduí řešených rovnic. Bylo sledováno, zda hodnoty reziduí klesnou pod požadované hodnoty deklarované v podmínkách konvergence výpočtu. Dále byla sledována fyzikální verifikace výpočtu. Tato byla ověřována především sledováním maximální rychlosti v průběhu simulace.

8.6.1 Podrelaxační faktory a limity

Pro danou simulaci byly podrelaxační faktory ponechány na doporučených hodnotách:

Tab. 10 – Tabulka nastavení podrelaxačních faktorů

Hybnost	0,75
Tlak	0,75
Hustota	1
Objemové síly	1
Turbulentní kinetická energie	0,8
Disipace turbulence	0,8
Turbulentní viskozita	1
Energie	1

V rámci simulace bylo nutno zavést umělé limitování maximální a minimální teploty ve výpočetní oblasti, jelikož v několika buňkách docházelo během simulace k podkročení minimální definované teploty. Docházelo tak v řádově jednotkách buněk.

8.6.2 Časový krok

Během simulace bylo nutno kontrolovat velikost globálního Courantova čísla volbou vhodného časového kroku. Velikost Courantova čísla byla udržovaná v rozmezí 0,2 – 1. Jelikož se jedná o úlohu, kde jsou extrémní rozdíly ve dvou sledovaných fázích, tak docházelo často k tomu, že skokově vzrostla rychlost na hranicích dvou fází a bylo tak nutno snížit časový krok. Z obecných doporučení vyplývá, že by počet iterací pro dosažení konvergentního řešení měl být v rozmezí 5 – 20 [47]. V této úloze vlivem již zmíněných skutečností byla zvolena hodnota 40 iterací.

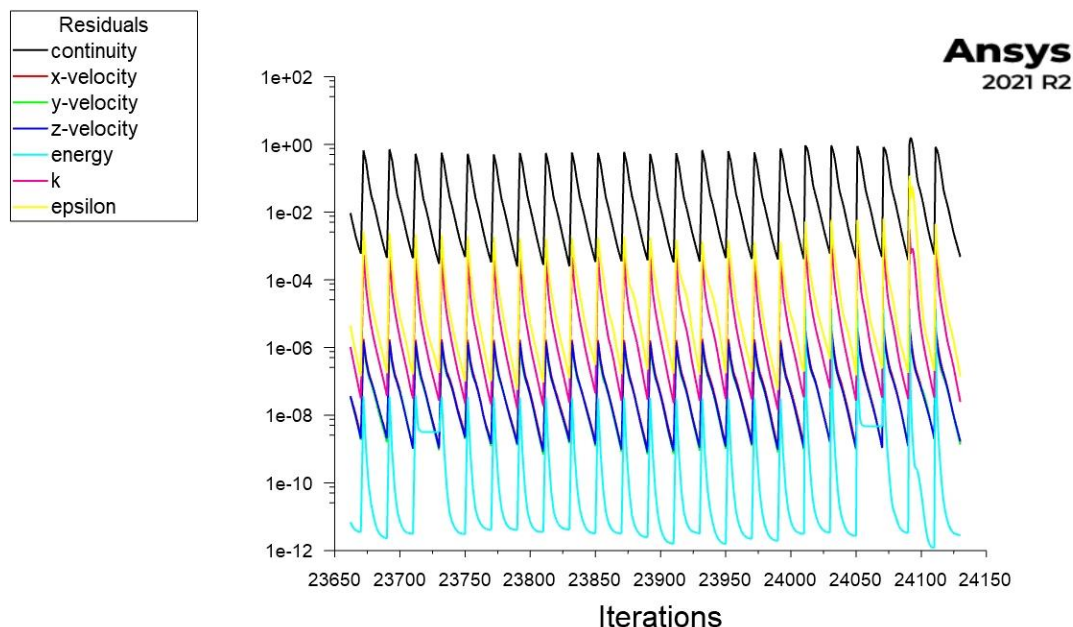
Časový krok byl volen v rozmezí 0,002 s až 0,0002 s v závislosti na Courantově čísle a dosažení konvergentních kritérií. Často bylo nutno se v simulaci vrátit o několik kroků zpět a snížit časový krok, aby bylo dosaženo konvergentních kritérií.

Stávalo se tak především při dopadu koria o teplotě 1930,62 K na stěny místnosti, které mají 323,15 K. Dále docházelo k nestacionaritám při situacích, kdy vznikla kupřříkladu bublina z atmosféry N₂ obklopená korielem.

Obecně však tímto způsobem bylo možné dosažení konvergentních kritérií v každém časovém kroku. Jinak by hrozilo zhoršení přesnosti získaných výsledků.

8.6.3 Kritéria konvergence

Kritéria konvergence reziduí použitých rovnic byla ponechána na doporučeném nastavení v ANSYS Fluent. Tudiž kritéria konvergence byla ponechána na hodnotách 10^{-3} pro všechny použité výpočtové rovnice, kromě rovnice energie. Ta byla ponechána na hodnotě 10^{-6} .

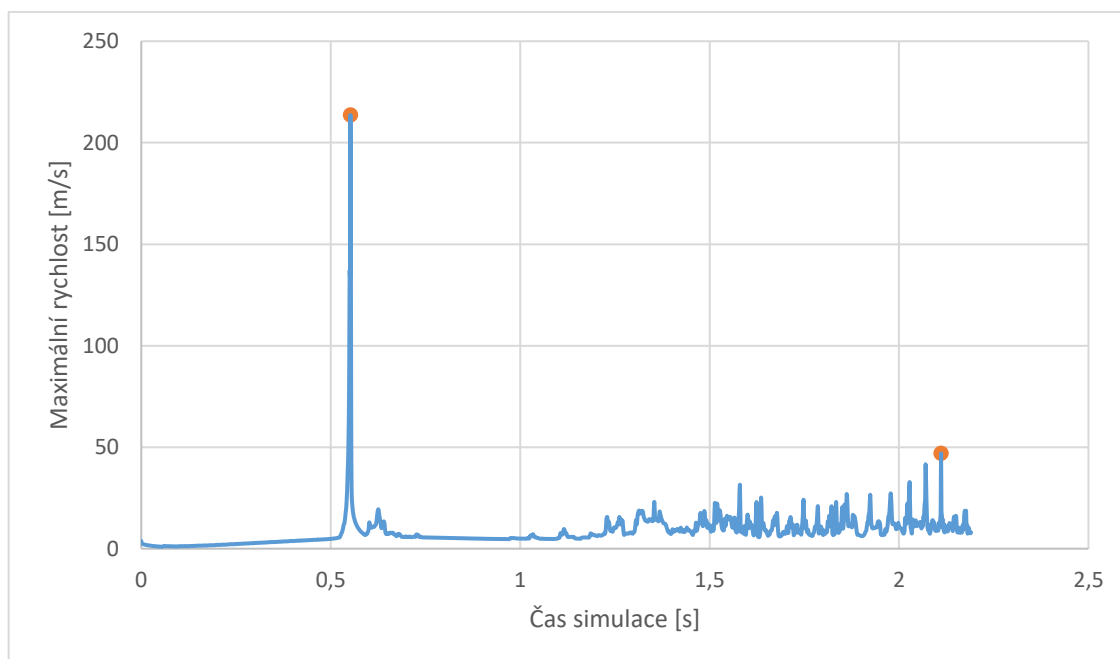


Obr. 38 – Průběh vážených reziduí během výpočtu

Samotný konvergenční proces spočíval v tom, že v každém časovém kroku je nutné dosáhnout uvedených kritérií konvergence. Jak je patrné z Obr. 38, kupříkladu rezidua rovnice energie byly po celou dobu pod hranicí 10^{-6} . Naopak z hlediska konvergence byly zpravidla problémy s rovnicí kontinuity, kdy v případě výskytu nestacionarity bylo nutné snížit časový krok, aby bylo dosaženo konvergentních kritérií.

