

**ČESKÉ VYSOKÉ
UČENÍ TECHNICKÉ
V PRAZE**

**FAKULTA
STROJNÍ**



**BAKALÁŘSKÁ
PRÁCE**

2024

**TOMÁŠ
HOPPE**

I. OSOBNÍ A STUDIJNÍ ÚDAJE

Příjmení: **Hoppe** Jméno: **Tomáš** Osobní číslo: **501492**
Fakulta/ústav: **Fakulta strojní**
Zadávací katedra/ústav: **Ústav energetiky**
Studijní program: **Teoretický základ strojního inženýrství**
Studijní obor: **bez oboru**

II. ÚDAJE K BAKALÁŘSKÉ PRÁCI

Název bakalářské práce:

Těžké havárie na lehkovodných jaderných reaktorech s protavením tlakové nádoby reaktoru

Název bakalářské práce anglicky:

Severe accidents at light water reactors with reactor pressure vessel melt-through

Pokyny pro vypracování:

Těžké havárie, tj. havárie na jaderných reaktorech spojené s tavením aktivní zóny, sice patří mezi hypotetické případy s četností výskytu menší než 10⁻⁶ na reaktor za rok, ovšem jejich dopad na životní prostředí může být významný. Z toho důvodu je věnována velká pozornost jednak zodolňování stávajících jaderných bloků a jednak projektování nových jaderných bloků tak, aby těžké havárie byly buď vyloučeny či zvládnuty bez dopadu na zdraví obyvatel.

Cílem této bakalářské práce je shrnout fyzikální, chemické a jiné zásadní jevy doprovázející rozvoj těžké havárie, popsat základní strategie lokalizace roztavené aktivní zóny (tzv. koria) vně tlakové nádoby reaktoru a s využitím vybraného výpočetního nástroje spustit a vyhodnotit sekvenci těžké havárie.

Bakalářská práce bude zahrnovat následující body:

- 1) Rešerše fenomenologie těžkých havárií: klasifikace havárií, možné postulované iniciační události, rozvoj degradace aktivní zóny, protavení reaktorové nádoby a chování koria v kontejnmentu.
- 2) Popis základních strategií pro zvládnutí (tj. uchlazení) koria na dně kontejnmentu po protavení reaktorové nádoby.
- 3) Přehled možností numerické simulace rozvoje těžké havárie: typy výpočetních kódů (integrální vs. mechanistické), přehled nejpoužívanějších výpočetních kódů obou zmíněných typů se shrnutím jejich charakteristických vlastností. Zaměřen se na kódy počítající rozliv/uchladitelnost koria v kontejnmentu jaderné elektrárny (MELTSPREAD, CORQUENCH).
- 4) Spuštění výpočtu sekvence těžké havárie na základě připraveného vstupního modelu jaderné elektrárny s reaktorem VVER-1000 pro kód MELCOR, a to až do fáze relokace koria na dno kontejnmentu. Vyhodnocení (ve formě grafů či 2D snímků) nejdůležitějších veličin charakterizujících rozvoj uvažované těžké havárie.

Seznam doporučené literatury:

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.
JACQUEMAIN, Didier. Nuclear power reactor core melt accidents: current state of knowledge . Les Ulis: EDP sciences, 2015. Science and technology series. ISBN 978-2-7598-1835-8
HUMPRIES, L.L. MELCOR Computer Code Manuals Vol. 1: Primer and Users' Guide. B.m.: Sandia National Laboratories. 2017

Jméno a pracoviště vedoucí(ho) bakalářské práce:

Ing. Jan Komrška ústav energetiky FS

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

Datum zadání bakalářské práce: **12.04.2024** Termín odevzdání bakalářské práce: **03.06.2024**

Platnost zadání bakalářské práce: **31.12.2025**

Ing. Jan Komrška
podpis vedoucí(ho) práce

prof. Ing. Michal Kolovratník, CSc.
podpis vedoucí(ho) ústavu/katedry

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

III. PŘEVZETÍ ZADÁNÍ

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

Datum převzetí zadání

Podpis studenta

Čestné prohlášení

Prohlašuji, že jsem svou bakalářskou práci vypracoval samostatně s použitím pramenů a literatury uvedených v seznamu literatury.

V Praze dne

.....

Tomáš Hoppe

Anotační list

Jméno autora:	Tomáš Hoppe
Název BP:	Těžké havárie na lehkovodních jaderných reaktorech s protavením tlakové nádoby reaktoru
Anglický název:	Severe accidents at light water reactors with reactor pressure vessel melt-through
Akademický rok:	2023/24
Ústav/Odbor:	Ústav energetiky
Vedoucí BP:	Ing. Jan Komrska
Bibliografické údaje:	Počet stran: 67 Počet obrázků: 33 Počet tabulek: 5 Počet příloh: 0
Klíčová slova:	Těžká havárie, korium, MELCOR
Keywords:	Severe accident, corium, MELCOR
Anotace:	Bakalářská práce se zabývá problematikou těžkých havárií lehkovodních jaderných reaktorů, a to až do fáze protavení tlakové nádoby reaktoru. Teoretická část práce se zabývá fenomenologií těžkých havárií. Praktická část práce je věnována konkrétnímu scénáři těžké havárie reaktoru VVER-1000. Simulace scénáře byla provedena ve výpočetním kódu MELCOR. Získaná data byla zpracována graficky.
Abstract:	This bachelor's thesis explores phenomenology of severe accidents in light water reactors, delving into the potential for reactor pressure vessel melt-through. The theoretical section provides a comprehensive overview of severe accident phenomenology, while the practical section focuses on a specific severe accident scenario involving a VVER-1000 reactor. The scenario was simulated using the MELCOR computational code, and the resulting data was processed and presented graphically.

Poděkování

Tímto děkuji Ing. Janu Komrskovi a Ing. Miroslavu Kotoučovi, Ph.D., za ochotu, trpělivost, vstřícnost a odborné rady, které mi pomohly při vypracování této bakalářské práce.

Dále chci poděkovat Bc. Sáře Ryvolové za pomoc s jazykovou korekturou a své rodině za podporu při psaní této práce.

Obsah

Úvod.....	12
1 Těžké havárie s tavením aktivní zóny	14
1.1 Three Mile Island	14
1.2 Černobyl.....	15
1.3 Fukušima Daiči	17
1.4 Shrnutí výše popsaných havárií	20
2 Jaderná bezpečnost	20
2.1 INES.....	21
2.2 Stavby jaderných elektráren	24
3 Termohydraulické procesy při rozvoji těžké havárie	28
3.1 Oxidace aktivní zóny	28
3.2 Ztráta geometrie aktivní zóny.....	29
3.3 Systémy pro zmenšení následků havárií.....	33
4 Korium	34
4.1 Zdroje tepla v koriu.....	35
4.2 Rekritičnost koria.....	36
4.3 Stratifikace koria.....	36
4.4 Interakce roztaveného koria a betonu	37
4.5 Šíření koria	38
5 Výpočetní nástroje.....	42
5.1 Mechanistické kódy	42
5.2 Integrované kódy	42
5.3 CFD.....	45
6 Výpočtová část.....	45
6.1 Parametry a nodalizace scénáře.....	46
6.2 Sledované parametry.....	48
6.3 Výsledky	49
Závěr	62
Seznam literatury.....	64

Seznam zkratek

AOO	Anticipated Operational Occurrences (abnormální provoz)
ASTEC	Accident Source Term Evaluation Code
AZ	aktivní zóna
CCFL	Counter Current Flooding Limit (limit protiproudého zaplavení)
CFD	Computational Fluid Dynamics (numerická dynamika tekutin)
COR	Core (balíček MELCORu)
CVH	Control Volume Hydrodynamics (balíček MELCORu)
DBA	Design Basis Accidents (základní projektová nehoda)
DEC	Design Extention Conditions (rozšířené projektové podmínky)
DiD	Defence in Depth (ochrana do hloubky)
DSK	Dolní Směšovací Komora
ECCS	Emergency Core Cooling System (systém nouzového chlazení aktivní zóny)
EDF	Électricité de France
ERVC	Ex-Reactor Vessel Cooling (vnější chlazení reaktorové nádoby)
EVR	Ex-Vessel Retention (zadržení taveniny mimo nádobu reaktoru)
HPCI	High-Pressure Coolant Injection (vysokotlaky systém doplňování chladiva)
HS	Heat Structure (balíček MELCORu)
CHF	Critical Heat Flux (kritický tepelný tok)
INES	International Nuclear Event Scale (mezinárodní stupnice závažnosti nehod na jaderných zařízeních)
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire
ITER	International Thermonuclear Experimental Reactor
IVR	In-Vessel Retention (zadržení taveniny uvnitř reaktorové nádoby)

LOCA	Loss Of Coolant Accident (nehoda s únikem chladiva z primárního okruhu)
MAAP	Modular Accident Analysis Program
MACE	Melt Attack and Coolability Experiment
MCCI	Molten Core Concrete Interaction (interakce taveniny s betonem)
NO	Normal Operation (normální provoz)
NRC	Nuclear Regulatory Commission
NT	nízkotlaký
OECD	The Organization for Economic Cooperation and Development
PSA	Probabilistic Safety Assessment (pravděpodobnostní hodnocení bezpečnosti)
RBMK	Reaktor Bolšoj Moščnosti Kanalnyj (kanálový reaktor velkého výkonu)
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling
RN	RadioNuclide (balíček MELCORu)
SBO	Station BlackOut (úplná ztráta vnějších i vnitřních zdrojů střídavého elektrického napájení)
ŠP	štěpné produkty
TMI	Three Mile Island
TNR	tlaková nádoba reaktoru
VT	vysokotlaký
VVER	Vodo Vodní Energetický Reaktor (přeloženo z ruštiny)

Seznam obrázků

Obr. 1 – Předpokládaný stav AZ reaktoru TMI-2. Převzato a upraveno z [1].....	15
Obr. 2 – "Sloní noha" - Korium vyteklé pod reaktorem č.4, Černobyl. Převzato z [5]....	17
Obr. 3 – Pravděpodobné rozložení koría v reaktorech jaderné elektrárny Fukušima Daiči. Převzato a upraveno z [10]	20
Obr. 4 Rozdělení stavů jaderné elektrárny. Převzato a přeloženo z [15].....	24
Obr. 5 – Mechanismus poškození palivového pokrytí při NT sekvenci. Převzato a upraveno z: [19].....	30
Obr. 6 – Mechanismus poškození palivového pokrytí při VT sekvenci. Převzato a upraveno z: [19].....	31
Obr. 7 – Přehled orientačních teplot významných při degradaci AZ. Převzato a upraveno z: [19].....	32
Obr. 8 – Zbytkové teplo generované ŠP pro reaktor PWR 900 MWe. Převzato a upraveno z [1].....	35
Obr. 9 – Možné rozvrstvení koría. Převzato a upraveno z [26].....	36
Obr. 10 – Eroze betonu ve styku s koríem. Převzato a upraveno z [19].....	37
Obr. 11 – Koncept lapače koría reaktoru EPR. Převzato a upraveno z [30].....	41
Obr. 12 – Koncept lapače koría reaktoru VVER–1200. Převzato a upraveno z [31].....	41
Obr. 13 – Nodalizační schéma jaderného reaktoru. Převzato z [39].....	47
Obr. 14 – Nodalizace smyčky jaderného reaktoru VVER-1000 v balíčku CV. Převzato z [40].....	48
Obr. 15 – Graf zbytkového výkonu produkovaného štěpnými produkty.....	51
Obr. 16 – Graf hmotnosti vyteklé vody a páry z přeseknutí ze strany od reaktoru a parogenerátoru.....	52
Obr. 17 – Graf hmotnosti vyteklého vodíku z přeseknutí ze strany od reaktoru a parogenerátoru.....	52
Obr. 18 – Graf koncentrace páry, vodíku, kyslíku a dusíku v kontejnmentu.....	53
Obr. 19 – Graf tlaku primárního okruhu.....	53
Obr. 20 – Graf tlaku a teploty v kontejnmentu.	54
Obr. 21 – Graf hmotnosti vody v hydroakumulátorech.	54
Obr. 22 – Graf výšky vodní hladiny v TNR.....	55
Obr. 23 – Graf teploty paliva na různých místech AZ.	56
Obr. 24 – Graf teploty palivového pokrytí na různých místech AZ.	56
Obr. 25 – Graf celkového výkonu produkovaného oxidačními reakcemi.	57
Obr. 26 – Graf hmotnosti vyprodukovaného vodíku.....	58
Obr. 27 – Graf hmotnosti štěpných produktů uniklých z paliva.....	58
Obr. 28 – Graf teploty na výstupu z AZ.....	59
Obr. 29 – Graf celkové hmotnosti taveniny a trosků v DSK.....	60
Obr. 30 – Graf hmotnosti jednotlivých složek obsažených v metalickém bazénu v DSK.	60
Obr. 31 – Graf hmotnosti jednotlivých složek obsažených v oxidickém bazénu v DSK.	61
Obr. 32 – Graf hmotnosti jednotlivých složek obsažených v troskách v DSK.....	61
Obr. 33 – Graf množství poškozeného paliva v AZ.	61

Seznam tabulek

Tab. 1 – Časový sled událostí v jaderné elektrárně Fukušima Daiči od zemětřesení 11.3. 2011 14:46. Převzato z [6].	19
Tab. 2 – Základní struktura stupnice a základní indikátory. Převzato a upraveno z [14]	22
Tab. 3 - Četnost stavů jaderné elektrárny. [16]	24
Tab. 4 – Výčet základních iniciačních událostí vedoucích k DBA. [16]	25
Tab. 5 – Souhrn důležitých událostí, které jsou klíčové pro rozvoj těžké havárie daného scénáře	50

Úvod

Jaderná energie je bezpochyby jedním z nejvýznamnějších zdrojů energie 21. století. Nabízí nízké emise skleníkových plynů a vysokou hustotu energie, čímž se stává atraktivní alternativou k fosilním palivům. Nicméně, nároky na bezpečnost jaderných elektráren stále rostou. Stále větší důraz se klade i na prozkoumání fenomenologie těžkých havárií s tavením aktivní zóny. I když je pravděpodobnost takové havárie velmi malá, nemůže být zcela vyloučena. Spolu s probíhajícími experimenty se vyvíjejí a zdokonalují výpočetní nástroje, díky kterým jsme schopni předvídat chování a celkovou termohydraulickou odezvu jaderné elektrárny na konkrétní iniciační události. Ty mohou za určitých okolností vést až k tavení aktivní zóny. Jedním ze zástupců výpočetních kódů je integrální kód MELCOR. Jedná se o integrální kód, který dokáže za pomoci zjednodušení simulovat komplexní situace, jako jsou těžké havárie jaderných elektráren s tavením aktivní zóny.

Cílem této práce je popsat fenomenologii těžkých havárií jaderných elektráren. Určit potenciálně významné veličiny z hlediska rozvoje těžké havárie. Pro konkrétní scénář havárie (LOCA + SBO) jaderné elektrárny s reaktorem VVER–1000 tyto veličiny graficky zpracovat a popsat klíčové události.

První část práce se zabývá třemi nejvýznamnějšími jadernými haváriemi, při kterých došlo k tavení aktivní zóny, a tedy i vzniku koria – haváriemi Three Mile Island, Černobyl a Fukušima.

Druhá část se zabývá bezpečnostní jaderných elektráren, provozními stavy a možnými iniciačními událostmi, které mohou vést až k těžké havárii s tavením aktivní zóny.

Následující třetí část se zabývá procesy, které se začnou odehrávat v AZ jaderného reaktoru, když nějaká iniciační událost nastane a teplota v AZ reaktoru začne nekontrolovatelně stoupat. V této části jsou popsány základní termohydraulické procesy, které vedou až k tavení aktivní zóny a relokaci materiálů na dno tlakové nádoby reaktoru. Ve stručnosti jsou zmíněny základní systémy, které by měli zabránit výraznému a rychlému rozvoji těžké havárie.

Ve čtvrté části je popsáno korium, tj. tavenina zformovaná z materiálů obsažených v aktivní zóně jaderného reaktoru. Jeho základní vlastnosti, interakce s betonem a způsoby, jakými způsoby se k vzniklému koriu přistupuje, což jsou in-vessel/ex-vessel retention přístupy. Tyto jsou svým způsobem snahy o udržení koría uvnitř jaderného reaktoru a vnějším chlazením stěn reaktorové nádoby (In-vessel retention) nebo při případném protavení tlakové nádoby jaderného reaktoru zachycení koría do komponenty k tomu určené, tj. do tzv. lapače koría (ex-vessel retention).

Teoretická část práce je zakončena pátou kapitolou, ve které jsou popsány základní výpočetní nástroje, které slouží pro simulování těžkých havárií jaderných elektráren. Tyto kódy jsou rozděleny na dvě podskupiny, tj. mechanistické a integrální kódy.

Výpočtová část práce se zabývá simulací konkrétního scénáře (LOCA + SBO) jaderné elektrárny s reaktorem VVER–1000 ve výpočetním programu MELCOR. Před samotným grafickým výstupem jsou popsány klíčové balíčky MELCORu, které byly použity při simulaci a následně pro sběr dat po skončení výpočtu. Dále je naznačena nodalizace úlohy v rámci integrálního kódu MELCOR. Ke konci praktické části jsou jednotlivé sledované veličiny zpracovány graficky a jsou popsány důležité události, které ovlivnily průběh havárie.

1 Těžké havárie s tavením aktivní zóny

Těžké havárie jaderných reaktorů s tavením aktivní zóny (AZ) patří mezi teoretické případy havárií, které se mohou na jaderných energetických zařízeních odehrát. Přívlástek teoretická už v minulosti vícekrát ztratil svoje oprávnění, a i proto je nutné se tomuto tématu věnovat a hypotetické scénáře s co největší přesností předvídat. V této kapitole budou popsány 3 situace, kdy došlo k tavení AZ reaktoru a vznikalo tzv. korium.

1.1 Three Mile Island

K havárii na druhém reaktorovém bloku (tlakovodní) jaderné elektrárny TMI došlo dne 28. března 1979 v Pensylvánii.

Událost začala výpadkem přívodu napájecí vody parogenerátorů, což způsobilo snížení hladiny na sekundární straně parogenerátoru. To mělo za následek zhoršený přestup tepla z primárního okruhu, čímž se zvyšoval tlak v primárním okruhu. Následkem toho automatický systém odstavil reaktor a turbíny. Zvýšený tlak způsobil otevření pojistných ventilů kompenzátoru objemu, aby nedošlo k přetlakování primárního okruhu.

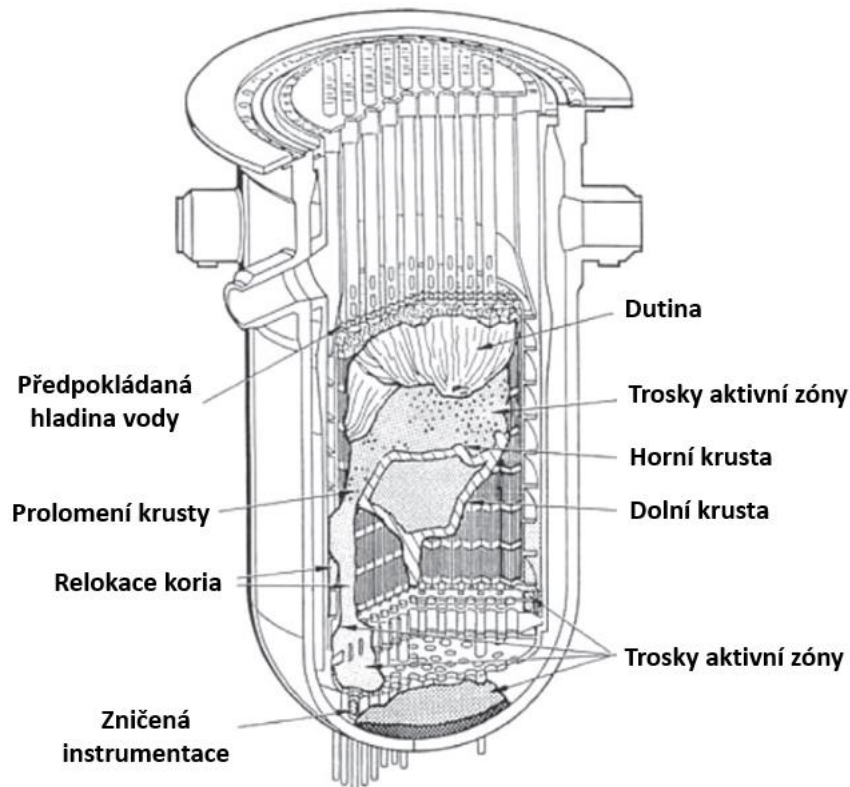
Jak tlak klesal, pojistné ventily se měly uzavřít, což se nestalo, takže chladicí voda a tlak dále unikal z primárního okruhu do kompenzátoru objemu a z kompenzátoru ven přes poškozené ventily. Ztráta tlaku vedla k sepnutí vysokotlakého záložního napájení vody (ECCS). Mezitím se v nádobě reaktoru vlivem nízkého tlaku tvořilo výrazné množství páry. Tato pára vytvořila „zátku“ či bublinu (CCFL) a voda z ECCS se tak nemohla dostat do reaktoru. Systém ECCS ohlásil normální tlak a byl vypnut. [1]

V tento okamžik operátoři udělali 3 zásadní chyby: nereagovali na chybně otevřený pojistný ventil kompenzátoru objemu, zavřeli systém ECCS a zastavili hlavní cirkulační čerpadla, která v důsledku zvýšeného obsahu páry v primárním okruhu začala kavitovat.

