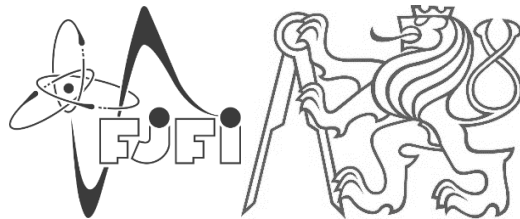


České vysoké učení technické
Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská

Katedra jaderných reaktorů
Obor: Jaderné Inženýrství



**Výpočetní simulace fyzikálních procesů při těžké havárii na tlakovodních
reaktorech s udržení taveniny v reaktorové nádobě**

**Numerical Simulation of Physical Processes During a Severe Accident on a
Pressurized Water Reactor with in Vessel Retention**

BAKALÁŘSKÁ PRÁCE

Vypracoval: Vladyslav Filipovych

Vedoucí práce: Ing. Dušan Kobylka, Ph.D.

Konzultant práce: Ing. Petr Vokáč

Rok: 2023



ZADÁNÍ BAKALÁŘSKÉ PRÁCE

Student: **Vladyslav Filipovych**

Studijní program: Aplikace přírodních věd

Obor: Jaderné inženýrství

Název práce česky: **Výpočetní simulace fyzikálních procesů při těžké havárii na tlakovodních reaktorech s udržením taveniny v reaktorové nádobě**

Název práce anglicky: Numerical Simulation of Physical Processes During a Severe Accident on a Pressurized Water Reactor with in Vessel Retention

Jazyk práce: čeština

Pokyny pro vypracování:

1. Seznamte se s principy provozu velkého energetického reaktoru II a III generace. Zaměřte se na jadernou bezpečnost a na konstrukční a organizační prvky zajišťující čtvrtou úroveň ochrany do hloubky.
2. Seznamte se s hlavními procesy a typickým průběhem těžké havárie reaktoru II generace bez zásahu pro omezení rozvoje havárie.
3. Seznamte se s funkcí systému zajištění integrity tlakové nádoby reaktoru AP600/AP1000 při těžké havárii s udržením taveniny v reaktorové nádobě (IVR). Určete hlavní procesy, které ovlivňují úspěšnou funkci systému.
4. Seznamte se s postupy vyhodnocení úspěšnosti IVR. Popište postup pravděpodobnostního vyhodnocení s využitím deterministických analýz. Zhodnoťte možnosti a omezení numerických simulací s různou mírou detailnosti pro modelování procesů zatížených velkou neurčitostí. Zaměřte se na výpočetní modely se soustředěnými parametry.
5. Seznamte se s možnostmi simulace IVR pomocí programu ASTEC. Popište vzorový vstupní model AP1000, hlavní vstupní parametry a hlavní výsledky simulace. Vyberte jeden ze vstupních parametrů zatížených velkou neurčitostí. Proveďte srovnávací výpočet s modifikovanou vstupní hodnotou a porovnání výsledků. Zhodnoťte vliv neurčitosti.

Doporučená literatura:

- [1] Sehgal B. R.: Nuclear Safety in Light Water Reactors, Severe Accident Phenomenology, ELSEVIER, 2012, ISBN: 978-0-12-388446-6
- [2] Jacquemain D. et al.: Nuclear Power Reactor Core Melt Accidents: Current State of Knowledge, EDP sciences – IRSN, 2015, ISBN: 978-2-7598-1835-8
- [3] Chailan L., Laborde L.: Overview of the integral code ASTEC V2.2, Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire, 2021, IRSN/2021-00298
- [4] Topin V. et al.: ASTEC ICARE module: user manual, Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire, 2021, IRSN/2021-00300
- [5] Theofanous T. G. et al.: In-Vessel Coolability and Retention of a Core Melt. DOE/ID-10460 VOLUME 1, October 1996.
- [6] Westinghouse: AP1000 Design Control Document Rev. 19, ML11171A500, June 21, 2011, <https://www.nrc.gov/docs/ML1117/ML11171A500.html>

Jméno a pracoviště vedoucího práce: **Ing. Dušan Kobyłka, Ph.D.**
KJR FJFI ČVUT v Praze

Jméno a pracoviště konzultanta práce: **Ing. Petr Vokáč**
ÚJV Řež, a. s.

Datum zadání bakalářské práce: 14.10. 2022

Datum odevzdání bakalářské práce: 2.8. 2023

Doba platnosti zadání je dva roky od data zadání.

V Praze dne 14.10. 2022

doc. Ing. Martin Kropík, CSc.



Garant oboru

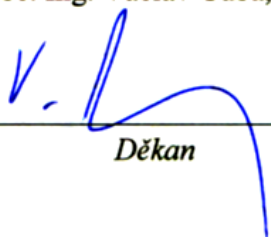
Ing. Jan Rataj, Ph.D.



Vedoucí katedry



doc. Ing. Václav Čuba, Ph.D.



Děkan

Prohlášení

Prohlašuji, že jsem svoji bakalářskou práci vypracoval samostatně a použil jsem pouze podklady uvedené v příloženém seznamu.

V Praze dne 31.7.2023


.....
Vladyslav Filipovych

Poděkování

Tímto děkuji Ing. Dušanu Kobylkovi Ph.D. a Ing. Petru Vokáčovi, za jejich cennou pomoc, odborné rady a vedení při tvorbě této bakalářské práce. Jejich podpora a vedení byly neocenitelným přínosem pro mé úsilí a pro dosažení kvalitních výsledků. Rovněž děkuji za trpělivost a ochotu vysvětlit mi složité koncepty a principy. Bez jejich pomoci by tato práce nemohla vzniknout. Opravdu si vážím jejich přínosu a jsem vděčný za jejich zapojení do mého akademického rozvoje.

Dále děkuji všem svým rodinám a přátelům za jejich podporu, povzbuzení a pochopení v průběhu studií. V neposlední řadě děkuji také všem ostatním, kteří mi pomohli a podpořili mě na mé studijní cestě.

Děkuji vám všem za vaši podporu a vstřícnost.

S úctou,
Vladyslav Filipovych

Název práce:

Výpočetní simulace fyzikálních procesů při těžké havárii na tlakovodních reaktorech s udržení taveniny v reaktorové nádobě

Autor: Vladyslav Filipovych

Studijní program: Aplikace přírodních věd

Obor: Jaderné Inženýrství

Druh práce: Bakalářská práce

Vedoucí práce: Ing. Dušan Kobylka, Ph.D.
Katedra jaderných reaktorů
Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská
ČVUT v Praze

Konzultant: Ing. Petr Vokáč
Oddělení Těžké havárie a termomechanika
Divize Jaderná bezpečnost a spolehlivost
ÚJV Řež, a. s.

Abstrakt: Při hypotetické těžké havárii na energetickém jaderném zařízení dochází k nevratnému poškození aktivní zóny reaktoru. Tato degradace sestává z několika fází: ohřev, mechanického poškození a tavení jaderného paliva, postupného zhroucení velké části komponent AZ do dolní směšovací komory a vytvoření lože trosků a taveniny na dno tlakové nádoby reaktoru (TNR). V případě absence chlazení TNR zvenku nevyhnutelně dochází k protavení jejího dna a vypuzení taveniny/trosků do betonové šachty, v opačném případě – při aplikaci strategie IVR-ERVC (angl. external reactor vessel cooling) – je zbytkové teplo a teplo produkované při chemických reakcích uvnitř TNR odváděno jejím vnějším povrchem do vody v zaplavené reaktorové šachtě. Kritériem úspěšnosti aplikace této strategie je dostatečný odvod tepla a rezerva do krize varu.

Klíčová slova: těžká havárie, degradace aktivní zóny, in-vessel melt retention, bazén taveniny (korium), kód ASTEC

Title:

Numerical Simulation of Physical Processes During a Severe Accident on a Pressurized Water Reactor with in Vessel Retention

Author: Vladyslav Filipovych

Branch of study: Application of Natural Sciences

Specialization: Nuclear Engineering

Type of thesis: Bachelor Thesis

Supervisor: Ing. Dušan Kobylka, Ph.D.
Katedra jaderných reaktorů
Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská
ČVUT v Praze

Consultant : Ing. Petr Vokáč
Oddělení Těžké havárie a termomechanika
Divize Jaderná bezpečnost a spolehlivost
ÚJV Řež, a. s.

Abstract: During a hypothetical severe accident at a nuclear power plant, irreversible damage occurs to the reactor's active zone. This degradation consists of several phases: heating, mechanical damage, and melting of nuclear fuel, gradual collapse of a significant portion of the reactor's core components into the lower plenum, and the formation of a debris bed and molten material at the bottom of the reactor pressure vessel (RPV). In the absence of external cooling of the RPV, its bottom inevitably melts, and the molten material/debris is expelled into the concrete shaft. Conversely, when applying the In-Vessel Retention with External Reactor Vessel Cooling (IVR-ERVC) strategy, the residual heat and heat generated by chemical reactions inside the RPV are transferred through its outer surface to the water in the flooded reactor cavity. The success of implementing this strategy is determined by sufficient heat removal capacity and a margin to the boiling crisis.

Key words: severe accident, core degradation, in-vessel melt retention, melt pool (corium), ASTEC code

Obsah

Seznám zkratk	13
Seznám tabulek	15
Seznám obrázků	16
Seznám kódů	17
Seznám použitých veličin	18
Úvod	19
Kapitola 1. Principy provozu jaderné elektrárny a definice těžké havárie	20
1. 1. Obecný popis JE.....	20
1. 2. Reaktor AP1000 od Westinghouse.....	22
1. 3. Legislativa zabývající se těžké havárie	23
1. 4. Důvody vzniku TH	25
1. 5. Jaderná bezpečnost	28
1. 6. Ochrana do hloubky (DiD).....	28
Kapitola 2. Obecný průběh TH	31
2. 1. Počáteční fáze do poškození AZ	31
2. 2. Poškození AZ	32
2. 3. In-vessel fáze TH.....	37
2. 4. Ex-vessel fáze	38
2. 5. Ohrožení integrity kontejnmentu.....	40
Kapitola 3. Udržení taveniny v TNR na AP600/AP1000	41
3. 1. IVR – popis filozofie a zařízení ERVC.....	41
3. 2. Procesy probíhající při IVR	42
3. 3. Průběh SBO havárie bez zásahu operátora.....	44
Kapitola 4. Postupy vyhodnocení úspěšnosti IVR	46
4. 1. Odhadování distribuce pravděpodobnosti	50
4. 2. Modelování IVR.....	50
4. 3. Pravděpodobnostní vyhodnocení	50
Kapitola 5. Simulace IVR pomocí ASTEC	52
5. 1. Základní informace o programu ASTEC	53
5. 2. Vstupní model AP1000	56
5. 3. Hlavní vstupní parametry.....	60
5. 4. Provedení simulací a jejich hlavní výsledky	60
Závěr	65
Reference	66
Příloha	68

Seznám zkratek

Zkratka	Vysvětlení
USA	Spojené státy americké
ČR	Česká republika
EU	Evropská unie
IAEA	angl. International Atomic Energy Agency – Mezinárodní agentura pro atomovou energii
SÚJB	Státní úřad pro jadernou bezpečnost
EPRI-URD	angl. EPRI Utility Requirement Document – Dokument o požadavcích od Ústavu energetického výzkumu v USA
U.S. NRC	angl. U. S. Nuclear Regulatory Commission – Jaderný regulační úřad Spojených států amerických
EUR	angl. European Utility Requirements – Požadavky kladené evropskými provozovateli
IRSN	fr. Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire - Institut pro ochranu před radiací a nukleární bezpečnost ve Francii
WENRA	angl. Western European Nuclear Regulators' Association – společenství představitelů dozorných orgánů zemí Západní Evropy
EURATOM	Evropské společenství pro atomovou energii
JE	Jaderná elektrárna
JZ	Jaderné zařízení
AZ	Aktivní zóna
TNR	Tlaková nádoba reaktoru
JP	Jaderné palivo
PG	Parní generátor
PO	Primární okruh
SO	Sekundární okruh
ŠR	Šachta reaktoru
RL	Radioaktivní látky
DSK	Dolní směšovací komora
IRWST	angl. in-containment refueling water storage tank – bazén výměny paliva uvnitř KTMT
Gen. II	Generace 2 jaderných reaktorů
Gen. III	Generace 3 jaderných reaktorů
Gen. IV	Generace 4 jaderných reaktorů
LWR	angl. Light-Water cooled Reactor – reaktor chlazen lehkou vodou
PWR	angl. Pressurized light-Water cooled Reactor – Tlakovodní reaktor
VVER	rus. Водо – водяной энергетический реактор – Vodo-vodní energetický reaktor
BWR	angl. Boiling Water Reactor – varný reaktor
ABWR	angl. Advanced BWR – pokročilý varný reaktor
ALR	angl. Advanced LWR – pokročilý tlakovodní reaktor
AP1000	angl. Advanced Passive – Pokročilý pasivní PWR s výkonem 1000MWe
ETE	JE Temelín
EDU	JE Dukovany
DBA	angl. Design Basis Accident – Základní projektové nehody
AOO	Abnormální provoz

DEC	angl. Design Extension Conditions – Rozšířené projektové podmínky: A – Bez významného poškození JP; B-Těžká havárie;
TH	Těžká havárie
LOCA	Havárie se ztrátou chladiva
SBO	Havárie se ztrátou veškerého střídavého napájení
RIA	angl. Reactivity Insertion Accident – Havárie vyvolané kladnou změnou reaktivity
DiD	angl. Defense in Depth – Ochrana do hloubky
EOP	angl. Emergency Operating Procedures – Havarijní provozní postupy
SAMG	angl. Severe Accident Management Guidelines – návod pro řízení TH
In-vessel	Fáze TH probíhající vevnitř TNR
Ex-vessel	Fáze TH probíhající vně TNR
PSA	angl. Probabilistic Safety Assessment – pravděpodobnostní hodnocení bezpečnosti
PSA1, PSA2, PSA3	Různé úrovně PSA (viz Počáteční fáze do poškození AZ)
ECCS	angl. Emergency Core Cooling Systems – Systém nouzového chlazení AZ
MCCI	angl. Molten Corium Concrete Interaction – Interakce taveniny s betonem
IVR	angl. In-vessel retention – udržení taveniny v TNR
ERVC	angl. External reactor vessel cooling – chlazení TNR z vnější strany
CHF	angl. Critical heat flux – Kritický tepelný tok
PXS	angl. passive core cooling system – Pasivní chlazení AZ

Seznám tabulek

Tab. 1 Stavby JZ podle projektu. [16]	25
Tab. 2 Základní charakteristiky jednotlivých úrovní ochrany do hloubky (část tabulky) [16]	29
Tab. 3 Radioaktivní látky pocházející z jaderné havárie [18]	34
Tab. 4 Uvolňování vodíku při interakci $B4C$ s vodní párou [26]	36
Tab. 5 Uvedení hmotného toku stékání koria (Simulace 1). [kg/s]	60
Tab. 6 Uvedení hmotného toku stékání koria (Simulace 2). [kg/s]	62
Tab. 7 Přepočtené vstupní parametry koria pro simulaci 3	63
Tab. 8 Struktura stupnice mimořádné události podle INES (český překlad) [10]	68

Seznám obrázků

Obr. 1 Základní součásti JE typu PWR [2]	21
Obr. 2 Rozměry spodní části TNR (uvedený v palcích) [6]	22
Obr. 3 Reaktor AP1000 [5]	23
Obr. 4 Stav úrovně vody na JE Záporoží po vybuchnu na Kachovské přehradě (dne 7.7.2023) [19]	27
Obr. 5 Teplotní průběh havárie	33
Obr. 6 Přemístění koria do DSK, schématický obrázek [24]	37
Obr. 7 Schéma průběhu parní exploze. [24]	39
Obr. 8 Termohydraulické procesy, probíhající při IVR	43
Obr. 9 Zaplavení šachty reaktoru během IVR [7]	44
Obr. 10 Princip pasivního dochlazování AZ v AP1000 [5]	45
Obr. 11 Schéma chlazení reaktoru v 7. hodině po IU SBO [5]	45
Obr. 12 Geometrie TNR při analýze fenoménu IVR	47
Obr. 13 Ukázka vyhodnocení IVR. a) Úspěšný případ, b) Neúspěšný případ [22]	48
Obr. 14 CHF a $q_w(\theta)$ v závislosti na úhlu θ [35]	48
Obr. 15 Rozdíl mezi jednofázovým (zleva) a dvoufázovým (zprava) prouděním při IVR [35]	49
Obr. 16 Základní schéma integrálního kódu ASTEC a jeho modulů [37]	54
Obr. 17 Nodalizační schéma modelu ERVC chlazení reaktoru AP1000	58
Obr. 18 Teplota TNR při simulaci 1 po 20000 vteřinách od začátku měření	61
Obr. 19 Maximální tepelný tok v simulaci 1. Časová změna	62
Obr. 20 Časová změna tloušťky TNR během simulace 2.	63
Obr. 21 Teplota dna TNR v čase 20000 sekund, Simulace 3	64
Obr. 22 PSA Poměr oxidovaného Zirkonia při TH na AP1000 [35]	69
Obr. 23 PSA Hmotnost oceli při TH na AP1000 [35]	69
Obr. 24 PSA čas kdy dojde k stékání koria do DSK na AP1000 [35]	70
Obr. 25 PSA výška oxidované vrstvy na AP1000 [35]	70
Obr. 26 PSA výška kovové vrstvy na AP1000 [35]	71
Obr. 27 PSA objemová hustota výkonu na AP1000 [36]	71
Obr. 28 PSA Ra číslo v oxidované vrstvě na AP1000 [35]	72
Obr. 29 PSA Ra číslo v kovové vrstvě na AP1000 [35]	72
Obr. 30 PSA Poměr tepelného toku z taveniny na stěny TNR k CHF na AP1000 [35]	73

Seznám kódů

Kód 1. Vzorový kód napsaný v jazyku Python	52
Kód 2 Vzorový kód v jazyku Analyzer.....	53
Kód 3 Zavádění CHF do struktury MDB.....	57

Seznám použitých veličin

Název veličiny	Značka veličiny	Název jednotky	Značka jednotky
Čas	t	sekunda	s
		minuta	min
		hodina	h
		den	d
Teplota	T	kelvin	K
Rychlost nárůstu teploty		kelvin za sekundu	K/s
Hmotnost	m	kilogram	kg
		tuna	t
Hmotnostní tok	\dot{m}	kilogram za sekundu	kg/s
Absolutní tlak	P	pascaly	Pa
		kilopascaly	kPa
		megapascaly	MPa
Vzdálenost, tloušťka	X, δ_w	milimetr	mm
		centimetr	cm
		metr	m
Výkon elektrický	P_e	megawatt elektrický	MW _e
Výkon tepelný	P_t	megawatt tepelný	MW _t
Plošná hustota tepelného toku, CHF	q, q_w, q_{CHF}	kilowatt na metr čtvercový	$\frac{kW}{m^2}$
		megawatt na metr čtvercový	$\frac{MW}{m^2}$
Úhel	θ	radiány	-, rad
Maximální úhel kovové vrstvy	θ_p	radiány	-, rad
Maximální úhel neoxidovaného koria	θ_t	radiány	-, rad
Změna entalpie	ΔH	kilojoule na jeden mol	$\frac{kJ}{mol}$
Plynová konstanta	R	Joule na jeden mol za jeden kelvin	$\frac{J}{mol * K}$
Grashofovo podobnostní číslo	Gr	bezrozměrné	-
Prandtlovo podobnostní číslo	Pr	bezrozměrné	-
Dammkohlerovo podobnostní číslo	Da	bezrozměrné	-
Nusseltovo podobnostní číslo	Nu	bezrozměrné	-
Rayleighova podobnostní čísla	Ra, Ra^*	bezrozměrná	-

Úvod

Během studené války (1947 - 1991), která probíhala mezi USSR a USA, a éry "Atomu pro mír", která započala v roce 1953, se začala rozvíjet jaderná energetika jako klíčový prvek energetického sektoru a zároveň jako symbol technologického pokroku. První jaderná elektrárna začala produkovat elektrickou energii v roce 1954 v bývalém Sovětském svazu, a od té doby se jaderná energetika stala důležitou součástí energetického mixu mnoha zemí po celém světě.