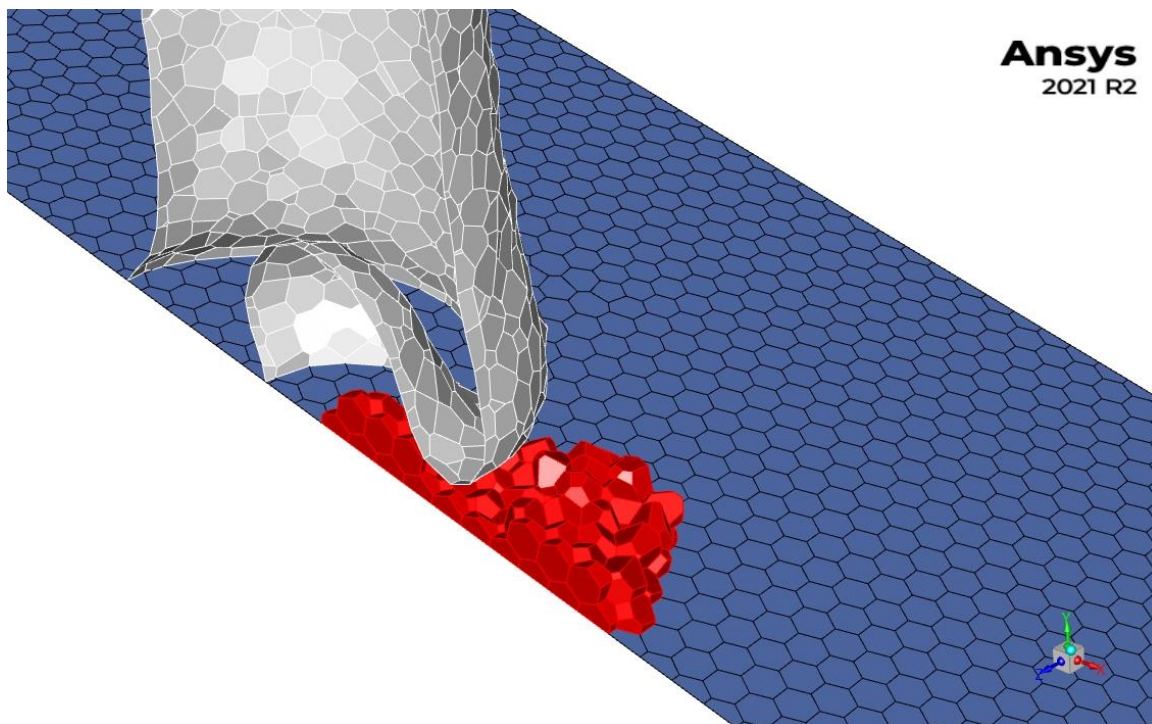
Při průběhu simulace bylo zároveň sledováno fyzikální chování modelu. Sledovány byly především maximální rychlosti v simulaci. V několika chvílích došlo k velmi nestacionárnímu nárůstu maximální rychlosti simulaci. Jelikož se jedná o model, kde jsou dvě velmi odlišné fáze s výrazným rozdílem teplot, tak byly vyzorovány nestacionarity z hlediska chování modelu VOF. K uvedeným

nestacionaritám docházelo právě na pomezí koria a atmosféry N_2 . Pro potřeby této práce byly vyznačeny dva body extrémních rychlostí a ty byly detailněji popsány.



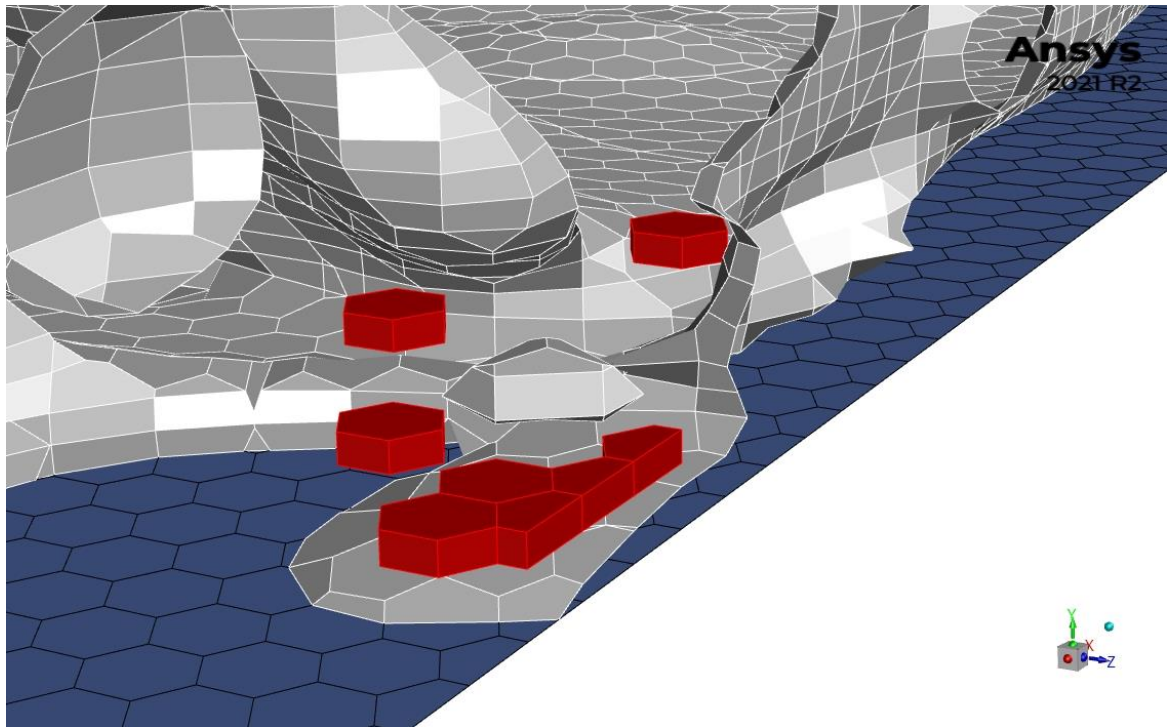
Obr. 39 – Graf maximální rychlosti

K velikému projevu nestacionarity maximální rychlosti dochází při dopadu nerušeného proudu koria na podlahu šachty reaktoru. Jelikož korium padá v poměrně velkém množství, tak se uprostřed dopadajícího proudu vytvořila bublina vyplněná atmosférou N_2 . V této bublině docházelo k ohřevu atmosféry a ve chvíli dopadání koria způsobila skokový vzrůst rychlosti. Bylo tak zapříčiněno především z toho důvodu, že se postupným dopadem omezoval prostor, kudy by mohla atmosféra uniknout. Zároveň dopadající korium má díky své hustotě a dopadání výraznou hybnost. Tudíž model VOF vyhodnotil, že atmosféře musí být poskytnuta vysoká rychlost, aby mohla uniknout. Na Obr. 40 je situace naznačena úniku atmosféry vykreslena. Červené buňky představují oblast atmosféry, kdy došlo k výraznému překročení rychlosti. Kritérium pro zobrazení buněk byla rychlost větší než 20 m/s.