Tato chyba zařízení spolu s chybami obsluhy vedly ke ztrátě chladiva a jeho nulovému doplňování. Tvořila se další pára, která měla možnost unikat přes chybný ventil. AZ reaktoru se začala tavit. Naštěstí se celou situaci podařilo zvládnout a chybu ventilu odhalit. Byla spuštěna hlavní cirkulační čerpadla, a AZ opět zaplněna vodou. To však již byla zhruba polovina AZ roztavena a skrze vadný ventil unikala pára a vodík

do kontejnmentu. Vodík v kontejnmentu vyvolal explozi, kterou kontejnment bez větších problémů zvládnul. Únik radiace do okolí elektrárny nebyl velký i přes to, že průchod do vedlejší budovy nebyl zcela uzavřen.

V návaznosti na tento incident došlo ke zlepšení testování jednotlivých součástí elektráren, vybavení velínů, provozních postupů. Spolu s technickým zlepšením se začal klást vyšší důraz na výcvik operátorů, vylepšení havarijních postupů a mnoho dalšího. [1]



Obr. 1 – Předpokládaný stav AZ reaktoru TMI-2. Převzato a upraveno z [1]

1.2 Černobyl

Havárie čtvrtého bloku jaderné elektrárny Černobyl se odehrála 26. dubna 1986 na území dnešní Ukrajiny. Havarovaný reaktor RBMK (varný) oproti jiným provozovaným reaktorům ve světě má rozdílné charakteristiky zejména ve dvou aspektech: je nestabilní při nízkých výkonech a jeho reaktivita se spolu s ubývající chladicí vodou zvyšuje. Tento tzv. kladný dutinový koeficient reaktivity je způsoben tím, že se voda přeměňuje v páru, klesají její moderační účinky a zároveň klesá její schopnost pohlcovat neutrony. Reaktor RBMK je převážně moderován grafitem. To způsobuje nerovnováhu mezi absorpcí a moderační neutronů. V případě RBMK nastává převaha moderování neutronů,

to ve svém důsledku zvyšuje reaktivitu a tvoří více páry. Takto se výkon reaktoru může nekontrolovatelně zvyšovat, když nebudou dodrženy provozní podmínky. [2]

Provoz reaktoru byl proto omezen následovně: reaktor smí být v provozu jen s určitým množstvím absorpčních tyčí zasunutých do AZ a výkon reaktoru nesmí klesnout pod 20 %. Tyto podmínky byly při této havárii porušeny. K vývoji havárie také přispěla konstrukce reaktoru, a to chybějícím kontejnmentem spolu s konstrukcí samotných absorpčních tyčí, které z důvodu lepšího axiálního vyrovnavání neutronového toku měli grafitové špičky.

Celý incident začal experimentem, který měl ověřit bezpečnost elektrárny. Při výpadku elektřiny v elektrárně se měla využít energie dobíhající turbíny pro pohon havarijních čerpadel chlazení, než se rozeběhnou diesel generátory. [3] Pro správné proběhnutí testu bylo nutné snížit výkon reaktoru na 30 % výkonové úrovně a vypnout systémy automatického odstavení reaktoru, které by nedovolily experiment uskutečnit. Místní úřady však přikázaly z důvodu poptávky po elektřině držet výkon reaktoru na 50 % po dobu 9 hodin. Následně operátoři pokračovali ve snižování výkonu na 30 %. Chybou operátorů se výkon reaktoru dostal na úroveň 1 %. Reaktor se touto chybou dostal do oblasti tzv. xenonové jámy. Vzniklý xenon (produkt štěpení) a voda, která se přestala odpařovat dále pohlcovaly neutrony a reaktor byl téměř odstaven. Ani v tento okamžik experiment nebyl ukončen a pokračovalo se snahou zvýšit výkon na požadovanou úroveň. Výkon reaktoru se podařilo dostat na 7 % nominálního výkonu, ale byly vytaženy téměř všechny regulační tyče. Test byl zahájen přerušením přívodu páry k turbínám. To mělo za následek pokles výkonu čerpadel a zmenšení průtoku chladicí vody reaktorem, kde se následně začal zvyšovat tlak a teplota. Voda se začala odpařovat a zvyšovala se reaktivita. Výkon reaktoru nekontrolovatelně rostl. Bylo zmáčknuto nouzové havarijní tlačítko, které zpustilo všechny absorpční tyče do reaktoru. Nevhodná konstrukce a fakt, že byly téměř všechny vytažené z AZ, urychlilo nekontrolovatelný vývoj řetězové reakce. Krátce po začátku zasouvání havarijních a řídicích tyčí došlo k termálnímu výbuchu a úplnému zničení reaktoru. Velké množství radioaktivních látek bylo uvolněno přímo do atmosféry. Tato havárie dodnes ovlivnila značnou část Ukrajiny a celý jaderný energetický průmysl. [1]

Tato těžká havárie odhalila výrazné nedostatky v konstrukci samotného reaktoru RBMK, např. konstrukce řídicích a havarijních tyčí a mnoho dalšího. Zároveň poukázal na důležitost lidského faktoru, správného vnímání a potřeby kultury jaderné bezpečnosti. [4]



Obr. 2 – "Sloní noha" - Korium vyteklé pod reaktorem č.4, Černobyl. Převzato z [5]

1.3 Fukušima Daiči

Jaderná elektrárna Fukušima Daiči se nachází na severovýchodě Japonska na pobřeží Tichého oceánu. Je zde instalováno celkem 6 jaderných reaktorů varného typu. V den havárie byly v provozu reaktory 1–3. Zbylé bloky (4–6) elektrárny se nacházely v plánované odstávce. [6]

Dne 11. března 2011 způsobilo zemětřesení o síle 9.0 Richterovy stupnice přílivovou vlnu o výšce 14 m. Během zemětřesení došlo k automatickému odstavení aktivních reaktorů. Zemětřesení způsobilo poškození elektrického vedení. To zapříčinilo dlouhotrvající ztrátu vnějšího elektrického napájení (SBO). Po necelé hodině od zemětřesení dorazila k jaderné elektrárně vlna tsunami. V projektu elektrárny se s přílivovou vlnou počítalo, avšak ne s vlnou takových rozměrů. Ta způsobila zaplavení hlavních i záložních systému napájení. [1]

1.3.1 Blok 1

První blok jaderné elektrárny Fukušima Daiči je jejím nejstarším blokem. Do provozu byl uveden v roce 1971. Po zaplavení elektrárny zajišťoval chlazení systém havarijního kondenzátoru, který pracuje na principu přirozené cirkulace vody a vodní páry bez nutnosti použití čerpadla. [7] Systémy pro doplňování chladicí vody selhaly zhruba po 1 hodině od zemětřesení, tj. po příchodu tsunami. Přerušení přívodu chladicí vody do prvního bloku trvalo 14 hodin a 9 minut. [1] Došlo k vysokému vývinu vodíku a během jeho ventilace došlo k jeho explozi v reaktorové budově. Reaktorová budova byla výrazně poškozená a plynné štěpné produkty, které přes ventily doputovaly do reaktorové budovy spolu s vodíkem byly uvolněny do okolí. Mezitím se velká část AZ tavila a vzniklé korium se hromadilo na dně TNR. Korium TNR protavilo a postupně se dostalo do kontejnmentu. Následně byl reaktor zaplaven mořskou vodou přiváděnou hasičskými čerpadly. [6] [8]

1.3.2 Blok 2

Na druhém bloku byl instalován systém havarijního chlazení poháněného turbínou na parním potrubí vycházejícího z reaktoru (RCIC). [7] [1] Díky novější konstrukci bezpečnostních systémů došlo ke ztrátě chlazení reaktoru až po 70 hodinách od zemětřesení, kdy došlo k výpadku turbíny pohánějící chladicí systém. AZ reaktoru se následně začala tavit, vznikalo korium, které se hromadilo na dně TNR. Ta byla protavena a korium se postupně dostalo do kontejnmentu. V jeho oblasti se zvyšoval tlak a musel být odvětrán. Stejně jako ostatní reaktory byl i tento zaplaven mořskou vodou. [6] [8]

1.3.3 Blok 3

Chlazení na třetím bloku zajišťoval systém RCIC a systém, který využíval zbytkového tepla v turbíně (HPCI). [7] Systém havarijního chlazení tohoto bloku selhal po 36 hodinách od zemětřesení. Následovalo odkrytí paliva v AZ reaktoru a vznik korie. Stejně jako v případech bloků 1 a 2 je pravděpodobné, že se korium dostalo až do kontejnmentu. Kontejnment byl odvětráván, ale vzniklý vodík, pára a další plyny se dostaly přes společné systémy i do bloku číslo 4. V obou těchto blocích došlo k explozi

vodíku a zničení reaktorové budovy. Stejně jako bloky 1 a 2 byl i tento zaplaven mořskou vodou. [8]

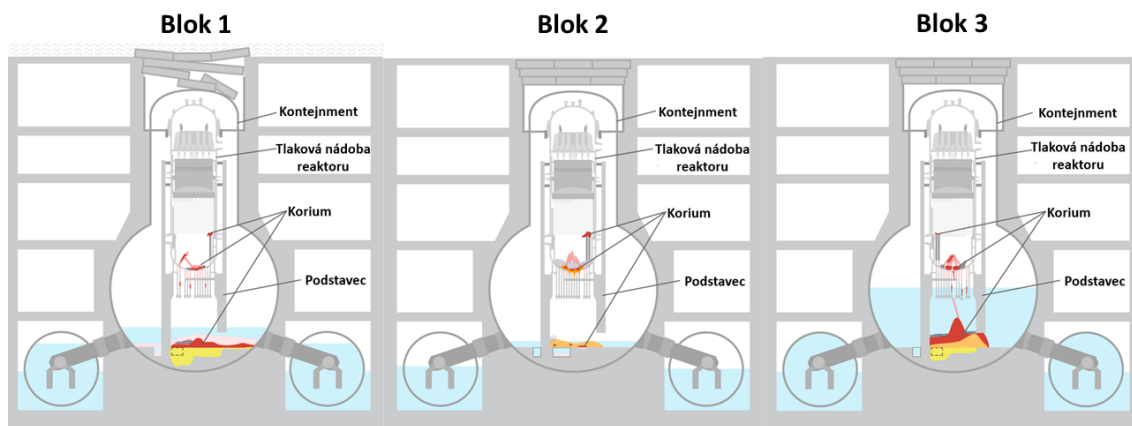
V tab. 1 je vidět průběh dílčích událostí na jednotlivých blocích 1–3. Je patrné, že novější systémy havarijního chlazení byly schopny pracovat řádově delší dobu než systémy na prvním bloku.

Tab. 1 – Časový sled událostí v jaderné elektrárně Fukušima Daiči od zemětřesení 11.3. 2011 14:46. Převzato z [6].

	Blok 1	Blok 2	Blok 3
Ztráta střídavého napájení	+ 51 min	+ 54 min	+ 52 min
Ztráta chlazení	+ 1 hod	+ 70 hod	+ 36 hod
Odhalení palivových proutků *	+ 3 hod	+ 74 hod	+ 42 hod
Začátek poškození aktivní zóny *	+ 4 hod	+ 77 hod	+ 44 hod
Nasazení hasičských čerpadel se sladkou vodou	+ 15 hod		+ 43 hod
Vodíková exploze	+ 25 hod	Nepotvrzena	+ 68 hod
Nasazení hasičských čerpadel s mořskou vodou	+ 28 hod	+ 77 hod	+ 46 hod
Obnova vnějšího napájení JE	+ 11 – 15 dnů		
Obnova chlazení sladkou vodou	+ 14 – 15 dnů		

* Odhad na základě analýzy z roku 2012

Přímou reakcí na havárii jaderné elektrárny Fukušima Daiči jsou tzv. post Fukušimské zátěžové testy. Tyto testy se odehrály po celém světě a zaměřovaly se na ochranu proti vnějším vlivům jako je zemětřesení, záplavy, jiné extrémní jevy počasí včetně analýzy jejich možných následků, jako je přerušení napájení, výpadek záložních energetických systémů, tavení AZ a jiné možné scénáře. Přezkoumány byly i projektové podmínky jednotlivých elektráren. [9]



Obr. 3 – Pravděpodobné rozložení koria v reaktorech jaderné elektrárny Fukušima Daiči. Převzato a upraveno z [10]

1.4 Shrnutí výše popsaných havárií

Všechny tři výše popsané havárie mají zásadní přínos pro jadernou bezpečnost.

Havárie TMI a Fukušima výrazně přispěly při vývoji a ověření přesnosti výpočetních kódů pro simulace těžkých havárií s tavením AZ, simulace vzniku a pohybu koria i pro simulace interakcí koria s nádobou reaktoru, kontejnmentem a jeho chování v různých prostředích.

Na druhou stranu havárie jaderné elektrárny Černobyl tento přínos tolik nemá. Stojí na opačné straně spektra havárií s tavením AZ. Na rozdíl od ostatních havárií byla způsobena skokovým zvýšením reaktivity, extrémním zvýšením výkonu a s tím spojeným parním (termálním) výbuchem.

2 Jaderná bezpečnost

Jaderná bezpečnost je „stav a schopnost jaderného zařízení a fyzických osob obsluhujících jaderné zařízení zabránit nekontrolovatelnému rozvoji štěpné řetězové reakce nebo úniku radioaktivních látek anebo ionizujícího záření do životního prostředí a omezit následky nehod.“ [11]

Pro zajištění bezpečnosti provozu jaderné elektrárny je nutné plnit obecné požadavky, mezi které patří 3 nejdůležitější funkce [12]:

- zajištění podkritičnosti
- zajištění odvodu tepla
- zadržení radioaktivních látek

Základním pilířem jaderné bezpečnosti je ochrana do hloubky (DiD). Hlavním principem ochrany do hloubky je uplatnění více úrovní projektových opatření, které nezávisle na sobě zajišťují bezpečnostní funkce. To má za úkol zmírňovat a kompenzovat náhodné poruchy, lidské chyby i následky vnitřních a vnějších iniciačních událostí, zároveň v případě úniku radioaktivních látek zadržet jejich únik do životního prostředí nebo zamezit případné ozáření pracovníků jaderné elektrárny. DiD zajišťuje bezpečnost nejen ve formě fyzických bariér, ale i jako organizační spolehlivost.

2.1 INES

Mezinárodní stupnice hodnocení závažnosti jaderných událostí (INES) slouží ke komunikaci s veřejností o závažnosti událostí spojených s provozem spojených s provozem a možnými nehodami a haváriemi jaderných zařízení. Události jsou rozděleny do 7 stupňů závažnosti. Stupně 1–3 jsou charakterizovány jako nehody, stupně 4–7 jsou označeny jako havárie. Události bez významného vlivu na bezpečnost se označují nultým stupněm a události bez vlivu na bezpečnost leží mimo stupnici. Události jsou uvažovány podle jejich dopadu ve třech oblastech [13]:

- dopad na obyvatelstvo a životní prostředí (vně jaderné elektrárny)
- dopad na radiační bariery a opatření (uvnitř jaderné elektrárny)
- dopad na ochranu do hloubky

Tab. 2 – Základní struktura stupnice a základní indikátory. Převzato a upraveno z [14]

Stupeň INES a popis	Dopad vně zařízení	Dopad uvnitř zařízení	Ochrana do hloubky
7 Velmi těžká havárie	- Rozsáhlý únik: široce rozšířené dopady na zdraví a životní prostředí		
6 Těžká havárie	- Závažný únik: pravděpodobné nasazení veškerých plánovaných protipatření		
5 Havárie s širšími následky	- Omezený únik: pravděpodobné částečné nasazení plánovaných protipatření	- Vážné poškození aktivní zóny reaktoru, radiačních bariér	
4 Havárie s místními následky	- Menší únik: ozáření obyvatelstva řádově v povolených mezích	- Významné poškození aktivní zóny reaktoru, radiačních bariér, smrtelné ozáření zaměstnanců	
3 Vážná nehoda	- Velmi malý únik: ozáření obyvatelstva zlomkem povolených limitů	- Velké rozšíření kontaminace - Akutní účinky na zdraví zaměstnanců	- Téměř havarijní stav, bez zbývajících bezpečnostních bariér

2 Nehoda		- Významné rozšíření kontaminace - Nadměrné ozáření pracovníka	- Nehoda s významným poškozením bezpečnostních opatření
1 Anomálie			- Anomálie od schváleného provozního režimu
Bez vlivu na bezpečnost (stupeň 0)			

V Tab. 2 jsou uvedeny základní indikátory jednotlivých úrovní stupnice INES. V případech těžkých havárií s tavením AZ mluvíme již o haváriích, tj. stupeň 4 a výš. Od 4. stupně v zásadě platí, že ochrana do hloubky byla prolomena a AZ reaktoru je poškozena.

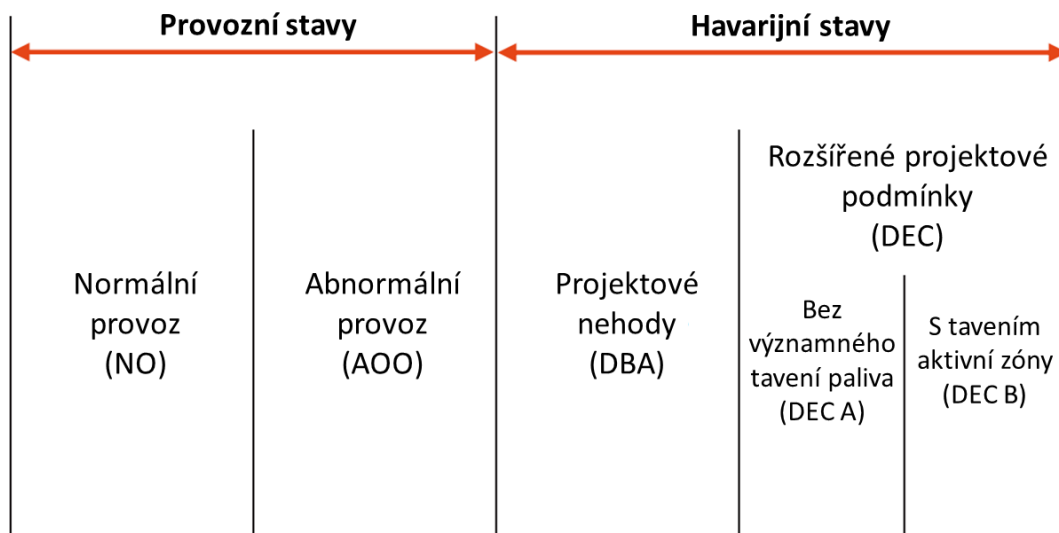
V případě **TMI** hovoříme o stupni číslo 5, došlo k významnému poškození AZ reaktoru, uvolnění značného množství radioaktivních látek v elektrárně a také k omezenému úniku radioaktivity vně elektrárny.

Havárie v jaderné elektrárně **Černobyl** je svým rozsahem nejzávažnější havárií v historii. Odehrála se (1986) ještě před zavedením mezinárodní stupnice INES (1990). Při havárii došlo k výkonové exkurzi a termálnímu výbuchu, radioaktivní látky putovaly na dlouhé vzdálenosti, zamoření elektrárny bylo významné z důvodu výbuchu, kdy byl otevřen a naprosto zničen jaderný reaktor. Radioaktivita způsobila usmrcení více pracovníků elektrárny a negativně ovlivnila životy mnoha obyvatel. Svou závažností se připisuje na nejvyšší stupeň INES, tj. 7.

Havárie jaderné elektrárny **Fukušima Daiči** se postupně rozvíjela ze stupně 5 až na stupeň 7, a to z toho důvodu, že odhady o rozsahu poškození elektrárny a množství radioaktivních materiálů vně elektrárny přicházely postupně. Na 7. stupeň se tato havárie připsala zhruba měsíc od příchodu vlny tsunami, a to zejména kvůli množství radioaktivity v okolí elektrárny.[8]

2.2 Stavy jaderných elektráren

Během provozu jaderných elektráren rozlišujeme několik druhů provozních stavů, které musí být v projektu elektrárny uvažovány. Mezi provozní stavy jaderné elektrárny řadíme normální provoz (NO) a abnormální provoz (AOO). Do kategorie havarijních stavů řadíme základní projektové nehody (DBA) a rozšířené projektové podmínky (DEC).



Obr. 4 Rozdělení stavů jaderné elektrárny. Převzato a přeloženo z [15]

Jedním z kritérií pro rozdělení stavů jaderné elektrárny je četnost výskytu souvisejících postulovaných iniciačních událostí. Není to však jediné kritérium, proto je nutné uvedená čísla neuvažovat jako pevnou hranici mezi stavy, ale pouze jako orientační hodnotu. [16] V tabulce 3 jsou uvedeny orientační předpokládané četnosti výskytu jednotlivých stavů. Hodnoty četností se vztahují k počtu událostí za reaktor rok.

Tab. 3 - Četnost stavů jaderné elektrárny. [16]

Stav jaderné elektrárny	Orientační četnost výskytu
Normální provoz (NO)	-
Abnormální provoz (AOO)	$>10^{-2}$ /rok
Projektové nehody (DBA)	10^{-2} – 10^{-6} /rok
Rozšířené projektové podmínky (DEC A)	10^{-4} – 10^{-6} /rok
Rozšířené projektové podmínky (DEC B)	$<10^{-6}$ /rok

Projektové nehody (DBA) jsou předpokládané události, vedoucí k projektovým nehodám, pro které je zařízení elektrárny navrženo konzervativní metodikou podle návrhových kritérií. Případné úniky radioaktivních materiálů jsou v předepsaných maximálních limitech.