Jaderné elektrárny patří mezi klíčové zdroje elektrické energie, které se využívají po celém světě. Provoz těchto elektráren však zahrnuje rizika těžké havárie. Proto s rozvojem jaderných elektráren se však začala rozvíjet i jaderná bezpečnost, která v průběhu let stala jednou z nejdůležitějších priorit v oblasti jaderné energetiky. Tyto havárie mohou být způsobeny vnější událostí, selháním systémů nebo lidskou chybou. V takovém případě dochází k narušení integrity jaderného reaktoru a úniku radioaktivních látek, který může způsobit závažné škody na životním prostředí a zdraví obyvatelstva. Aby bylo možné minimalizovat riziko těžkých havárií a maximalizovat bezpečnost jaderných elektráren, musí být provedena pečlivá analýza a simulace provozních a havarijních podmínek.

Série těžkých havárií, jako byly ty v Three Mile Island (1979), Černobyli (1986) a Fukušimě (2011), ukázaly, že jaderná bezpečnost musí být neustále zdokonalována a posilována. Tyto události přispěly k vývoji nových strategií a technologií, které mají za cíl minimalizovat riziko jaderných havárií a jejich dopad na životní prostředí a veřejné zdraví.

Po havárii v japonské Fukušimě došlo ke změnám právních předpisů v rámci EURATOM, což vedlo k úpravě zákonů v České republice. Tyto změny si kladly za cíl zvýšit úroveň jaderné bezpečnosti a přizpůsobit ji nejnovějším poznatkům a technologiím. Kromě toho konflikt na Ukrajině a potenciální dopady na jadernou energetiku v regionu zdůrazňují důležitost neustálého zlepšování a zajišťování jaderné bezpečnosti.

Strategie pro zastavení rozvoje těžké havárie označovaná jako In-vessel Retention (IVR) představuje jednu z nejnovějších inovací v oblasti jaderné bezpečnosti, která má za cíl zvýšit ochranu jaderných reaktorů před nebezpečnými úniky radioaktivního materiálu a minimalizovat riziko jaderné havárie. Pečlivá analýza a simulace provozních podmínek jaderných elektráren jsou nezbytné pro minimalizaci rizika těžkých havárií a maximalizaci jejich bezpečnosti. Tyto analýzy umožňují inženýrům a vědcům předvídat možné selhání systémů a lidských chyb, které by mohly vést k narušení integrity jaderného reaktoru a úniku radioaktivních látek. Díky těmto poznatkům je možné vyvíjet a zdokonalovat strategie bezpečnosti, jako je IVR, které chrání životní prostředí a veřejné zdraví.

V současném světě, kde je jaderná energetika klíčovým zdrojem elektrické energie, je neustálý vývoj a zlepšování jaderné bezpečnosti nezbytným předpokladem pro udržitelný a bezpečný provoz jaderných elektráren. Bakalářská práce na téma strategie IVR tak přispívá k dalšímu zkoumání a rozvoji jaderné bezpečnosti, což je základním kamenem pro bezpečnou a udržitelnou budoucnost jaderné energetiky.

Kapitola 1. Principy provozu jaderné elektrárny a definice těžké havárie

1. 1. Obecný popis JE

Princip práce jaderné elektrárny (JE) je výroba elektrické energie pomocí přeměny vazebné energie v jádře (tj. hlavně kinetická energie štěpných fragmentů a rozpadu štěpných produktů) na elektrickou energii přes tepelnou a mechanickou.

Za začátek rozvoje jaderné energetiky se považuje rok 1953, kdy prezident USA Eisenhower představil využití atomu nejen pro výrobu jaderných zbraní ale i pro mírové využití na výrobu energie. Tím byl spuštěn vývoj první generace jaderných reaktorů, tj. prvních průmyslových prototypů.

Nejpočetnější generací (Gen. II) reaktorů jsou první varianty komerčních jaderných elektráren. Mezi ně patří lehkovodní reaktory (angl. Light-Water cooled Reactor | LWR), které se dále dělí na velké tlakovodní reaktory (angl. Pressurized light-Water cooled Reactor | PWR nebo rus. Vodo-Vodyanoy Energetičeskij Reaktor | VVER), varné reaktory (angl. Boiling Water Reactor | BWR), těžkovodní reaktory (např. CANDU), grafitem moderované reaktory (např. sovětský reaktor RBMK) a další.

Třetí generace (Gen. III) JR představuje evoluci Gen. II s velkým množstvím změn a vylepšení. Mezi hlavní vylepšení patří vylepšení využití paliva, standardizace konstrukce a značné vylepšení bezpečnostních systémů (zejména doplněním systémů založených na pasivním odvodu zbytkového výkonu). Celkové vylepšení konstrukce umožňuje prodloužit dobu provozu z cca. 40 let až na 80 let. Prvními z nich byly pokročilé varné reaktory (angl. Advanced BWR | ABWR) a pokročilé lehkovodní reaktory (angl. Advanced LWR | ALWR). [1]

Vývoj jaderných reaktorů pokračoval a byla zahájena vývojová fáze Gen. IV, která se zaměřuje na vytvoření nových typů reaktorů s vysokou účinností, ekonomičností a bezpečností. Celkově reaktory Gen. IV musí odpovídat následujícím podmínkám [2] [1] :

- **Udržitelnost jaderné energetiky** – schopnost uspokojit potřeby současné generace a zároveň navýšení schopnosti dalších generací uspokojit energetické potřeby obyvatelstva v budoucnu.
- **Konkurenceschopnost jaderné energetiky** – pomocí inovativních metod snížit náklady na stavbu a provoz jaderných zařízení, ještě lepší využití paliva a zjednodušení designu JE.
- **Bezpečnost a spolehlivost** – bezpečný a spolehlivý provoz, zlepšené zvládnutí havárií a minimalizaci následků, ochranu investic a sníženou potřebu reakce na mimořádné události mimo JE.
- **Odolnost proti šíření zbraní a fyzická ochrana** – odolnost vůči riziku šíření jaderných zbraní a fyzická ochrana proti terorismu.

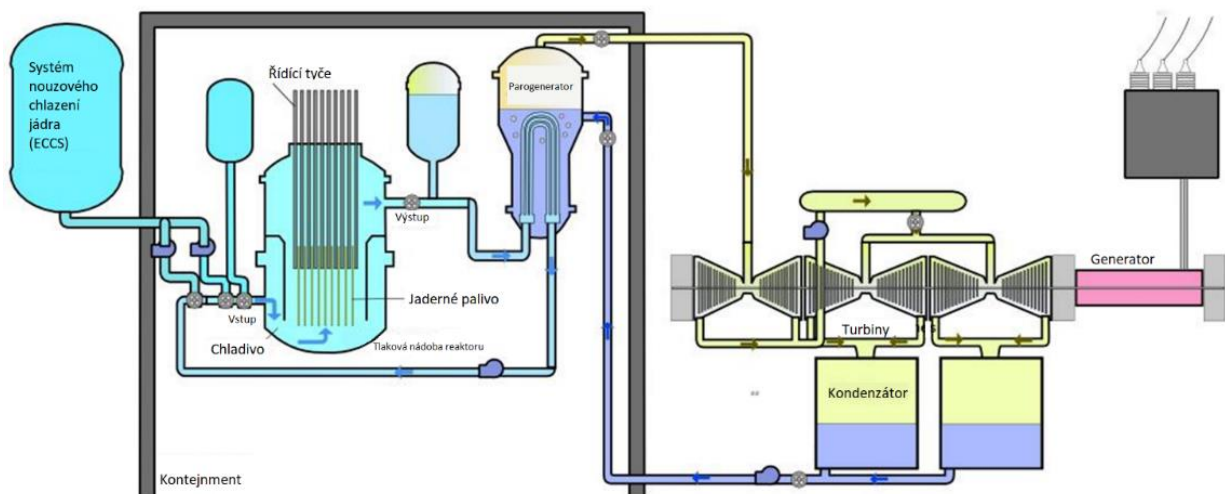
Jaderná elektrárna představuje komplexní systém, obsahujícím mnoho prvků (dílů JE), funkce každého zajišťuje normální provoz i řešení havarijních situací JE (Zjednodušené schéma je na Obr. 1). Hlavními systémy jsou:

- **Jaderný reaktor** – zařízení, které umožňuje dlouhodobě udržet řízenou štěpnou jadernou reakci. Představuje tepelný zdroj, do kterého vstupuje chladivo, a vystupuje chladivo ohřáté. Je v podstatě složen s dvou zásadních součástí – aktivní zóny (AZ) tj. místa kde probíhá štěpná řetězová reakce a tlakové nádoby reaktoru (TNR), tj. kovový obal, který zajišťuje určitou polohu všech vnitřních komponent a drží tlak chladiva, které přes AZ proudí.
- **Chladicí okruhy** (primární okruh (PO), sekundární okruh (SO), další okruhy) – soubor trubek, čerpadel a tepelných výměníků, které zajistí odvod tepla z reaktoru (pomocí chladiva) a zajišťují optimální pracovní teplotu jaderného paliva.
- **Parogenerátor (PG)**– slouží pro přenos tepla mezi primárním a sekundárním okruhy. Je používán v PWR a jeho název pochází z důvodu produkce páry v SO.

- **Turbína** – zařízení, které převádí vnitřní a tlakovou energii páry na mechanickou energii, která pohání generátor.
- **Kontejnment (KTMT)** – poslední bariera zabraňující úniku nebezpečných látek do životního prostředí.
- **Další součásti JE** – Bezpečnostní systémy, kondenzátor, manipulátory paliva apod.

Úspěšnost funkce JE zajištěna pomocí **bezpečnostních a havarijních systémů**, které jsou aktivní a pasivní, a zajišťují bezpečný provoz reaktoru, popř. potlačování havárii. Navíc TNR je obklopená **izolací reaktoru** (angl. Reactor Vessel Insulation) které slouží na reaktorech typu PWR jako stínění proti tepelnému a ionizujícímu záření. AZ v reaktorech typu PWR je rozdělená do několika hlavních součástí [1] :

- **Palivová tyč**, (Jaderné palivo | JP) která je tvořená palivovými tabletami uzavřeném v pokrytí. Tableta je vyrobená ze štěpného materiálu (většinou z obohaceného uranu někdy s přidavkem plutonia) ve formě oxidů. Podlé potřeby je do tablety přidán vyhořívající absorbátor. Pokrytí paliva je tenkostěnná trubka, zpravidla vyrobená se slitin zirkonia a z horní a dolní strany je uzavřena koncovkami stejného materiálu, které zajišťují hermetičnost tohoto pokrytí. Mezi tabletami a stěnou porýti je mezera, kompenzující dilataci, mechanické a tlakové namáhání. Táto mezera je vyplněna héliem, který zajišťuje dobrý přenos tepla. Horní konec JP obsahuje volný prostor (tzv. “gas plenum”) pro shromažďování štěpného plynu. Zároveň mezi palivovými tablety a horní koncovkou je natažená pružina.
- **Řídící tyče** pro regulaci provozu JE na konstantním výkonu nebo změnu provozních režimu případně odstavení nebo najíždění reaktoru. Regulace reaktoru je dána změnou polohy řídicích tyčí. Pro popis regulace výkonu na JE se zavádí reaktivita. Reaktivita je fyzikální veličina, která udává odklon reaktorového systému od kritického stavu. Je závislá na podílu neutronů nové generace a staré (tzv. koeficientu násobení) a její pozitivní přírůstek znamená posun reaktoru k nadkritickému stavu (tj. zvětšení koeficientu násobení a tím i narůst výkonu reaktoru). Záporný přírůstek reaktivity ukazuje na posun směrem k pod kritickému stavu (snížení koeficientu násobení a výkonu). [4]
- **Palivový soubor**, konstrukční sestava palivových tyčí a vodicích trubek pro řídicí tyče.
- **Moderátor**, ve které dochází ke snižování kinetické energii neutronů na tepelné energie. Většinou je jím voda, která i zároveň slouží jako chladivo pro odvod tepla z AZ.
- **Reflektor**, představuje tlustou vrstvu těžkého materiálu bez přítomnosti paliva a používá se pro snižování úniku neutronů mimo AZ a tím i zmenšení kritických rozměrů AZ.

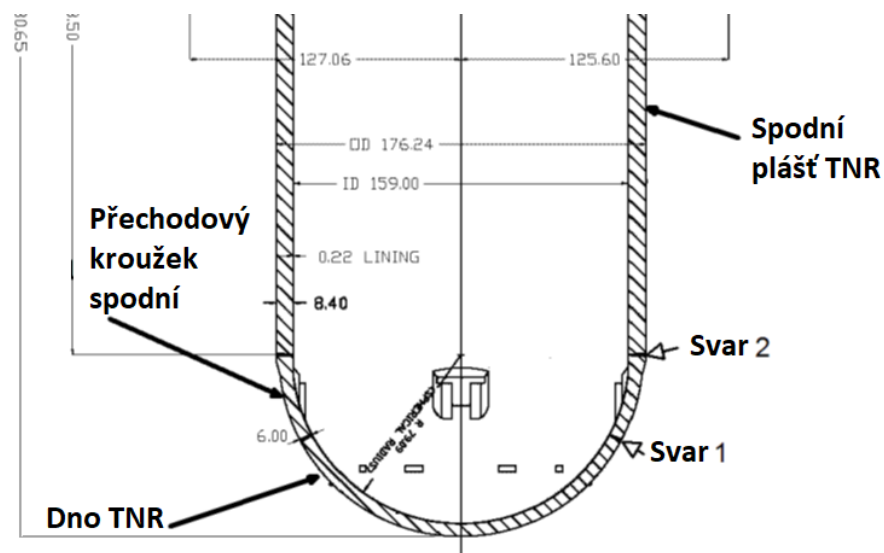


Obr. 1 Základní součásti JE typu PWR [2]

1. 2. Reaktor AP1000 od Westinghouse

AP1000 je pokročilý tlakovodní reaktor (PWR) navržený společností Westinghouse Electric Company. Tento reaktor má řadu inovativních vlastností, které zahrnují pasivní bezpečnostní systémy a snížení počtu aktivních zařízení, což snižuje riziko chyb a zvyšuje spolehlivost.