Obr. 40 – 3D pohled na problematické buňky z hlediska maximální rychlosti – čas simulace 0,552 s

K dalším nestacionaritám z hlediska maximální rychlosti docházelo při dopadání koria na podlahu lapače, kdy se přes velmi dynamicky „vozili“ oblasti vyplněné korie. Docházelo tak k situacím, kdy se mohlo stát, že byla atmosféra uvězněná mezi dvěma vrstvami koria a vznikla bublina atmosféry obklopená korie. Z hlediska numerického výpočtu pak bylo vyhodnoceno, že vzduch musí uniknout z míst, které má být vyplněno korie, a tudíž mu byla udělena veliká rychlost. Zároveň zde mohlo docházet k nestacionaritě z důvodu toho, že mezifázové rozhraní koria a atmosféry N_2 , přecházelo přes hranice buněk ve velmi zkoseném směru.



Obr. 41 – 3D pohled na problematické buňky z hlediska maximální rychlosti – čas simulace 2,111 s

Jelikož při těchto výrazných skocích rychlosti nedošlo k divergenci úlohy a jelikož docházelo k těmto nestacionárním skokům rychlosti pouze ve velmi krátkých časových intervalech, bylo vyhodnoceno, že se jedná o nedostatky numerického modelu vícefázové proudění popsaného modelem VOF.

8.7 Výsledky výpočtů

V průběhu simulace dochází k velmi dynamickému jevu výtoku koria spojovací šachtou s následným rozlivem do samotného lapače koria. Výsledky jsou prezentovány především grafickým výstupem rozlivu koria a vznikajícím tepelným polem při rozlivu. Dále jsou výsledky prezentovány pomocí hodnoty celkové zalité plochy podlahy lapače koria.

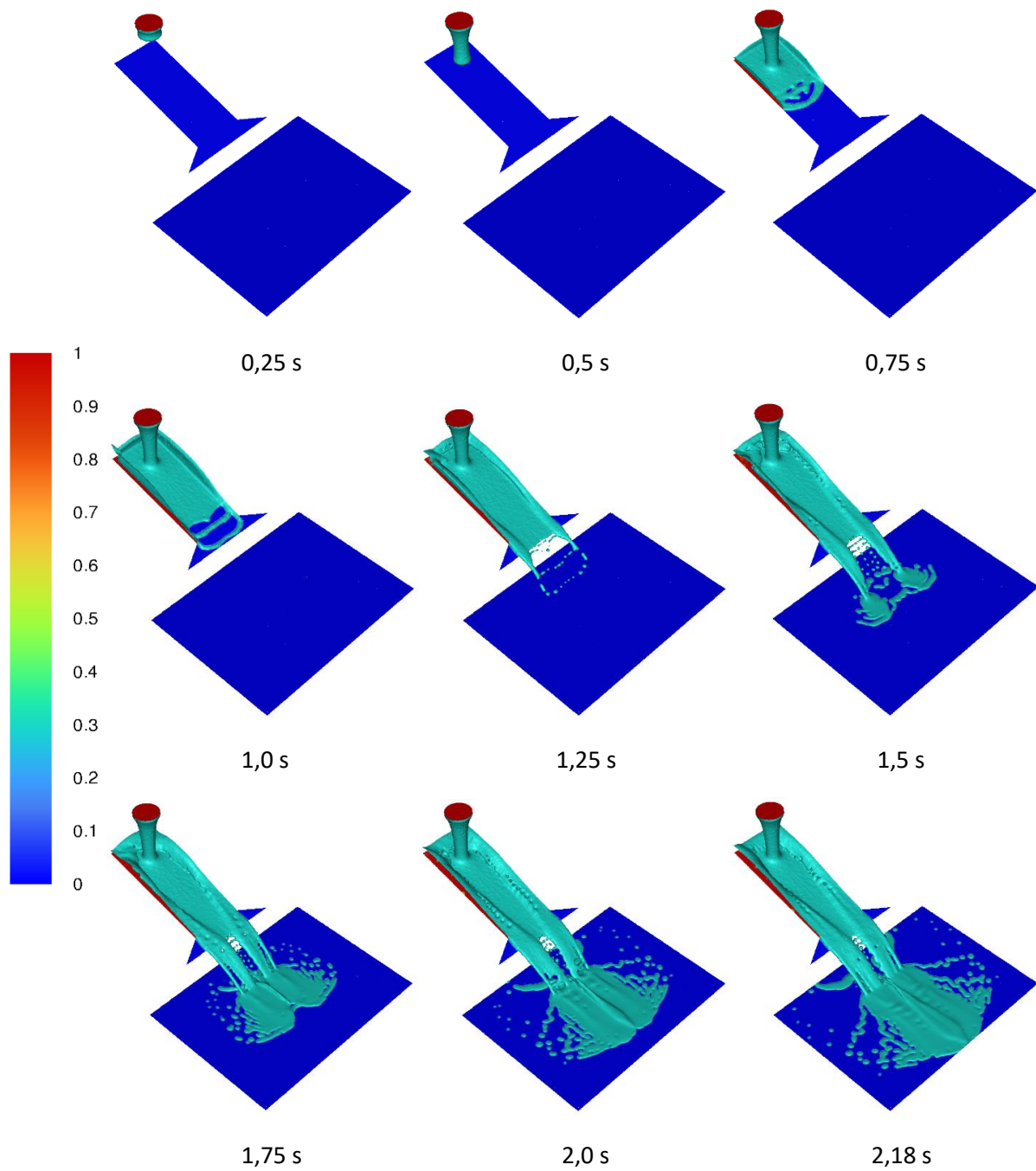
Grafický popis rozlivu koria byl vytvořen jako videosekvence od počátku protržení tavné zátky po dosažení okrajů výpočetní oblasti vytyčené na podlaze lapače koria. V tomto případě se jedná o časový úsek 0 až 2,18 s. Jedná se o numerický model, který má určitou definovanou síť, kde vzniká rozhraní mezi dvěma velmi odlišnými fázemi a materiály. Z toho důvodu bylo nutné vhodně zvolit objemový podíl koria pro vizualizaci rozlivu. Pro vizualizaci je možné zvolit různé podíly objemů. Podle zkušeností z předešlých prací [47] byly zvoleny varianty objemového podílu koria 0,3 a 0,7. Tyto hodnoty byly zvoleny jako dobrý kompromis mezi všemi variantami pro co nejlepší vizualizaci pohybu koria v řešené oblasti.

Z hlediska vizualizace rozlivu bylo možno použít zrcadlení poloviční symetrie. Pro celkové zlepšení vizualizace byly zobrazovány pouze plochy podlahy šachty, podlahy lapače koria a plochy vstupní oblasti. Dále byly vytvořeny isoplochy na daných úrovních (0,3 a 0,7) objemového podílu koria.