2.2.1 Iniciační události DBA

DBA jsou postulovány za účelem stanovení konstrukčních základů bezpečnostních systémů. Typické příklady postulovaných iniciačních událostí vedoucích k DBA jsou uvedeny v tabulce 3. Jedná se pouze o orientační výčet, který bude dále záviset na konkrétním typu reaktoru a jeho konstrukci. [16]

Tab. 4 – Výčet základních iniciačních událostí vedoucích k DBA. [16]

Jev v reaktoru	Možné příčiny
Zvýšení odvodu tepla	prasknutí parního potrubí
Snížení odvodu tepla	prasknutí potrubí napájecí vody
Snížení průtoku chladiva	poškození všech hlavních cirkulačních čerpadel
Anomálie rozložení výkonu a reaktivity	nekontrolovatelné vytažení řídicí tyče z reaktoru, ředění bóru v primárním okruhu v důsledku spuštění neaktivní smyčky
Zvýšení obsahu chladiva	neúmyslné spuštění nouzového chlazení aktivní zóny
Snížení obsahu chladiva	události LOCA, únik primárního chladiva do sekundárního okruhu

Další kategorií, která přímo nesouvisí s jaderným reaktorem, je uvolnění radioaktivního materiálu z přidruženého systému nebo součásti, a to například přehřátím nebo poškozením použitého paliva při přepravě či skladování, poškozením systému na zpracování plynného nebo kapalného odpadu.

Rozšířené projektové podmínky (DEC) jsou stavy, které jsou na škále závažnosti výš než DBA. Zařízení elektrárny je pro tyto nehody připraveno podle metodiky nejlepšího odhadu. Případné úniky radioaktivních materiálů do okolí jsou v předepsaných maximálních limitech.

Rozšířené projektové podmínky jsou děleny dle míry poškození paliva na dvě kategorie:

- DEC A – havárie bez rozsáhlého tavení paliva a aktivní zóny
- DEC B – havárie s rozsáhlým tavením aktivní zóny

2.2.2 Iniciační události DEC

Odchylka z normálního provozu může vyústit až v DEC buď v důsledku mimořádné závažnosti samotné iniciační události, nebo typičtěji v důsledku vícenásobných selhání bezpečnostních systémů způsobených poruchami zařízení nebo lidskými chybami.

Do kategorie iniciačních událostí **DEC A** se zahrnují události a kombinace událostí, které neodpovídají iniciačním událostem pro DBA a současně nejsou prakticky vyloučenými skutečnostmi. Zároveň se musí prokázat na základě buď pravděpodobnostního hodnocení bezpečnosti (PSA), fyzikálních jevů, dostatečných rezerv a nezávislosti bezpečnostních systémů, nebo předběžnou analýzou dějů doprovázející iniciační událost, že nedojde k rozsáhlému tavení AZ. Seznam základních iniciačních událostí je obdobný tomu pro DBA. [17] V rámci této práce není nutné detailněji popisovat iniciační události pro DEC A, jelikož je práce zaměřena především na události DEC B.

Deterministické a pravděpodobnostní analýzy postulovaných iniciační události kategorie **DEC B** se uvažují zejména pro důsledné vyloučení následujících scénářů [18]:

Vyloučené následky postulovaných iniciačních událostí	Možné příčiny
Rychlé poškození aktivní zóny a následné selhání ochranné obálky	roztržení reaktorové nádoby, velký nárůst reaktivity (tzv. výkonová exkurze)
Selhání ochranné obálky	přímý ohřev kontejnmentu vzniklým korigem pod vysokým tlakem, parní exploze, výbuch vodíku nebo jiných plynů
Pozdní selhání ochranné obálky	interakce koria a betonu při rozlivu v kontejnmentu (MCCI)
Radiační havárie	obtok ochranné obálky
Tavení paliva za vysokého tlaku v primárním okruhu	snížení průtoku chladiva
Tavení paliva bez možnosti hermetizace ochranné obálky	při odstávce nebo v bazénu s vyhořelým palivem

Seznam postulovaných iniciačních událostí, které mohou vést na DEC B by měl obsahovat [18]:

- Iniciační událost typu SBO
- Iniciační událost typu malá/velká LOCA

Oba tyto scénáře se odlišují iniciační událostí, ale mohou vést k poškození jaderného paliva a podobnému rozvoji těžké havárie.

Scénář s iniciační událostí SBO uvažuje selhání všech aktivních bezpečnostních systémů pro zvládnutí těžké havárie, ačkoli jsou zálohované, fyzicky separované a splňují požadavky na velkou jakost. Při tomto scénáři se jedná o tzv. vysokotlakou sekvenci, při které dochází k postupnému vyvařování vody z AZ reaktoru a odhalení jaderného paliva. Oproti tomu scénář s iniciační událostí LOCA je příkladem tzv. nízkotlaké sekvence. Typicky se jedná o scénář s rychlejším průběhem a k případnému odhalení jaderného paliva dochází mnohem dříve. [2]

3 Termohydraulické procesy při rozvoji těžké havárie

Termohydraulická odezva AZ na konkrétní iniciační událost a scénář těžké havárie je ovlivněna samotným designem jaderné elektrárny, odezvou komponent a systémů jaderné elektrárny, zásahů operátorů a dalších vnějších vlivů. Pokud je známa konstrukce jaderné elektrárny a okrajové podmínky havárie, je možné předpovídat termohydraulickou odezvu pomocí výpočetních kódů a simulací.

Termohydraulickou odezvu jaderného reaktoru ovlivňuje mnoho jevů. Jedním z významných faktorů pro zvládnutí těžké havárie je znovuzaplavení odhalené AZ, která je jednou z mála nevyřešených otázek při tavení AZ a stále se provádí experimenty pro přesnější popsání efektů s tím spojených. Jiné fenomenologické otázky jsou již významně prozkoumány a objasněny, jako např. přirozená cirkulace chladiva.

Existuje více druhů přirozené cirkulace v závislosti na ohřevu AZ v průběhu těžké havárie, tj. přirozená cirkulace uvnitř TNR, přirozená cirkulace uvnitř horké smyčky a souvisejícího potrubí a přirozená cirkulace skrz celou smyčku primárního okruhu.

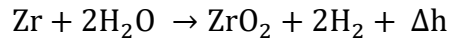
Přirozená cirkulace uvnitř TNR je přímo způsobena rozdíly teplot mezi nádobou reaktoru a AZ. Tato cirkulace může být negativně ovlivněna nafukováním (tzv. ballooning), prasknutím palivového pokrytí, ucpáním průtokových kanálů a dalším geometrickým poškozením uvnitř AZ. Přínosem tohoto typu cirkulace je oddálení lokálního tavení AZ díky rovnoměrnějšímu rozložení tepla v celé nádobě reaktoru. Přirozená cirkulace vody je žádoucí jev, protože voda je lepším nosičem tepla než vzniklá pára.

Chlazení AZ přirozenou cirkulací má významný vliv do teploty zhruba 1500 K. [1] Od této teploty se prudce zvyšuje rychlost exotermických oxidačních procesů a růst teploty se stává nekontrolovatelným.

3.1 Oxidace aktivní zóny

Oxidace materiálů obsažených v AZ má výrazný vliv na průběh těžké havárie, a to kvůli produkci tepla a vodíku. Oxidace kovového zirkonia (obsaženého v pokrytí paliva)

ve vodní páře je nejvýznamnější oxidační reakcí z hlediska produkce tepla a vodíku. Při oxidaci 1 kg Zr se produkuje zhruba 44,2 g H₂ a 600 – 700 kJ/mol_{Zr} tepla podle rovnice [19]:



Oxidační reakce páry a Zr je závislá na teplotě. Okolo teploty 1200 K se rychlost oxidační reakce začíná výrazněji zvyšovat. Při teplotě 1500 K teplo generované reakcí Zr a vodní páry výrazně převyšuje teplo generované zbytkovým výkonem radioaktivních produktů. Jak ukázal experiment LOFT-FP-2 [20], při teplotách vyšších než 1800 K může teplo generované oxidací Zr převyšovat teplo zbytkového výkonu až 10x. To má za následek rychlé dosažení teploty 1760 °C, kdy se taví Zr, a teploty 2850 °C, kdy se taví samotné palivo z UO₂. [19] Během tohoto procesu zároveň vzniká značné množství vodíku, který může v pozdějších fázích deflagrovat nebo explodovat v prostorách kontejnmentu, když se dostane do kontaktu se vzduchem.

Rychlost oxidace zirkonia může být snížena vlivem 3 základních jevů: dostupnost páry v AZ, zhoršená difuze páry skrz vodíkovou vrstvu vytvořenou na palivovém pokrytí a zhoršená difuze vodní páry skrz vrstvu již vytvořeného oxidu zirkoničitého. [1]

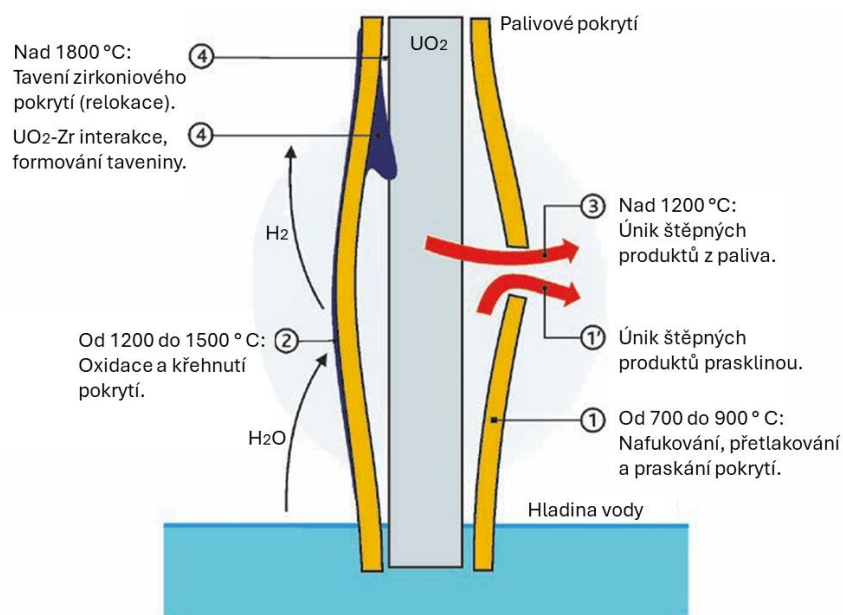
Celkové množství uvolněného vodíku je způsobeno zejména reakcí výše popsanou. Ačkoli přispívají i oxidace dalších součástí AZ, jako např. části z nerezové oceli nebo karbidu boru. Množství karbidu boru v typické AZ je mnohem menší než množství slitin zirkonia, a tak se mu připisuje do 15 % vzniklého vodíku. [1]

3.2 Ztráta geometrie aktivní zóny

Ztráta původního uspořádání AZ jaderného reaktoru se může objevit jak v řádu minut, tak hodin. Celý proces je závislý na tom, jaké materiály jsou v AZ použity, o jaký průběh těžké havárie se jedná, jak rychle je AZ ohřívána, za jakého tlaku se havárie odehrává a obecně celkové termohydraulické odezvě jaderné elektrárny. Běžné materiály používané pro palivové tyče jsou UO₂ s pokrytím ze slitin Zr, kontrolní tyče jsou vyrobeny z Ag-In-Cd či B₄C. Hlavním důvodem degradace AZ jsou chemické interakce mezi jednotlivými materiály vedoucí k vytváření slitin s nižší teplotou tavení.

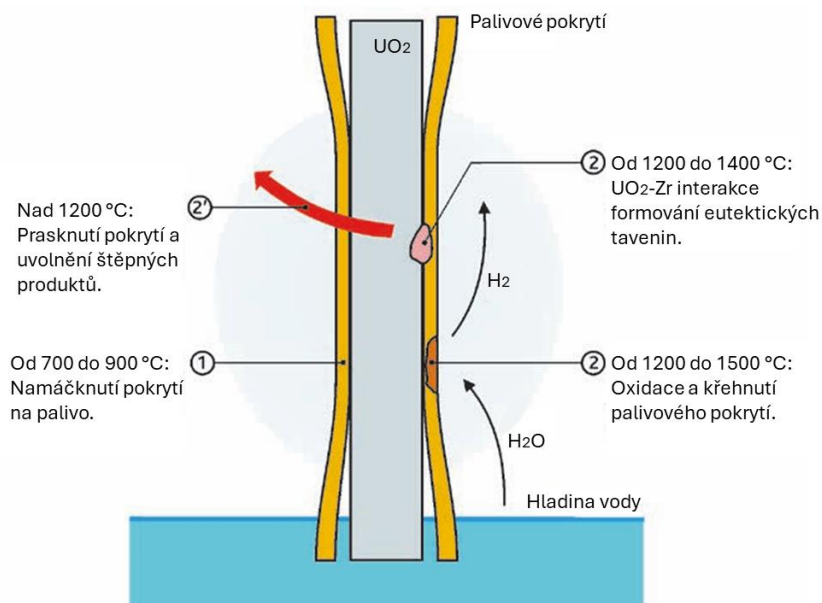
Změna geometrie AZ neprobíhá najednou v celém objemu nádoby reaktoru, ale vlivem lokálních extrémů teploty, které se mohou postupně nebo zároveň objevovat.

Jedním z prvních jevů, který se začne projevovat, je nafukování a praskání palivového pokrytí, ke kterému dochází kolem teplot 700–900 °C vlivem zhoršení mechanických vlastností pokrytí. [19] Při nízkotlaké sekvenci (způsobené např. iniciační událostí LOCA) může dojít k nafukování palivového pokrytí vlivem tlaku uvnitř palivových tyčí od plyných štěpných produktů.



Obr. 5 – Mechanismus poškození palivového pokrytí při NT sekvenci. Převzato a upraveno z: [19]

Během vysokotlaké sekvence (způsobené např. iniciační událostí SBO) může dojít k namáčknutí pokrytí na palivo a tím i možnému oddálení závažnějšího mechanického selhání pokrytí až do teploty 1200 °C. [19] I přes to dochází k poškození palivového pokrytí vlivem chemických interakcí s ostatními materiály AZ, které mohou způsobit lokální selhání (tvoření slitin s nižším bodem tavení). Během těchto počátečních procesů se uvolňují radioaktivní látky z palivových proutků a dostávají se do oblasti primárního okruhu, případně až do kontejnmentu.



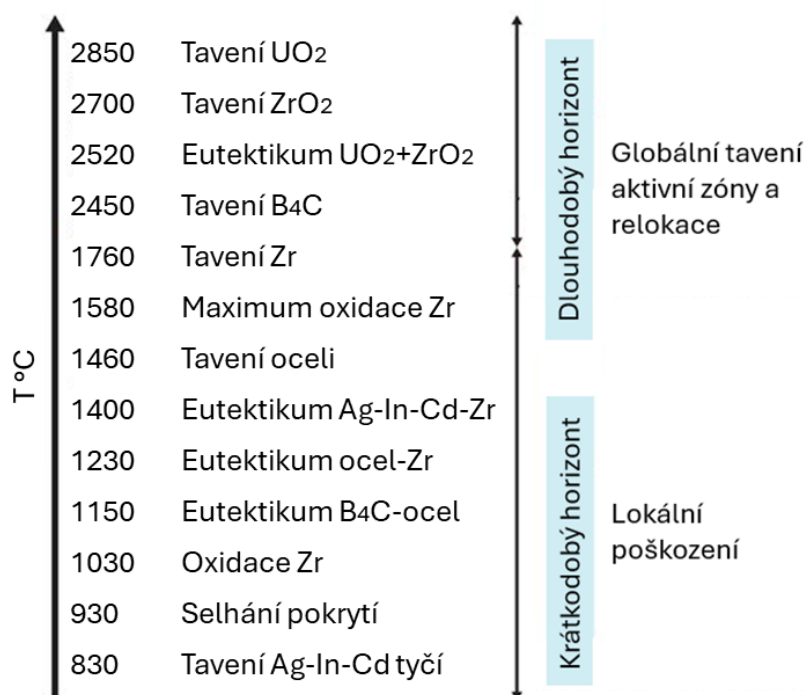
Obr. 6 – Mechanismus poškození palivového pokrytí při VT sekvenci. Převzato a upraveno z: [19]

Při teplotách 1150–1400 °C chemické interakce mezi Fe-Zr, B_4C -Fe, Ag-Zr, B_4C -Zr a dalšími mohou vést k tavení a tečení částí AZ jako jsou distanční mřížka, řídicí prvky z Ag-In-Cd nebo B_4C a části zirkoniového pokrytí v přímém kontaktu se zmíněnými materiály. Může dojít k oddělení materiálů řídicích regulačních prvků a palivových tyčí, což zvyšuje potenciál rekritičnosti paliva v případě znovu zaplavení AZ. [1]

Bod tání Zr pokrytí je obvykle kolem 1760 °C v závislosti na složení a míře oxidace. Roztavené Zr může zůstat na svém místě, pokud se na povrchu pokrytí vytvoří vrstva oxidů s vyšší teplotou tavení. Množství této vrstvy závisí na rychlosti průběhu havárie. Pokud dojde k rychlému ohřevu, Zr pokrytí se roztaví a stéká do spodních částí TNR. Při pomalejším průběhu havárie se vytvoří silnější vrstva ZrO_2 , která se začíná tavit kolem 2700 °C. Roztavené Zr tak zůstane mezi palivem UO_2 a vrstvou ZrO_2 . Taková tavenina reaguje s palivem UO_2 . Zmíněné chemické reakce mohou způsobit tavení UO_2 a ZrO_2 až o 1000 K pod jejich původní teplotou tavení. [1] Vzniklá slitina U-O-Zr zůstává uvnitř oxidické vrstvy pokrytí až do chvíle selhání této vrstvy. Tato relokace snižuje rychlost oxidace, protože Zr se přesune do chladnější části AZ, kde tuhne a oxiduje za nižší teploty. Tavenina také blokuje chladicí kanály v oblasti zbylých distančních mřížek, což může vést k dalšímu hromadění taveniny a snížení průtoku chladiva. Celý proces tavení a relokace Zr pokrytí má za následek snížení produkce vodíku a tepla z oxidické

reakce vlivem přesunu taveniny do chladnějších oblastí AZ a zhoršenému přístupu zformované usazeniny k páře, a tím menší oxidaci. [1]

Ještě před dosáhnutím teploty tavení UO_2 a ZrO_2 dochází k roztavení vzniklého eutektika, které se taví při teplotě nižší než samotné UO_2 a ZrO_2 . Teplota tání závisí na přesném složení a stavu AZ, v případě eutektika se pohybuje kolem 2530 °C. Roztavené materiály AZ (korium) se přesouvají do spodní části reaktoru. Účinky korium na spodní část nádoby jaderného reaktoru jsou silně závislé na množství zbylé vody. Méně pravděpodobný stav je bez přítomnosti kapalné vody na dně nádoby reaktoru. V tomto případě korium přímo působí na stěnu nádoby a k protavení může dojít v relativně kratším čase než když spodní část kapalnou vodu obsahuje. Tento případ je pravděpodobnější a protavení nádoby reaktoru je oddáleno. Interakce vody a roztaveného korium o vysoké teplotě vede k fragmentaci korium na trosky, intenzivní tvorbě páry a tím i možnému zvýšením tlaku v primárním okruhu, případně kontejnmentu. Při tomto jevu může dojít k parní explozi. [19]



Obr. 7 – Přehled orientačních teplot významných při degradaci AZ. Převzato a upraveno z: [19]

Znovu zaplavení AZ s sebou přináší rizika. Při teplotách okolo 1200 °C dochází k fragmentaci a praskání palivového pokrytí. Tento jev je významně prozkoumán, jelikož křehnutí a praskání palivového pokrytí spadá do kategorie nehod DBA. Pro teploty vyšší

než 1200 °C změna geometrie AZ silně závislá na jejím aktuálním stavu (poškození) ve chvíli znovu zaplavení vodou. V místech, kde znovu ztuhnul roztavený kov a jiné materiály, které již prošly procesem tavení a relokace do chladnějších míst AZ, dochází k praskání povrchových vrstev ztuhlých materiálů. Změna geometrie je v těchto místech minimální a nepravděpodobná. V oblastech, kde teplota nedosáhla teploty tavení zirkonia a palivové tyče nejsou výrazně poškozené, dochází k fragmentaci paliva a jeho pokrytí za vzniku pevných trosek. V místech, kde teplota přesáhla teplotu tavení zirkoniového pokrytí, znovu zaplavení nemá výrazný vliv na palivové proutky. Ačkoli se velká část palivového pokrytí odtavila, zbylé zirkonium začne prudce oxidovat a spolu s tím se prudce zvyšovat teplota, roste produkce páry a vodíku, uvolňují se štěpné produkty a proces tavení AZ se zrychluje. Znovu zaplavení AZ s sebou zároveň nese riziko lokální rekritičnosti paliva, a to v případě, že se regulační tyče odtavily a části jaderného paliva jsou stále na svém místě, proto je nutné použít pro znovu zaplavení vodu s dostatečnou příměsí absorbátoru, tj. kyseliny borité. [1] Schopnost předvídat chování AZ po tom, co dojde k jejímu případnému odhalení a znovu zaplavení, je klíčovou otázkou pro zajištění jaderné bezpečnosti.