AP1000 je moderní jaderná elektrárna s vylepšenými designovými prvky, které zvyšují produkci elektřiny, zajistí dostupnější výstavbu a zlepšují využitelnost elektrárny. Elektrárna má 18ti-měsíční palivový cyklus pro zvýšené využití a snížení celkových nákladů na palivo. Díky pasivním bezpečnostním prvkům má výrazně nižší nároky na údržbu, testování a inspekci, a tedy i menší počet pracovníků pro údržbu. [5]



Obr. 2 Rozměry spodní části TNR (uvedeny v palcích) [6]

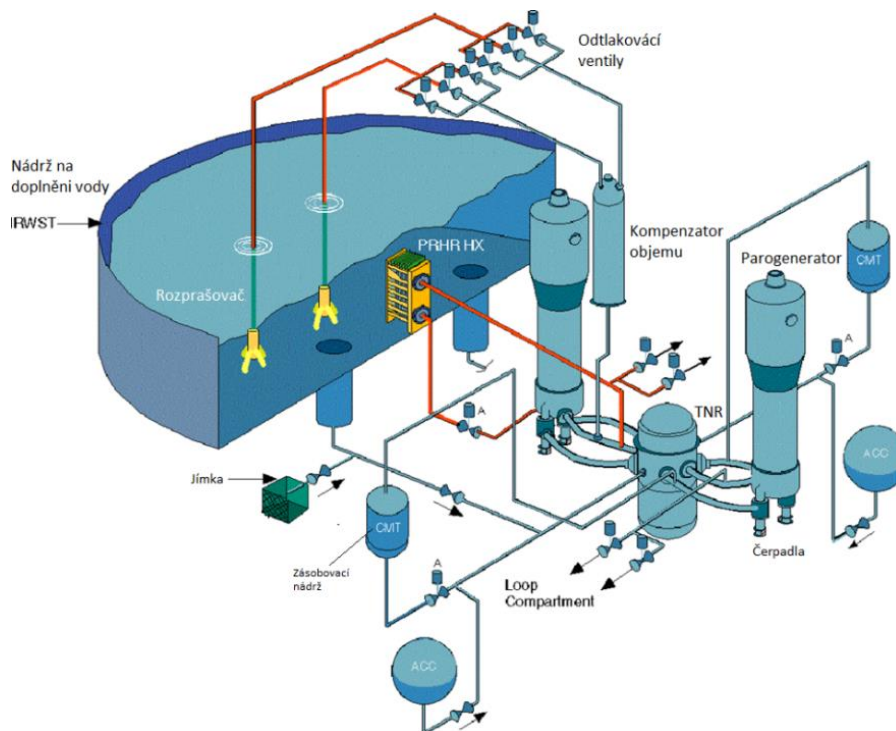
TNR má vnitřní průměr 4,039 m a je 12 metrů vysoká. Dno TNR je tvaru koule a jeho vnitřní průměr odpovídá vnitřnímu průměru cylindrické části. Tloušťka TNR se v přechodovém dílu mění od 15 cm ve sférickém dně TNR až po 21.3 cm v cylindrické části (Obr. 2). Chladivem primárního okruhu je voda, a vstupuje do TNR s teplotou 554 K při tlaku 15,96 MPa. Na výstupu je chladivo ohřáté na 597 K a vystupuje při tlaku 15,64 MPa. Reaktor má termický výkon 3415 MW_t, co zajišťuje elektrický výkon v 1100 MW_e a jeho plánovaná životnost je 60 let. [7] [8]

Materiály používané pro různé komponenty TNR AP1000 jsou následující [7] [9] :

- **TNR a její konstrukční komponenty:** Ocel typ SA508, třída 3, třída 1
- **Pokrytí JP, vodicí trubky, mřížka palivového souboru:** Slitina Zirkonia typ Zircalloy – 4, resp. značková slitina ZIRLO™ společnosti Westinghouse
- **JP (palivová tableta):** UO₂
- **Absorbátor:** B₄C v ocelovém pokrytí

AZ reaktoru AP1000 se skládá ze 157 palivových souborů. Každý soubor obsahuje 264 palivových tyčí (délka aktivního paliva je 4,27 m) rozložené ve čtvercovém poli 17x17. Centrální místo v palivovém souboru má vodicí trubku, která je vyhrazena pro vnitřní vnitroreaktorové měření. Štěpná reakce je moderovaná vodou a řízená pomocí řídicích tyčí, které obsahuje pelety absorbátoru. Zbýlé 24 místa v palivovém souboru je speciálně vybavené vodicími trubkami pro ně. Řídicí tyče jsou sestaveny do klastru, který se pomocí ovládacího mechanismu zasouvá do vodicích trubek v palivovém souboru. Klastrů je celkem 69. Pro ovládací mechanismus každého klastru je na víku reaktoru otvor o vnějším průměru 10.16 cm. [9]

Pro zajištění bezpečnosti AP1000 je voda čerpána z bazénu pro výměnu paliva (angl. in-containment refueling water storage tank | IRWST). Tato nádrž se nachází přímo uvnitř KTMT a slouží k zásobování vody v případě potřeby během procesu doplňování chladiva. Tím je zajištěno, že voda je přítomna v blízkosti reaktoru a může být použita pro chlazení a další bezpečnostní účely. IRWST je důležitou součástí celkového systému chlazení a zajišťuje dostatečné množství vody pro reakce v případě potenciálních havarijních situací. Tato integrovaná konstrukce umožňuje efektivní a rychlou reakci na potenciální problémy a přispívá k vysoké úrovni bezpečnosti AP1000.



Obr. 3 Reaktor AP1000 [5]

AP1000 je navržen tak, aby byl snadno udržován. Má méně ventilů a aktivních systémů, což snižuje počet testů. Systém řízení a kontroly je digitální. Standardizované komponenty zase snižují nároky na náhradní díly, výcvik personálu a dobu údržby. V oblasti minimalizace nákladů na provoz a údržbu potřebuje díky moderním technologiím méně zaměstnanců, méně vybavení k testování a údržbě a snižuje radiační zátěž pracovníků. Díky možnosti rychlé výměny paliva, (např. díky zjednodušení sejmutí vika reaktoru) je dosaženo kratších odstávek. To vše umožňuje produkci elektřiny s nižšími náklady na provoz a údržbu v porovnání s ostatními jadernými elektrárnami.

Celkově je AP1000 pokročilým a spolehlivým reaktorem, který splňuje nejpřísnější bezpečnostní normy a podmínky Gen. III+, požadavek EPRI-URD (angl. EPRI Utility Requirements Document – Dokumentu o požadavcích od Ústavu energetického výzkumu v USA), EUR a U.S. NRC.

1. 3. Legislativa zabývající se těžké havárie

Pojem těžká havárie (TH) se může lišit v různých státech a někdy i organizacích. Nejvýznamnější je pro ČR terminologie, která je daná Státním úřadem pro jadernou bezpečnost (SÚJB) a Mezinárodní agentury atomovou energii (IAEA). Samozřejmě existuje i více definic, např. od Jaderného regulačního úřadu Spojených států amerických (angl. U.S. NRC – United States National Regulatory Commission) a Institutu pro ochranu před radiací a nukleární bezpečnost ve Francii (fr. IRSN – Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire). Tyto definice jsou:

- **SÚJB** – “Nadprojektová nehoda, při které došlo k vážnému poškození a ztrátě geometrie aktivní zóny (AZ) reaktoru nebo palivových souborů (PS), a která může vést k radiační nehodě. (Pro lehkovodní reaktory je těžká havárie ztotožňována s havárií spojenou s významným tavením aktivní zóny.)“ [10]
- **IAEA** – “Těžká havárie je druh nadprojektové havárie, která je spojena s významným poškozením AZ z důvodu neřízeného rychlého narušení reaktivity aktivní zóny nebo pomalého tavení aktivní zóny z důvodu jejího nedostatečného chlazení.“ [11]
- **US NRC** – “Druh havárie, která může ohrozit bezpečnostní systémy na úrovni mnohem vyšší, než se očekávalo.“ [12]
- **IRSN** – “Pojem těžká havárie představuje událost, která způsobí významné poškození paliva v reaktoru a ve výsledku vede více či méně ke kompletnímu tavení AZ.“ [13]

Všechny definice, avšak se shodují na jednom: těžká havárie je vážná událost, která vede k významnému poškození reaktoru a může mít za následek ztrátu integrity aktivní zóny nebo tavení palivových souborů. Jedná se o nadprojektovou nehodu, která překračuje očekávanou úroveň bezpečnostních systémů. Procesy při těžké havárii ohrožují poslední bariéru proti úniku radioaktivních látek – kontejnment. V důsledku toho dochází k ohrožení životního prostředí a zdraví obyvatelstva v okolí havarovaného reaktoru.

Česká legislativa (SÚJB)

Havárie na japonské elektrárně Fukušima vyvolala širokou veřejnou reakci a v důsledku toho začaly státní regulační orgány různých států přijímat opatření ke zvýšení bezpečnosti provozu jaderných elektráren. V prosinci 2013 byla organizaci EURATOM (atomový regulátor států EU) vydána direktiva [14], která přísnějšími normami posílila základní požadavky na jadernou bezpečnost v rámci EU. Tato změna v legislativě měla také vliv na Českou republiku. V červenci 2016 byl zveřejněn nový atomový zákon [15] jehož cílem bylo zvýšit bezpečnost aktuálně provozovaných JE v Temelíně (ETE) a Dukovanech (EDU) a zároveň zpřísnit bezpečnostní požadavky pro budoucí jaderný zdroj v ČR.

Pod provozem jaderné elektrárny se rozumí využití jaderného paliva pro výrobu elektrické energie dle principu JE. Provoz se dá rozdělit na normální a abnormální, což je uvedeno ve vyhlášce [10] viz cit.:

„Pro účely této vyhlášky se rozumí:

- prakticky vyloučenou skutečností** podmínka, stav nebo událost, jejichž výskyt je považován za fyzikálně nemožný nebo které jsou s vysokým stupněm věrohodnosti velmi nepravděpodobné,
- normálním provozem** stav jaderného zařízení, při kterém jsou dodrženy limity a podmínky,
- abnormálním provozem** stav jaderného zařízení odchylojící se od normálního provozu, který nevede k závažnému poškození systémů, konstrukcí nebo komponent s vlivem na jadernou bezpečnost a po kterém je jaderné zařízení bez opravy schopno normálního provozu,
- provozním stavem** stav jaderného zařízení, který je normálním provozem nebo abnormálním provozem,
- havarijními podmínkami** stav jaderného zařízení, který není provozním stavem,
- základní projektovou nehodou** havarijní podmínky, při kterých správná funkce bezpečnostních systémů zajistí, že nedojde k překročení odpovídajících referenčních úrovní nebo limitů ozáření,
- postulovanou iniciační událostí** odchylka od normálního provozu, která je náhodná, předpokládaná a je zahrnuta do projektových východisek a jejíž rozvoj může vést k abnormálnímu provozu nebo k havarijním podmínkám,
- rozšířenými projektovými podmínkami** havarijní podmínky vyvolané scénáři závažnějšími než základní projektová nehoda, které jsou zohledněny při projektování jaderného zařízení,
- těžkou havárií** havarijní podmínky, při kterých dochází k vážnému poškození jaderného paliva, a to vážným poškozením a nezvratnou ztrátou struktury aktivní zóny jaderného reaktoru (dále jen „aktivní zóna“) nebo systému pro skladování jaderného paliva poškozením palivových souborů v důsledku tavení jaderného paliva,“

V následujícím textu se budou používat další zkratky: AOO – abnormální provoz; DBA (angl. Design Basis Accident) - základní projektová nehoda; DEC (angl. Design Extension Conditions) – rozšířené projektové podmínky; DEC B – Těžká havárie. Celkově stavy JZ lze systematizovat do Tab. 1

Tab. 1 Stavy JZ podle projektu. [16]

Stavy jaderného zařízení (dle projektu)					Prakticky vyloučené skutečnosti (podmínky, stavy)
Provozní stavy		Havarijní podmínky			
Normální provoz	Abnormální provoz AOO	Základní projektové nehody DBA	Rozšířené projektové podmínky		
			Bez vážného poškození jaderného paliva DEC A	Těžké havárie (s vážným poškozením jaderného paliva) DEC B	

Cílem nové legislativy je zajistit, že návrh nového JZ bude předpokládat, že většina havarijních událostí bude prakticky vyloučena. Tím se zvyšuje bezpečnost jaderného zdroje a zároveň se klade důraz na schopnost řízení neprovozních stavů. Tato legislativní opatření mají za cíl minimalizovat riziko havarijních situací a zajistit, že v případě vzniku takové události budou k dispozici prostředky a postupy pro efektivní řízení a minimalizaci jejích důsledků.

Pro už provozované elektrárny ETE a EDU změna legislativy předpokládá že by jejich bezpečnost musela dosáhnout maximální možné úrovně tak, aby splnění nových požadavků jaderné bezpečnosti bylo co nejméně zajištěné.

Navíc vyhláška SÚJB zavádí pojem **iniciační události (IU)**, což je náhodná odchylka od běžného provozu. O IU česká legislativa říká, že návrh JZ musí obsahovat seznam IU a scénářů DEC. To se provádí cit. *“na základě technického úsudku s využitím deterministických a pravděpodobnostních metod analýzy”*. [10]

Klasifikace závažnosti havárie podle IAEA

IAEA – International Atomic Energy Agency, je mezinárodní organizace, která dohlíží a stanovuje pravidla pro mírové využívání jaderné energie. V roce 1990 společně s odborníky od Agentury pro jadernou energii OECD vyvinuli stupnici pro jaderné a radiační události (The International Nuclear Event Scale – INES). Cílem této stupnice byla rychlá komunikace se společností ohledně významu události spojených s JZ. Zpočátku byla stupnice aplikována pro klasifikaci událostí na jaderných elektrárnách, pak byla rozšířena a upravena, aby mohla být použita pro všechna zařízení související s civilním jaderným průmyslem.

Radiační události jsou podle INES klasifikované na stupnici do sedmi stupňů (Viz Tab. 8). Stupně 1-3 se nazývají "nehody (incidents)", a Stupně 4-7 "havárie (accidents)". Události bez bezpečnostního významu jsou klasifikovány "Pod stupnicí/Stupeň 0". Dle rostoucí závažnosti, jsou to: „anomálie“, „nehoda“, „vážná nehoda“, „havárie s místními následky“, „havárie s širší následky“, „těžká havárie“ a „velmi těžká havárie“. Strukturu daných událostí se dá uvažovat z hlediska dopadu ve třech různých oblastech, a to vliv na obyvatele a životní prostředí, dopad na radiační bariéry a radiační opatření v zařízení, a dopad na ochranu do hloubky. [11]

1. 4. Důvody vzniku TH

Příčiny vzniku těžkých havárií mohou být různé. Běžně se rozlišují příčiny vnitřní (například porucha zařízení, chyba obsluhy) a vnější (například pád letadla, ozbrojený útok na jaderné elektrárny teroristy, povodeň atd.). Právě předpoklad možnosti vzniku různých příčin jsou důležitou součástí při projektování výstavby jaderných zařízení. Fenomenologie těžkých havárií se zabývá vyšetřováním jevů pomocí experimentů nebo studia historických těžkých havárií, které se již dříve staly, tedy popisuje průběh těžké havárie s důrazem na speciální znalosti v každé z oblastí studia jaderných reaktorů.

Z fyzikálního hlediska příčiny vzniku havárie na JZ mohou být různé. Dá se je rozdělit do několika skupin [17] :

1. **Havárie se ztrátou chladiva** (angl. Loss of Coolant Accident | LOCA) (Prasknutí hlavního potrubí primárního okruhu, únik malý nebo velký)
2. **Havárie se ztrátou napájení** (angl. Station Blackout | SBO) (Ztráta všech zdrojů napájení, selhání funkce dieselgenerátorů, ztráta alternativních zdrojů napájení)
3. **Havárie parního generátoru** (Prasknutí trubky PG (angl. Steam Generator Tube Rupture), Selhání systému dodávky napájecí vody do PG, Prasknutí hlavního parního kolektoru či hlavního parovodu)
4. **Havárie v systému odvodu tepla** (Selhání hlavních cirkulačních čerpadel, porucha parní turbíny, selhání hlavních systémů odvodu tepla v kondenzátoru, ztráta koncového jímače tepla)
5. **Havárie vyvolané kladnou změnou reaktivity** (angl. Reactivity Insertion Accident | RIA) (Nekontrolované vysouvání skupiny regulačních tyčí, tzv. „Vystřelení“, Náhlé uvolnění usazenin absorpčního charakteru (boru) v konstrukci, Nekontrolované snižování koncentrace rozpustných absorbátorů v chladivu, chybné zavezení paliva, Vtok studené vody do AZ, Vliv tlakových změn v systému)
6. **Ostatní havárie** (Havárie při manipulaci s palivem, havárie systémů zpracování radioaktivních odpadů)
7. **Vnější vlivy** (Zemětřesení, záplavy, průtrž mračen, vítr, požáry, tlaková vlna, pád letadla, sabotáže, válečný/teroristický útok)

Na TH nevedou havárie ze skupiny 6, skupina 5 patří do prakticky vyloučených, z ostatních scénářů lze určit nejpoužívanější pro analýzu DEC B, a to jsou [16] :

1. **LOCA** – výtok chladiva prasklinou na primárním potrubí mimo TNR a PG. Dělí se podle velikosti trhliny:
 - a. **Malá** – prasklina je postačující pro pokles tlaku a nouzové odstavení reaktoru, ale nedostatečná pro velký výtok chladiva z primárního okruhu. Pro zvládnutí havárie je nutné odtlakovat PO nebo zajistit funkci vysokotlakého doplňování chladiva do PO.
 - b. **Velká** – velká prasklina až do velikosti maximální projektové (pro většinu PWR je jako maximální projektové porušení PO uvažováno úplné roztržení primárního potrubí s oboustranným výtokem chladiva)
2. **Ztráta napájecí vody** – ztráta dodávky vody do PG v SO
3. **SBO** se ztrátou všech zdrojů napájení (včetně diesel generátorů a alternativních zdrojů)
4. **Pád velkého dopravního letadla.**

Dané scénáře TH mají i historické pozadí. Například jedním ze scénářů v havárii na Fukušimě (2011) bylo i selhání nouzových dieselgenerátorů a baterií (SBO) v důsledku zaplavení. Z toho důvodů nedošlo k zapojení aktivních systémů odvodu zbytkového výkonu. Ztráta napájení a chybné nastavení ventilů systému pasivního odvodu tepla v prvním bloku vedlo k rychlejší degradaci AZ, než v blocích 2 a 3. Tyto bloky měly pokročilejší systém pasivního odvodu tepla a vedly si o poznání lépe. Navíc výbuch vodíku v reaktorovém sále prvního bloku zmařil snahy obnovení dodávky chladiva a uvedení sousedních bloků do stabilizovaného stavu. Vodík unikl společným ventilačním potrubím ze třetího bloku do reaktorového sálu nepoškozeného čtvrtého bloku. Čtvrtý blok nebyl před havárií v provozu a veškeré palivo bylo z reaktoru vyvezeno do bazénu skladování. Výbuch vodíku v reaktorovém sále čtvrtého bloku znemožnil chlazení bazénu skladování a pád trosek na skladované palivo. Hrozila velmi vážná situace s degradací paliva mimo kontejnment za přístupu vzduchu. Naštěstí dodávku chladiva do bazénu se podařilo obnovit ještě před poškozením skladovaného paliva. [18]

Ke vzniku a rozvoji scénáře SBO došlo na Záporožské JE v souvislosti s Ruskou invazí na Ukrajinu (2022 - nyní). Byly poškozeny transformátory vyvedení výkonu v důsledku čehož z provozovaných pěti reaktorů zůstaly v provozu nejprve jenom dva. Provoz bloku 6 byl později obnoven. Destrukce Kachovské přehrady (6. června 2023) způsobilá další hrozbu pro zbylé provozované reaktory (vnější událost), a proto bylo rozhodnuto o jejich

zastavení. K plnému odstavení došlo jenom dne 29 července a k poškození paliva ohrožených bloků naštěstí v průběhu tohoto času nedošlo. [20]



Obr. 4 Stav úrovně vody na JE Záporoží po vybuchnu na Kachovské přehradě (dne 7.7.2023) [19]

Kvůli chybějící kompetenci ruských vojáků a vícenásobným raketovým útokům bylo po určitou dobu poškozené rovněž napájení chladicích systémů pro sklad vyhořelého paliva u JE v Černobyli. [19]

Scénář se ztrátou chladiva typu velká LOCA vede k poklesu tlaku v primárním okruhu. Přestože v historii jaderných havárií [21] není častý, jedná se o nejstudovanější scénář TH a pro většinu JE představuje maximální projektovou havárii, která slouží k návrhům bezpečnostních systémů JE.