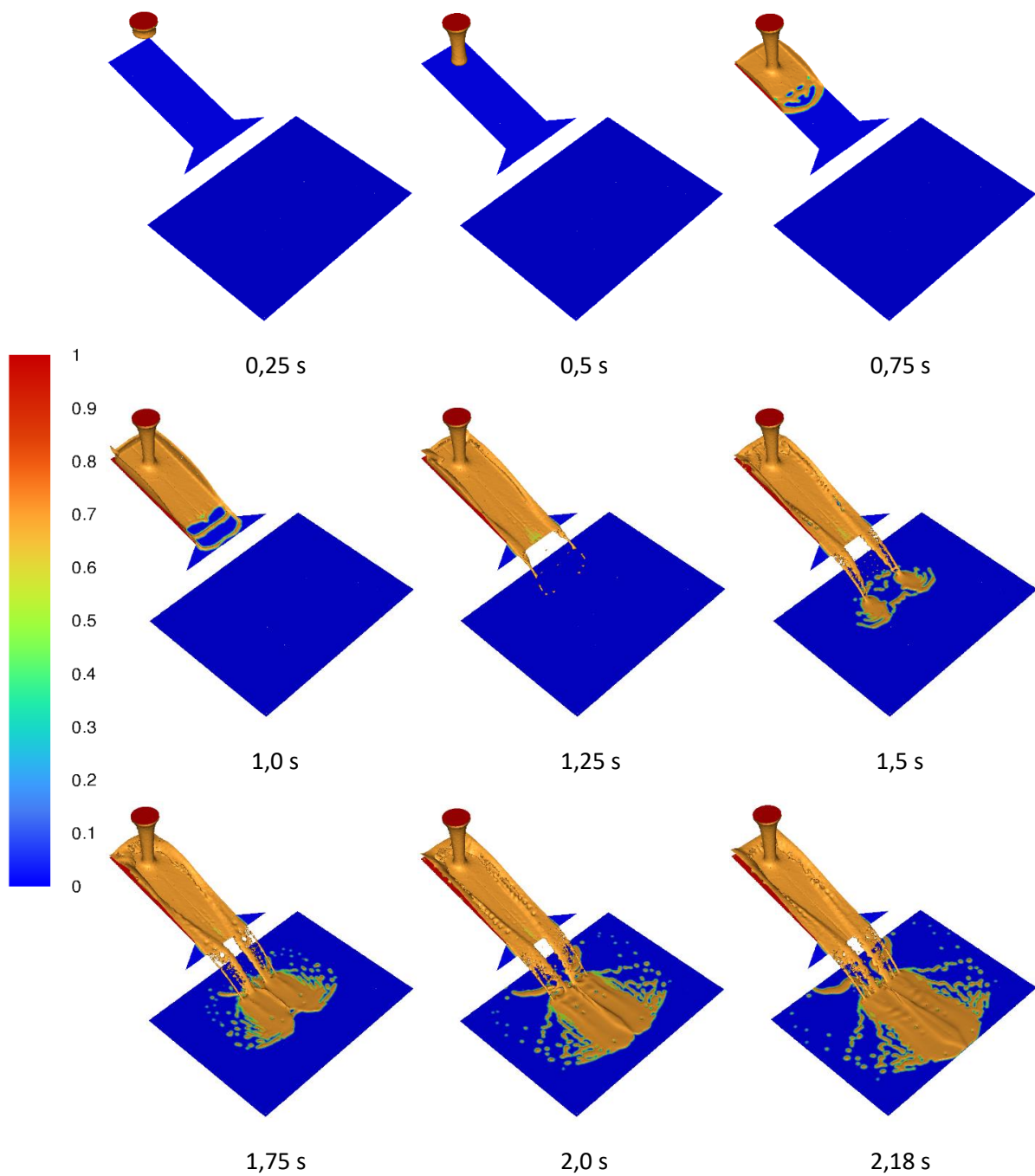
Vzhledem k použitému numerickému modelu VOF, kde jsou výrazná omezení z hlediska sledování jednotlivých fází, tak jedním ze sledovaných parametrů rychlosti rozlivu koria bylo vzato vznikající teplotní pole, které relativně dobře kopíruje plochu, kterou korium v čase vyplňuje na stěnách

a podlahách lapače koria. Zároveň sledování teplotního pole bylo použito ke kontrole, zda nedochází k nechtěným teplotním jevům v oblastech, kde se vůbec korium nenacházelo.

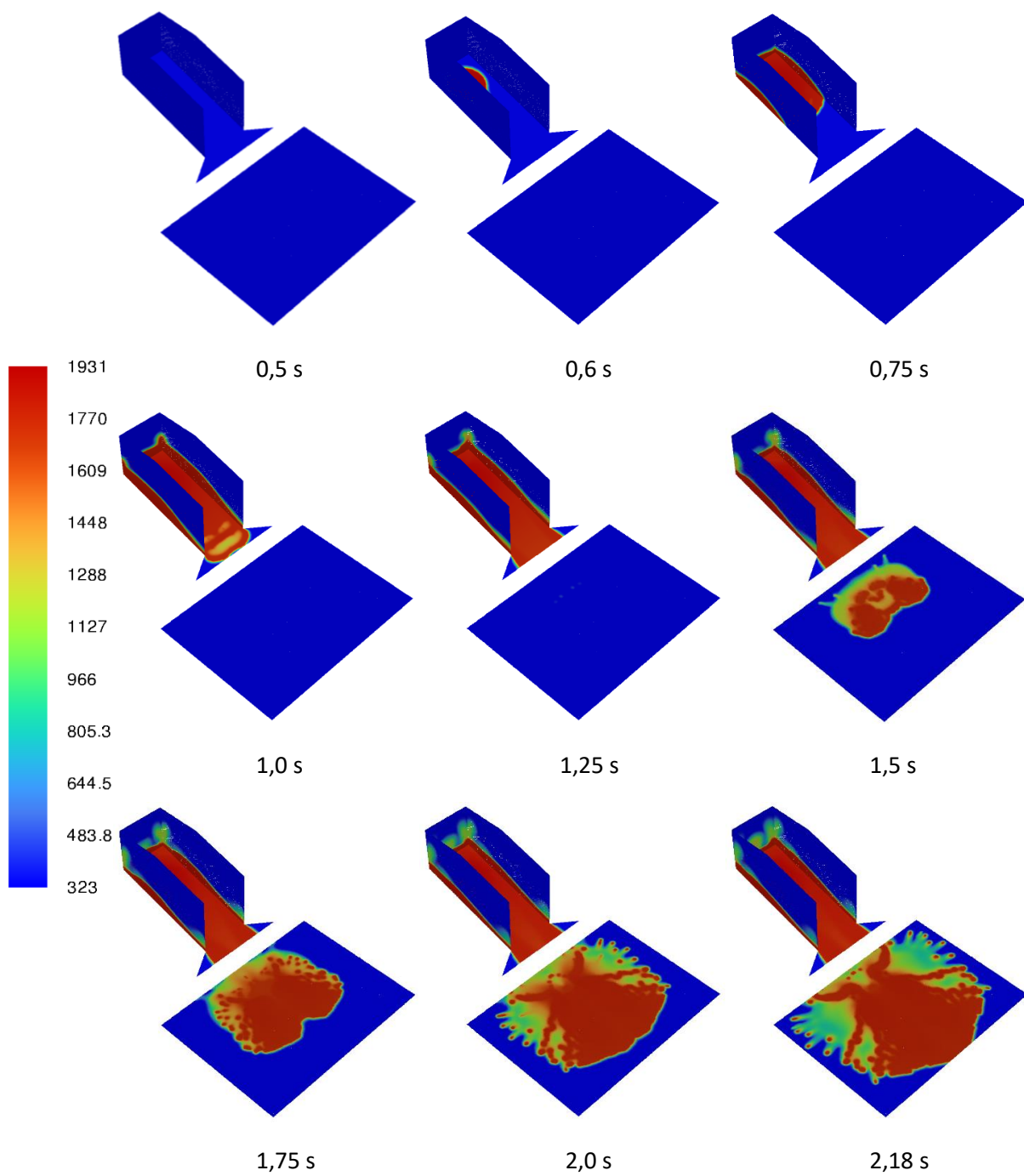
Pro detailnější popis rychlosti pohybu taveniny na podlaze lapače koria byl sledován časový průběh objemové frakce koria při rozlivu v řešené oblasti.