3.3 Systémy pro zmenšení následků havárií

V této části budou popsány základní bezpečnostní systémy, které mají za úkol zmírnit nebo úplně zastavit termohydraulické procesy, které jsou popsány výše. Důležitým úkolem těchto systémů je zamezit růstu teploty AZ a tím dalšímu rozvoji jaderné havárie, dále pak odvádět zbytkový výkon a neutralizovat riziko spojené s deflagrací nebo výbuchem vodíku.

3.3.1 Pasivní autokatalytické rekombinátory vodíku

Pasivní autokatalytické rekombinátory vodíku slouží k likvidaci vodíku, který se dostane do kontejnmentu. Jedná se o pasivní zařízení, které ke svému provozu nepotřebuje externí zdroj energie. Pasivní autokatalytický rekombinátor slučuje vodík s kyslíkem za vzniku vodní páry a tepla. Teplo způsobuje komínový efekt a urychluje proudění v rekombinátoru. Obsluha těchto rekombinátorů není nutná, jejich činnost je „řízena“ koncentrací vodíku v atmosféře kontejnmentu – jakmile hodnota koncentrace přesáhne zhruba 0,5 % [2], reakce začíná probíhat. V praxi se tyto hodnoty mohou lišit a být kolem

1–2 % [21] v závislosti na typu zařízení a podmínkách provozu. Kromě rekombinátorů se používají např. spalovače vodíku.

3.3.2 Filtrovaná ventilace kontejnmentu

Filtrovaná ventilace kontejnmentu je systém zajišťující snížení tlaku uvnitř kontejnmentu tak, aby nedošlo k jeho selhání a s tím spojeným nekontrolovatelným únikem radioaktivních látek do životního prostředí. Jedná se o vícestupňové filtrační zařízení, kterým prochází paroplynná směs vznikající především termohydraulickými procesy v AZ a následnou interakcí koria s betonem. Účinnost filtrace je určena dekontaminačním faktorem. Ten je definovaný jako poměr počáteční radioaktivity k radioaktivitě po filtraci. [22] Dekontaminační faktor pro radioaktivní aerosoly by měl být vyšší než 1000, pro molekulární jód 100 a pro organický jód 10. [23]

3.3.3 Systémy havarijního chlazení aktivní zóny

Systémy havarijního chlazení lze rozdělit na dvě kategorie – pasivní a aktivní. Mezi pasivní systém můžeme zařadit hydroakumulátory. Ty jsou určeny k rychlému dodání vody a kyseliny borité. Jejich činnost je řízena automatickým zpětným ventilem, který se samovolně otevře při poklesu tlaku v primárním okruhu. Do kategorie aktivních systémů havarijního chlazení patří vysokotlaký (VT) a nízkotlaký (NT) havarijní systém chlazení a sprchový systém kontejnmentu. VT systém zajišťuje dodávání vody s kyselinou boritou do systému za vysokého tlaku, kdy nedošlo k úplnému odtlakování primárního okruhu. NT systém slouží k havarijnímu chlazení AZ a dlouhodobému odvodu zbytkového výkonu AZ. Sprchový systém kontejnmentu zajišťuje snížení tlaku uvnitř prostor, kam se vlivem porušení primárního okruhu a ztráty chladiva dostávají štěpné produkty, vodík, pára a jiné nekondenzovatelné plyny.

4 Korium

V následující kapitole budou popsány základní charakteristiky koria jako je složení, mechanismy generování tepla, možnost rekritičnosti a způsoby vrstvení.

Korium je označení pro směs materiálů, která vznikla během tavení AZ jaderného reaktoru. Přesné složení koria je přímo závislé na materiálech a jejich uspořádání

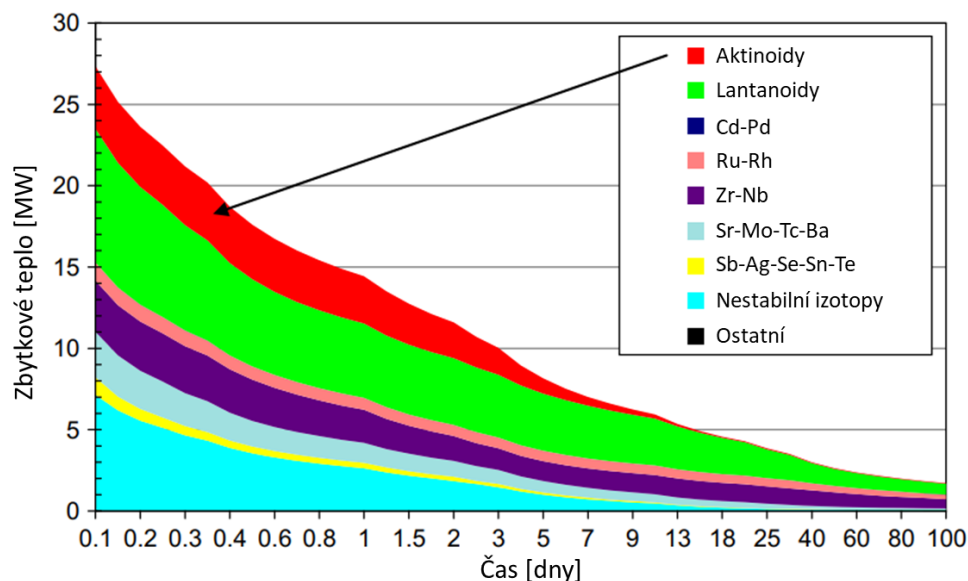
v jaderném reaktoru. To má přímý vliv na výsledné vlastnosti korium. Korium je tvořeno zejména jaderným palivem, materiály regulačních tyčí, produkty štěpení, pokrytí jaderného paliva a dalšími konstrukčními prvky jaderného reaktoru. Po případném protavení nádoby jaderného reaktoru se korium může dostat do kontaktu s betonem (MCCI), jak bude popsáno později.

4.1 Zdroje tepla v koriu

V koriu je teplo generováno dvěma základními způsoby – zbytkovým teplem a teplem z chemických reakcí.

4.1.1 Zbytkové teplo

Zbytkové teplo nebo také zbytkový výkon je produkováno i přes to, že řetězová štěpná reakce v palivu už neprobíhá. Jedná se o teplo, které generuje rozpad štěpných produktů podle rozpadových řad. Na obr. 5, je vidět zbytkový výkon vyvíjený jednotlivými štěpnými produkty pro případ reaktoru PWR o výkonu 900 MWe.



Obr. 8 – Zbytkové teplo generované ŠP pro reaktor PWR 900 MWe. Převzato a upraveno z [1]

4.1.2 Teplo chemických reakcí

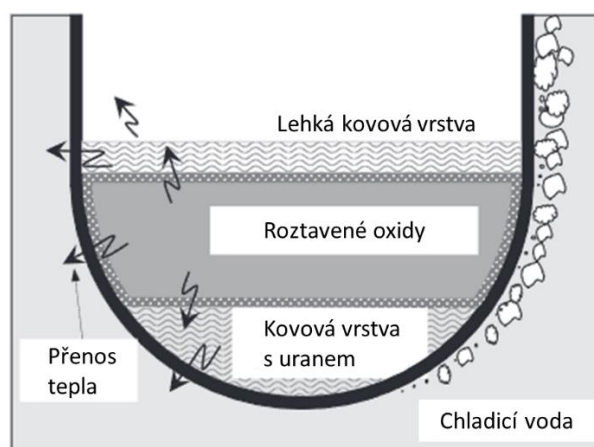
Kromě zbytkového tepla v koriu vzniká teplo během chemických reakcí, které v něm probíhají. Jsou to zejména oxidické reakce kovů (jednou z nejvýraznějších reakcí je již výše popsaná oxidace zirkonia).

4.2 Rekritičnost koria

Rekritičnost paliva již byla zmíněna při ztrátě geometrie AZ a při případném znovu zaplavení. K rekritičnosti by ale mohlo dojít i při tavení paliva, protože tavením dochází k jeho přemístění a zkompaktnění. [24] Tento problém je závažnější u jaderných reaktorů pracujících na rychlých neutronech kvůli vyššímu obohacení paliva. Je nutné brát v potaz možnost rekritikality paliva během a po jeho tavení už při návrhu reaktoru. Pokud nedojde k dostatečnému rozptýlení koria po roztavení, je nutné do tohoto paliva přidat silný absorbátor (duplexní systém), který se roztaví spolu s palivem.

4.3 Stratifikace koria

Vrstvení koria a vzájemná nemísitelnost jednotlivých vrstev má zásadní vliv na přenos tepla v korigu a zároveň i z koria do stěn reaktorové nádoby. Jedná se o komplikovaný jev, kde se na povrchu taveniny tvoří krusta a segregují se dvě fáze, tj. část tvořená oxidy kovů na dně TNR a část tvořená těžkými kovy, která se nachází nad ní. Opačný stratifikační model ukazuje experiment MASCA [25], který ukázal na fakt, že se může kovová vrstva nacházet i pod vrstvou oxidů a na ní vrstva kovu tvořená zejména ocelí. Vzniklá krusta zhoršuje přenos tepla z taveniny do stěn reaktorové nádoby, zatímco lehká kovová vrstva vlivem vysoké tepelné vodivosti „koncentruje“ tepelný tok do TNR. Tento tzv. fokusační efekt [19] může zapříčinit brzké protavení stěny reaktoru právě v místě kontaktu této vrstvy se stěnou nádoby reaktoru.



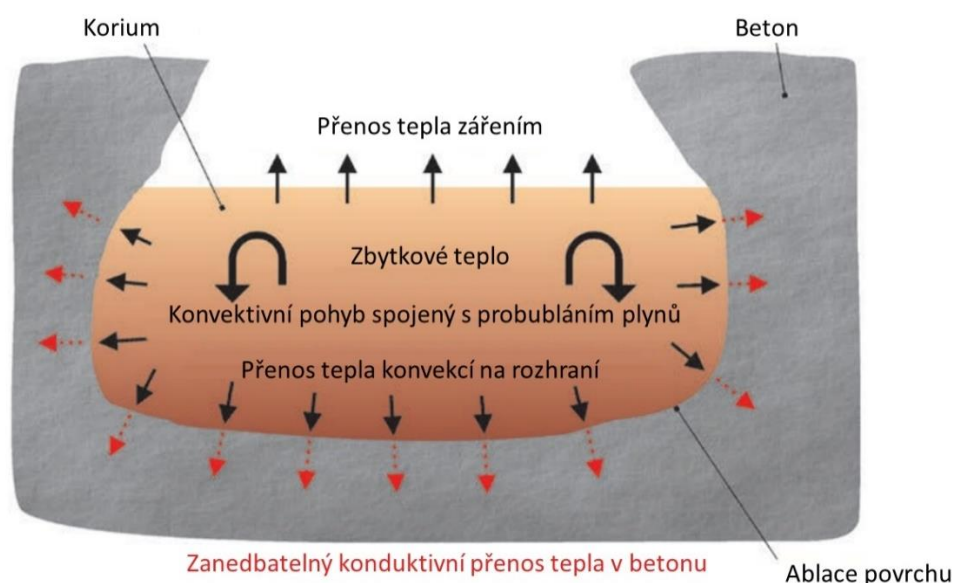
Obr. 9 – Možné rozvrstvení koria. Převzato a upraveno z [26]

4.4 Interakce roztaveného koria a betonu

Pokud dojde k protavení nádoby jaderného reaktoru a korium se dostane do kontaktu s betonem, pak mluvíme o tzv. MCCI (molten core-concrete interaction). Tato interakce vede k postupné erozi betonu až potenciálně dojde k protavení ochranné obálky a základů reaktorové budovy. Takto by došlo k překonání poslední úrovně ochrany do hloubky a zamoření okolního prostředí. V korigu se generuje teplo rozpadem radioaktivních produktů. Reakcemi mezi roztaveným korigem a betonem se uvolňuje velké množství plynných produktů, jako je vodní pára, oxid uhličitý a jiné nekondenzovatelné plyny. Tyto produkty dále reagují s kovy (exotermické oxidační reakce) obsaženými v korigu, kterým probublávají a dále tak přispívají ke generování tepla v korigu za vzniku např. vodíku a oxidu uhelnatého. To má za následek zvyšování teploty, zrychlování reakcí na rozhraní korium-beton a zvyšování teploty a tlaku uvnitř kontejnmentu.

Dalším problémem při MCCI je přenos tepla mezi korigem a betonem, kdy dochází k minimální kondukcii. Nejvíce tepla se tedy vyzáří z povrchu koria nebo vlivem probublávání plynů. [19]

Tyto procesy a jejich následky jsou důležité pro bezpečnostní analýzy stávajících reaktorů 2. generace. Zároveň MCCI definuje počáteční a okrajové podmínky pro analýzy šíření koria v různých konceptech lapačů koria pro reaktory 3. generace. [1]



Obr. 10 – Eroze betonu ve styku s korigem. Převzato a upraveno z [19]

4.4.1 Fáze interakce koría a betonu

Během MCCI se vlastnosti a chování koría mění. Jeho chování při této reakci pak závisí na: [1]

- množství pojatého betonu v koríu,
- množství roztaveného koría, jeho zbytkovém výkonu a tepelném toku na jeho krajích,
- množství probublávajících plynů skrz korium vzniklých při MCCI,
- rychlosti unikajících plynů podél rozhraní korium-beton.

Podle množství pojatého betonu koríem a rychlosti proudění plynů vzniklých při MCCI lze tuto interakci rozdělit na 3 hlavní fáze.

První fází je fáze krátkodobá. Během ní je podíl obsaženého betonu v koríu menší než 25 %. Jedná se o první hodiny interakce. Fyzikální a termochemické vlastnosti koría jsou stále podobné těm které korium mělo před započítím MCCI. Přenos tepla na kraje roztaveného koría je vysoký, dochází k silné ablaci betonu, a to způsobuje intenzivní vývin plynů a jejich následné probublávání skrz taveninu (až desítky cm/s). [1]

Při druhé, střednědobé fázi je podíl obsaženého betonu v koríu do 50 %. O této fázi mluvíme v rámci rozmezí 5–15 hodin po započítí MCCI. Fyzikální a termochemické vlastnosti koría se již liší od těch, které mělo korium před započítím interakce. Přenos tepla k okrajům taveniny je stále velký, stále dochází k intenzivnímu úbytku betonu a vývinu plynů, které probublávají skrze taveninu rychlostí jednotek cm/s. [1] Během této fáze dojde k oxidaci většiny zbývajícího zirkonia a oceli.

Poslední, třetí fází je fáze dlouhodobá. Ta se odehrává už během toho, co hmotnostní podíl betonu v koríu je vyšší než 50 % po zhruba 15 hodinách. Přenos tepla na kraje taveniny je již výrazně nižší než v předchozích fázích. Takto „naředěné“ korium má daleko vyšší viskozitu. Rychlost proudících bublin skrze korium je zhruba 1 cm/s. [1]

4.5 Šíření koría

Během rozvíjející se těžké jaderné havárie s tavením AZ dochází ke vzniku koría. Průběh termohydraulických procesů a celé těžké havárie byl popsán v předešlých kapitolách,

tato se zabývá šířením taveniny a systémy jejího zachytu uvnitř a mimo reaktorovou nádobu. První fází je tzv. in-vessel fáze, ve které se korium stále nachází v nádobě reaktoru a působením gravitace se dostává až do dolních částí TNR, kde působí na stěnu reaktorové nádoby až do momentu jejího protavení. Pokud k protavení dojde a korium se dostane vně reaktorové nádoby, mluvíme o tzv. ex-vessel fázi.

Přístupy k zajištění ochlazení koria můžeme rozdělit do 4 základních kategorií [27]:

1. Zachycení a chlazení koria uvnitř nádoby reaktoru (IVR) se zavedením chladicí vody do nádoby reaktoru.
2. Zachycení a chlazení koria uvnitř nádoby reaktoru (IVR) se zavedením vody mimo nádobu reaktoru. (ERVC)
3. Zachycení a chlazení koria vně reaktorové nádoby (EVR) v lapači koria v šachtě reaktoru.
4. Zachycení a chlazení koria vně reaktorové nádoby (EVR) v lapači koria mimo šachtu reaktoru.

Důležitým faktorem ovlivňujícím, jakým způsobem přistupovat k chlazení koria v jaderném reaktoru je jeho velikost (výkon). Možným problémem při použití IVR-ERVC pro reaktory vyšších výkonů může být CHF (critical heat flux), který nemusí být dostatečný na to, aby integrita reaktorové nádoby zůstala zachována. Důvodem je potenciální fokusační efekt kovové vrstvy spojený s nízkou cirkulační rychlostí chladicí vody vně TNR v důsledku velké průtokové plochy. [28]

4.5.1 In-vessel retention

In-vessel retention (IVR) je jeden ze základních způsobů, jak zachytit a chladit korium. Jedná se o přístup, ve kterém je cílem udržet korium uvnitř TNR. Základní způsoby, jak takto zachycené korium chladit, je zevnitř, nebo zvenku TNR. Generované teplo je nutné odvádět, jinak dojde k protavení. Během zalití šachty reaktoru je teplo odváděno skrze stěny reaktoru. Množství tepla, které lze tímto způsobem odvést, je ovlivněno hlavními faktory [29]:

- přirozená cirkulace chladicí vody,
- stav vnějšího povrchu dolní hlavy reaktorové nádoby,

- geometrie dráhy proudění chladicí vody,
- teplota chladicí vody.

Použití strategie IVR vyžaduje uvažování konstrukčních opatření, jako jsou [29]:

- odtlakování primárního okruhu,
- zdroj chladicí vody pro zaplavení a čerpání vody skrz šachtu reaktoru,
- zdroj chladicí vody pro znovu zaplavení reaktorové nádoby,
- odvětrávání, kondenzace vzniklé páry a filtrovaná ventilace.

Chování rozvrstvené taveniny v reaktorové nádobě je stále klíčovou otázkou pro jadernou bezpečnost a vyžaduje další zkoumání. Pro pochopení dějů uvnitř reaktorové nádoby je potřeba více experimentálních dat, které budou sloužit ke zpřesnění výpočetních programů. Důležité je také přechodové chování taveniny, tedy chování během změn, ke kterým dochází, než dojde k samotné stratifikaci koria. Tyto změny mohou vést k lokálnímu nárůstu tepelného toku.

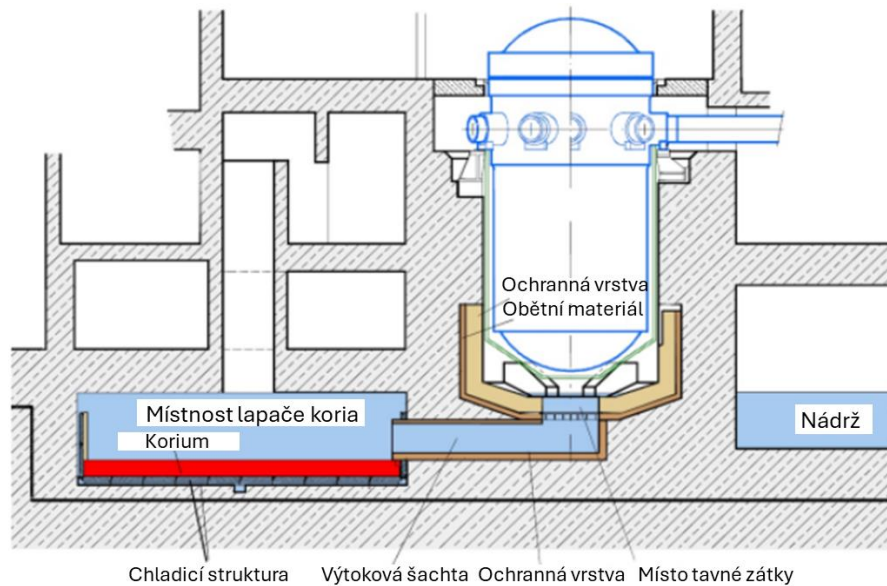
Při vylití koria do šachty reaktoru a použití vnějšího chlazení reaktorové nádoby (IVR-ERVC) je nutné uvažovat riziko spojené s parní explozí. Výhodou zadržení koria už v nádobě reaktoru je jeho kompaktnost a zachování integrity komponenty, která je součástí DiD.

4.5.2 Ex-vessel retention

Ex-vessel retention (EVR) je druhým základním přístupem, jak zachytit a chladit korium. Tento přístup počítá s tím, že dojde k protavení reaktorové nádoby (nedostatečné chlazení při IVR) a korium se vylije ven z TNR. Nejdůležitější komponentou, která se používá v rámci EVR, je lapač koria. Koncepte lapače koria může být založena na rozlivu nebo záchytu koria.

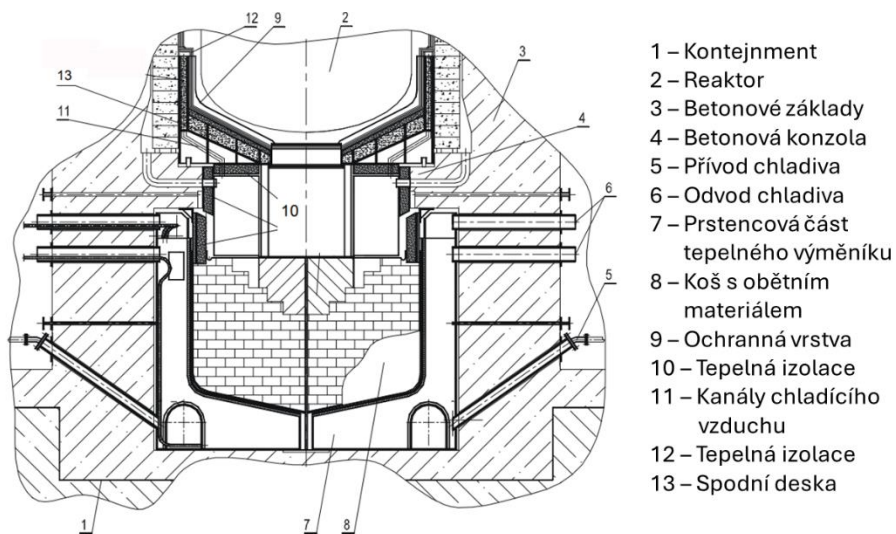
Rozdíl mezi oběma přístupy je dobře viditelný například mezi reaktorem EPR a VVER. Během případné těžké havárie reaktoru EPR, při které dojde k selhání reaktorové nádoby, se korium dostane na dno šachty reaktoru. Zde dochází k hromadění koria a postupnému protavení zátky z obětních materiálů, která má kromě prvotního záchytu taveniny za úkol upravit vlastnosti koria před rozlivem, tj. zejména snížit jeho viskozitu.