Příkladem nehody typu malá LOCA je nehoda na TMI-2. Havárie začala výpadkem dodávky napájecí vody do parogenerátorů. Reaktor se automaticky odstavil, nicméně došlo k nárůstu tlaku v primárním okruhu. Otevřel se impulzní pojistný ventil, který přepouštěl páru do barbotážní nádrže kompenzátoru objemu, ale po poklesu tlaku se nezavřel. Přitom tato porucha zároveň na indikátorech nebyla správně pozorovaná a vyhodnocená, což způsobilo chybný zásah operátora. Operátor chybně vyhodnotil situaci a vypnul havarijní doplňování chladiva do PO. Při trvale otevřeném ventilu na kompenzátoru objemu to mělo za následek ztrátu velkého množství chladiva z primárního okruhu. Chlazení AZ bylo nedostatečné a došlo k roztavení přibližně poloviny AZ během 2 hodin po začátku havárie [22].

Praktické testování TH na JE je nemyslitelné. Výzkum v tomto oboru je tedy prováděn jak na individuálních velmi specializovaných experimentech, tak integrálních výpočtech.¹ Díky integrálním analýzám je možné analyzovat mnohem obecnější chování elektrárny. Experimenty omezují nepřesnosti v jeho kvalitativním i kvantitativním popisu dalších procesů.

¹ Individuální experimenty jsou prováděny na izolovaných komponentech jaderné elektrárny, jako jsou například palivové tyče, čerpadla nebo ventily. Integrální výpočty na druhé straně, jsou prováděny na celých systémech jaderné elektrárny a snaží se simulovat chování celého systému při havárii.

1. 5. Jaderná bezpečnost

Při návrhu JE musí být splněny požadavky na zajištění jaderné bezpečnosti. Definice jaderné bezpečnosti je uvedená v legislativě ČR cit. [15] :

“jadernou bezpečností 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”

Jaderná elektrárna musí být navržena tak, aby vyhovovala všem mezinárodním a národním předpisům týkajícím se jaderné bezpečnosti a zároveň dodržovala obecná bezpečnostní kritéria. Kritéria a požadavky pro zajištění jaderné bezpečnosti se dají rozdělit do několika kategorií.

Prvním kritériem je bezpečný návrh JE. Tento návrh musí zohledňovat všechny možné havárie a musí být postaven tak, aby minimalizoval riziko nebezpečí pro obyvatelstva a životní prostředí. Musí být zajištěno dostatečné zabezpečení a izolaci jaderného paliva a radioaktivních materiálů od vnějšího prostředí.

Dalším kritériem je bezpečný provoz JE. Provozovatelé musí dodržovat přísné požadavky na zajištění bezpečnosti, včetně pravidelné údržby, oprav a výměn nevyhovujícího vybavení. Musí být také zajištěna neustálá kontrola a monitoring radiace a životního prostředí v okolí elektrárny.

Dalším kritériem je bezpečná likvidace radioaktivního odpadu. Bezpečné a efektivní způsoby likvidace radioaktivního odpadu jsou zásadní pro minimalizaci negativního vlivu provozu JE na životní prostředí a obyvatelstva.

Posledním kritériem je bezpečnostní kultura. Tento koncept se týká firemní kultury, ve které jsou bezpečnost a zdraví zaměstnanců prioritou a jsou podporovány aktivně jak provozovatelem, tak i státními regulátory. Pro zajištění jaderné bezpečnosti jsou obecná bezpečnostní kritéria klíčová a musí být dodržována v celém procesu, od návrhu a stavby až po provoz a likvidaci odpadu.

Jadernou elektrárnu lze považovat za bezpečnou, pokud její systémy splňují všechna bezpečnostní kritéria, to znamená, že všechna tato kritéria musí být implementována ve všech projektem předpokládaných stavech.

Jednou z filozofie jaderné bezpečnosti a radiační ochrany taky je princip ALARA (angl. As Low as Reasonably Achievable). To je hlavní zásada pro zajištění minimalizace ozáření osob jak individuálně, tak kolektivně.

1. 6. Ochrana do hloubky (DiD)

Splnění bezpečnostních kritérií z předchozí podkapitoly lze dosáhnout aplikací principu *ochrany do hloubky* (angl. Defense in Depth | DiD) a správnou funkčností *bezpečnostních funkcí*. Požadavek na zajištění principu ochrany do hloubky je uveden v „Atomovém zákoně“ cit. [15] :

„Pro účely tohoto zákona se rozumí:

c) ochranou do hloubky způsob ochrany založený na několika nezávislých úrovních stupňovitě bránících vzniku možnosti ozáření pracovníků a obyvatelstva, šíření ionizujícího záření a úniku radioaktivních látek do životního prostředí,”

DiD je považován za jeden ze zásadních bezpečnostních principů při návrhu JZ. Hlavním cílem je předcházet nehodám, případně snížit následky nehod, pokud již nastaly.

DiD je postaveno na pěti hlavních bezpečnostních úrovních, které lze zapsat do Tab. 2 (angl. [23] , česky [16]):

Tab. 2 Základní charakteristiky jednotlivých úrovní ochrany do hloubky (část tabulky) [16]

Úroveň ochrany	Cíl	Základní prostředky pro dosažení cíle
1	Předcházení odchylkám od normálního provozu, předcházení poruchám	Konzervativní rysy projektu a vysoká kvalita systémů pro normální provoz, včetně SKŘ, Provozní systémy včetně měřících a řídicích systémů
2	Zvládání abnormálního provozu a identifikace poruch.	Limitační systémy, ochrany provozních systémů a jiné informační a ovládací prostředky
3 a	Zvládání základních projektových nehod	Bezpečnostní systémy
3 b	Zvládání DEC A bez poškození paliva (prevence vzniku těžké havárie)	Prostředky z předchozích úrovní ochrany do hloubky ...
4	Zvládání DEC B s poškozením paliva (zmírňování následků těžké havárie)	Prostředky z předchozích úrovní ochrany do hloubky ... Technické podpůrné středisko.
5	Zmírňování radiačních následků úniků radioaktivních látek do životního prostředí	Prostředky pro zajištění odezvy na radiační mimořádnou událost.

V případě DEC podle klasifikace WENRA (angl. Western European Nuclear Regulators' Association) je při návrhu DiD v už existujících JE analyzovat podmínky předchozích úrovní ochrany za účelem zvýšení bezpečnosti JE pomocí [24] :

- zvýšení schopnosti elektrárny odolat náročnějším událostem nebo podmínkám, než jaké byly uvažovány v projektové základně,
- minimalizace radioaktivních úniků škodlivých pro veřejnost a životní prostředí, jak je to rozumně proveditelné, za takových událostí nebo podmínek.

Lze tedy usoudit, že bezpečnostní systémy nainstalované na elektrárně buďto aktivní či pasivní a zároveň vhodný návrh JZ v případě TH by musel udělat vše pro minimalizaci následku havárie, resp. zmírnit unik radioaktivních látek do vnějšího prostředí.

S ohledem na specifikaci čtvrté úrovně ochrany do hloubky, při návrhu nového JZ WENRA doporučuje zvážit následující projektová opatření [24] :

- **opatření pro zabránění narušení celistvosti KTMT:**
 - odpovídající objem KTMT, aby nebylo nutné jeho odvětrávání v počátečních stádiích těžké havárie, tj. dříve, než se podstatně sníží množství radioaktivních látek rozptýlených v atmosféře KTMT,
 - snižování tlaku v KTMT kondenzací par uvolněných do atmosféry KTMT,
 - dlouhodobé řízené snižování tlaku v KTMT umožňující vypořádat se i s nekondenzovatelnými plyny, obsaženými v atmosféře KTMT,
 - zabránění poškození KTMT výbuchem nebo hořením vyprodukovaného vodíku,
 - chlazení atmosféry KTMT umožňující vyhnout se využívání odvětrání KTMT jako hlavního prostředku pro odvádění zbytkového tepla uvolněného do atmosféry KTMT,
 - chlazení roztaveného paliva a dalších zbytků aktivní zóny, lokalizovaných uvnitř i vně tlakové nádoby reaktoru,
- **opatření pro snížení množství radioaktivních látek unikajících z JE:**
 - redukování množství štěpných produktů rozptýlených v ovzduší KTMT (např. sprchováním a úpravou cirkulující chladicí vody),
 - vybavení zařízení pro odvětrávání KTMT účinným systémem pro odfiltrování radioaktivních látek,

- vybavení průchodek KTMT zařízením pro zachycování možných průsaků a průniků radioaktivních látek z KTMT.

Tento seznam je pouze základními zásadami bezpečnosti a neměl by být považován za postačující. Jakýkoli návrh JE by měl zahrnovat speciální projektová opatření, v závislosti na specifikách lokality, typu na JE jednotlivých zařízení, citlivosti KTMT atd.

Kapitola 2. Obecný průběh TH

Při analýze hypotetického průběhu těžké havárie v JE, dá se TH rozdělit do několika fází. První (počáteční) fáze začíná tzv. iniciační událostí (IU) tj. událostí způsobující vznik havárie a probíhá až do poškození AZ. Pro obsluhu tato událost znamená, že postupuje podle „havarijních provozních postupů“ (angl. Emergency Operating Procedures | EOP) tj. pokyny provozu při abnormálních situacích. EOP jsou navrženy tak, aby operátory provedly všemi nezbytnými kroky, které musí podniknout, aby bezpečně a efektivně zvládli širokou škálu mimořádných situací, jako jsou poruchy zařízení, požáry, povodně a další události, které by mohly potenciálně ohrozit bezpečnost elektrárny a okolí.

V případě těžké havárie je ovšem poškození zařízení (nebo i chyba obsluhy) natolik závažné, že se v rámci EOP nepodaří situaci zvládnout a dochází k poškození AZ. Pro obsluhu tato událost znamená, že přechází od EOP k SAMG, což je anglický „Severe Accident Management Guidelines“ tj. návod pro řízení TH. SAMG jsou soubory postupů a doporučení pro zvládnání těžkých havárií v jaderných elektrárnách. Poskytují návod pro provozovatele elektráren, jak reagovat a zmírňovat následky TH.

Po poškození AZ pokračuje TH degradací AZ uvnitř TNR. Proto se tato fáze v anglicky psané literatuře označuje jako „in-vessel“. Dochází k tavení paliva a vnitro-reaktorových konstrukcí. Z přehřátého případně tavicího se paliva unikají štěpné produkty. Tavenina a pevné trosky AZ (tzv. korium) se postupně relokují až na dno tlakové nádoby. Pokud se obsluze nepodaří zastavit rozvoj havárie v této fázi nebo není zajištěno externí chlazení dna nádoby, dochází k selhání dna.

Po selhání dna TNR dochází k výtoku koria do šachty reaktoru (ŠR) a dochází k interakci taveniny s betonem podlahy šachty. V návaznosti na předchozí in-vessel fázi se tato třetí fáze označuje jak „ex-vessel“. Rozsah poškození havarovaného bloku ve fázi ex-vessel je mnohem závažnější než ve fázi in-vessel. V celém průběhu těžké havárie je hlavním cílem obsluhy obnovení odvodu tepla a zastavení dalšího rozvoje havárie [17].

Pro úspěšnou analýzu průběhu TH se používá pravděpodobnostní hodnocení bezpečnosti (angl. Probabilistic Safety Assessment | PSA). Je to komplexní systém, který sleduje IU a poruchy v každém časovém kroku a kombinací pravděpodobnosti poruch jednotlivých součástí dokáže vypočítat pravděpodobnost poruchy celého JZ. Nepočítá následky nehod, protože to vyžaduje jiné kódy.

Samotný PSA je podělen na několik úrovní v závislosti na místě a vážnosti průběhu havárie. K první úrovni (PSA1) teda patří sekvence, vedoucí k poškození AZ a kvantifikaci její frekvence (angl. Core Damage Frequency). Druhá úroveň (PSA2) se používá k posouzení povahy, významu a četnosti úniků radioaktivních látek (RL) mimo budovu KTMT (tzv. zdrojový člen do okolí). Třetí úroveň (PSA3) odpovídá za dopad úniku RL na prostředí z hlediska dozimetrie a kontaminace. [25]

PSA slouží nejen k určení pravděpodobnosti výskytu havárie, ale také je vstupem pro deterministické analýzy, které pak mohou vypočítat složení a množství RL, které by v případě těžké havárie dokázaly uniknout a ohrozit životní prostředí. PSA může být využita k posouzení rizika i v jiných oblastech, jako jsou například chemické závody, ropné rafinerie, nebo letectví. Z toho důvodu je PSA v současnosti považována za jeden z klíčových nástrojů pro vyhodnocení bezpečnosti technických systémů a procesů. [17]

2.1. Počáteční fáze do poškození AZ

Průběh havárie v této fázi se začíná s IU (viz 1. 4) poté v závislosti na scénáři bude reaktor odtlakován, popř. zaléván vodou, a po selhání hydroakumulátorů začíná obnažení AZ. Potom reaktor přejde do další fáze a začne se degradace AZ (2. 2).

Termohydraulické procesy do poškození AZ

Termohydraulické procesy se týkají přenosu tepla a proudění tekutin v JE. Tyto procesy hrají zásadní roli v bezpečnosti elektrárny, a zahrnují proudění, přenos tepla a doplňování a odvod chladicí kapaliny. Jsou

zodpovědné za udržování integrity palivových tyčí a zabránění úniku radioaktivního materiálu. Přesný popis těchto procesů je zásadní pro pochopení vývoje nehody a návrhu vhodných postupů.

Při scénáři typu LOCA (malá nebo velká) je výtok chladiva největším problémem, což vede na nedostatečné chlazení paliva. Zároveň výtok chladiva přes prasklinu v PO snižuje tlak v primárním okruhu a tím i je snižena teplota saturace vody, což vede k varu na palivu, rychlému vzniku páry a poklesu hladiny vody v AZ.

Strategie bezpečnosti se ale v těchto scénářích liší v závislosti na tlaku PO. Při vysokotlakém scénáři (tlak se zůstává v okolí tlaku PO) je možné využít chladivo na sekundární straně PG k dočasnému chlazení AZ. Postupným odtakováním SO lze zajistit odvod tepla do SO až do vysušení sekundární strany PG. Následně je možné postupně odtakovat PO a dále oddálit poškození AZ. V optimálním případě by mělo být dosaženo zásahového tlaku hydroakumulátorů. Pod víkem reaktoru může být parní bublina, která znemožní zaplavení celého objemu nádoby. Po výtoku hydroakumulátoru však bude zaplavena část nádoby přinejmenším do úrovně studených větví. Poté nastává postupné vyvažování, které vede k obnažení aktivní zóny.

Při nízkotlakém scénáři dochází ke ztrátě chladiva a poklesu tlaku v PO. Po poklesu tlaku pod zásahový tlak hydroakumulátorů dojde k výtoku chladiva z hydroakumulátorů. Část chladiva z hydroakumulátorů může být přímo ztracena trhlinou v primárním okruhu. Nicméně připojení hydroakumulátorů je v různých místech a nemůže být takto ztraceno veškeré chladivo. Opět je tedy po zásahu hydroakumulátorů aktivní zóna zaplavená a teprve postupné vyvažování vede k jejímu obnažení.

Scénář typu SBO má tudíž jednodušší přístup. Selháni všeho napájení vede na zastavení funkce čerpadel, nutných pro cirkulaci chladiva v systému, když nejsou funkční dieselgenerátory. Reaktory Gen. III mají navíc pasivní systém cirkulace chladiva (viz 3. 3), což přispívá k odložení průběhu havarijní události na pozdější dobu a dává víc času na obnovu napájení k JE.