Obr. 42 – Časový průběh rozlivu koria pro 0,3 objemového podílu koria



Obr. 43 – Časový průběh rozlivu koria pro 0,7 objemového podílu koria

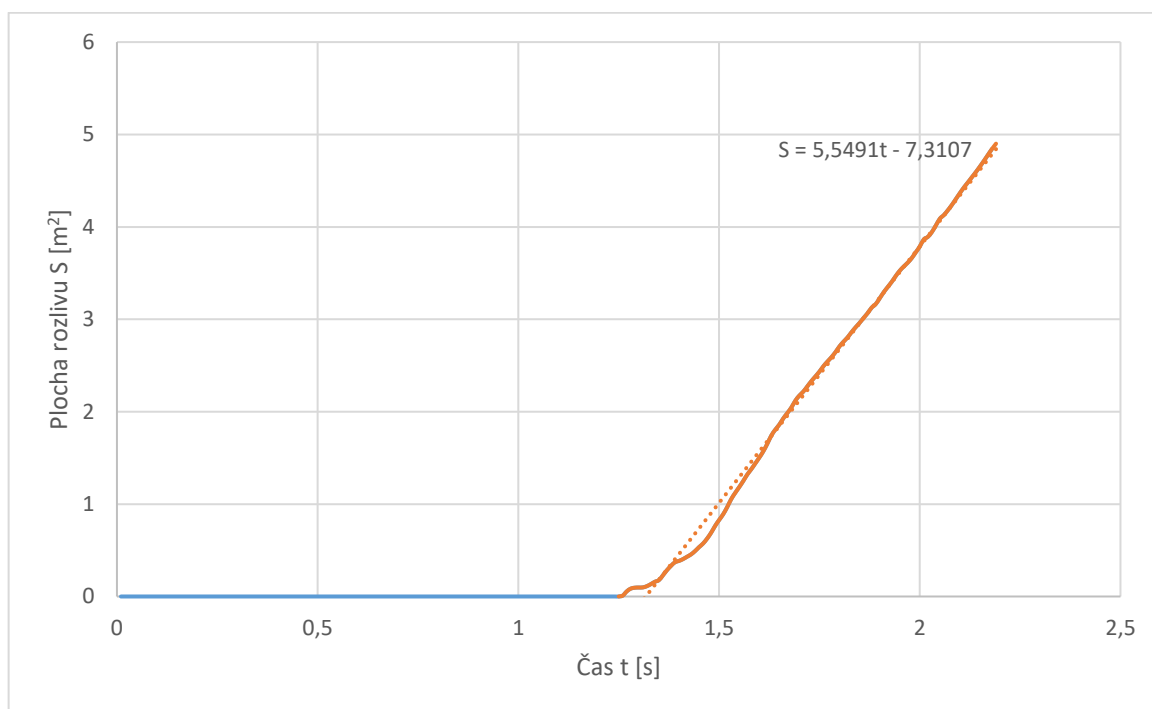


Obr. 44 – Časový průběh teplotního pole rozlivu koria, uvedené teploty ve stupních Kelvin

Graf rozlivu (Obr. 45) prezentuje celkovou zalitou plochu korium na samotné podlaze lapače koría. V simulovaném scénáři začíná korium na podlahu dopadat v čase 1,26 s. Díky jeho nízké dynamické viskozitě za vysokých teplot a vysoké hustotě taveniny dochází k poměrně rychlému rozlivu do směru X a Z. V čase 2,18 s se rozlité korium dotýká fiktivních stěn, které ohraničují výpočetní oblast. Na konci simulace korium zabírá plochu 4,84 m², což odpovídá 32 % celkové plochy zjednodušeného lapače koría, která činí 15,12 m². Celková plocha lapače koría reaktoru ALLEGRO činí 54,2 m². V čase 2,18 s zabírá korium celkem 8,9 % celkové plochy reálného lapače koría.

Tab. 11 – Rozliv koría na podlaze lapače koría

Doba rozlivu [s]	Plocha rozlivu [m ²]	Podíl ve zmenšeném modelu [%]	Podíl z celkové plochy lapače koría [%]
0 až 1,25	0	0	0
1,26	0,009	0,062	0,017
1,3	0,097	0,63	0,18
1,5	0,827	5,47	1,53
1,7	2,218	14,38	4,01
1,9	3,226	21,34	5,95
2,1	4,365	28,87	8,05
2,18	4,843	32,03	8,93



Obr. 45 – Graf plochy rozlivu koría na podlaze lapače koría

Do určité míry lze predikovat rozliv po celé ploše podlahy lapače koría. Tento odhad byl vytvořen sledováním trendu postupného rozlivu na podlaze lapače koría z výsledků simulace. Tento trend rozlivu byl aproximován rovnicí $S = 5,5491t - 7,3107$, do které byla dosazena celková plocha rozlivu 54,2 m². Čas, kdy dojde k rozlivu po celé ploše lapače koría, tedy byl vypočten na 12,33 s.

Je nutno podotknout, že se jedná o aproximaci, která se týká pouze ideální situace, kdy by pokračoval rozliv stejným trendem. Skutečná rychlost rozlivu by byla nižší, jelikož v simulaci nebyly zahrnuty dva významné děje odvodu tepla – radiace a ablace materiálů. Ty by pak měly vliv na zpomalení průběhu rozlivu vlivem toho, že by odvod tepla byl vyšší, teplota by klesala, a tedy stoupala by viskozita. Zároveň tento odhad předpokládá ideální rozliv do všech směrů na podlaze lapače koria. Již z výsledků je patrné, že největší směr rozlivu je do směru X a tudíž by opět došlo ke zpomalení průběhu rozlivu, jelikož by byla nejprve vyplněna plocha lapače ve směru X a až později vlivem odrazu od nejvzdálenější stěny by došlo k výraznějšímu rozlivu do směru Z.

Závěr

V teoretické části této práce byly popsány obecné poznatky o těžkých haváriích. Byly shrnuty a popsány historicky nejvýznamnější těžké havárie. Dále byla detailně popsána problematika vzniku koria, jeho vlastnosti a interakce s různými materiály v průběhu těžké havárie.

Rešerše byla dále zaměřena na popis systémů pro záchyt a stabilizaci taveniny, u kterých byly uvedeny různé koncepce omezování následků těžkých havárií s tavením aktivní zóny. Popsali jsme si dva hlavní principy záchytu a stabilizace taveniny, kterými jsou IVR a EVR. Jelikož je práce zaměřena především na EVR, tak zde bylo detailněji popsáno, jaké způsoby se používají u dvou hlavních zástupců koncepce EVR.

V rámci práce byly dále popsány základní charakteristiky navrhovaného reaktoru ALLEGRO, a jakým způsobem je u něj řešen záchyt a stabilizace taveniny.

Poslední část rešerše je zaměřena na popis systémových kódů pro popis těžkých havárií. Bylo popsáno jejich základní rozdělení a ve stručnosti byli popsáni hlavní zástupci těchto kódů.

Výpočetní část byla zaměřena na simulaci komplexního scénáře těžké havárie, který se zabývá vznikem a šířením koria v rámci záchytu taveniny reaktoru ALLEGRO. Tato část diplomové práce byla rozdělena na dvě po sobě jdoucí simulace, jejichž hlavním cílem bylo vysledovat průběh řešeného scénáře těžké havárie. Jedná se o komplexní úlohu problematiky těžké havárie spojené s protavením tlakové nádoby reaktoru a následným postupným přesunem taveniny až do lapače koria, kde má dojít k její stabilizaci a konečnému chlazení. Komplexní úlohu jako takovou bylo nutno rozdělit na dvě části, jelikož se v zásadě dějí dva odlišné děje.