Následně dojde k rozlivu koria na velké ploše, tím je možné ho efektivněji chladit, a to nepřímo zespod, rozstřikem vody či zaplavením. [30]



Obr. 11 – Koncept lapače koria reaktoru EPR. Převzato a upraveno z [30]

Reaktory VVER–1000 a VVER–1200 naopak využívají koncept lapače koria se záchytem taveniny umístěného přímo pod reaktorovou nádobou. Jedná se o kovovou konstrukci vyplněnou obětním materiálem z keramické směsi, která mění zejména vlastnosti vedení tepla, aby byl odvod tepla z koria efektivnější. Mezera mezi dvojitou stěnou pláště je vyplněna směsí oxidů železa a hliníku. K vnější straně kovové konstrukce je přivedeno chladicí médium, které odvádí teplo z roztaveného paliva. Systém reaktoru VVER spoléhá zejména na nepřímé chlazení koria. [30]



Obr. 12 – Koncept lapače koria reaktoru VVER–1200. Převzato a upraveno z [31]

5 Výpočetní nástroje

Výpočtové kódy se používají k simulaci a popisu stavů jaderné elektrárny a jejích komponent. Důležitou roli hrají při simulování těžkých havárií, kde jsme díky nim schopni predikovat průběh hypotetické havárie a připravit tak příslušná opatření pro její zvládnutí. Všechny používané výpočetní kódy musí být verifikovány a schváleny k použití.

5.1 Mechanistické kódy

Mechanistické kódy se zaměřují na výpočet konkrétního jevu. Jejich princip výpočtu stojí na metodě nejlepšího odhadu a jejich výsledky, které se ověřují experimentálně, dále mohou sloužit pro ověřování obsáhlejších integrálních kódů. [1]

5.1.1 MELTSPREAD

MELTSPREAD je 1D kód, který se používá pro simulování relokace koria vlivem gravitace a jeho následné tuhnutí v prostorách kontejnmentu. Popis relokace a tuhnutí koria je možný jak pro suchou, tak i zaplavenou šachtu reaktoru. Původně byl vyvinut pro reaktory typu BWR Mark I, následně byl však vylepšen a dá se použít i pro jiné typy jaderných reaktorů, např. EPR. [32] Výstup z tohoto mechanistického kódu se dá dále použít pro výpočty v jiných kódech jako je CORQUENCH.

5.1.2 CORQUENCH

Mechanistický kód CORQUENCH vznikl za podpory experimentů MACE (Melt Attack and Coolability Experiment) a OECD/MCCI. [33] CORQUENCH je 1D případně 2D kód sloužící k modelování MCCI. Je to kód, který ve fenomenologii těžkých havárií navazuje na kód MELTSPREAD a je schopen využít jeho výstupní data k dalším výpočtům. Je zaměřený na výpočty během MCCI, a především na to, k čemu dojde po zaplavení MCCI vodou.

5.2 Integrální kódy

Jedná se o kódy, které na rozdíl od mechanistických kódů simulují odezvu celé jaderné elektrárny a jejích komponent. Výpočty v těchto kódech jsou postaveny na základě empirických dat, definovaných citlivostních parametrů a inženýrských korelacích.

Integrální kódy jsou tzv. nodální kódy, tedy diskrétně rozdělené do objemů, pro které se výpočty provádí. Jednotlivé části elektrárny jsou rozděleny do nodů. Počet nodů přímo ovlivňuje náročnost a rychlost výpočtu, proto se obecně nedoporučuje používat větší množství, než je nutné. AZ jaderného reaktoru se tak běžně reprezentuje ve dvou dimenzionální axiálně symetrické geometrii, obvykle obsahuje 4–6 radiálních prstenců a 10–20 axiálních úrovní. [1]

Tyto velké integrální kódy jsou uspořádány do modulů, které zodpovídají za modelování určité komponenty nebo jevu. Ty jsou navzájem propojeny, dochází k vzájemné synchronizaci mezi moduly a tím se simuluje celková odezva jaderné elektrárny.

Integrální kódy jsou používány jako základ pro pravděpodobnostní bezpečnostní analýzy (PSA) a hodnocení možných rizik různých scénářů těžkých havárií.

5.2.1 MELCOR

MELCOR je integrální kód vytvořen pro potřeby modelování průběhu těžkých havárií jaderných elektráren s vodou chlazenými reaktory. Je vyvíjen v Sandia National Laboratories ve Spojených státech amerických pro potřeby NRC (Nuclear Regulatory Commission). Integrální kód MELCOR se skládá z modulů (tzv. balíčků), které společně modelují odezvu jaderné elektrárny. Každý z balíčků je zaměřen na určitou část fenomenologie, tím se jednotlivé moduly podobají kódu mechanistickému, ale MELCOR umožňuje vzájemné sdílení informací mezi jednotlivými balíčky.

MELCOR je schopen modelovat následující situace a jevy, které se během abnormálních a havarijních stavů mohou objevit: [34]

- termohydraulickou odezvu primárního okruhu, reaktorové šachty, kontejnmentu a jiných ochranných budov,
- odkrytí aktivní zóny (ztráta chladiwa), přehřívání paliva, oxidační procesy pokrytí, degradaci paliva (ztráta geometrie), tavení materiálů aktivní zóny a jejich relokaci,
- ohřev dna reaktorové nádoby při kontaktu s korigem, selhání reaktorové nádoby a přesun koriga vně reaktorové nádoby,
- MCCI a s tím spojený vývin plynů a aerosolů,

- vývin vodíku, jeho transport a případně vznícení,
- uvolnění štěpných produktů, páry, aerosolů, jejich transport a usazení,
- chování radioaktivních aerosolů v kontejnmentu, jejich interakce s vodou, hromadění a usazování
- dopad bezpečnostních systémů na celkovou odezvu jaderné elektrárny.

5.2.2 MAAP

Dalším zástupcem integrálních kódů je kód MAAP (Modular Accident Analysis Program), vyvíjen firmou FAI (Fauske and Associates). Jeho použití je stejně jako u kódu MELCOR a jiných integrálních kódů obdobné, a to na širokou škálu problematiky týkající se těžkých havárií lehkovodních reaktorů.

Hlavní výhodou kódu MAAP je rychlost a robustnost výpočtů, nevýhodou pak omezené možnosti nodalizace. Naproti tomu MELCOR je komplexnější a flexibilnější kód. Zásadním rozdílem mezi těmito kódy je doba výpočtu. Typická doba simulace kódu MELCOR se pohybuje v rozmezí několika hodin až dnů, zatímco v případě kódu MAAP výpočty zaberou řádově hodiny. [1] Důležitým faktorem, který ovlivňuje čas výpočtu, je množství nodů v nodalizačním schématu úlohy a vybrané modely výpočtu.

5.2.3 ASTEC

Integrální kód ASTEC (Accident Source Term Evaluation Code) je vyvíjen francouzskou státní společností IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire). Stejně jako jiné integrální kódy, tak i kód ASTEC umožňuje simulovat celý průběh těžké havárie od iniciační události až po únik radioaktivních materiálů mimo elektrárnu.

ASTEC byl vyvinut za účelem potřeby modelování lehkovodních jaderných reaktorů a později byl rozšířen o možnost modelovat varné reaktory, reaktory moderované těžkou vodou nebo jiné experimentální zařízení, například i fúzní reaktor ITER. [35] ASTEC je důležitým nástrojem při posuzování bezpečnosti jaderných elektráren. Používá se pro validování bezpečnosti těžkých havárií prováděných v rámci IRSN a také při posuzování návrhů EDF (Électricité de France) na prodloužení životnosti francouzských jaderných elektráren nad čtyřicet let.

5.3 CFD

CFD (Computational Fluid Dynamics) je odvětví, které se zabývá analýzou proudění tekutin numerickými metodami řešení.

Chování a celkové odezva jaderného reaktoru závisí na širokém spektru fyzikálních jevů jako je proudění tekutin, stavební mechanika či kinematika neutronů. Samotné proudění nemusí být hlavním cílem simulace, ale to, jakým způsobem proudění probíhá, silně ovlivňuje ostatní procesy, které se při normálním provozu, nebo případně těžké havárii odehrávají. [36] CFD kódy se obecně používají pro analýzy proudění kolem konkrétních komponent, skrz celou AZ, DSK, kolem konkrétního palivového proutku a dalších součástí. [37] Hlavní výhodou CFD je možnost separování dílčích problémů spojených s prouděním a možnost vytváření 3D simulací.

Příkladem použití může být přimíchávání bóru (kyseliny borité) do chladicí vody primárního okruhu, kam je přidáván za účelem řízení výkonu jaderného reaktoru a v případě odstávky k zajištění silně podkritického stavu. Pomocí CFD je možné sledovat, zda v některé smyčce nemůže za určitých podmínek docházet k akumulaci vody bez dostatečné koncentrace bóru, která by mohla mít při uvolnění negativní vliv na reaktivitu v AZ. [38]

6 Výpočtová část

Výpočtová část bakalářské práce se zabývá vybraným scénářem těžké havárie jaderné elektrárny s reaktorem VVER–1000. Jedná se o scénář s postulovanou iniciační událostí tzv. gilotinovým prasknutím hlavního potrubí primárního okruhu (LOCA) spolu s úplným výpadkem elektrického napájení (SBO). Prasknutí se uvažuje na studené větvi cirkulační smyčky mezi hlavním cirkulačním čerpadlem a jaderným reaktorem. Výtok chladiva a dalších látek je uvažován z obou stran přeseknutí. Z aktivních bezpečnostních prvků je funkční pouze protipožární sprchový systém.

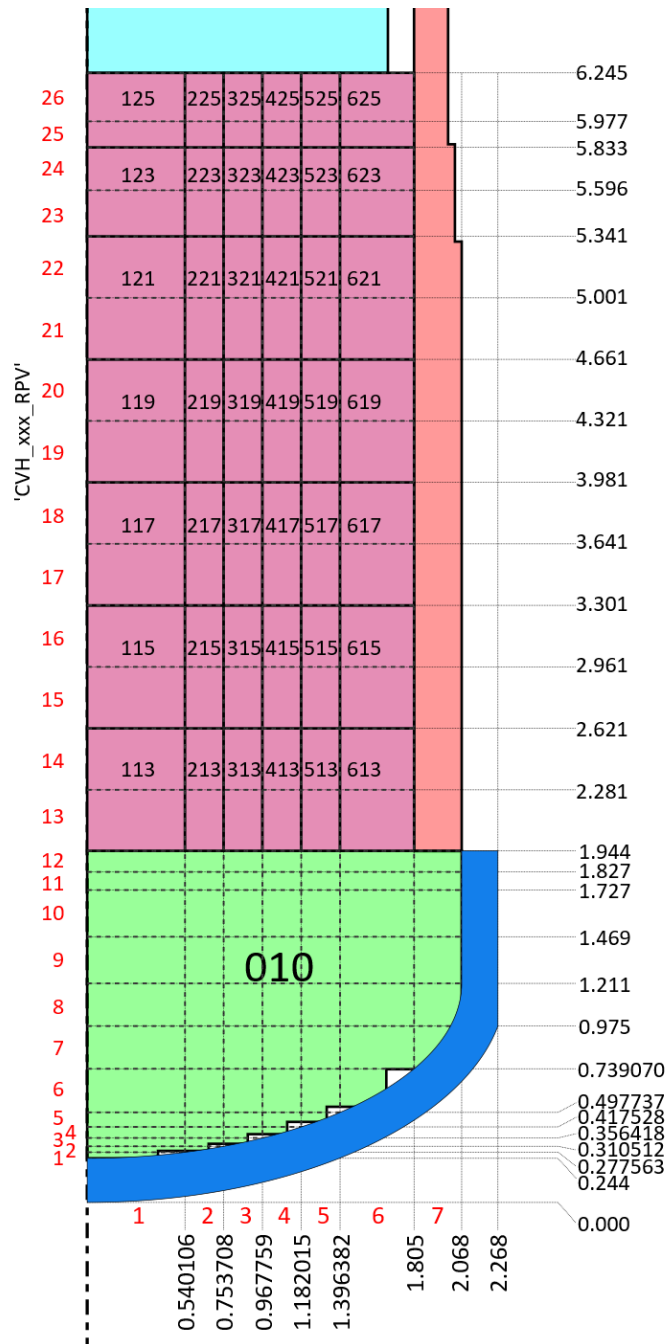
Výstupem praktické části bakalářské práce je popis a grafické zpracování veličin, které jsou klíčové z pohledu rozvoje těžké havárie, a to až do fáze relokace koria na dno kontejnmentu.

6.1 Parametry a nodalizace scénáře

Scénář byl simulován ve výpočetním kódu MELCOR. MELCOR je integrální kód schopný simulovat širokou škálu problematiky těžkých havárií. Důležitým aspektem simulace je dobře zvolená nodalizace celé úlohy. MELCOR se rozděluje do modulů (tzv. balíčků). Mezi důležité balíčky se řadí [34]:

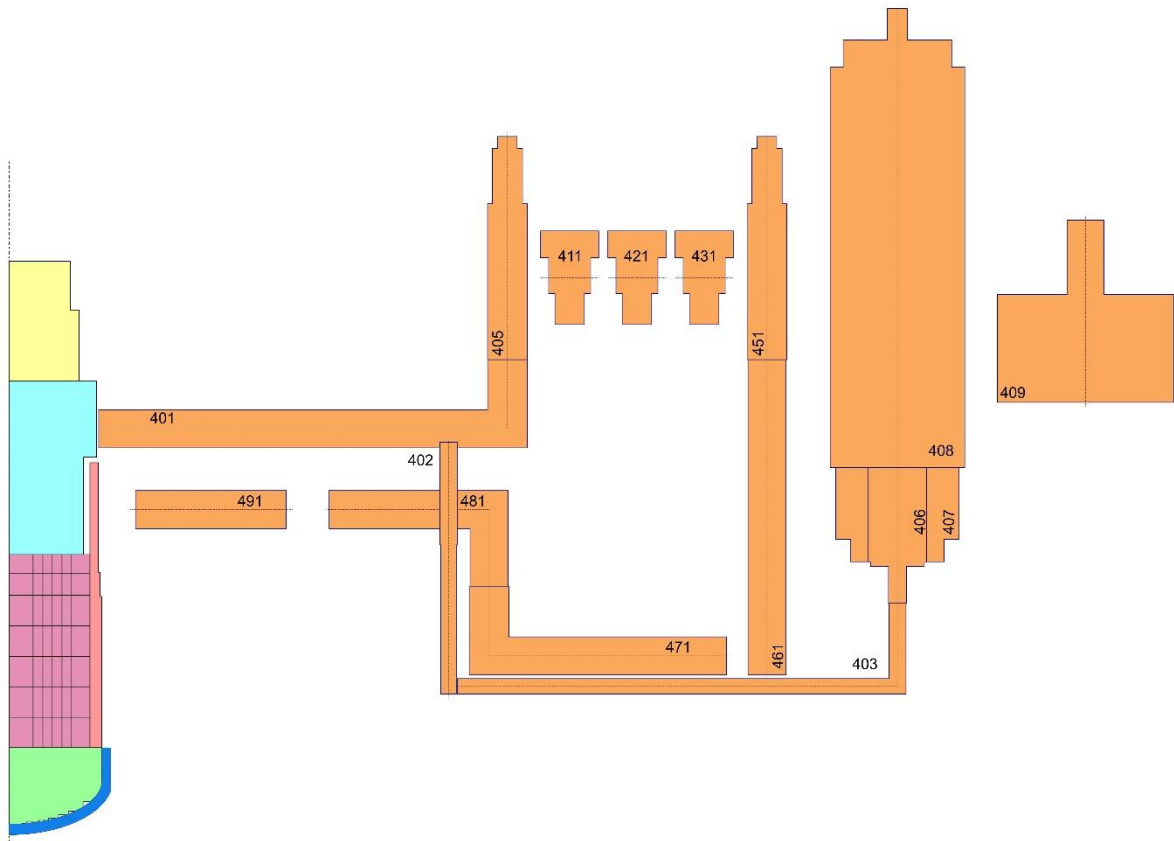
- **Balíček COR** (Core) počítá tepelnou odezvu AZ a DSK. Simuluje relokaci materiálů AZ během tavení, sesouvání a formování pevných trosek spolu se selháním reaktorové nádoby a přesunem trosek a koria do šachty reaktoru. Zároveň slouží k výpočtu přenosu energie z a do balíčků CVH a HS. V rámci balíčku COR je AZ a DSK rozdělena do jednotlivých buněk.
- **Balíček CVH** (Control Volume Hydrodynamics) a **balíček FL** (Flow Path) jsou zodpovědné za modelování termohydraulického chování vody, vodní páry a jiných plynů. Tento model je založen na principu kontrolní objem/spojka, který popisuje jednotlivé součásti jaderné elektrárny. Spojení mezi dvěma kontrolními objemy je zajištěno příslušnou spojkou, kterou mohou proudit jednotlivé složky.
- **Balíček HS** (Heat Structure) počítá konduktivní přenos tepla uvnitř neporušené, pevné, tepelné struktury a zároveň přenos z povrchové vrstvy tepelné struktury do kontrolního objemu. Tepelná struktura je neporušená pevná součást reprezentovaná jednorozměrným tepelným vedením (konduktce) nodalizovaná do N teplotních nódů se specifikovanými okrajovými podmínkami na obou koncích této struktury. Mezi tyto součásti jaderné elektrárny můžeme řadit – vnitřní komponenty reaktorové nádoby, palivové tyče, trubky, části kontejnmentu, stěny TNR a jiné.
- **Balíček RN** (RadioNuclide) modeluje chování aerosolů štěpných produktů, par a dalších stopových látek, včetně těch uvolněných z paliva a trosek. Simuluje kondenzaci par a jejich odpařování, usazování, transport skrze spojky včetně jejich odstranění pomocí bezpečnostních prvků elektrárny.

Na Obr. 13 je naznačena axi-symetrická r-z nodalizace jaderného reaktoru. Jaderný reaktor je rozdělen v rámci balíčku COR na 7 radiálních prstenců a 26 axiálních úrovní. Zároveň je rozdělen do 43 kontrolních objemů, ty jsou na obrázku vyznačené černým písmem uvnitř obrázku. Po krajích obrázku jsou napsány rozměry v metrech. Kromě balíčků COR a CVH jsou použity i další balíčky, které mohou používat další nodalizační schémata jako jsou balíčky HS, FL nebo RN.



Obr. 13 – Nodalizační schéma jaderného reaktoru. Převzato z [39]

Na jaderný reaktor navazují další zařízení jaderné elektrárny, které je nutné také nodalizovat. Nodalizační schéma smyčky jaderného reaktoru je zobrazeno na Obr. 14, kde jsou napsaná čísla kontrolních objemů. Tyto kontrolní objemy jsou dále propojeny spojkami z balíčku FL, které tvoří propojení mezi jednotlivými kontrolními objemy.



Obr. 14 – Nodalizace smyčky jaderného reaktoru VVER-1000 v balíčku CV. Převzato z [40]

6.2 Sledované parametry

Pro popis těžké havárie jaderné elektrárny s tavením AZ byly zvoleny sledované parametry, které ovlivňují průběh havárie zásadním způsobem. Jedná se o klíčové veličiny, které vyplívají z fenomenologie popsané v teoretické části této bakalářské práce.

Sledované veličiny jsou následující:

- Zbytkový výkon (Obr. 15)
- Hmotnost vyteklé páry, vody a vodíku (Obr. 16, Obr. 17)
- Koncentrace vodíku v kontejnmentu (Obr. 18)

- Tlak primárního okruhu (Obr. 19)
- Tlak a teplota v kontejnmentu (Obr. 20)
- Hmotnost vody v hydroakumulátorech (Obr. 21)
- Výška vodní hladiny v TNR (Obr. 22)
- Teplota paliva a palivového pokrytí (Obr. 23, Obr. 24)
- Výkon produkovaný oxidačními reakcemi (Obr. 25)
- Hmotnost vyprodukovaného vodíku (Obr. 26)
- Hmotnost štěpných produktů uniklých z paliva (Obr. 27)
- Teplota na výstupu z AZ (Obr. 28)
- Hmotnost taveniny a trosek v DSK (Obr. 29)
- Hmotnost jednotlivých složek metalické taveniny v DSK (Obr. 30)
- Hmotnost jednotlivých složek oxidické taveniny v DSK (Obr. 31)
- Hmotnost jednotlivých složek trosek v DSK (Obr. 32)
- Rozsah poškození paliva (Obr. 33)

6.3 Výsledky

Výpočet scénáře byl spuštěn jednu hodinu před postulovanou iniciační událostí, z toho důvodu, aby byl zajištěn stacionární normální provoz na nominálním výkonu. Důvodem jsou možné nestability na začátku výpočtu po spuštění simulace. Následně v čase 0 sekund nastala daná iniciační událost.