Obnažení (odkrytí) AZ a následné přehřátí

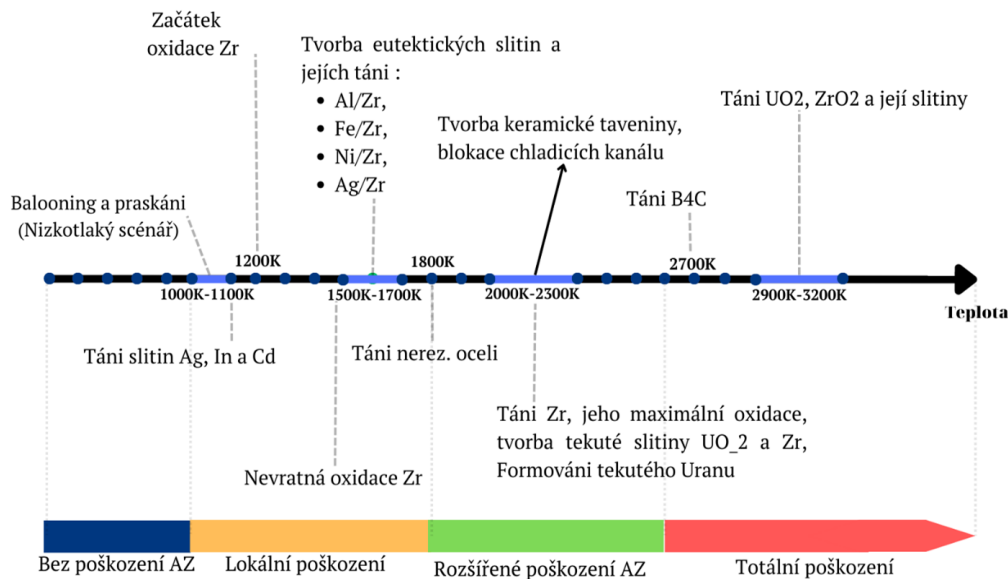
Výše uvedené scénáře vedou na JE k dalšímu kroku, a to k obnažení AZ. K tomu dochází už v momentu, když JP není ponořeno anebo není kompletně ponořeno ve vodě a parovodní směsi. Daný problém způsobuje rychlý nárůst teploty paliva v místě, kde palivo přestalo být ponořeno, kvůli čemuž dojde ke snížení přestupu tepla, poté přehřátí JP i ostatních komponent AZ. Při dalším nárůstu teploty dojde porušení jejich strukturální integrity.

Stav JZ se mění z provozního na havarijní a další chování bezpečnostních systémů a obsluhy musí být změněn tak, aby místo vracení JZ k normálnímu provozu, vedl k potlačení následků havárie.

2. 2. Poškození AZ

Poškození řídicí tyče a oxidace palivové tyče jsou dvě z hlavních jevů celkového poškození AZ. Selhání pokrytí řídicí tyče může vést k náhlému uvolnění absorbátoru a následnému zvýšení kritičnosti reaktoru. Oxidace palivové tyče se zvyšující se teplotou může také vést k prudkému nárůstu teploty v AZ, což může způsobit poškození palivových tyčí a uvolnění radioaktivního materiálu. Když se tyto jevy vyskytnou v rychlém sledu, vyžaduje to, aby bezpečnostní systémy a obsluha reagovaly rychle a účinně, aby minimalizovaly škody.

Celkově lze danou fázi se dá rozdělit na několik postupných kroků (Obr. 5), jež jsou závislé na teplotní úrovni.



Obr. 5 Teplotní průběh havárie

Narůst teploty paliva

Pokud nedojde k doplnění chladiva do primárního okruhu a obnovení odvodu tepla před poklesem hladiny v nádobě pod horní úroveň aktivního sloupce paliva, obnažené palivo nad hladinou vody není parou dostatečně chlazeno. Měření teploty na výstupu z aktivní zóny vykazuje trvalý nárůst nad teplotou saturace. Překročení kritériálních hodnot teploty na výstupu z aktivní zóny znamená pro obsluhu signál „poškození aktivní zóny“ (angl. core damage). Znamená to, že ubývá jedna z bariér proti úniku radioaktivních látek do okolí. Zároveň to znamená, že pokud nebude chlazení AZ obnoveno bude těsnost a integrita KTMT ohrožena. Je proto nutné vyhlásit mimořádnou radiační událost (angl. general emergency). [38]

Nárůst teploty obnaženého paliva vede k nárůstu vnitřního tlaku palivových proutků, zároveň s teplotou klesá pevnost pokrytí. V případě nízkotlakého scénáře dochází k „nafukování“ (angl. Ballooning) pokrytí a následnému prasknutí. V případě vysokotlakého scénáře zase dochází k přitlačení pokrytí na tablety. K selhání hermetičnosti pokrytí dochází při vysokotlakém scénáři jen o málo později (při o málo vyšších teplotách).

Ztráta hermetičnosti pokrytí vede k uvolnění tekavých a plyných štěpných produktů, které se během provozu nakumulovaly ve volném prostoru palivových proutků. Jedná se především o vzácné plyny, Cs a I_2 .

Rychlost nárůstu teploty během těžké havárie může záviset na několika faktorech, jako je typ reaktoru, jeho výkon, konstrukce chladicích systémů a konkrétní okolnosti havárie (např. výkon JR v okamžiku odstavení). Obecně může být rychlost nárůstu teploty velká. Například v případě velké LOCA se teplota uvnitř reaktoru narůstá tak rychle, že 1000K dosahuje méně než za několik minut.

Zvýšení teploty během TH může způsobit řadu problémů, včetně:

- Tavení paliva a selhání palivových tyčí, což může vést k úniku radioaktivního materiálu
- Poškození konstrukčních materiálů reaktoru, jako je nádoba reaktoru a budova KTMT
- Přehřátí a selhání systémů nouzového chlazení a tím i ztráta chladicí kapaliny a snížení účinnosti chladicích systémů

Únik radioaktivních látek (RL)

Během těžké havárie v jaderné elektrárně představuje velký problém únik radioaktivního materiálu. Uvolnění RL probíhá selháním pokrytí JP Mezi hlavní látky, které vyvolávají největší rizika ohledně dopadu na životní

prostředí po takové havárii, patří stroncium ($^{90}_{38}\text{Sr}$), jód ($^{131}_{53}\text{I}$), cesium ($^{134}_{55}\text{Cs}$, $^{137}_{55}\text{Cs}$), tritium (^3_1H) a plutonium ($^{239}_{94}\text{Pu}$). Tyto radioaktivní prvky mají dlouhý poločas rozpadu a mohou se šířit vzduchem, vodou nebo prostřednictvím potravního řetězce. Jejich únik do životního prostředí představuje riziko pro lidské zdraví a ekosystémy, a proto je důležité přijmout opatření k minimalizaci jejich šíření a omezení jejich negativních dopadů.

Tab. 3 Radioaktivní látky pocházející z jaderné havárie [18]

	Tritium ^3_1H	Stroncium $^{90}_{38}\text{Sr}$	Jód $^{131}_{53}\text{I}$	Cesium $^{134}_{55}\text{Cs}$	Cesium $^{137}_{55}\text{Cs}$	Plutonium $^{239}_{94}\text{Pu}$
Typy emitované radiace	β	β	β, γ	β, γ	β, γ	α, γ
Biologický čas polorozpadu	10 dnů	50 let	80 dnů	70-100 dnů	70-100 dnů	Více 20 let
Fyzický čas polorozpadu	12,3 let	29 let	8 dnů	2,1 let	30 let	24000 let
Efektivní čas polorozpadu	10 dnů	18 let	7 dnů	64-88 let	70-99 dni	20 let
Místo akumulace	Celé tělo	Kosti	Štítná žláza	Celé tělo	Celé tělo	Nejvíce v kostech

Jedním ze zásadních faktorů souvisejícím s havárií jaderné elektrárny je potenciální únik těchto látek a jejich negativní dopad na lidské zdraví a životní prostředí. Jód-131, cesium-134, cesium-137 a stroncium-90 jsou považovány za nejvíce znepokojující látky veřejností, zejména v souvislosti s jejich dlouhodobými účinky na lidské tělo. Jód-131, s krátkým fyzickým poločasem rozpadu přibližně 8 dní, se akumuluje ve štítné žláze, kde dále vyzařuje β -částice a γ -záření. Naopak, cesium-137 s dlouhým fyzickým poločasem rozpadu 30 let a stroncium-90, který se hromadí v kostech, mají dlouhodobější dopad na životní prostředí. Zatímco radioaktivní jód a cesium mají podobné chemické vlastnosti jako určité přírodní prvky, což umožňuje jejich distribuci v těle, stroncium-90, který se hromadí v kostech, může způsobit dlouhodobé problémy, protože jeho přítomnost není snadno detekovatelná.

Existuje několik postupných bariér, bránících úniku ŠP. Štěpné produkty můžou uniknout:

- 1) Prostřednictvím selhání palivových tyčí, které může způsobit únik radioaktivního materiálu do chladicí kapaliny.
- 2) Selháním chladicích systémů, které mohou umožnit únik radioaktivního materiálu do KTMT.
- 3) Selháním budovy KTMT, která může umožnit únik radioaktivního materiálu do atmosféry.

V případě TH mezi ŠP a obyvatelstvem zbývá jen KTMT. Např. první z těchto čtyř radioaktivních látek, (jód-131, cesium-134, cesium-137 a stroncium-90), doposud jsou hlavním zdrojem obav týkajících se dopadů radioaktivního materiálu uvolněného do prostředí v důsledku TH na JE Fukušima. Zároveň byly detekovány i další látky, jako je plutonium-239, avšak jejich množství se ukázalo být srovnatelné s předchozími měřeními v celém Japonsku. Tyto čtyři typy jsou známy svým delším biologickým poločasem rozpadu a byly uvolněny v nezanedbatelném množství. [18]

Selhání pokrytí řídicí tyče a jejích následné prasknutí

Porušení pokrytí regulační tyče může vést k řadě vážných následků v AZ. Jakákoliv změna polohy tyče může způsobit další typ havárie (RIA). RIA vzniká v důsledku zvětšené reaktivity štěpné řetězové reakce, což začíná produkovat větší množství energie a nekontrolovanost JZ roste. To způsobuje další poškození palivových tyčí, uvolnění radioaktivního materiálu, a dokonce i roztavení všech součástí AZ.

Při rozvoji TH po počáteční fázi, během nárůstu teploty dochází k ohřátí všech součástí AZ. Nejnižší teplotu tavení má ocel, která se taví již při teplotě 1800 K. Díky vnitřnímu přetlaku proto v průběhu nárůstu teploty ocelové pokrytí následně praskne, a to vede k náhlému uvolnění absorbátoru do ostatních součástí AZ. [22]

Navíc při teplotě 1200 K vzniká eutektická slitina $Fe - Zr$, mezi vodící trubicí a pokrytím řídicí tyče. Tato slitina má teplotu tání 1500 – 1600 K a kvůli tomu selhání řídicí tyče proběhne dříve. [26]

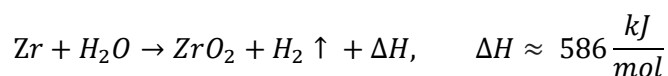
Je důležité zajistit, že aktivní zóna není během TH moderována, což by mohlo vést k zvýšení reaktivnosti a nekontrolovatelnému nárůstu štěpného procesu. Tímto opatřením se snižuje riziko vzniku RIA a zamezuje se dalšímu poškození palivových tyčí, uvolnění radioaktivních látek a možnosti roztavení jednotlivých komponent aktivní zóny.

Oxidace palivových a řídicích tyčí

Průběh nehody je doprovázen ohřevem obnažených částí palivových tyčí. Nárůst teploty pokrytí v kontaktu s párou, produkovanou varem chladiva v dosud zaplavené části AZ, vede k oxidaci Zr v páře. Oxidace je exotermická reakce. Při teplotě pokrytí okolo 1500 K může překročit výkon oxidační reakce Zr lokálně úroveň zbytkového výkonu.

Oxidace zirkoniových slitin má významný vliv na celkové chování AZ v LWR. Konkrétní vývoj může poněkud záviset na typu průběhu havárie, ale exponenciální nárůst rychlosti oxidace zirkoniových slitin s teplotou způsobuje velmi prudký nárůst teploty paliva, jakmile překročí výše zmíněnou teplotní úroveň. Při teplotě 1800 K se může daný proces řádově zrychlit. [22]

Vzhledem k typu chemické reakce a prostředí, ve kterém se nachází, lze říci, že nejčastěji oxidace probíhá podle následujícího schématu



To znamená, že reakce je exotermická s nuceným uvolňováním vodíku. V důsledku toho teplota systému dále stoupá a dosahuje dalšího vrcholu, a to ≈ 2100 K, kdy dochází k tavení dosud nezoxidovaného zirkonia. K omezení rychlosti reakce dochází v důsledku [22] :

1. omezené dostupnosti páry v obnažené části AZ (angl. steam starvation),
2. difúzí páry přes vodíkovou mezní vrstvu při povrchu pokrytí (vodíkový povlak),
3. rychlosti difúze kyslíku přes vnější vrstvu ZrO_2 .

Při snížení hladiny vody může být tento proces zdržen tím, že se korium na úrovni s maximální teplotou roztaví a relokuje do nižší chladnější oblasti. [25]

Dochází tedy k urychlování degradačního procesu: oxidace zirkoniových slitin zvyšuje teplotu, což způsobuje zvýšení oxidace téhož zirkoniových slitin. Tento proces lze popsat následujícími rovnicemi [22] :

$$\frac{dX^2}{dt} = K, \quad a \quad K = A e^{-\frac{B}{RT}}$$

X zde znamená tloušťku vrstvy oxidovaného zirkonia, T je teplota, při které je zirkonium přítomno, R je plynová konstanta, A a B jsou materiálové koeficienty. Druhá rovnice se také nazývá Arrheniova rovnice.

Oxidace výše uvedených materiálů může nastat nejen vlivem páry, ale také v přítomnosti plynného kyslíku. Rozdíl bude v tom, že při oxidaci v čistém kyslíku (nebo vzduchu) se nebude uvolňovat vodík, jako tomu bylo u vodní páry. V případě oxidace Zr na vzduchu dochází nejprve ke spotřebování kyslíku z proudu vzduchu, samotný dusík reaguje se Zr a ZrO_2 za vzniku nitridů. Obnovení přístupu kyslíku k nitridu vede k velmi rychlé (až explozivní) oxidaci nitridu. Riziko oxidace na vzduchu je významné zejména při havárii v bazénu skladování

vyhořelého paliva nebo otevřeném reaktoru mimo KTMT nebo v otevřeném KTMT. Havárie spojená s rychlou ztrátou chladiva v takovém režimu proto musí být prakticky vyloučená.

Během TH navíc probíhá oxidace B_4C v AZ. Uvolňuje se nejen vodík, ale také oxidy uhlíku, oxidy a kyseliny boru (více než 10 možných sloučenin) [13]. B_4C je v AZ méně než Zr, uvolňování vodíku v důsledku jeho oxidace je řádově menší než uvolňování během oxidace pokrytí palivové tyče. Tab. 4 ukazuje kvantitativní srovnání vodíku v různých PWR reaktorech. [27]

Tab. 4 Uvolňování vodíku při interakci B_4C s vodní párou [27]

Typ reaktoru	Uvolněný vodík z B_4C	Podíl ve srovnání ze Zirkoniem
Francouzský P4-P'4 PWR	45–95 kg	< 10%
Francouzský N4 PWR	50–100 kg	< 10%
VVER-1000	40–80 kg	$\leq \approx 8\%$

Ztráta geometrie AZ

Ztrátou geometrie AZ je třeba rozumět jev, jako je změna tvaru a polohy jednotlivých částí AZ v souvislosti nebo v důsledku průběhu TH. Tento proces je pozvolný, má velký teplotní rozsah a probíhá na dlouhém časovém intervalu. Kvantitativní popis těchto údajů lze uvést na základě znalosti typu AZ, materiálů, závažnosti IU a rychlosti ohřevu aktivní zóny reaktoru apod. Během degradace AZ dochází k interakcím mezi materiály uvnitř reaktoru, vzniká tak roztok (tzv. eutektické slitiny) s teplotou tání výrazně nižší než je teplota tání UO_2 nebo ZrO_2 . Protože se geometrie AZ mění hlavně s místní teplotou AZ, může k mnoha z těchto změn docházet současně v různých oblastech AZ. Obecně lze geometrické změny rozdělit do několika fází [22]:

1. Při nízkých teplotách (např. ballooning) (do 1200K)
2. Růst degradace při nárůstu teploty. (do 2300K)
3. Zaplavení AZ taveninou.

V první fázi bude nafukování pokrytí palivových tyčí silně záviset na tlaku vytvořeném uvnitř paliva a vlastnostech materiálu pokrytí. Použití zirkonia je považováno za nejefektivnější, protože problémy s oxidací vznikají až na teplotní úrovni oxidace zirkonia (tedy asi o 300 K více než oxidace oceli). Ale i tehdy dochází k chemické interakci mezi Zr a dalšími materiály AZ za vzniku slitin. Nejvýznamnějšími důsledky v této fázi jsou uvolňování vodíku. [22]

Zvýšení teploty (≤ 1700 K) a předchozí chemické reakce mohou vést k brzkému tavení a náhlému přemístění částí AZ (tzv. relokace) v místě přímých kontaktů různých kovů (mřížky, vodící trubky a palivové tyče). Oxidace pokrytí JP může zde omezit kinetiku tohoto procesu, protože ZrO_2 má vyšší teplotu tavení. V této fázi je jako nejdůležitější následek to, že řídicí tyče mohou degradovat rychleji a při zpětném zaplavení se zvětší riziko kladné reaktivity. [22]

Korium je termín používaný k popisu roztaveného paliva a konstrukčních materiálů, který se může tvořit v AZ během TH. Korium se tvoří v důsledku tavení komponent AZ a může mít formu lože trosků a taveniny. Ztuhlé korium se nazývá krusta. Velkým problémem krusty je její malá tepelná vodivost, což způsobuje špatný odvod tepla z korie do stěn nádoby anebo chladiva.