První část řeší situaci, kdy došlo k protavení tlakové nádoby reaktoru a korium se z ní vylévá na podlahu reaktorové šachty. Simulace se především zabývá interakcí taveniny se dnem reaktorové šachty. První část byla popsána a vypočítána pomocí kódu MELCOR, který je primárně navržený na popis těžkých havárií a jejich průběh.

Hlavním cílem tohoto výpočtu bylo získání počátečních podmínek pro následující část v komplexní úloze. Součástí výpočtů bylo také ověření, zda tavná zátka umístěná ve dně reaktorové šachty vydrží po požadovaný čas, než dojde k výtoku co největšího množství koria z tlakové nádoby reaktoru.

Při úvaze daných rozměrů a materiálu bylo vyhodnoceno, že zátka je nedostačující a bylo by nutné provést buďto změny materiálů nebo změnit její rozměry.

Druhá část se zabývá navazující situací, kdy dojde k protržení tavné zátky umístěné ve dnu reaktorové šachty. Simulace se zabývá dynamickým rozlivem koria v lapači koria. Jelikož se v první fázi rozlivu jedná o velmi dynamický děj, tak pro tento výpočet byl zvolen program ANSYS Fluent. Cílem tohoto výpočtu byla simulace rozlivu koria po protržení tavné zátky, kdy následoval samotný výtok koria nejprve do spojovací šachty lapače koria a poté do samotného lapače koria.

V rámci výpočtu druhé části bylo nutné nejprve vytvořit vyhovující výpočetní síť. Výchozí geometrie pro tvorbu výpočetní sítě modelu vychází z výkresů geometrie lapače koria reaktoru ALLEGRO dodané od ÚJV Řež. Tato však byla nutná upravit a bylo přistoupeno na určitá zjednodušení. Zjednodušení z hlediska složitosti geometrie byly provedeny hlavně z důvodů předcházení problému s recirkulací atmosféry ohřáté od koria, a tudíž byly voleny pro co nejlepší možnou numerickou stabilitu.

Jelikož se jedná o velmi dynamický děj dvou velmi odlišných fází, bylo dále v rámci prvotních výpočtů přistoupeno ke zmenšení výpočetní oblasti, aby byla správně zachycena problematika dynamického rozlivu. Především tak bylo učiněno proto, že v rámci úvodních výpočtů bylo nutné ověřit, které modely a nastavení lze použít pro výpočet. Rozměry pro tvorbu objemové výpočetní sítě byly založeny na zkušenostech získaných z prací [46, 47], které byly následně ověřeny na testovacích úlohách.

V rámci testovacích úloh bylo zkoušení především dvou hlavních modelů pro popis vícefázového proudění. Jako nejvhodnější se pro tento druh úloh jeví modely Eulerian Multi-Fluid VOF a model Volume of Fluid. Pro první z těchto modelů se však v průběhu testování nepodařilo najít konvergentní řešení, které by bylo možné použít.

Pro získání funkčního modelu byl použit model Volume of Fluid. Ačkoliv se jedná o jednodušší model, kterým nelze rozdělit jednotlivé fáze, bylo vyhodnoceno, že pro potřeby popisu rozlivu je tento model dostačující a především více robustní z hlediska numerické stability. Zkoumání důvodů, proč nefungoval model Eulerian Multi-Fluid VOF bude analyzováno v navazujících pracích.

Simulace druhé části scénáře je tedy provedena pomocí vícefázového modelu Volume of Fluid. Průběh simulace a chování modelu VOF je popsáno v kapitole 8.6. Simulací byl získán popis rozlivu koria po protržení tavné zátky. Podařilo se tak získat první stabilní model rozlivu koria, na kterém lze v budoucnu postupně testovat, a přidávat složitější chování a vlastnosti modelu. Těmi je myšleno především nahrazení všech použitých zjednodušení v této práci, které byly uvedeny v kapitole 8.5. Tento vytvořený model lze použít jako vhodný základ pro tvorbu modelu, který bude schopen simulovat rozliv po celé ploše podlahy skutečného modelu lapače koria. Zároveň však tento námi vytvořený model lze použít k predikci, jak dlouho by trval rozliv koria po celé ploše lapače.

Výsledky této práce byly zpracovány formou vizualizace rozlivu ve zjednodušeném lapači koria. Pro detailnější popis rozlivu byl sledován časový průběh objemové frakce koria při rozlivu v řešené oblasti. V rámci výsledků byl také odhadnut čas, po jehož uplynutí by došlo k rozlití koria po celé ploše lapače koria. Tato doba byla odhadnuta na 12,33 s.

Na základě dosažených výsledků se očekává postupné zkvalitňování simulace řešeného scénáře. Jedná se např. o rozšíření řešené oblasti nebo zapojení dalších numerických modelů (model radiace, odvod tepla pomocí ablace apod.). Jelikož projekt ALLEGRO je stále aktivně běžící projekt, na získaná data v rámci této diplomové práce budou navazovat další práce a projekty.

Pomocí získaného modelu je dále možné verifikovat variantu s použitím modelu Eulerian Multi-Fluid VOF. Tu bude v budoucích pracích nutné použít, jelikož pomocí ní lze lépe sledovat chování jednotlivých fází a jelikož jedním z vytyčených budoucích cílů je simulace rozlivu koria, u kterého budou segregované vrstvy koria na oxidickou a metalickou vrstvu, a tudíž bude co nejbližší realitě z hlediska vlastností koria. V rámci následných pokročilých prací budou dále analyzovány a hodnoceny možnosti zahrnutí jevů ablace a tvorby krusty.

Přestože v této práci byl vytvořen a použit zjednodušený model řešeného scénáře těžké havárie, tak poznatky z této práce a především získané zkušenosti mohou být uplatněny v dalších, složitějších výpočtech dané problematiky v navazující dizertační práci.

Seznam použité literatury

- [1] Zákon č. 263/2016 Sb. Atomový zákon, Část První, Hlava I, Díl 2, § 4, 2a
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Safety of Nuclear Power Plants: Specific Safety Requirements. [online]. Vienna: IAEA, 2016 [vid. 2022-05-21]. ISBN 978-92-0-109315-8. Dostupné z: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1715web-46541668.pdf>
- [3] WENDRA RHWG. Report WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors 2020 [online]. B.m.: Western European Nuclear Regulators Association. 17. únor 2021 [vid. 2022-05-21]. Dostupné z: https://www.wenra.eu/sites/default/files/publications/wenra_safety_reference_level_for_existing_reactors_2020.pdf
- [4] JACQUEMAIN, Didier. Nuclear power reactor core melt accidents: current state of knowledge [online]. Les Ulis: EDP sciences, 2015 [vid. 2021-07-16]. Science and technology series. ISBN 978-2-7598-1835-8. Dostupné z: https://www.edp-open.org/images/stories/books/fulldl/Nuclear_Power_Reactor_Core_Melt_Accidents.pdf
- [5] SEHGAL, Bal Raj, ed. Nuclear safety in light water reactors: severe accident phenomenology. 1st ed. Amsterdam ; Boston: Elsevier/Academic Press, 2012. ISBN 978-0-12-388446-6.
- [6] NRC OFFICE OF PUBLIC AFFAIRS. Backgrounder - Three Mile Island Accident [online]. B.m.: USNRC. 2018 [vid. 2022-05-17]. Dostupné z: <https://www.nrc.gov/docs/ML0402/ML040280573.pdf>
- [7] USSR STATE COMMITTEE ON THE UTILIZATION OF ATOMIC ENERGY. THE ACCIDENT AT THE CHERNOBYL' NUCLEAR POWER PLANT AND ITS CONSEQUENCES [online]. 1986 [vid. 2021-06-10]. Dostupné z: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/18/001/18001971.pdf?r=1
- [8] DANA DRÁBOVÁ a ET AL. Patnáct let od havárie Černobyly - důsledky a poučení [online]. Praha: SÚJB, 2001 [vid. 2022-05-17]. Dostupné z: https://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/dokumenty/15let_od_havarie_Cernobyly.pdf
- [9] KIGER, Patrick J. Chernobyl's Elephant's Foot Is a Toxic Mass of Corium. howstuffworks [online]. 7 2021 [vid. 2022-05-17]. Dostupné z: <https://science.howstuffworks.com/chernobyl-elephants-foot.htm>
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, ed. The Fukushima Daiichi accident. Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency, 2015. STI/PUB. ISBN 978-92-0-107015-9.
- [11] 10 Years of Fukushima Part 3: Dismantling. Global Research for Safety [online]. 25. únor 2021 [vid. 2021-11-08]. Dostupné z: <https://web.archive.org/web/20210225205505/https://www.grs.de/en/news/10-Years-Fukushima-Part-3-Dismantling>