Ihned po iniciační události dochází k havarijnímu odstavení jaderného reaktoru, výpadku hlavních cirkulačních čerpadel vlivem přerušení napájení a k výtoku chladiva z primárního okruhu. Výkon produkovaný štěpnými produkty prudce klesne na zhruba 100 MW a dále postupně klesá. Výtok chladiva a dalších látek vede k rychlému a výraznému snížení tlaku primárního okruhu, a tím pádem k prudkému nárůstu tlaku a teploty v kontejnmentu. Ihned po poklesu tlaku v primárním okruhu dochází k vyprazdňování hydroakumulátorů. Stálý výtok chladiva z primárního okruhu způsobuje snížení výšky vodní hladiny v TNR a odhalení paliva. V důsledku zvyšující se teploty a přítomnosti vodní páry začnou probíhat exotermické oxidační reakce, produkuje se významné množství vodíku, objevuje se první praskání palivového pokrytí a dochází k prvotnímu úniku štěpných produktů z palivových proutků. Teplota na výstupu

z AZ roste, odhalená a nedostatečně chlazená AZ se začíná tavit a vzniklé trosky a korium se hromadí na dně TNR.

V Tab. 5 jsou uvedeny časy důležitých událostí, které se odehrály v průběhu simulace. Detailnější popis jednotlivých popisovaných veličin je psán u konkrétních grafů sledované veličiny.

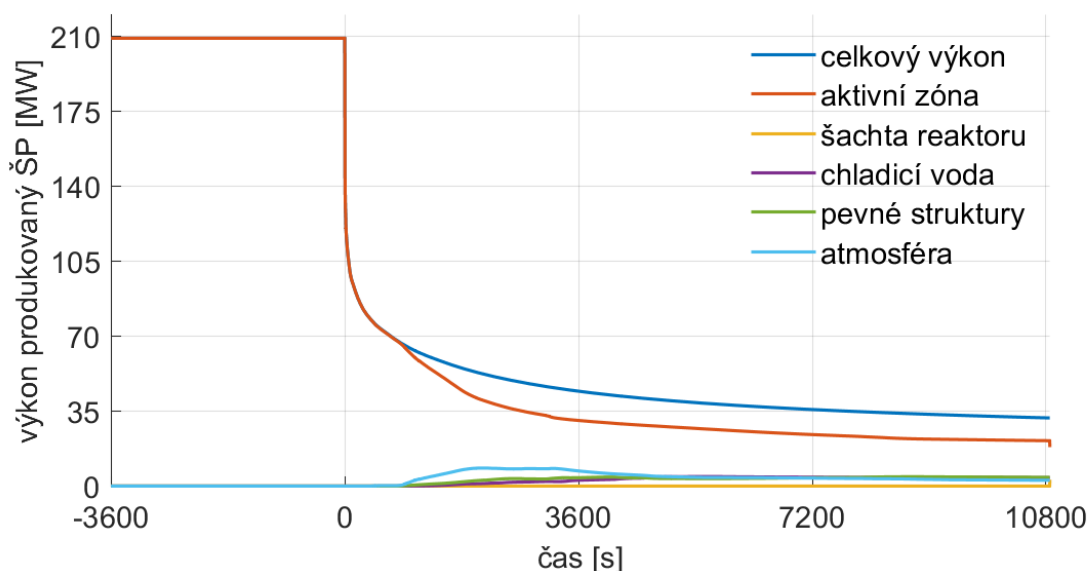
Tab. 5 – Souhrn důležitých událostí, které jsou klíčové pro rozvoj těžké havárie daného scénáře

Spuštění výpočtu (normální provoz – stacionární stav)	-1 h
PIU – gilotinové přeseknutí na studené větvi mezi JR a HCČ	0 s
Havarijní odstavení reaktoru	0 s
Uzavření rychlozávěrného ventilu do turbíny	0 s
Zastavení napájení parogenerátoru	0 s
Odstavení HCČ (s doběhem)	0 s
Počátek vylévání hydroakumulátorů pod TNR	5 s
Počátek vylévání hydroakumulátoru nad TNR	5 s
Vyprázdnění hydroakumulátorů pod TNR	48 s
Vyprázdnění hydroakumulátorů nad TNR	51 s
Počátek oxidačních reakcí a vývinu vodíku	6 m 10 s
První porušení pokrytí a únik štěpných produktů	6 m 54 s
Teplota na výstupu z AZ > 650 °C	9 m 12 s
Počátek formování pevných trosk	11 m 8 s
Počátek tavení a stékání materiálu	14 m 23 s
První selhání palivových tyčí	15 m 33 s
První selhání dolní opěrné desky (přesun koría a trosk do DSK)	51 m 25 s
Počátek tavení stěny TNR	1 h 15 m 12 s
Vyvaření vody z DSK	2 h 17 m 46 s
Selhání dna TNR (selhání v důsledku creepu)	3 h 0 m 56 s

6.3.1 Grafické zpracování výsledků

6.3.1.1 Zbytkový výkon produkovaný štěpnými produkty

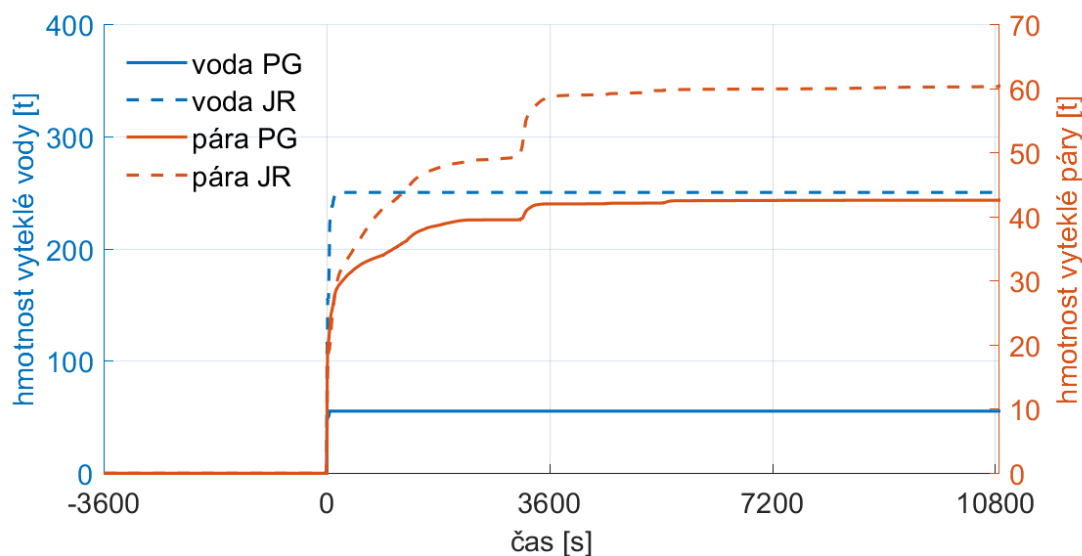
Po havarijním odstavení jaderného reaktoru stále dochází k intenzivnímu vývinu tepla vlivem rozpadu štěpných produktů. Ihned po postulované iniciační události došlo k havarijnímu odstavení reaktoru, který pracoval na nominálním výkonu. Po odstavení jaderného reaktoru došlo k prudkému poklesu výkonu produkovaného štěpnými produkty na hodnotu zhruba 100 MW a dále postupně klesal. Po prasknutí palivového pokrytí v čase 6 m 54 s se těžké a plynné radionuklidy dostávají do dalších částí jaderné elektrárny, usazují se na jiných strukturách jaderného reaktoru, dostávají se do atmosféry, do chladicí vody a po selhání reaktorové nádoby v čase 3 h 0 m 56 s do šachty reaktoru.



Obr. 15 – Graf zbytkového výkonu produkovaného štěpnými produkty.

6.3.1.2 Hmotnost vyteklé vody a páry z primárního okruhu

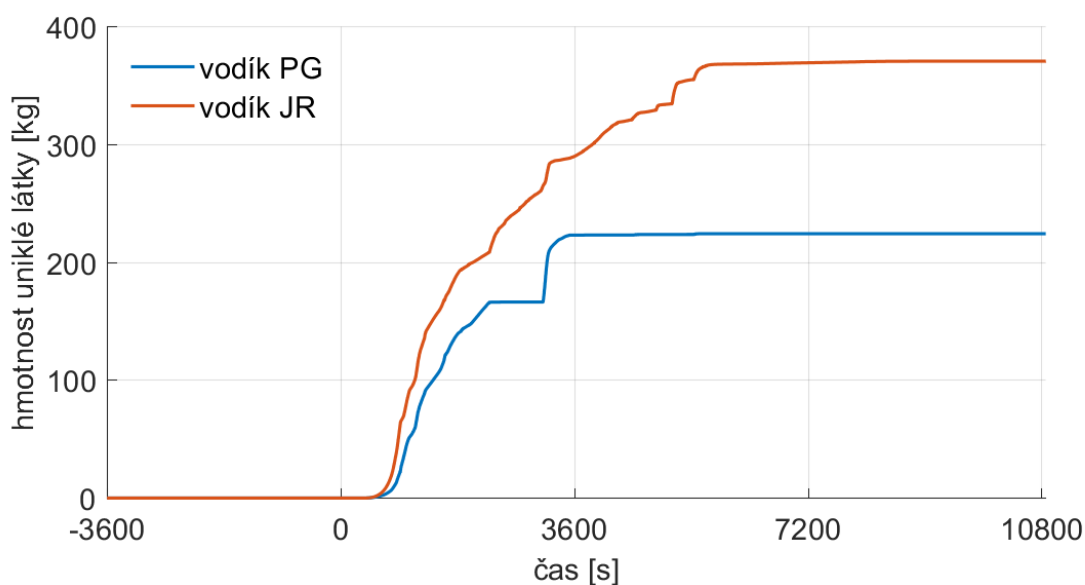
Ihned po iniciační události dochází k odtakování primárního okruhu. Začne se vyvíjet velké množství páry a voda spolu se vzniklou parou vytéká z přeseknutí do oblasti kontejnmentu. V čase 51 m 25 s dojde k selhání dolní opěrné desky a trosky spolu s taveninou se dostávají do DSK, kde se stále nachází zbylá voda, jak je vidět na Obr. 16. Tato voda se začne prudce vyvařovat a vzniklá pára proudit přeseknutím do prostor kontejnmentu.



Obr. 16 – Graf hmotnosti vyteklé vody a páry z přeseknutí ze strany od reaktoru a parogenerátoru.

6.3.1.3 Hmotnost vyteklého vodíku z primárního okruhu

K vývinu vodíku začíná docházet až po dosažení teploty, při které dochází k oxidaci zirkonia nebo oceli. Na Obr. 17 můžeme vidět opět prudký nárůst vyteklého vodíku po tom, co v čase 51 m 25 s dojde k selhání dolní opěrné desky.

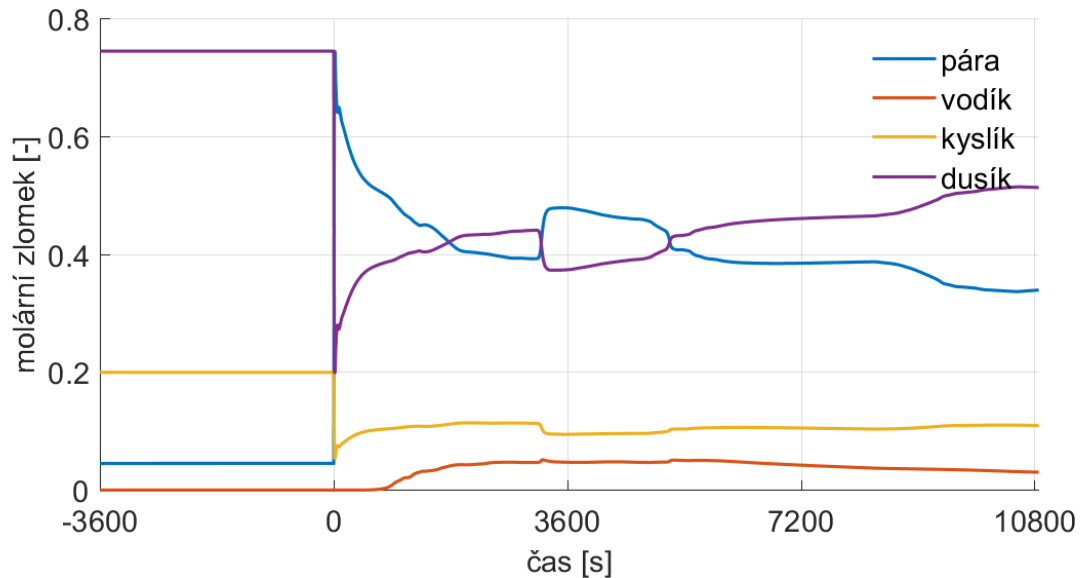


Obr. 17 – Graf hmotnosti vyteklého vodíku z přeseknutí ze strany od reaktoru a parogenerátoru.

6.3.1.4 Koncentrace vodíku v atmosféře kontejnmentu

Stejné procesy, které ovlivňují množství vyteklé vody, vodní páry a vodíku, ovlivňují i koncentrace složek v kontejnmentu. Po iniciační události koncentrace vodní páry v kontejnmentu prudce vzroste. Následný pokles je způsoben samovolnou kondenzací

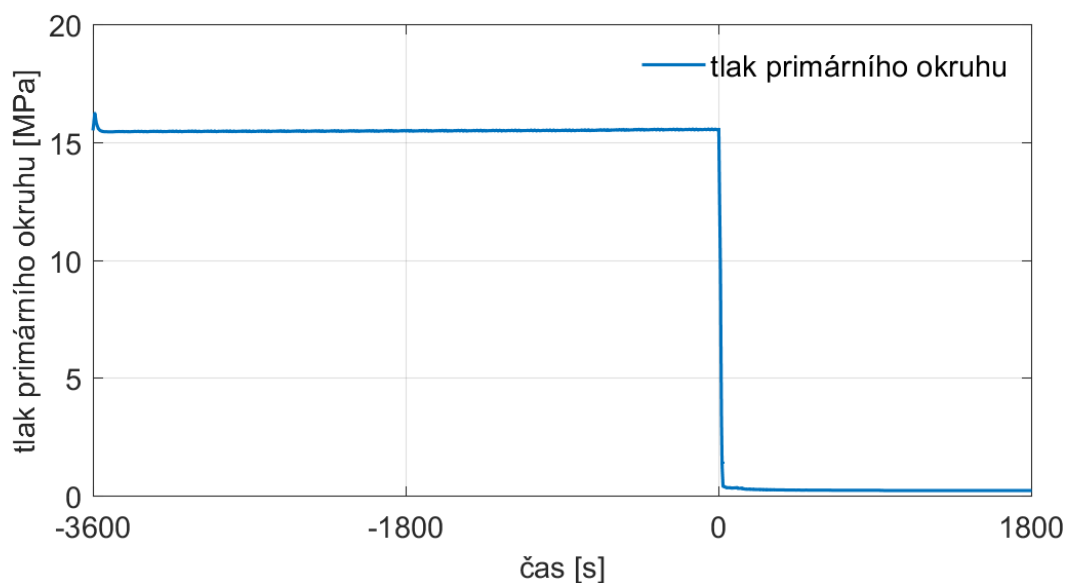
páry a kondenzací způsobenou protipožárním sprchovým systémem. Opětovný nárůst koncentrace vodní páry v čase 51 m 25 s je způsoben selháním dolní opěrné desky. Koncentrace vodíku roste poté, co začnou probíhat oxidační procesy v AZ, jak můžeme vidět na Obr. 18 a Obr. 26.



Obr. 18 – Graf koncentrace páry, vodíku, kyslíku a dusíku v kontejnmentu.

6.3.1.5 Tlak primárního okruhu

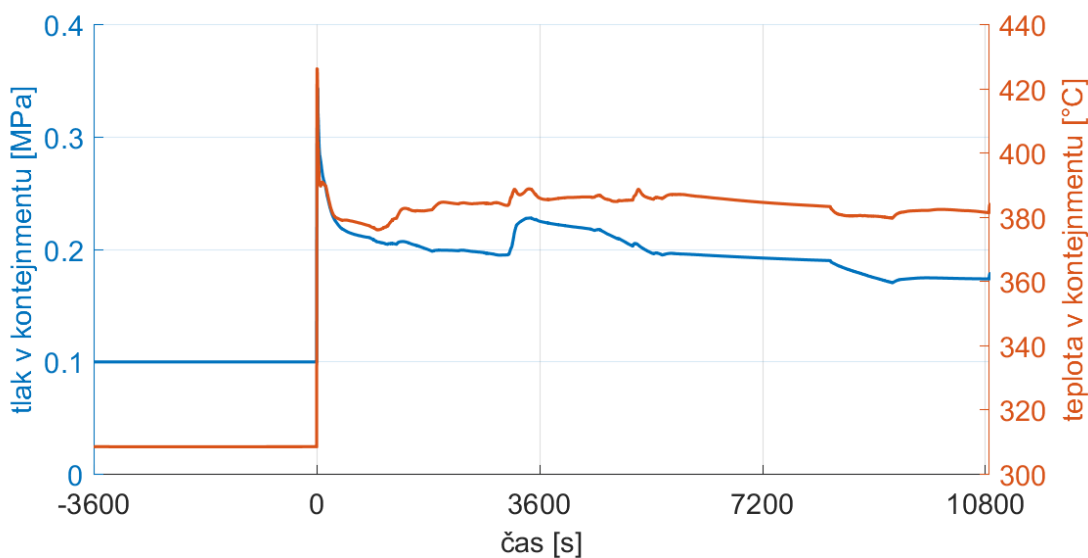
Tlak primárního okruhu po 25 s od iniciační události klesne na 0,4 MPa. Na začátku simulace je v Obr. 19 vidět počáteční nestabilita.



Obr. 19 – Graf tlaku primárního okruhu.

6.3.1.6 Tlak a teplota v kontejnmentu

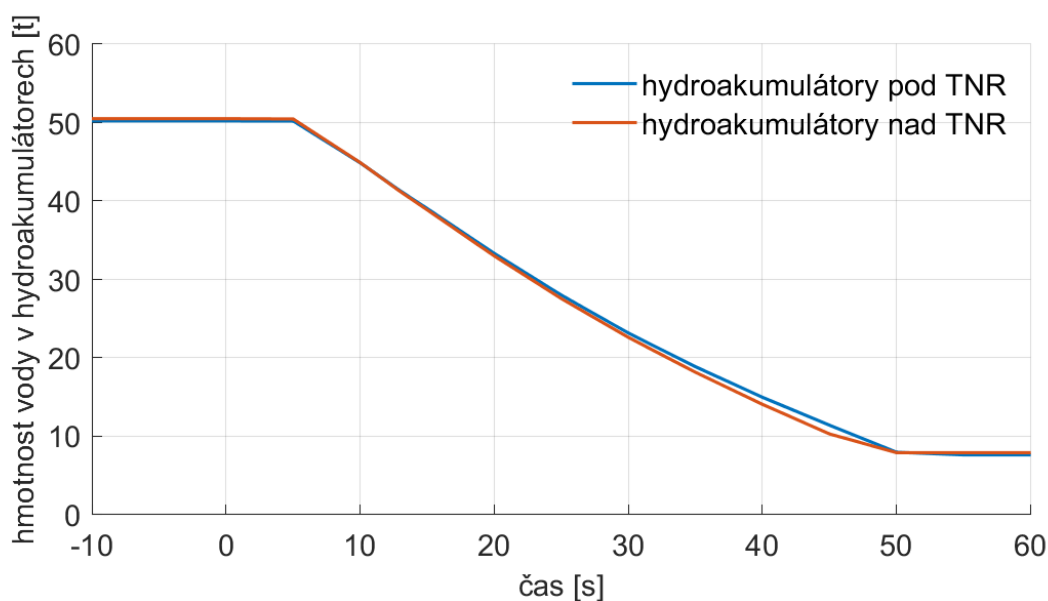
Přeseknutí potrubí primárního okruhu způsobí prudké zvýšení tlaku a teploty v kontejnmentu, viz Obr. 20. V čase selhání dolní opěrné desky se opět vlivem vyvaření vody v DSK zdvihne tlak a teplota.



Obr. 20 – Graf tlaku a teploty v kontejnmentu.

6.3.1.7 Hmotnost vody v hydroakumulátorech

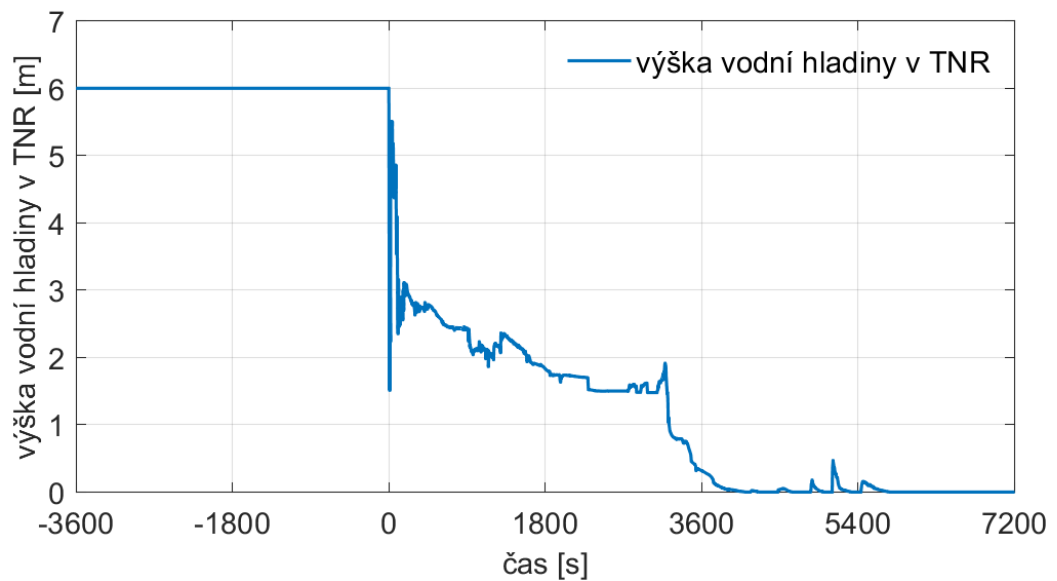
Rychlozávěrné ventily se otevřou 5 s po přeseknutí, jak je vidět na Obr. 21. Hydroakumulátory pod TNR se vyprázdní v čase 48 s a hydroakumulátory nad TNR v čase 51 s.