Teplota tání slitiny Zircaloy se může měnit (od 2000 do 2250K), záleží na konkrétním složení slitiny a obsahu kyslíku. Tím se dá kinetika degradace paliva rozdělit podle rychlosti nárůstu teploty. Pro rychlý nárůst (tj. větší než 0,3 – 0,5 K/s) se zircaloy roztaví za menší teploty a steče do dna TNR rychleji, než kdyby rychlost nárůstu teploty byla menší než 0,3 – 0,5 K/s. K tomu dochází později kvůli velké tloušťce oxidovaného zirkonia na vnější straně pokrytí. [22]

Během toho, jak je roztavené zirkonium na rozhraní palivové tablety a zoxidovaného pokrytí, může také docházet k tvorbě eutektické směsi $U - Zr - O$, která po roztavení stéká na dno nádoby reaktoru.

Oxidace také může být zmírněna tím, že se Zr přesouvá do chladnější části AZ, kde opět dochází k jeho tuhnutí a snižuje se průtok páry skrz AZ. Tato blokáce kanálu chladiwa tvoří základ pro další hromadění taveniny.

2. 3. In-vessel fáze TH

Zhroucení taveniny v AZ

Ke zhroucení taveniny dochází, když se palivo v AZ roztaví a poté ztuhne, čímž se na povrchu kapalného koría vytvoří tvrdá krusta. Krusta se pak může zhroutit v důsledku změn tlaku a teploty.

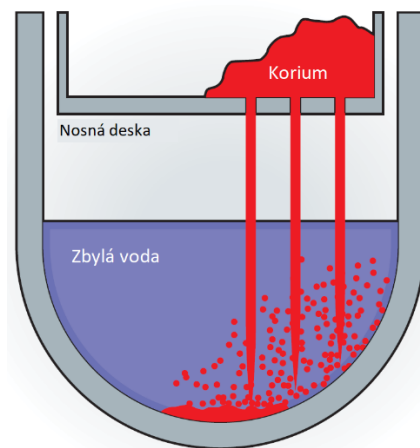
Po překročení teplotních úrovní tavení v AZ se začíná tvořit korium, kde v závislosti na přesných složení slitin může tato teplota být výrazně snížena. Např. eutektická slitina UO_2 a ZrO_2 má teplotu tavení kolem 2800 K, kdežto obecně teplota tání u samotných oxidů je 3000 K pro ZrO_2 a 3150 K pro UO_2 a chemické reakce mezi UO_2 a Zr tvoří taveninu za teplot 2500 – 2800 K. Tavenina může stékat po povrchu vnitřních konstrukcí a z důvodů předání tepla těmto konstrukcím dochází k tuhnutí koría a tím i vzniku krusty. [22]

Pokud bude bazén koría v AZ dostatečně velký, ustanoví se v něm přirozená cirkulace a bude přenášet teplo do vnější krusty. Jako důsledek může být zeslabení a selhání její vrchní a boční části, zatímco dno bazénu zůstane relativně silné. [22]

Přemístění koría do dolní směšovací komory (DSK) a tvorba bazénu

Selhání nosné desky AZ a přemístění koría do dolní směšovací komory (DSK) u reaktoru Gen. II a Gen. III je dalším krokem, který může nastat během TH. Tento proces se začíná tavením nosné desky AZ a dochází k přemístění roztaveného koría do DSK. V případě různých hladin vody se mohou vyskytnout různé jevy.

V případě vysoké hladiny vody (Obr. 6) bude korium interagovat s vodou, což vede k jeho fragmentaci (viz Fragmentace koría) a intenzivní tvorbě páry, což následně způsobí nárůst tlaku v primárním okruhu.



Obr. 6 Přemístění koría do DSK, schématický obrázek [25]

Další hrozby při havárii se týkají ohřátí TNR a narušení její integrity. Pokud se teplota TNR zvýší natolik, že dojde ke změně geometrie, může dojít k poškození vnitřních konstrukcí.

Fragmentace koría

Během přemístění koría do DSK, může nastat situace, že by v DSK ještě zbyla voda. V takovém případě horké korium (teplota je víc než 2500 K) interaguje se studenou vodou. Při interakci s vodou se roztavené palivo rychle ochladí a ztuhne, ale voda začne se vypařovat, což vede ke rychlému zvýšení tlaku v systému.

Když se částečně fragmentované korium hromadí v DSK, vytváří se tzv. troskový zbytek. Tento zbytek je buď velmi kompaktní, pokud nedochází k dostatečnému chlazení (část koría není ztuhlá), nebo se skládá z porézních pevných zbytků. Je nepravděpodobné, že by se velký troskový zbytek mohl být efektivně chlazen.

Za určitých podmínek může vzniknou velké množství velmi malých částic taveniny oddělené od vody krátkodobě stabilním blánovým varem. Tento stav může být náhodně lokálně narušen. Parní vrstva zkolabuje a dojde k ztuhnutí částice za současné rychlé produkce páry. Tlaková vlna, způsobená touto produkcí, se šíří rozptýlenými částicemi a parní vrstvu proto náhle ztrácí velké množství částic. Tento děj má charakter výbuchu. Běžně se označuje jako „parní výbuch“. Detailní studie ukázaly, že intenzita parního výbuchu uvnitř TNR nestačí na porušení integrity TNR.

Ve všech případech s rostoucím množstvím stékajícího koría narůstá i množství vypařené vody a snižuje se její hladina. Pokud není k dispozici další zásobování vodou a konfigurace troskového zbytku je taková, že nelze efektivně chladit, teplota materiálů postupně stoupá, dokud nedosáhne teploty tání ocelových konstrukcí (desky, trubky atd.) umístěných v DSK. Pokud se všechna voda v systému vypaří, ale přitom korium pořád bude stékat, trosky se začnou zpětně ohřívat a část z nich se začne opět tavit. Společně se stékajícím koríem bude se vytvářet bazén. [25]

Selhání dna TNR

Korium, které pronikne do DSK, relokuje na dno tlakové nádoby. Při kontaktu se stěnou dna nádoby nebo vodou se na rozhraní vytvoří vrstva utuhlé krusty. Navíc, existuje možnost narušení krusty na kontaktu s vodou, dochází k fragmentaci krusty a pronikání vody do krusty (angl. water ingress). Podmínky, za kterých k fragmentaci krusty dochází a za kterých ne, jsou stále předmětem teoretického i experimentálního výzkumu. Při aktuálním stavu poznání se všeobecně konzervativně předpokládá, že po relokaci koría do DSK již nelze odvrátit selhání dna nádoby dodávkou chladiva do nádoby.

Zbytkový výkon není z koría odváděn. Po vyvaření zbytku vody z DSK (nebo ještě v průběhu vyvařování) dochází k opětovnému nárůstu teplot a tavení ztuhlých trosků. To vede nevyhnutelně k selhání dna TNR.

V rámci zvyšování bezpečnosti byly na většině provozovaných bloků doplněny systémy odtlakování primárního okruhu za podmínek TH. Na nových blocích jsou systémy pro odtlakování primárního okruhu samozřejmostí.

2. 4. Ex-vessel fáze

Po stečení koría do DSK se stěny TNR začnou postupně tavit. Jakmile tloušťka neroztavené stěny nebude dostatečná na udržení koría vevnitř TNR, říká se že selhala TNR resp. dno TNR a fáze in-vessel byla ukončena.

Pro lepší pochopení tohoto potenciálního selhání byly vyvinuty numerické modely, které předpovídají dobu před selháním dna TNR a místo poškození. Tyto modely, které zahrnují 2-D zjednodušené výpočty a výpočty s konečnými prvky, ukázaly slibné výsledky a jsou schopny předpovídat čas selhání a místo zlomu. Pro poskytnutí přesnějšího modelu trhliny a jejího šíření až do vytvoření trhliny jsou však zapotřebí 3-D numerické modely konečných prvků (viz Moduly ASTEC, základní přehled). [25]

Analýza ex-vessel fáze se provádí také pomocí numerických metod. V závislosti na tom, co je účelem analýzy uživatel daných modelů může definovat různé parametry pro zjištění chování taveniny vně TNR.

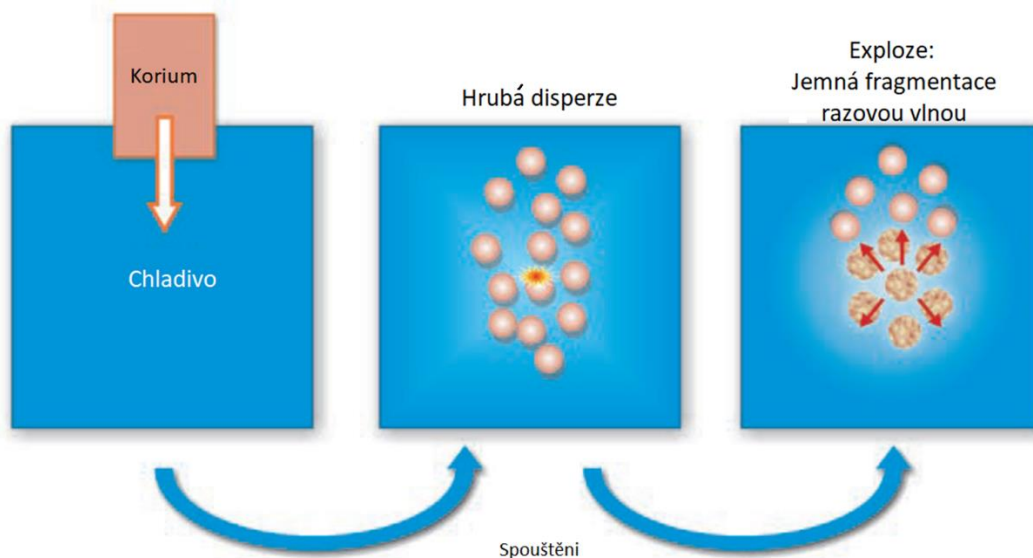
První událostí, která nastává po selhání TNR je výtok koría na základovou desku, což způsobí vysokou koncentraci radioaktivního materiálu v této oblasti. Druhou etapou je ablace betonu, který obklopuje ŠR a tak tavenina dosáhne stěn kontejnmentu. Při této události se beton rozpadne na menší kusy, které se mohou rozptýlit po okolí a způsobit další znečištění. Třetím krokem je selhání integrity kontejnmentu, který slouží k zabránění úniku radioaktivních látek do okolí. Pokud dojde k jeho selhání, mohou se radioaktivní látky šířit do okolí a způsobit rozsáhlé znečištění.

Ex-vessel parní exploze

Jev parní exploze byl vysvětlen v kapitole 2. 3. Ex-vessel varianta parní exploze vzniká v případě, že ŠR je v době selhání dna nádoby zaplavena vodou. Tento jev byl detailně analyzován pro PWR společnosti Westinghouse anebo švédské BWR, u kterých dochází při TH k zaplavení ŠR.

ŠR těchto typu reaktorů se vyznačuje velkou hloubkou. Toho využívá specificky navržená strategie pro zamezení ablace betonu šachty. ŠR je před selháním dna TNR zalita vodou. Hladina vody však nedosahuje dna nádoby. Strategie předpokládá, že dno TNR, které obsahuje množství průchodek, selže záhy po proniknutí taveniny do DSK. Výtok taveniny z nádoby bude proto pomalý a postupný. Tavenina bude vytékat do vody o hloubce několik metrů. Dojde k fragmentaci taveniny, utuhnutí částic a na dně šachty se vytvoří uchlazenelné lože trosek. Nicméně tato strategie sebou přináší riziko parního výbuchu.

Tyto akce jsou v obou těchto reaktorech zamýšleny jako strategie řízení nehody pro ochlazení taveniny uniklé z nádoby a zabránění MCCI na jejích základních deskách.[22]



Obr. 7 Schéma průběhu parní exploze. [25]

Parní exploze má dlouhou historii výzkumu, bohužel výsledky nejsou jednoznačné. Podle [22] relokace oxidické taveniny (neutektické $UO_2 + ZrO_2$) nevede k explozi, a pokud ano, má velmi nízký výstup energie². Důvodem je, že neutektická tavenina z koria má malý rozdíl mezi teplotou solidu a likvidu. Rychlé ochlazení, kterému je vystavená taveninová kapka ve vodě, má tendenci vytvořit vrstvu krusty na fázovém rozhraní, což brání její jemné fragmentaci vedoucí k parní explozi. Existují i jiné omezující mechanismy, jako je tvorba páry v blízkosti částice koria kvůli tepelnému přenosu z kapky. Kvantifikace těchto jevů je ve vývoji, ale není dokončena.

V přítomnosti vody může dojít k dalšímu produkci vodíku, když se tavenina setká se studenou vodou. Pokud však tavenina obsahuje Zr , může tento kov dále reagovat s vodou a vytvořit vodík, což může vést k vodíkové explozi. Nicméně se zdá, že pravděpodobnost vzniku silné vodíkové exploze je nízká. [22]

Interakce taveniny s betonem a selhání základové desky KTMT

Interakce taveniny s betonem (angl. Molten Corium Concrete Interaction | MCCI) vede k tavení betonu a tvorbě plynu (H_2O, CO, CO_2). Tím se zvyšuje tlak v KTMT nekondenzovatelnými plyny (CO, CO_2) a tavenina postupně klesá do základové desky.

² Dostupné experimentální důkazy z různých testů provedených do roku 2012 [28]

MCCI kromě toho vytváří krustu na vrchní ploše taveniny, což omezuje odvod tepla z taveniny při případném zalití taveniny vodou. Bez dostatečného chlazení bude ablace pokračovat po dlouhou dobu a dojde k selhání těsnosti kontejnmentu. Pro většinu provozovaných reaktorů bude místo selhání pod úrovní terénu a nedojde proto k významnému rozptýlu RL do atmosféry, ovšem RL mohou uniknout z KTMT do spodní vody. [22]

Rizikem pro konečný výsledek MCCI je také poměr ablace v radiálním/axiálním směru³. Z nejnovějších experimentů MCCI [28] vychází, že radiální ablace pro křemičitý beton používaný v Evropě může být až dvojnásobně větší než axiální ablace. Pro vápeno-pískový beton, používaný v amerických jaderných elektrárnách, je téměř stejná ablace v obou směrech. Hlavním rozdílem mezi oběma betony je to, že vápeno-pískový beton vytváří mnohem více plynu než křemičitý beton.

2. 5. Ohrožení integrity kontejnmentu

Ohrožení integrity kontejnmentu během těžké havárie je jedním z největších rizik spojených s jadernými elektrárnami. Při havárii hrozí narušení struktury kontejnmentu a únik radioaktivního materiálu do okolí, což by mohlo mít vážné dopady na zdraví a životní prostředí.

Mezi hlavní jevy, které mohou vest k narušení integrity KTMT jsou [29] :

- 1) Přímý ohřev kontejnmentu (angl. Direct containment heating)
- 2) Ex-vessel exploze páry (angl. Ex-vessel steam explosion)
- 3) Hoření vodíku (angl. Hydrogen combustion)
- 4) Přetlak v kontejnmentu (angl. Containment long term over-pressurization)
- 5) Obtok kontejnmentu a únik radioaktivních látek (angl. Containment bypass and leakage)
- 6) Pronikání koria vně TNR a penetrace základní desky (angl. Basement melt penetration)

Různé typy reaktorů Gen. II a Gen. III se liší především v přístupy zvládnání havárií. Pro reaktory Gen. III jsou body 1-5 jsou zajištěny vylepšeným designem. V případech obou generací je třeba při havárii zabezpečit KTMT, aby nedocházelo k únikům radioaktivity. U velkých reaktorů Gen. III (o výkonu 1400 až 1600 MW_e) se klade velký důraz na tzv. EVR (angl. Ex-vessel retention), tedy filozofii chlazení taveniny uniklé z TNR, což je považováno za prvek pasivní bezpečnosti ve případě, když selžou všechny předchozí. Alternativně se používá strategie IVR. V tomto případě je však omezený maximální výkon reaktoru (do cca 1200 MW_e), pro který lze prokázat úspěšnost strategie.

S ohledem na perspektivu využití spíše menších reaktorů Gen. III v ČR (1000 až 1200 MW_e) je strategie udržení taveniny v reaktorové nádobě je v tomto případě důležité téma, protože znamená, že v případě havárie zůstává tavenina v reaktoru a neunikne. To může snížit množství radioaktivních látek, které by se dostaly do vnitřku KTMT a minimalizuje riziko poškození kontejnmentu.

³ Pod radiálním směrem se rozumí vzdálenost od osy TNR, axiální směr (resp. "do hloubky") znamená jak moc hluboko korium pronikl do betonu. Zvětšení tohoto poměru poskytuje větší plochu, kde korium může oddávat teplo tj. tuhnutí koria bude rychlejší při větším poměru.

Kapitola 3. Udržení taveniny v TNR na AP600/AP1000

Bezpečnost jaderné energetiky vyžaduje ocenění rizika provozu elektrárny a snahu o zmenšení rizikosti jejího provozu, minimalizaci příčin nebo následku havárie, prevenci úniku radiace do vnějšího prostředí apod.