- [12] THE ASAHI SHIMBUN. 40-year cleanup goal at nuclear plant in doubt from the start [online]. 2021 [vid. 2021-11-08].
Dostupné z: <https://www.asahi.com/ajw/articles/14232870>
- [13] SEILER, J.M. Viscosities of corium–concrete mixtures. *Nuclear Engineering and Design*. 1997, **178**, 259–268.
- [14] FRID, W., F. HÖJERUP, I. LINDHOLM, J. MIETTINEN, L. NILSSON, E.K. PUSKA a H. SJÖVALL. Severe accident recriticality analyses (SARA). *Nuclear Engineering and Design* [online]. 2001, **209**(1–3), 97–106. ISSN 00295493.
Dostupné z: doi:10.1016/S0029-5493(01)00392-2
- [15] WAKABAYASHI, Toshio, Makoto TAKAHASHI, Naoyuki TAKAKI, Yoshiaki TACHI a Mari YANO. Conceptual Study on Recriticality Prevention Core Having Duplex Pellets with Neutron Absorber in Outer Core in a Fast Reactor. *Science and Technology of Nuclear Installations* [online]. 2019, **2019**, 1–6. ISSN 1687-6075, 1687-6083. Dostupné z: doi:10.1155/2019/2753789
- [16] JACQUEMAIN, Didier, Didier VOLA, Renaud MEIGNEN, Jean-Michel BONNET, Florian FICHOT, Emmanuel RAIMOND a Marc BARRACHIN. Past and Future Research at IRSN on Corium Progression and Related Mitigation Strategies in a Severe Accident. *Nuclear Technology* [online]. 2016, **196**(2), 161–174. ISSN 0029-5450, 1943-7471. Dostupné z: doi:10.13182/NT16-13
- [17] FARMER, Mitchell T., Dennis J. KILSDONK a AESCHLIMANN, ROBERT W. CORIUM COOLABILITY UNDER EX-VESSEL ACCIDENT CONDITIONS FOR LWRs. *Nuclear Engineering and Technologist* [online]. 2009, **41**(5), 575–602. ISSN 1738-5733(pISSN) / 2234-358X(eISSN).
Dostupné z: doi:<https://doi.org/10.5516/NET.2009.41.5.575>
- [18] FISCHER, Manfred, Sevostian V. BECHTA, Vladimir V. BEZLEPKIN, Ryoichi HAMAZAKI a Alexei MIASSOEDOV. Core Melt Stabilization Concepts for Existing and Future LWRs and Associated Research and Development Needs. *Nuclear Technology* [online]. 2016, **196**(3), 524–537. ISSN 0029-5450, 1943-7471.
Dostupné z: doi:10.13182/NT16-19
- [19] SEVÓN, Tuomo. Molten core: concrete interactions in nuclear accidents ; theory and design of an experimental facility [online]. Espoo: VTT, 2005 [vid. 2021-07-16]. ISBN 978-951-38-6744-7.
Dostupné z: https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:37060884
- [20] TUOMISTO, Harri. OVERVIEW OF IN-VESSEL RETENTION ISSUES AND THE ROLE OF RASPLAV AND MASCA PROJECTS. In: MASCA Seminar 2004 [online]. 2004 [vid. 2021-06-10]. Dostupné z: https://oecd-nea.org/nsd/workshops/masca2004/oc/papers/FIN_Tuomisto.doc
- [21] JUNGJAE LEE a ET AL. Overview of Ex-Vessel Cooling Strategies and Perspectives [online]. B.m.: Korea Institute of Nuclear Safety. 2017.
Dostupné z: https://www.kns.org/files/pre_paper/37/17S-854%EC%9D%B4%EC%A0%95%EC%9E%ACI.pdf

- [22] ZVONAREV, Yu. Analytical and Experimental Studies for Core Catcher Development. In: Seminar with Vietnamese experts [online]. Moscow, NRC „Kurchatov Institute". 9. prosinec 2013 [vid. 2021-10-19]. Dostupné z: https://www.slideshare.net/psa_eps/vver-core-catcher
- [23] MA, Weimin, Yidan YUAN a Bal Raj SEHGAL. In-Vessel Melt Retention of Pressurized Water Reactors: Historical Review and Future Research Needs. Engineering [online]. 2016, **2**(1), 103–111. ISSN 20958099. Dostupné z: doi:10.1016/J.ENG.2016.01.019
- [24] ZVONAREV, Yu. A., D. F. TSURIKOV, V. L. KOBZAR, A. M. VOLCHEK, N. P. KISELEV, V. F. STRIZHOV, A. S. FILIPPOV a E. V. MOISEENKO. Numerical analysis of core catcher efficiency for VVER-1200. Physics of Atomic Nuclei [online]. 2011, **74**(13), 1845–1853. ISSN 1063-7788, 1562-692X. Dostupné z: doi:10.1134/S1063778811130084
- [25] FISCHER, Manfred. The Core Melt Stabilization Concept of the EPR and Its Experimental Validation. In: 14th International Conference on Nuclear Engineering: Volume 5: Safety and Security; Low Level Waste Management, Decontamination and Decommissioning; Nuclear Industry Forum [online]. Miami, Florida, USA: ASMEDC, 2006, s. 25–34 [vid. 2021-06-17]. ISBN 978-0-7918-4246-1. Dostupné z: doi:10.1115/ICONE14-89088
- [26] LAAKSONEN, Jukka. Key safety features of the VVER-1200, based on the Russian regulatory requirements. In: 1st NNR Regulatory Information Conference [online]. B.m. 5. 10 2016 [vid. 2021-07-09]. Dostupné z: <http://www.nnr.co.za/wp-content/uploads/2016/10/07.1-Pres-ROSATOM-VVER-reactor.pdf>
- [27] KOMLEV, Andrei A., Vyacheslav I. ALMJASHEV, Sevostian V. BECHTA, Vladimir B. KHABENSKY, Vladimir S. GRANOVSKY a Victor V. GUSAROV. New sacrificial material for ex-vessel core catcher. Journal of Nuclear Materials [online]. 2015, **467**, 778–784. ISSN 00223115. Dostupné z: doi:10.1016/j.jnucmat.2015.10.035
- [28] BĚLOVSKÝ, Ladislav. THE ALLEGRO EXPERIMENTAL GASCOOLED FAST REACTOR PROJECT. In: GEN IV International Forum [online]. ÚJV Řež. 20. květen 2019 [vid. 2021-07-16]. Dostupné z: https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2019-03/geniv_template-dr_ladislav_belovsky_final_3-20-19.pdf
- [29] KVIKZDA, Boris, Petr VÁCHA a ET AL. ALLEGRO Gas-cooled Fast Reactor (GFR) demonstrator thermal hydraulic benchmark. Nuclear Engineering and Design [online]. 2019, **345**, 47–61. ISSN 00295493. Dostupné z: doi:10.1016/j.nucengdes.2019.02.006
- [30] VÁCHA, Petr a Branislav HATALA. ALLEGRO PROJECT OVERVIEW. In: SNETP Forum [online]. Online. 4. 2 2021 [vid. 2021-05-18]. Dostupné z: https://snetp.eu/wp-content/uploads/2021/02/Presentation_Branislav-Hatala-Petr-Vacha.pdf