Obr. 21 – Graf hmotnosti vody v hydroakumulátorech.

6.3.1.8 Výška vodní hladiny v tlakové nádobě reaktoru

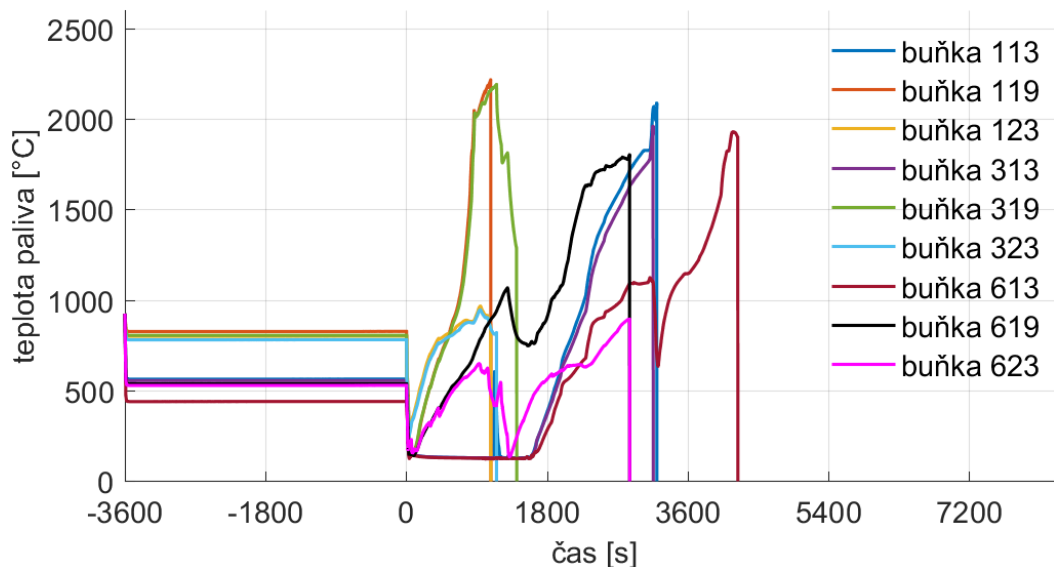
Vodní hladina v TNR ihned po iniciační události prudce klesá, viz Obr. 22. V čase 5 s se začnou vypouštět hydroakumulátory a vodní hladina stoupne do výšky 5,5 m. Po vyprázdnění hydroakumulátorů vodní hladina prudce klesne a poté postupně klesá až do úplného vyvaření vody z AZ. Po vyvaření vody z AZ se zbylá voda nachází v DSK, kam v čase 51 m 25 s spadne korium a trosky a dochází k rychlému vyvaření zbylé vody. Tato událost ovlivňuje mnoho dalších procesů.



Obr. 22 – Graf výšky vodní hladiny v TNR.

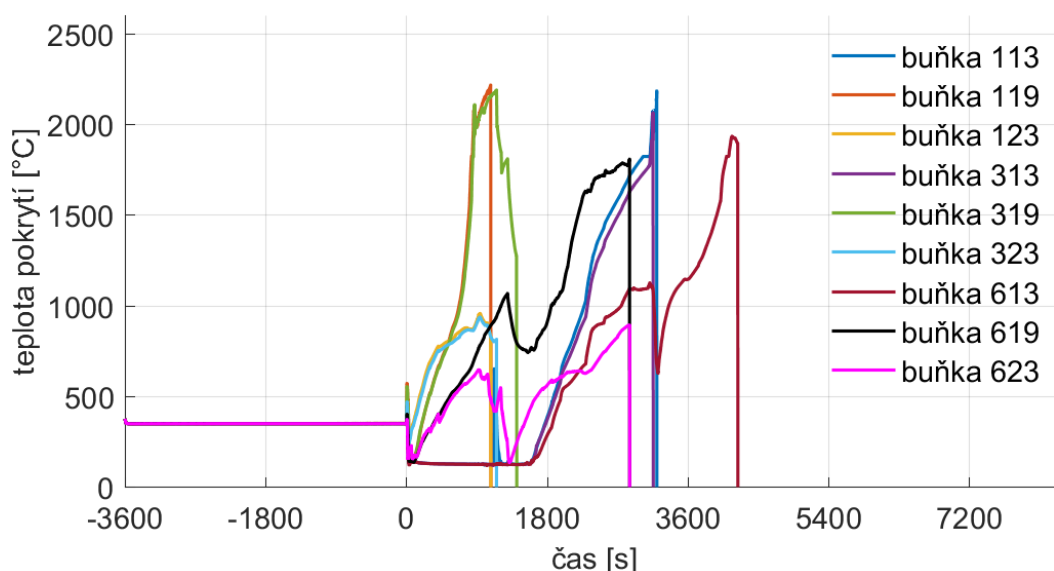
6.3.1.9 Teplota paliva a palivového pokrytí

V grafu na Obr. 23 je vynesena teplota paliva v různých radiálních prstencích a axiálních úrovních. Teplotní rozdíly paliva v jednotlivých buňkách jsou způsobené teplotním profilem AZ. Profilace tepelného výkonu je pozorovatelná i po iniciační události, kdy palivo v buňkách na krajích AZ dosahuje v píku zhruba poloviční teploty. Palivo nedosáhne hodnoty pro tavení eutektika. Maximální teplota je 2 219 °C v čase 17 m 55 s v buňce 119 (radiální prstenec 1, axiální úroveň 19). Náhlý pokles teploty paliva na teplotu 0 °C je způsobena selháním podpory, která palivo drží na pozici. Po selhání opěrných prvků a pádu paliva dochází k předefinování paliva na trosky, které se následně mohou tavit.



Obr. 23 – Graf teploty paliva na různých místech AZ.

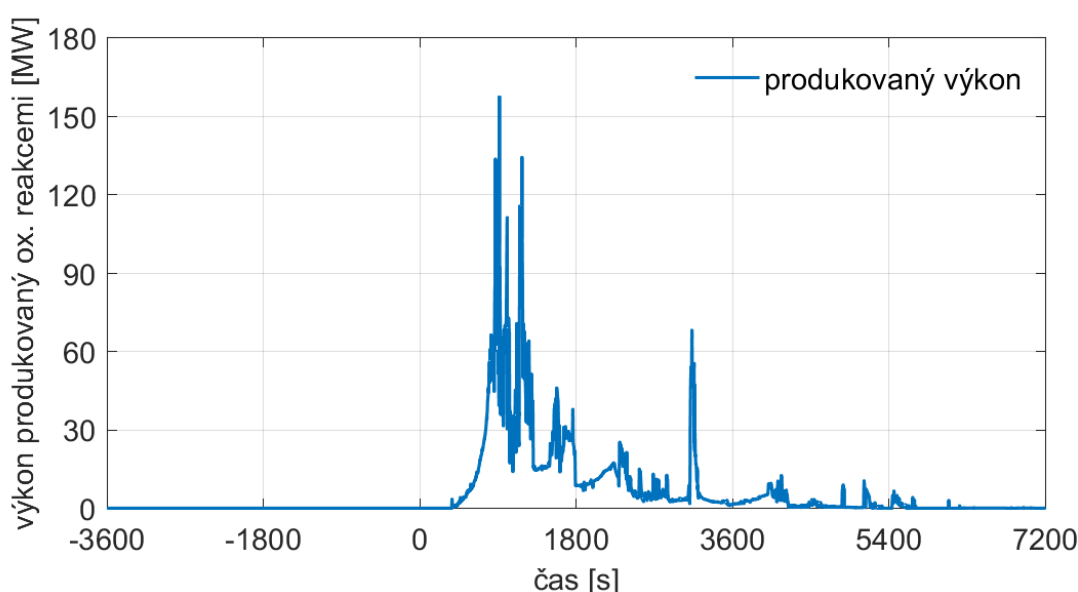
Na Obr. 24 je zobrazena teplota palivového pokrytí ve stejných radiálních prstencích a axiálních úrovních jako v případě paliva. V ustáleném stavu je teplota palivového pokrytí na všech vybraných místech AZ téměř stejná, liší se pouze nepatrně. Důvodem je velké množství chladicí vody, které dochází do přímého kontaktu s vnější stěnou palivového pokrytí. Následně po iniciační události průběh teplot kopíruje průběh teploty paliva v odpovídající buňce.



Obr. 24 – Graf teploty palivového pokrytí na různých místech AZ.

6.3.1.10 Výkon produkovaný oxidačními reakcemi

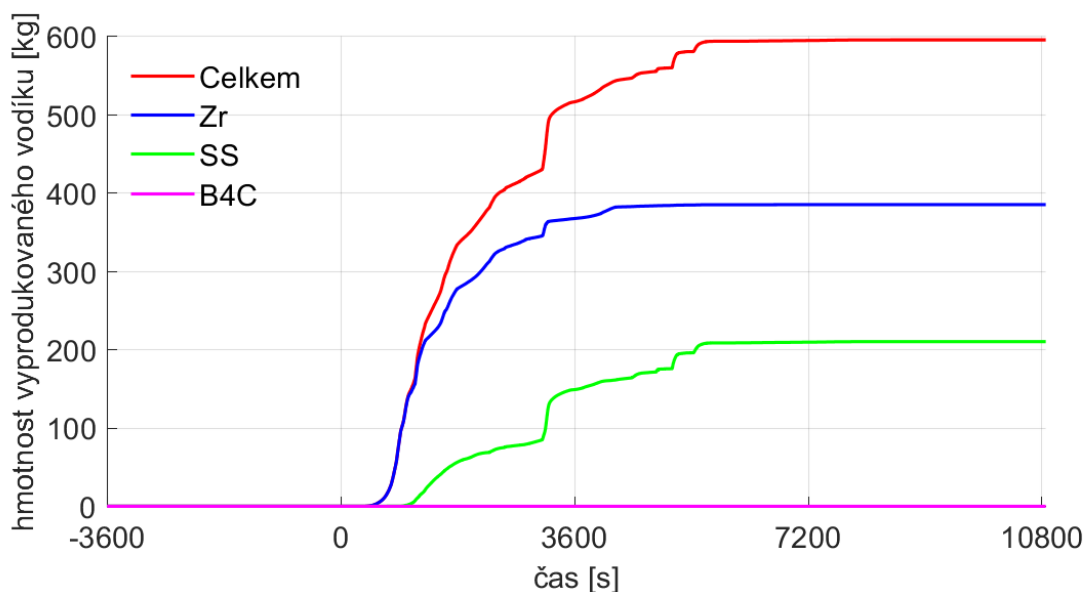
V čase 6 m 10 s započnou oxidační procesy v AZ. Pík oxidace je v čase 15 m 15 s. Po dosažení maximálního produkovaného výkonu oxidačními reakcemi 158 MW dochází k tzv. „steam starvation“, tj. probíhající oxidační reakce vyčerpali všechnu páru, to vedlo k poklesu produkovaného výkonu. Následně množství dostupné páry opět stoupne a tím i výkon produkovaný oxidačními reakcemi a vzniká druhý pík. Třetí výrazné maximum vzniká potom co selže dolní opěrná deska. Korium a trosky spadnou do DSK, kde se nachází voda.



Obr. 25 – Graf celkového výkonu produkovaného oxidačními reakcemi.

6.3.1.11 Hmotnost vygenerovaného vodíku

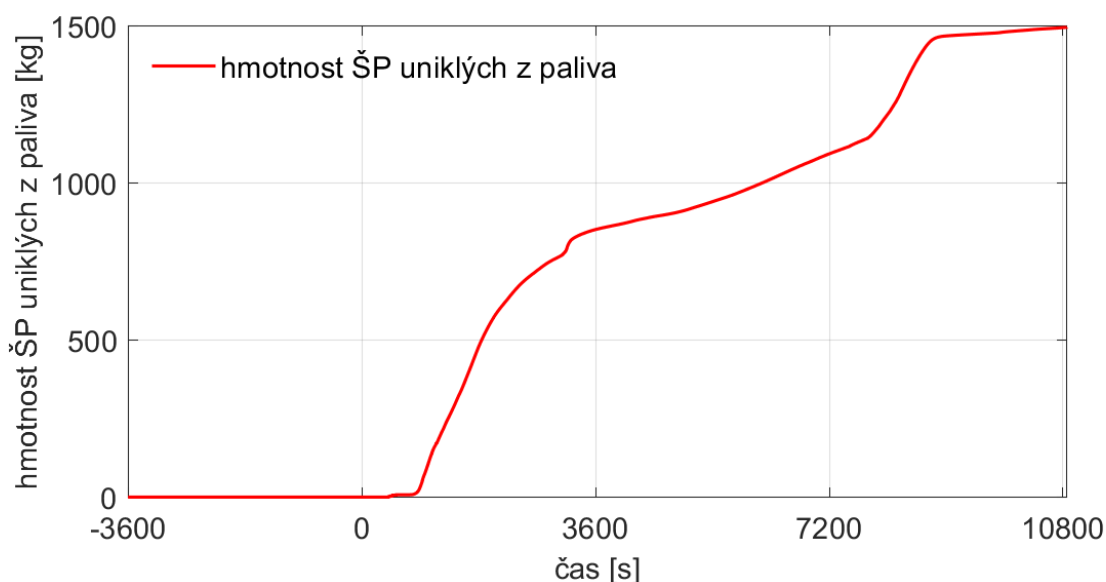
Vodík se začíná vytvářet ve chvíli, kdy začnou probíhat oxidační procesy, viz Obr. 26. V rámci zjednodušení a zrychlení výpočtu nebyla uvažována oxidace B_4C . Chyba, kterou se tím dopouštíme, je zanedbatelná – jedná se o jednotky kg vodíku. V čase selhání dolní opěrné desky se množství vyprodukovaného vodíku prudce zvýší v důsledku přísunu nové páry, a tím zrychlení oxidačních procesů, viz Obr. 25. Poté co se korium a trosky usadí na dně DSK, dochází k napadání stěny TNR, nádoba z oceli se začíná tavit a oxidovat. Dále je již množství produkovaného vodíku konstantní z důvodu nepřítomnosti vody v TNR.



Obr. 26 – Graf hmotnosti vyprodukovaného vodíku.

6.3.1.12 Hmotnost štěpných produktů uniklých z paliva

K prvnímu úniku radioaktivních štěpných produktů z palivových tyčí dochází spolu s prvním praskáním palivového pokrytí v čase 6 m 54 s – Obr. 27. K většímu nárustu dochází od doby, kdy se začínají formovat trosky, dochází k selhání většího množství pokrytí a paliva.

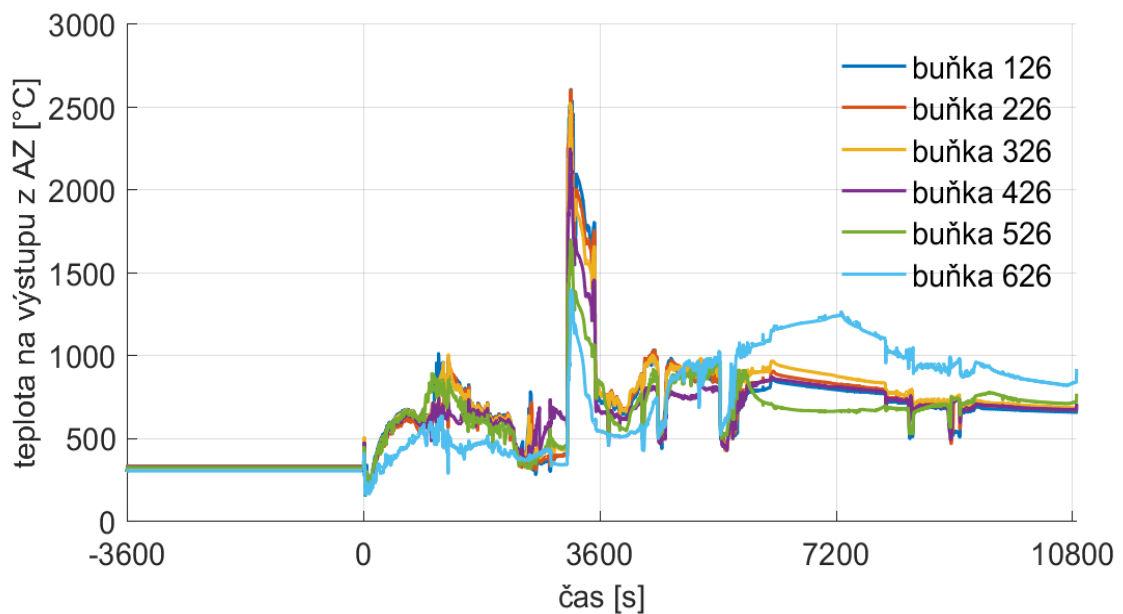


Obr. 27 – Graf hmotnosti štěpných produktů uniklých z paliva.

6.3.1.13 Teplota na výstupu z aktivní zóny

Ihned po iniciační události dochází k prudkému nárustu teploty na výstupu z aktivní zóny na zhruba 500 °C – Obr. 28. Následuje prudký pokles způsobený vypouštěním

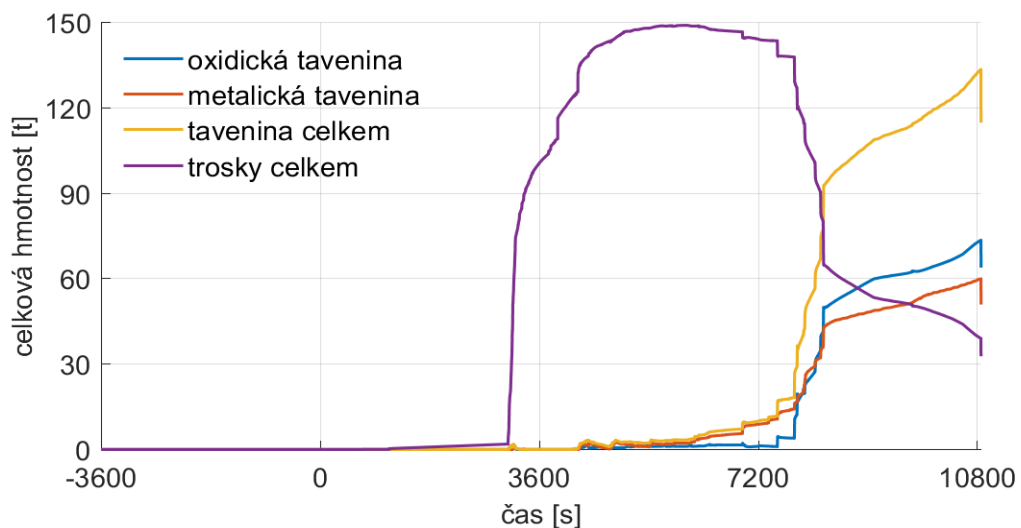
hydroakumulátorů. Další nárůst až k teplotě 1000 °C je způsobený zejména oxidací vznikající páry a Zr. Následný pokles v čase 21 m 35 s je způsobený nedostatkem páry pro další oxidační procesy a dochází k tzv. „steam starvation“. Pík teploty 2604 °C na výstupu z AZ se stal po selhání dolní opěrné desky v čase 51 m 25 s, kdy se rozžhavené trosky a korium dostalo do vody, která se v čase selhání stále nacházela v DSK. Při tomto procesu se náhle uvolní velké množství páry, která stoupá vzhůru AZ a způsobuje oxidaci dalších částí dosud nezoxidovaných částí AZ (Obr. 25), při tomto procesu se uvolňuje značné množství H₂ (Obr. 26).



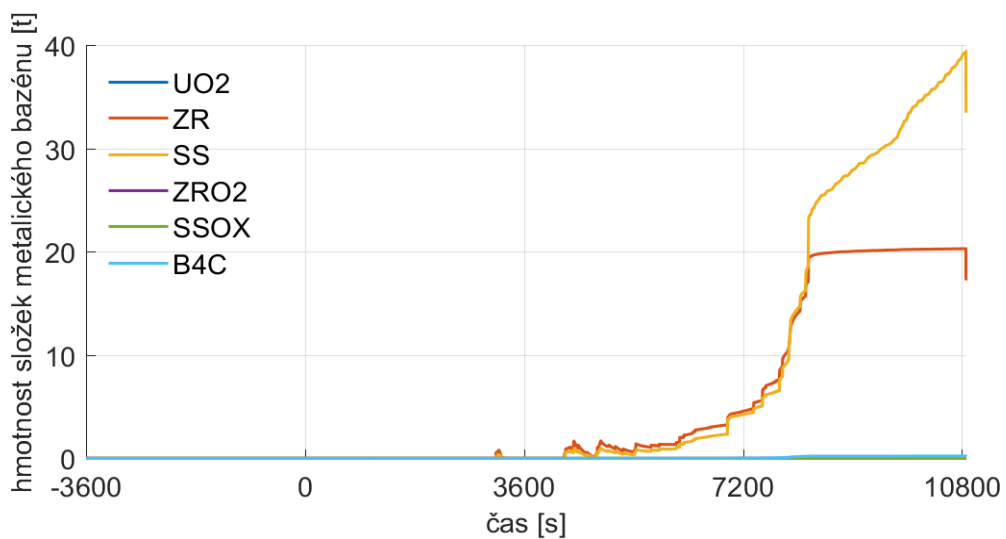
Obr. 28 – Graf teploty na výstupu z AZ.