Bezpečnostní systémy jsou implementovány pro komplexní nebo částečné řešení hrozeb, vznikajících během různých stavů JZ. Např. AP1000 reaktor je navržen tak, aby v případě havárie dosáhl a udržoval bezpečný stav bez nutnosti zásahu operátora a bez nutnosti obnovit dodávku střídavého proudu po dobu 72 hodin. Namísto spoléhání se na aktivní komponenty, jako jsou dieselové generátory a čerpadla, využívá AP1000 přirozené síly – gravitaci, přirozenou cirkulaci a stlačené plyny (všechno pro to, aby k TH nedošlo popř. aby dopad na okolí byla minimální). [5]

Kromě pasivních bezpečnostních systémů používá reaktor AP1000 další úrovně ochrany včetně návrhu reaktoru, který poskytuje značné rezervy pro provoz před dosažením bezpečnostních limitů, výběru vhodných materiálů a zajištění kvality během návrhu a výstavby, pokročilého řídicího systému a dobře vycvičených operátorů. Ke zlepšení DiD v AP1000 reaktoru přispívají také systémy, pasivní nebo aktivní, které nepatří do kategorie bezpečnostních, systémy bezpečnostní a návrh konstrukce JE pro zachování integrity reaktoru. [5]

Bezpečnost AP1000 je zajišťována pomocí několika systémů, které jsou navrženy tak, aby minimalizovaly riziko havárie a minimalizovaly dopad havárie na okolí. Tyto systémy zahrnují jak pasivní, tak i aktivní prvky [5]

1. **Pasivní chlazení AZ** (angl. passive core cooling system | PXS) – systém, který využívá přírodních jevů a pasivních prvků k odvodu tepla z AZ reaktoru v případě nouzové situace (viz Obr. 10).
2. **Izolace kontejnmentu** (angl. containment insulation) – systém, který izoluje kontejnment od vnějšího prostředí v případě havárie a minimalizuje tak únik radioaktivních látek.
3. **Pasivní chlazení kontejnmentu** (angl. passive containment cooling system) – systém, který využívá přirozené cirkulace vzduchu a vody k odvodu tepla z kontejnmentu v případě havárie.
4. **Systém pro zajištění obyvatelnosti blokové dozorny** (angl. main control room emergency habitability system) – systém, který zajišťuje přísun čistého vzduchu a ochranu před radiací v případě havárie.
5. **Vysokotlaké/středotlaké vstřikování chladiva spolu s pasivními hydroakumulátory** (angl. high/medium pressure safety injection with core makeup tanks) – systém, který vstřikuje chladicí médium do primárního okruhu v případě havárie.
6. **Nízkotlaké doplňování chladicího média z nádrže IRWST** (angl. low pressure reactor coolant makeup from the IRWST) – systém, který vstřikuje chladicí médium do primárního okruhu v případě havárie z nádrže IRWST.
7. **Pasivní odvod zbytkového tepla** (angl. passive residual heat removal) – systém, který využívá přirozených jevů a pasivních prvků k odvodu zbytkového tepla z reaktoru v případě havárie.
8. **Automatický systém pro snížení tlaku** (angl. automatic depressurization system) – systém, který snižuje tlak v PO v případě LOCA a tím zajišťuje funkčnost hydroakumulátorů.

3.1. IVR – popis filozofie a zařízení ERVC

IVR je koncept pasivní bezpečnostní funkce, která zajišťuje udržení taveniny uvnitř reaktoru i v případě úplného selhání chlazení AZ. Tento koncept byl poprvé implementován v návrhu AP600 a dále vylepšen v AP1000. Jedná se o filozofie bezpečnosti, která se používá pro zvýšení bezpečnosti jaderných reaktorů, zejména reaktorů třetí generace. Při havárii se roztavené korium zadržuje v nádobě, kde je přes stěnu tlakové nádoby chlazeno. Tento mechanismus by měl zabránit protržení nádoby. Výzkum IVR je proto důležitý pro zlepšení bezpečnosti jaderných reaktorů a minimalizaci rizik v případě TH. [22]

Koncept je realizován pomocí zařízení ERVC (angl. External Vessel Cooling). Princip ERVC spočívá v zaplavení ŠR vodou. Voda z bazénu bude odebírat zbytkový výkon koria. Zabezpečení integrity TNR brání rozvoji těžké havárie do fází, probíhajících vně TNR. Tím jsou vyloučeny jevy ohrožující integritu KTMT v těchto fázích. Z hlediska následné likvidace havarovaného bloku se tím rovněž zásadně omezí objem koria, které bude nutno po ochlazení a ztuhnutí odebrat.[29]

V AP1000 je ERVC zajištěn kombinací dvou druhů pasivních systémů, tj. pasivního systému chlazení a pasivního systému zaplavení. Pasivní systém chlazení je tvořen prouděním vody parním kanálem a zpětným chlazením kondenzované páry v kondenzátoru. Pasivní systém zaplavení je tvořen nádrží s vodou, která umožňuje včasné zaplavení ŠR při TH.

Součástí systému ERVC jsou:

- Vícestupňový systém odtakování chladicího systému reaktoru vede k nízkému namáhání stěny nádoby
- Nádobu se zaplaví nad úroveň hrdel chladicí smyčky vodou záměrně vypouštěnou z nádrže v KTMT.
- Izolace reaktoru (viz Kapitola 1. 1) je inženýrskou cestou jak zajistit vodní chlazení nádoby a odvést páry z ŠR.

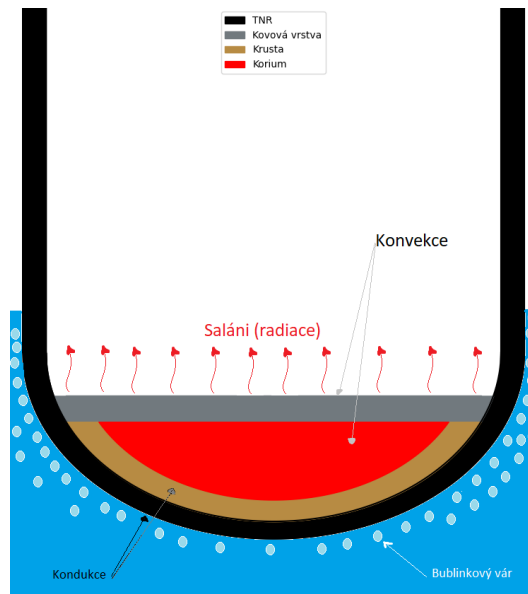
Pro úspěšné provedení ERVC chlazení je nutné mít kombinaci technických opatření a prostředků, které jsou implementovány v reaktoru a okolních systémech. Pokud by stěna TNR nebyla dostatečně chlazená mohlo by se na styku taveniny a stěny TNR vytvořit otvor, který by umožnil tavenině uniknout z reaktoru. Ve srovnání s AP1000, reaktor AP600 má nižší hustotu výkonu v palivu a díky tomu je v něm při TH nižší tepelné zatížení na stěně nádoby. Lepší strategie chlazení je proto klíčová pro úspěšné provedení IVR na AP1000. Proto byly vyvinuty další kroky [7] :

- Zavedená konstrukční opatření ke zvýšení odvodu tepla z vnějšího povrchu nádoby reaktoru (zvýšit kritický tepelný tok).
- Prokázání, že tepelné selhání zůstává limitujícím selháním přes strukturálním selháním (viz „Minimální zbývající tloušťka stěny“).
- Prokázání, že progresse taveniny AP1000 v nádobě je obdobná postupu taveniny AP600 tak, že ne bude narušena integrita nádoby během její reloky.
- Prokázání, že výpočet tepelné zátěže, je přizpůsoben AP1000.
- Prokázání, že výpočet tepelného zatížení je proveden pomocí rozdělení pravděpodobnosti vyvinutého speciálně pro AP1000.

3. 2. Procesy probíhající při IVR

AP1000 využívá geometrii ŠR, která zajišťuje přívod vody a odtok páry. Tepelná izolace TNR zároveň slouží jako usměrňovač proudění chladiva kolem dna TNR pro zlepšení odvodu tepla a zvýšení kritického tepelného toku na vnějším povrchu nádoby reaktoru. Chladivo opouští povrch TNR z mezikruží do kanálu odtoku páry na výšce 2,987m od nejnižší části TNR (viz Obr. 9). [7]

Strategie IVR vyžaduje, aby prouděním chladiva kolem nádoby byl odveden zbytkový výkon z taveniny a zároveň zůstala zachována integrita stěny. To znamená, že tepelný tok (q_w) působící bazénem koria na stěnu nádoby by neměl překročit kritický tepelný tok (angl. critical heat flux | CHF) varu ve všech bodech dna nádoby. Jinak dojde dříve nebo později ke ztrátě integrity nádoby v důsledku krizi varu, zvýšení teploty, ztrátě integrity TNR a následnému výtoku koria. [29]



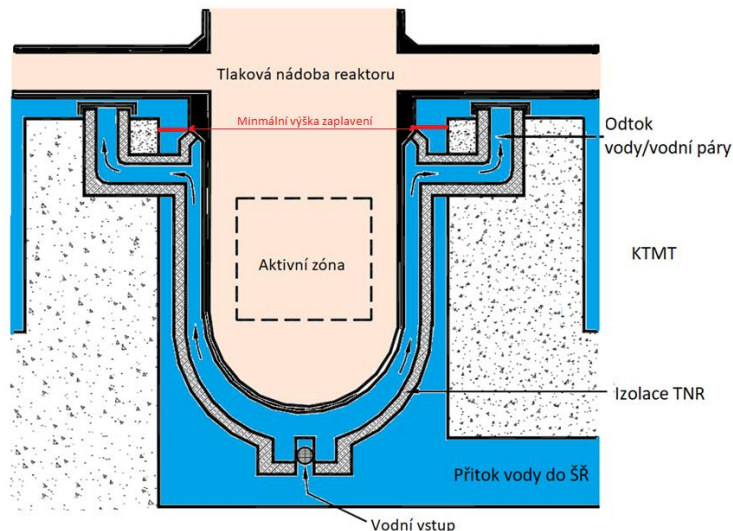
Obr. 8 Termohydraulické procesy, probíhající při IVR

Charakter konvekce v bazénu taveniny je velmi důležité téma výzkumu, jelikož určuje rozložení tepelného zatížení na TNR. K dispozici je několik experimentálních studií ([30] , [31] [32] [33]), které se zaměřují na přirozenou konvekci objemu ohřívajícího bazénu (schéma přirozené konvekce je vidět na Obr. 8). Tyto studie používají různé simulační kapaliny k reprezentaci korie, např. vodu, organické kapaliny, tavenou binární směs a tak dále. Cílem je získat představu o konvekci, použitelnou pro posouzení úspěšnosti ERVC. Současné experimenty mají omezení v tom, že hodnoty Rayleighova (Ra) čísla (viz Postupy vyhodnocení úspěšnosti IVR) jsou mnohem nižší než ty, co budou u skutečného reaktoru, především kvůli malému měřítku testovacích zařízení. Stratifikace bazénu roztaveného materiálu také zahrnuje několik aspektů, jako je kinetika separace vrstev a rezistence k difuzi mezi vrstvami. Výzkum v této oblasti je nezbytný, protože je potřeba provést nové experimenty s vyššími teplotami a Ra čísly. Posouzení ERVC zahrnuje také vztah konvekce v bazénu taveniny, vznik krusty na kontaktu se stěnou nádoby, přestup tepla do nádoby, vedení tepla stěnou nádoby a nakonec přestup tepla do chladiwa proudícího kolem vnější strany stěny. Model tohoto komplikovaného procesu stále zahrnuje velké neurčitosti. [34]

Včasné zaplavení ŠR

Včasné zaplavení ŠR (Early Cavity Flooding) je proces, kterým se zajistí rychlé a úplné zaplavení prostoru mezi TNR a stěnami šachty.

Na AP1000 se zaplavení ŠR zajištěno buď zásahem operátora, nebo pasivně průběhem havárie (viz níže). Operátor zaplaví šachtu otevřením motoricky ovládaného ventilu a rozstřikovacího ventilu v jednom ze dvou recirkulačních potrubí mezi ŠR a nádobou IRSTW. Voda zaplavuje ŠR vytékáním z recirkulačních jímek a zaplňuje zaplavitelnou oblast kontejnmentu minimálně do výšky nad úroveň izolace TNR (Viz Obr. 9) [7] .



Obr. 9 Zaplavení šachty reaktoru během IVR [7]

K určení úspěšného zaplavení ŠR se používají dvě kritéria: 1) Polokoule dna reaktoru už musí být ponořena před počátkem přemístění koría do DSK. 2) Spodní část reaktoru musí být ponořeno ve vodě před úplným přemístění koría do DSK. [7]

Pokud na reaktorech AP600/AP1000 dojde k těžké havárii, reaktor je vybaven řadou senzorů a monitorovacích zařízení, která detekují různé parametry, jako je teplota, tlak a hladina vody uvnitř nádoby reaktoru a v budově kontejnmentu. Včasně zaplavení je při různých scénářích zajištěno různě. Při LOCA chladivo, uniklé z PO steče do ŠR a zajistí tak chlazení při TH. Pokud nastane scénář SBO a dojde k TH, ŠR bude zaplavena z externí nádrže otevřením ventilu. [7]

Po zaplavení šachty reaktoru chladivem dochází k ohřívání vody a jejímu následnému vypařování. Pára odchází do kontejnmentu kde kondenzuje a odevzdává teplo stěně kontejnmentu. Dochází k podobným procesům, jaké byly popsány při SBO po třetí hodině od začátku události, tedy ustanovení přirozené cirkulace vzduchu v okolí kontejnmentu a spuštění pasivního systému vychlazování kontejnmentu. Kondenzát stéká po stěnách do bazénu skladování odkud se vrací do šachty reaktoru. Tím je uzavřen chladicí okruh.

3. 3. Průběh SBO havárie bez zásahu operátora

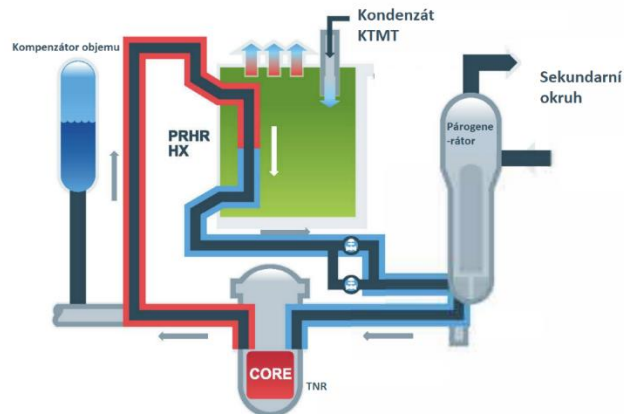
Pro bezpečnost JE při zvládnání TH by se měla vždy vynakládat maximální snaha, aby byla obsluha dostatečně vycvičena a byla schopna reagovat na jakoukoliv situaci, a to i v případě selhání jednoho nebo více systémů. Kromě toho, moderní jaderné reaktory jsou navrženy tak, aby minimalizovaly riziko TH a snížily závislost na tzv. lidském faktoru. Jedním z příkladů jsou reaktory AP1000 a AP600, které jsou vybaveny pokročilými bezpečnostními funkcemi, jako je pasivní chladicí systém, který je schopen udržovat reaktor v bezpečném stavu bez zásahu operátora po dobu několika dní. Tento typ reaktoru by tedy byl schopen minimalizovat následky nehody i v případě, že by obsluha nebyla schopna zvládnout TH.

Scénář SBO je v konstrukci AP1000 dobře promyšlen [5]. V případě SBO, kdy se nepodaří spustit záložní dieselgenerátory, je zajištěno pasivní dochlazování (nepoškozené) AZ po dobu tří dnů od vzniku IU.

Prvním krokem, který bude podniknut při SBO bude pád regulačních tyčí což odstaví reaktor. Aktivní zóna reaktoru nadále produkuje zbytkový výkon, který je třeba odvést chlazením.

Z důvodů nefunkčních napájecích čerpadel se sníží hladina vody v parogenerátoru a dalším krokem bude aktivace PXS. Voda proudí přes tepelný výměník v nádrži IRWST a studená voda stéká zpět do TNR. Vlivem

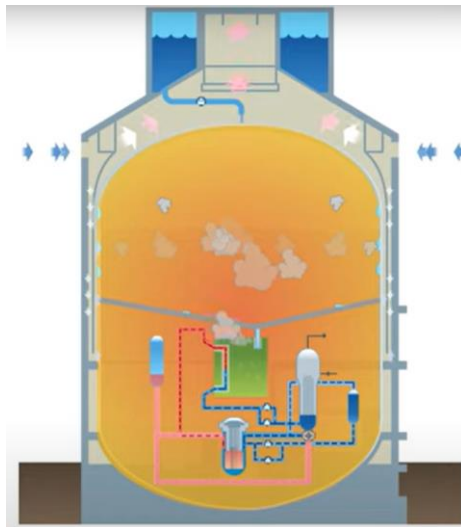
změny hustoty se vytvoří přirozená cirkulace. Reaktor tak může být během dalších 2-3 hodin chlazen (viz Obr. 10). Teplota v reaktoru se zvýší pouze o 1 % až po dvou hodinách.



Obr. 10 Princip pasivního dochlazení AZ v AP1000 [5]

Mezi třetí a pátou hodinou dojde k varu vody i v bazénu a tvorbě páry. Pára bude nahřívat kontejnment a na vnější straně stěny kontejnmentu se ustanoví přirozená konvekce. Budova JE je navržena tak, aby ohřátý vzduch odcházel přes vrchol budovy a chladný byl přísávan zdola a obtékal kontejnment. Tím se ustanoví přirozená konvekce vzduchu, která chladí stěnu kontejnmentu.

Na vnitřní straně stěny KTMT kondenzuje pára z bazénu skladování. Kondenzát stéká po stěně a vrací se zpět do bazénu vyhořelého paliva. Tím je zajištěn odvod tepla z AZ do vzduchu mimo kontejnment.