- [31] FARMER, M. T. The MELTSPREAD Code for Modeling of Ex-Vessel Core Debris Spreading Behavior [online]. ANL--18/30, 1483992. 2018 [vid. 2022-04-29].
Dostupné z: doi:10.2172/1483992
- [32] FARMER, M. T. The CORQUENCH Code for Modeling of Ex-Vessel Corium Coolability under Top Flooding Conditions [online]. ANL--18/22, 1483840. 2018 [vid. 2022-05-18]. Dostupné z: doi:10.2172/1483840
- [33] MANSCHEK, W. The SIMMER-III and SIMMER-IV Code Family: 2-D and 3-D Mechanistic Simulation Tools for Reactor Transients and Accidents [online]. B.m.: Institute for Nuclear and Energy Technologies. 2003 [vid. 2022-04-29].
Dostupné z: https://www.researchgate.net/publication/228363832_The_SIMMER-III_and_SIMMER-IV_Code_Family_2-D_and_3-D_Mechanistic_Simulation_Tools_for_Reactor_Transients_and_Accidents
- [34] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Status and evaluation of severe accident simulation codes for water cooled reactors. [online]. 2019 [vid. 2022-05-05]. ISBN 978-92-0-102919-5.
Dostupné z: <https://www.iaea.org/publications/13536/status-and-evaluation-of-severe-accident-simulation-codes-for-water-cooled-reactors>
- [35] CHATELARD, P., N. REINKE, S. ARNDT, S. BELON, L. CANTREL, L. CARENINI, K. CHEVALIER-JABET, F. COUSIN, J. ECKEL, F. JACQ, C. MARCHETTO, C. MUN a L. PIAR. ASTEC V2 severe accident integral code main features, current V2.0 modelling status, perspectives. Nuclear Engineering and Design [online]. 2014, **272**, 119–135. ISSN 00295493. Dostupné z: doi:10.1016/j.nucengdes.2013.06.040
- [36] HUMPRIES, Larry a Randall O. GAUNTT. MELCOR 2.2 SEVERE ACCIDENT ANALYSIS CODE – CURRENT STATUS AND PLANS FOR FUTURE [online]. B.m.: Sandia National Laboratories. 2018 [vid. 2022-05-18].
Dostupné z: <https://www.osti.gov/servlets/purl/1513446>
- [37] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE. Use of Modular Accident Analysis Program (MAAP) in Support of Post-Fukushima Applications [online]. B.m.: Electric Power Research Institute. 24. červen 2013 [vid. 2022-05-18].
Dostupné z: <https://www.epri.com/research/products/3002001785>
- [38] ŠADEK, Siniša, Davor GRGIĆ a Zdenko ŠIMIĆ. Application of ASTEC, MELCOR, and MAAP Computer Codes for Thermal Hydraulic Analysis of a PWR Containment Equipped with the PCFV and PAR Systems. Science and Technology of Nuclear Installations [online]. 2017, **2017**, 1–16. ISSN 1687-6075, 1687-6083.
Dostupné z: doi:10.1155/2017/8431934
- [39] GESELLSCHAFT FÜR ANLAGENUND REAKTORSICHERHEIT. ATHLET 3.2 Program Overview [online]. B.m.: GRS. 2019 [vid. 2022-04-29].
Dostupné z: https://user-codes.grs.de/sites/default/files/athlet_3.2_overview.pdf
- [40] WIELENBERG, A., L. LOVASZ a ET AL. Recent improvements in the system code package AC2 2019 for the safety analysis of nuclear reactors. Nuclear Engineering and Design [online]. 2019, **354**, 110211. ISSN 00295493.
Dostupné z: doi:10.1016/j.nucengdes.2019.110211

- [41] HUMPRIES, L.L. MELCOR Computer Code Manuals Vol. 1: Primer and Users' Guide. B.m.: Sandia National Laboratories. 2017
- [42] KOTOUČ, Miroslav. Odborná konzultace. ÚJV Řež. 2022
- [43] HAYNES, William M. CRC handbook of chemistry and physics: a ready-reference book of chemical and physical data. 2014. ISBN 978-1-4822-0867-2.
- [44] QU, Yingxia a ET AL. Thermal Decomposition Behaviour of Fine Iron Ore Particles. ISIJ International [online]. 2014, **54**(10), 2196–2205. ISSN 0915-1559, 1347-5460. Dostupné z: doi:10.2355/isijinternational.54.2196
- [45] CALEX ELECTRONICS LIMITED. Emissivity Table [online]. B.m.: Calex Electronics Limited. 2015 [vid. 2022-05-05]. Dostupné z: <https://www.calex.co.uk/site/wp-content/uploads/2015/07/emissivity-tables.pdf>
- [46] ZÁCHA, Pavel, Václav ŽELEZNÝ, a GUK CHOL JUN. CFD model rozlivu koria v šachtě reaktoru JE Temelín. Výzkumná zpráva. 12115-JE/2019/01. Praha: ČVUT v Praze. 2019.
- [47] ZÁCHA, Pavel, Václav ŽELEZNÝ, a GUK CHOL JUN. CFD modely rozlivu a chlazení koria v šachtě reaktoru JE Temelín. Výzkumná zpráva. 12115-JE/2020/01. Praha: ČVUT v Praze. 2020.
- [48] ZÁCHA, Pavel a Václav ŽELEZNÝ. Validační úlohy rozlivu taveniny kódem ANSYS Fluent, příprava modelů pro JE Temelín pro rozliv v suchém prostoru. Výzkumná zpráva. 12115-JE/2018/01. Praha: ČVUT v Praze. 2018.
- [49] Datové soubory řešeného scénáře z kódu CORQUENCH 4.01. B.m.: ÚJV Řež, a.s. 2022.
- [50] JAPAN ATOMIC ENERGY AGENCY. Thermodynamic database for nuclear fuels and reactor materials - Thermodynamic Data - Fe₂O₃ [online]. B.m.: Japan Atomic Energy Agency. [vid. 2022-05-05]. Dostupné z: <https://thermodb.jaea.go.jp/data/en/td/Fe2O3.html>
- [51] MASDEU, Francesc a Joan ET AL. Effect of Iron (III) Oxide Powder on Thermal Conductivity and Diffusivity of Lime Mortar. Materials [online]. 2021, **14**(4), 998. ISSN 1996-1944. Dostupné z: doi:10.3390/ma14040998
- [52] IN-SOO YE a ET AL. NUMERICAL INVESTIGATION OF THE SPREADING AND HEAT TRANSFER CHARACTERISTICS OF EX-VESSEL CORE MELT. Nuclear Engineering and Technology [online]. 2013, **45**(1), 21–28. Dostupné z: doi:<http://dx.doi.org/10.5516/NET.03.2012.011>