6.3.1.14 Hmotnost trosek a taveniny v DSK

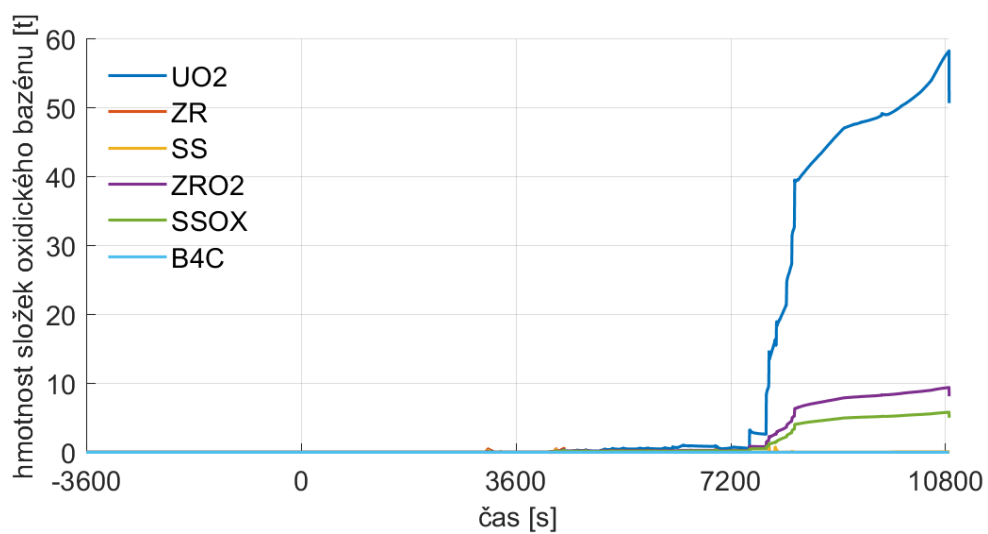
Na Obr. 29 je zobrazeno celkové množství taveniny a trosek v DSK. Výrazné množství trosek se do DSK dostává po selhání dolní opěrné desky v čase 51 m 25 s. Trosky a část taveniny se dostanou do vodního bazénu, který se začne prudce vařit a po vyvaření se trosky začínají tavit, postupně se formuje tavenina na dně TNR. Ta napadá stěnu TNR až do jejího selhání v čase 3 h 0 m 56 s. Na Obr. 30 – Obr. 32 je vidět hmotnost jednotlivých složek, které jsou obsaženy v metalickém bazénu, oxidickém bazénu a v troskách.



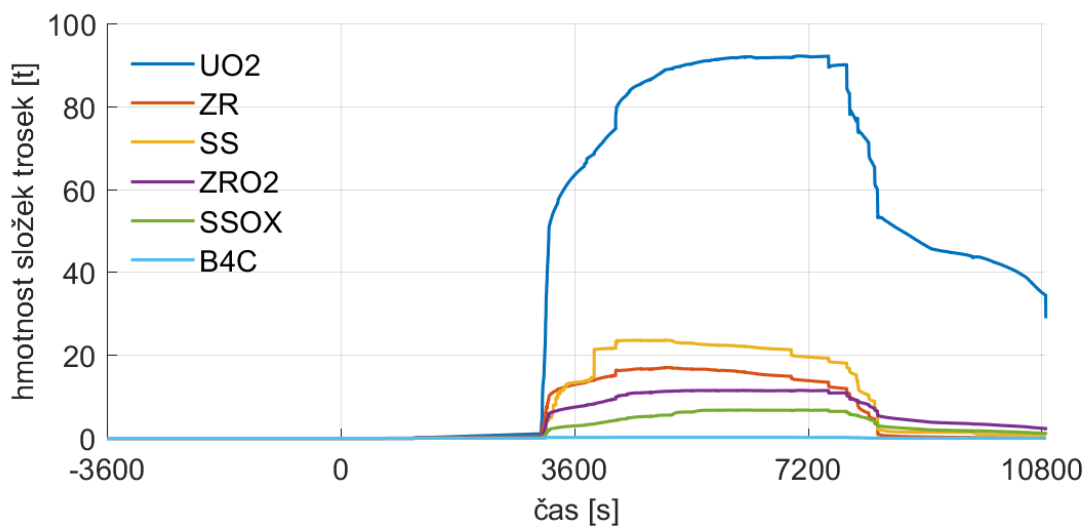
Obr. 29 – Graf celkové hmotnosti taveniny a trosky v DSK.



Obr. 30 – Graf hmotnosti jednotlivých složek obsažených v metalickém bazénu v DSK.



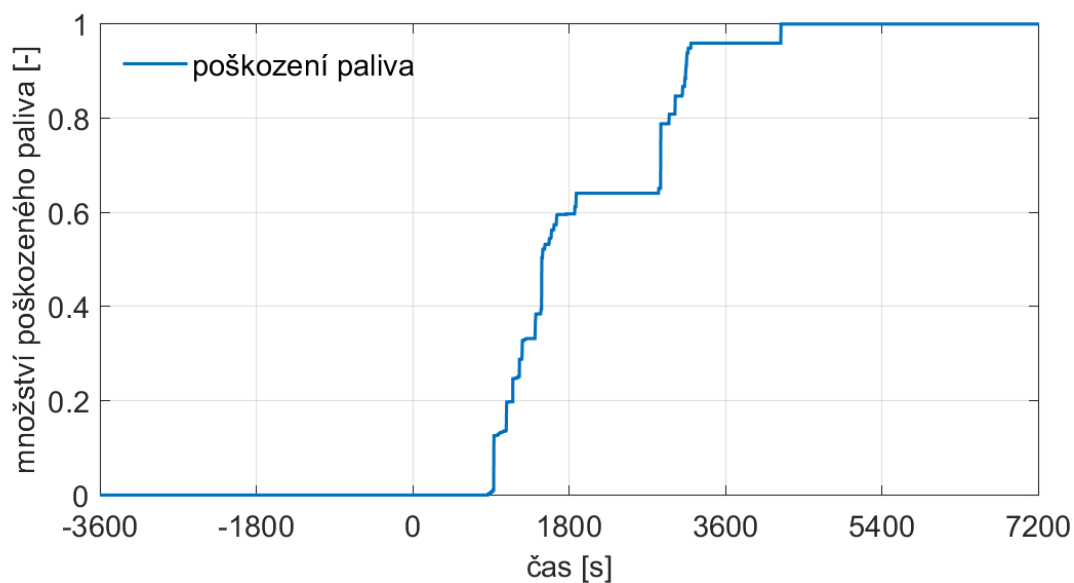
Obr. 31 – Graf hmotnosti jednotlivých složek obsažených v oxidickém bazénu v DSK.



Obr. 32 – Graf hmotnosti jednotlivých složek obsažených v troskách v DSK.

6.3.1.15 Rozsah poškození paliva

Na Obr. 32 je zobrazena jaká část paliva v AZ je považována za poškozenou. Poškozené palivo vzniká v důsledku ztráty podpory, ztékání nebo tavení. Veškeré palivo je poškozené v čase 1 h 10 m 35 s.



Obr. 33 – Graf množství poškozeného paliva v AZ.

Závěr

Cílem této bakalářské práce bylo shrnout fyzikální, chemické a jiné zásadní jevy doprovázející rozvoj těžké havárie, popsat základní strategie lokalizace roztavené aktivní zóny (tzv. koria) vně tlakové nádoby reaktoru a s využitím vybraného výpočetního nástroje spustit a vyhodnotit konkrétní scénář těžké havárie.

V rešeršní části této práce byly shrnuty tři nejvýznamnější jaderné havárie, při kterých došlo k tavení aktivní zóny, a tedy i vzniku koria – havárie Three Mile Island, Černobyl a Fukušima. Dále byla popsána bezpečnost jaderných elektráren, provozními stavy a možné iniciační události, které mohou vést až k těžké havárii s tavením aktivní zóny. Následně se práce zabývá procesy, které se začnou odehrávat v AZ jaderného reaktoru, když nějaká iniciační událost nastane. Následně byly popsány základní termohydraulické procesy, které vedou až k tavení aktivní zóny a relokaci materiálů na dno tlakové nádoby reaktoru. Ve stručnosti byly zmíněny základní systémy, které by měli zabránit výraznému a rychlému rozvoji těžké havárie, případně zmírnit její následky. Bylo popsáno korium, tj. tavenina aktivní zóny jaderného reaktoru. Jeho základní vlastnosti, interakce s betonem a způsoby, jakými způsoby se k vzniklému korigu přistupuje. Teoretická část práce byla zakončena popisem výpočetních nástrojů, které slouží pro simulování těžkých havárií jaderných elektráren.

Výpočtová část práce se zabývá simulací LOCA zároveň s SBO scénářem jaderné elektrárny s reaktorem VVER–1000 ve výpočetním programu MELCOR. Byly popsány důležité balíčky, naznačena nodalizace úlohy v MELCORu.

Byly určeny veličiny důležité z pohledu rozvoje těžké havárie. Ty byly následně zpracovány graficky a pomocí souboru hlášení MELCORu byly určeny časy klíčových událostí, ty jsou uvedeny v Tab. 5. Mezi nejdůležitější události patří počátek oxidačních reakcí v čase 6 m 10 s. K prvnímu porušení palivového pokrytí dochází v čase 6 m 54 s. Postupně se zvyšuje teplota a v čase 9 m 12 s je teplota na výstupu z aktivní zóny 650 °C. Se zvyšující se teplotou začíná docházet k degradaci aktivní zóny a první trosky se vytváří po 11 m 8 s od iniciační události. Tavení a stékání materiálu začíná v čase 14 m 23 s. V 15 m 33 s selže první palivová tyč. Jednou z nejdůležitějších událostí, která má velké následky je selhání dolní opěrné desky v čase 51 m 25 s, na tuto událost navazuje přesun

trosek a taveniny do dolní směšovací komory, prudké vyvařování vody, a to způsobuje výrazné zvýšení oxidačních reakcí. Poslední událostí, která je zaznamenána, než je simulace ukončena, je selhání dna tlakové nádoby reaktoru v čase 3 h 0 m 56 s. Časy důležitých událostí jsou pozorovatelné i na grafickém zpracování souvisejících veličin.

Těžké havárie jaderných elektráren jsou předmětem neustálého výzkumu. Cílem je vyvinout přesnější modely a tím lépe predikovat chování jaderných elektráren při událostech, které mohou potenciálně vést až k tavení aktivní zóny. Znalosti z této práce budou dále rozvíjeny v budoucí profesní kariéře a při psaní diplomové práce.

Seznam literatury

- [1] 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.
- [2] HEŘMANSKÝ, Bedřich. *Bezpečnost jaderných elektráren I, II, III, IV*. 2009.
- [3] USSR STATE COMMITTEE ON THE UTILIZATION OF ATOMIC ENERGY. *The accident at the Chernobyl' nuclear power plant and its consequences* [online]. 1986. Dostupné z: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/18/001/18001971.pdf
- [4] SUJB a SÚRO. *Patnáct let od havárie Černobylu* [online]. 2001 [vid. 2024-05-18]. Dostupné z: https://sujb.gov.cz/fileadmin/sujb/docs/dokumenty/15let_od_havarie_Cernobylu.pdf
- [5] Chernobyl's Elephant's Foot Is a Toxic Mass of Corium. *HowStuffWorks* [online]. [vid. 2023-11-19]. Dostupné z: <https://science.howstuffworks.com/chernobyl-elephants-foot.htm>
- [6] SUJB. *Havárie na jaderné elektrárně Fukušima I - 10 let poté* [online]. [vid. 2023-11-19]. Dostupné z: https://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/Fukusima/2021/Havarie_na_jadern_e_elektrarne_Fukusima_I_-_10_let_pote.pdf
- [7] INTERNATIONALE ATOMENERGIE-ORGANISATION, ed. *The Fukushima Daiichi accident*. Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency, 2015. STI/PUB. ISBN 978-92-0-107015-9.
- [8] *Fukushima Daiichi Accident* [online]. [vid. 2023-11-19]. Dostupné z: <https://world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/fukushima-daiichi-accident.aspx>
- [9] EUROPEAN NUCLEAR SAFETY REGULATORS GROUP. *Post-fukushima „stress tests“ of european nuclear power plant - contents and format of national reports* [online]. [vid. 2023-11-19]. Dostupné z: [https://www.ensreg.eu/sites/default/files/HLG_p\(2011-16\)_85%20Post%20Fukushima%20Stress%20Tests%20-%20Contents%20and%20Format%20of%20National%20Reports.pdf?fbclid=IwAR3R0irPesLbgULDWqMGKmytvbnKMXofDbpPXX3n4uWpamzbQ4hinM6gwMI](https://www.ensreg.eu/sites/default/files/HLG_p(2011-16)_85%20Post%20Fukushima%20Stress%20Tests%20-%20Contents%20and%20Format%20of%20National%20Reports.pdf?fbclid=IwAR3R0irPesLbgULDWqMGKmytvbnKMXofDbpPXX3n4uWpamzbQ4hinM6gwMI)
- [10] *Status of Fuel Debris Retrieval* [online]. [vid. 2023-11-19]. Dostupné z: <https://www.tepco.co.jp/en/hd/decommission/progress/retrieval/index-e.html>

- [11] *Zákon č. 263/2016 Sb. Atomový zákon, Část První, Hlava I, Díl 2, § 4, 2a.*
- [12] SUJB. *Deterministické bezpečnostní analýzy událostí abnormálního provozu a základních projektových nehod* [online]. Dostupné z: https://sujb.gov.cz/fileadmin/sujb/docs/dokumenty/publikace/BN-JB-2-10_final.pdf
- [13] IAEA. *The International Nuclear and Radiological Event Scale* [online]. 2013. Dostupné z: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/INES2013web.pdf>
- [14] SUJB. *INES Mezinárodní stupnice hodnocení závažnosti jaderných událostí Uživatelská příručka* [online]. 2001 [vid. 2023-12-02]. Dostupné z: <https://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/dokumenty/publikace/INES.pdf>
- [15] IAEA. *Safety of nuclear power plants* [online]. 2016. ISBN 978-92-0-109315-8. Dostupné z: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1715web-46541668.pdf>
- [16] IAEA. *Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants* [online]. 2016 [vid. 2023-12-09]. ISBN 978-92-0-104116-6. Dostupné z: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1791_web.pdf
- [17] SUJB. *Deterministické analýzy rozšířených projektových podmínek bez vážného poškození paliva (DEC A)* [online]. Dostupné z: https://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/dokumenty/publikace/BN-JB-2.2_final.pdf
- [18] SUJB. *Deterministické bezpečnostní analýzy postulovaných iniciačních událostí a scénářů DEC B* [online]. Dostupné z: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/53/044/53044651.pdf
- [19] JACQUEMAIN, Didier. *Nuclear power reactor core melt accidents: current state of knowledge*. Les Ulis: EDP sciences, 2015. Science and technology series. ISBN 978-2-7598-1835-8.
- [20] HOBBS, R.R. a G.D. MCPHERSON. *A summary of results from the loft LP-FP-2 test and their relationship to other studies at the power burst facility and of the Three Mile Island unit 2 accident*. Nuclear Energy Agency of the OECD (NEA): Organisation for Economic Co-operation and Development, 1991. ISBN 978-92-64-03339-9.

- [21] ARNOULD, F., E. BACHELLERIE, M. AUGLAIRE, B. DE BOEK, G. DRAILLARD, B. ECKARDT, F. FERRONI, R. MOFFETT a G. VAN GOETHEM. *State of the art on hydrogen passive autocatalytic recombiner* [online]. B.m.: European union PARSOAR project. Dostupné z: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/33/020/33020098.pdf
- [22] IAEA. *Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection* [online]. 2018 [vid. 2024-01-31]. ISBN 978-92-0-104718-2. Dostupné z: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1830_web.pdf
- [23] IAEA. *Severe Accident Mitigation through Improvements in Filtered Containment Vent Systems and Containment Cooling Strategies for Water Cooled Reactors* [online]. 2017 [vid. 2024-01-31]. ISBN 978-92-0-153817-8. Dostupné z: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1812_web.pdf
- [24] 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, 1–6. Dostupné z: [doi:10.1155/2019/2753789](https://doi.org/10.1155/2019/2753789)
- [25] TSURIKOV, D a V ASMOLOV. *MASCA Project: Major Activities and Results* [online]. Dostupné z: https://www.oecd-neo.org/nsd/workshops/masca2004/oc/papers/RF_ASM_M_Activities.pdf
- [26] FUKASAWA, M a S TAMURA. Thermodynamic Analysis for Molten Corium Stratification Test MASCA with Ionic Liquid U-Zr-Fe-O-B-C-FPs Database [online]. 2007, Vol. 44, No. 9, p. 1210–1219 (2007) [vid. 2024-02-03]. ISSN 1881-1248. Dostupné z: <https://www.tandfonline.com/doi/epdf/10.1080/18811248.2007.9711364?nedAccess=true>
- [27] TUOMISTO, Harri. *Overview of in-vessel retention issues and the role of RASPLAV and MASCA projects* [online]. 2004. Dostupné z: https://oecd-neo.org/nsd/workshops/masca2004/oc/papers/FIN_Tuomisto.doc
- [28] INEEL a SNU. *In-Vessel Retention Strategy for High Power Reactors* [online]. 2005 [vid. 2024-03-08]. Dostupné z: <https://inldigitallibrary.inl.gov/sites/sti/sti/3028289.pdf>
- [29] IAEA. *In-vessel Melt Retention and Ex-vessel Corium Cooling* [online]. 2020 [vid. 2024-03-01]. ISBN 978-92-0-106420-2. Dostupné z: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1906_web.pdf
- [30] JUNGJAE, L, K JIHUN, K TAEHOON, S YOUNG, K EUNHO a KU Y. CHUNG. *Overview of Ex-Vessel Cooling Strategies and Perspectives* [online]. B.m.: Korea Institute of Nuclear Safety. [vid. 2024-03-04]. Dostupné z: https://www.oecd-neo.org/nsd/workshops/masca2004/oc/papers/RF_ASM_M_Activities.pdf

z: https://www.kns.org/files/pre_paper/37/17S-854%EC%9D%B4%EC%A0%95%EC%9E%ACI.pdf

- [31] GHOLAMPOUR, M. a N. M. SHARIFLOO. *Crucible type core catcher for NPP with VVER-1000 reactor* [online]. B.m.: Moscow Power Engineering Institute - Technical University. [vid. 2024-03-05]. Dostupné z: https://inc.nsi.ir/article_7095.pdf
- [32] FARMER, M. T. *The MELTSPREAD Code for Modeling of Ex-Vessel Core Debris Spreading Behavior - Code manual - 3.0* [online]. ANL--18/30, 1483992. 2018 [vid. 2024-03-23]. Dostupné z: doi:10.2172/1483992
- [33] ARGONNE NATIONAL LABORATORY. *The CORQUENCH Code for Modeling of Ex-Vessel Corium Coolability under Top Flooding Conditions* [online]. 2018 [vid. 2024-03-23]. Dostupné z: <https://publications.anl.gov/anlpubs/2018/10/146345.pdf>
- [34] SANDIA NATIONAL LABORATORIES. *MELCOR Computer Code Manuals Vol. 1: Primer and Users' Guide Version 2.2 r2023.0*. 2023
- [35] CHAILAN et al. - 2019 - *Overview of ASTEC integral code status and perspec.pdf* [online]. [vid. 2024-04-02]. Dostupné z: <https://irsn.hal.science/irsn-04106726/document>
- [36] COMSOL. *The CFD Module User's Guide* [online]. [vid. 2024-04-02]. Dostupné z: <https://doc.comsol.com/5.4/doc/com.comsol.help.cfd/CFDModuleUsersGuide.pdf>
- [37] IAEA. *Theoretical Foundations and Applications of Computational Fluid Dynamics in Nuclear Engineering* [online]. 2023. Dostupné z: https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/TCS-77_web.pdf
- [38] IAEA. *Use of computational fluid dynamics codes for safety analysis of nuclear reactor systems* [online]. 2003 [vid. 2024-04-02]. ISBN 92-0-111003-0. Dostupné z: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1379_web.pdf
- [39] KOTOUČ, M. a T. JANDA. *Cross-walk study between MELCOR, ASTEC and MAAP: LB LOCA scenario and encountered modeling issues for the MELCOR 2.2.21402*. 14th Meeting of the European MELCOR and MACCS User Group, Ljubljana, Slovenia. April 12-14, 2023
- [40] KOTOUČ, M. et al. *Source Term Assessment for a VVER-1000/V320 Reactor Equipped with Filtered Venting: Sensitivity Study of the Impact of Different Forms of Iodine in the Containment*. Proceedings of the 11th European Review Meeting on Severe Accident Research, Stockholm, Sweden. May 13-16, 2024