Obr. 11 Schéma chlazení reaktoru v 7. hodině po IU SBO [5]

Po šesté hodině detekuje monitorovací systém potřebu chlazení KTMT, když se dosáhne určité teploty, a otevře ventily pro proudění chladicí vody z externí nádrže umístěné na střeše budovy reaktoru. (Obr. 11) Díky gravitaci voda odtéká a ochlazuje vršek a boky ocelové kontejnmentové nádoby. Tím je udržována teplota v KTMT až do vyčerpání vody v nádobě. Rezerva vody pro pasivní chlazení je přibližně na 72 hodin (3 dny) od IU.

Popsaný systém pasivního chlazení tak poskytuje obsluhu 3 dny na uplatnění nějakého opatření pro zvládnutí havárie. Jednou z alternativ je doplnění chladiva do nádrže na střeše budovy reaktoru. To umožní pasivnímu systému chlazení AZ pokračovat v odvodu zbytkového tepla bez poškození paliva.

Kapitola 4. Postupy vyhodnocení úspěšnosti IVR

Úspěšnost IVR je klíčová pro zajištění bezpečnosti reaktorů během TH. Aby bylo dosaženo této úspěšnosti, je nezbytné vhodně navrhnout systém ERVC a postupy pro vyhodnocení úspěšnosti IVR. Kromě funkčnosti zaplavujících a někdy i ventilačních zařízení je také nezbytné zajistit dostatečné množství chladicí vody pro zaplavení ŠR a odvod tepla. Návrh systém ERVC musí být takový, aby jakýkoliv průběh havárie neovlivnilo množství vody, ve které bude TNR ponořena.

Pro výpočet minimálně nutného množství vody pro IVR se využívá PSA, které zahrnuje podmínky nutné pro úspěšnost IVR. Vyhodnocení úspěšnosti IVR se provádí pomocí deterministických analýz, které už dále používají fyzikální popis jevů, např. konvekci koria, tepelnou vodivost vytvořené krusty, přestup tepla z krusty do stěny nádoby, tepelnou vodivost stěny nádoby a dvoufázovou konvekci vody a vodní páry. Navíc je dalším problémem komplexnost konstrukce popisu TNR při ablaci korím, což způsobuje složitost popisu termohydraulických jevů během IVR. Systém je velmi komplexní, proto je nutné použít obou dvou analýz. Například pro reaktor AP600 byla použita metodika pro analýzu rizik v jaderných elektrárnách (angl. Risk-Oriented Accident Analysis Methodology | ROAAM). ROAAM je kvantitativní metoda, která se zaměřuje na posouzení rizik vzniku havárie a následků této havárie. Tato metodika se používá při analýzách bezpečnosti JE. [34]

Při analýze fenoménu IVR ROAAM slouží jako základ pro návrh řízení nehod během těžkých havárií a aplikaci strategie IVR. ROAAM zahrnuje analýzu postupu taveniny uvnitř nádoby a vyhodnocení strukturálních a teplotních problémů nádoby během jejího přemístění na dno TNR, včetně exploze páry uvnitř nádoby. [7] Jedná se o vyhodnocení nějakého fyzikálního procesu ovšem s velkými neurčitostmi. Proto jiné metody vyhodnocení selhávají.

Postup řešení spočívá v sestavení fyzikálního modelu a identifikaci neurčitých parametrů. Další postup je iterační. Pokud zkoumaný fyzikální model nefunguje jak má, potom se identifikují klíčové neurčité parametry, které je nutné zpřesnit (např. pomocí dodatečných experimentů) nebo optimalizovat projekt tak, aby zařízení plnilo požadovaný účel spolehlivěji.

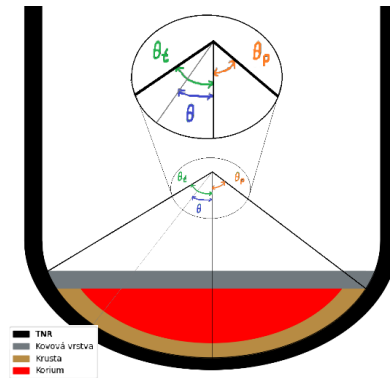
Na základě výsledků ROAAM, je omezujícím problémem pro integritu nádoby tepelné zatížení produkované během ustáleného přenosu tepla do stěny dna TNR po úplném přemístění trosk do DSK. Rozborem problému lze odhadnout, že k maximálnímu zatížení dna nádoby dojde v důsledku tepelného toku stěnou v době (kvazi) stacionárního konvektivního bazénu taveniny na dně nádoby. Na základě výsledků ROAAM bylo selhání dna nádoby v AP600/AP1000 považováno za fyzicky nemožné a na selhání TNR byla v PSA aplikována pravděpodobnost nula, pokud byly splněny následující podmínky (dále – podmínky ROAAM) [35] :

- Chladicí systém reaktoru byl odtlakován.
- Nádobu reaktoru byla dostatečně zaplavená, aby byl smáčen zahřátý povrch.
- Izolace reaktoru a průtokové cesty recirkulace vody z kontejnmentu umožnily dostatečný průtok vody a odvětrání páry z ŠR.
- Úprava vnějšího povrchu dna TNR nenarušovala chlazení nádoby vodou.

Vyhodnocení úspěšnosti strategie lze dosáhnout vhodným návrhem ERVC, vytvořením modelu fyzikálního procesu, identifikací neurčitých parametrů a realizací pravděpodobnostního hodnocení. Na základě těchto výpočtů je možné vyhodnotit rozdělení pravděpodobnosti a posoudit účinnost navrhované strategie.

Popis stacionárního bazénu taveniny a odvodu tepla přes stěnu dna lze zjednodušit uvážením osové symetrie. V oblasti kulového dna je výhodné použít polární souřadný systém. Obecně je konstrukce reaktoru rozdělena do axiálních a radiálních souřadnic, tj. s použitím úhlu, resp. výšky reaktoru jako element, na kterém probíhá výměna tepla. Necht' úhel polární souřadnice začíná od svislé osy, je $\theta \in (0, \pm 90^\circ)$, θ_p – je maximální

souřadnice kovové vrstvy a θ_t – krusty. Tepelný tok na dané souřadnici bude $q_w(\theta)$, a tloušťka stěny nádoby bude $\delta_w(\theta)$ (viz Obr. 12).



Obr. 12 Geometrie TNR při analýze fenoménu IVR

Tepelný tok z taveniny do stěny nádoby nesmí překročit kritický tepelný tok na vnější straně stěny. Zároveň zbývající tloušťka stěny musí udržet zatížení dané hmotností koria a samotného dna.

Tepelný tok z taveniny do stěny

Popis chování konvektivního bazénu taveniny je prováděn pomocí tzv. podobnostních čísel, které zahrnují termohydraulické chování látky. Mezi nimi jsou Grashofovo (Gr), Prandtlovo (Pr), a Damkohlerovo (Da) podobnostní číslo.

$$Gr = \frac{\Delta t \gamma}{1} * \frac{gH^3}{\vartheta^2}, \quad Pr = \frac{\vartheta}{a}, \quad Da = \frac{\dot{Q}H^2}{\alpha \Delta t} \quad (4.1)$$

Kde \dot{Q} je tepelný výkon, Δt – rozdíl teplot mezi povrchem a chladivem, H – charakteristický rozměr, γ – izobarický součinitel objemové roztažnosti, g – gravitační zrychlení, ϑ – kinematická viskozita, a – součinitel teplotní vodivosti a α – součinitel přestupu tepla. Obecný přestup tepla je popsán Nusseltovým (Nu) podobnostním číslem a dá se ho vypočítat pomocí:

$$Nu = \frac{\alpha H}{\lambda} \quad (4.2)$$

Kde λ je součinitel tepelné vodivosti tekutiny. Dalším podobnostními čísly jsou Rayleighova (Ra) podobnostní čísla, která jsou dána součinem podobnostních čísel ze vztahů (4.1) tj. $Ra = Gr * Pr$ resp. $Ra^* = Gr * Pr * Da$. Hlavním cílem je nalezení α z Nusseltova podobnostního čísla, které se vypočítá nalezením funkční závislosti ($Nu = f(Ra, Pr)$ resp. $Nu = f^*(Ra^*, Pr)$).

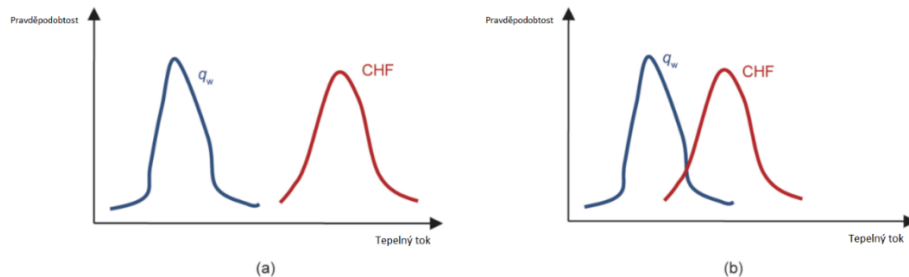
Cílem je nalézt korelační funkce f resp. f^* pro oxidickou a kovovou vrstvu koria. Tyto funkce se hledají pomocí experimentálních metod a navíc tyto funkce hrají důležitou roli ve výpočtech pomocí deterministických analýz.

Kritický tepelný tok na vnější straně dna nádoby

Výpočet CHF je obvykle založen na empirických korelacích, které jsou založeny na experimentálních datech. Tyto korelace se snaží popsat vliv geometrických, termodynamických a hydrodynamických parametrů na CHF. Mezi tyto parametry patří například, tepelný tok, průtok, geometrie a stav materiálu. Navíc mohou být výpočty CHF ovlivněny neznámými faktory, jako jsou nánosy na povrchu reaktoru, což může vést ke snížení CHF a zhoršení schopnosti reaktoru odevzdávat teplo.

I když smysl filozofie je docela jednoduchý, je to docela komplikované prokázat IVR s vysokou jistotou. Důvodem obtížnosti je nutnost přesného určení buď tepelného toku nebo CHF, a zejména tepelného toku

(q_w) konvekce v bazénu koria, který je do značné míry ovlivněn průběhem havárie uvnitř reaktoru a scénáři nehod. Kvůli nejistotám v chápání fyzikálních jevů a scénářů havárií je proto zaveden integrovaný deterministický/pravděpodobnostní přístup, který zohledňuje nejistoty při hodnocení problému IVR. Řešením je srovnání mezi pravděpodobnostmi tepelného toku q_w a CHF (Obr. 13), kde za úspěšné vyřešení (varianta (a)) úlohy se uvažuje případ, kde při maximální možné pravděpodobnosti q_w je vždy menší než CHF [22]



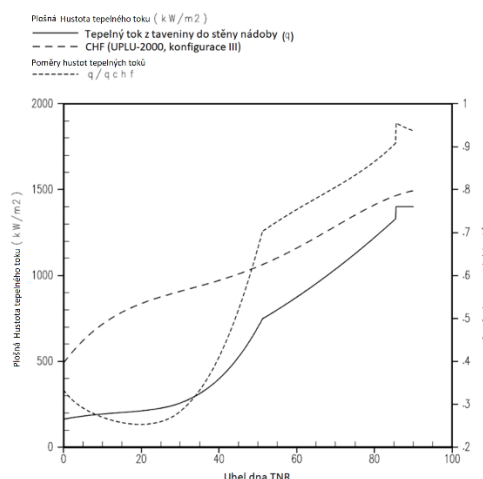
Obr. 13 Ukázka vyhodnocení IVR. a) Úspěšný případ, b) Neúspěšný případ [22]

Komplikace nastává v případě, kdy se distribuce překrývají (varianta (b)). Pravděpodobnost selhání strategie je potom nenulová. V takovém případě je nutné zvážit buď úpravu projektu, tak aby došlo ke zlepšení funkce (např. optimálnější tvar usměrňovače průtoku, úpravy povrchu nádoby atd.) nebo snížení konzervatismu vyhodnocení (např. realizace doplňujících experimentů pro snížení neurčitostí). Pokud ani jedna z uvedených cest nevede k oddělení obou distribucí pravděpodobnosti, neznamená to, že je nutné strategii zamítnout. S ohledem na požadavek EURATOM [14] je nutné pro staré reaktory realizovat opatření, která jsou prakticky proveditelná a vedou alespoň k významnému snížení rizika, když už ne k úplnému vyloučení.

Na základě výsledků experimentu UPLU-2000 se podařilo pro jeho podmínky určit hustotu tepelného toku $q_w(\theta)$ jako funkci v závislosti na úhlu θ a tím i vhodně aproximovat CHF jako funkci θ . Byl sestrojen graf a nalezen poměr mezi $q_w(\theta)$ a CHF (viz Obr. 14). CHF bylo stanoveno jako [36] :

$$q_{CHF} = 490 + 30,2 * \theta - 0,888 * \theta^2 + 1,35 * 10^{-2} * \theta^3 - 6,65 * 10^{-5} * \theta^4 \quad \left[\frac{kW}{m^2} \right] \quad (4.3)^4$$

Kde θ je úhel polární souřadnice v stupních a začíná se z dolu TNR

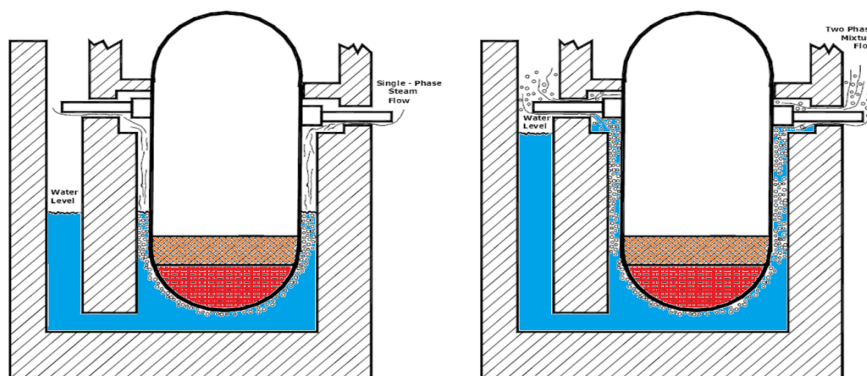


Obr. 14 CHF a $q_w(\theta)$ v závislosti na úhlu θ [35]

⁴ V [35] byla uvedena rovnice nesprávně, tudíž měla řádově větší a záporné hodnoty. Po analýze experimentů UPLU-2000 konfigurace III/IV (viz.[36]) bylo zjištěno správný tvar rovnice a následně ji upraveno v (4.3)

Výše uvedený postup hodnocení byl aplikován na AP600 i následně na AP1000. Pomocí experimentu ACOPO byly určeny vztahy pro výpočty Nusseltovoho podobnostního čísla v tavenině oxidů jak středního, tak i závislého na úhlu θ . Také byla vyjádřena funkční závislost pro přenos tepla z kovové vrstvy do stěny nádoby a do stěny nádoby. Díky experimentu ULPU-2000 se podařilo vypočítat rozložení CHF v závislosti na úhlu, což poskytlo více informací a možnosti pro vhodný návrh strategie IVR. [35]

Problémem je, že se nepodařilo aplikovat způsob výpočtu CHF z AP600 na AP1000 z důvodů různých tepelných toků. Cirkulace produkovaná samotným odvětráváním páry (var v ŠR) z izolace nebyla dostatečná k dosažení kritických tepelných toků. Proto byla zavedena jiná geometrie ERVC, která zvýší kapacitu odvodu tepla vodou. Pro cirkulaci vody podél reaktorové nádoby a zajištění adekvátního chlazení reaktorové nádoby musí být hladina vody v ŠR nad spodní hlavou dostatečně vysoko, aby se vytvořil dvoufázový tok ventilací z ŠR. (Obr. 15) Dvoufázové proudění vytváří rozdíl v hustotě, který pohání proudění přes přepážku a zvyšuje kritický tepelný tok na vnějším povrchu nádoby reaktoru AP1000. [35]



Obr. 15 Rozdíl mezi jednofázovým (zleva) a dvoufázovým (zprava) prouděním při IVR [35]

Výsledky testu ULPU-2000 IV ukazují, že za předpokladu úspěšného zaplavení a správné konstrukce izolace a cirkulace chladiva v reaktorech AP1000 lze dosáhnout významného zvýšení kritického tepelného toku než u AP600. CHF v úrovni výšky horní části oxidu a ve vrstvě kovu se zvýší o 30 až 40 procent až na $2 \frac{MW}{m^2}$. [36]

Minimální zbývající tloušťka stěny

Pro výpočet kritéria selhání TNR se vypočítá mechanické a tepelné zatížení. Mechanické zatížení se vypočítává jako celková váha AZ minus vztlaková síla vody (Archimedova síla) působící na TNR. Celkově pro AP1000 je stanovena jako $1,1 * 10^6 N$. Mez kluzu uhlíkové oceli při teplotách 900 K je 350 MPa. Minimální plocha potřebná pro nesení vlastního nákladu odpovídá tloušťce 0,022 cm stěny nádoby AP1000 při vnějším uvažovaném poloměru TNR 2,1524 m⁵. [35]

Částí stěny, která nese tepelné zatížení, je tloušťka stěny s teplotou od uvažované teploty (900 K) po teplotu saturace (373 K) při maximálním kritickém tepelném toku dosažitelném konfigurací AP1000. Tloušťka může být vypočtena zjednodušeně pro konstantní tepelnou vodivost $32 \frac{W}{mK}$ stěny nádoby pomocí rovnice vedení tepla. Vychází tak tloušťka v 0,8 cm, což je dostatečné s ohledem na mechanické zatížení odhadnuté výše. [35]

⁵ Výpočet v [35] je proveden za značně zjednodušujících předpokladů. Skutečné podmínky by musely předpokládat konkrétní vlastnosti oceli SA508 za teplot při provedení výpočtu ERVC chlazení, bezpečnostní koeficienty a nekonzervativní přístup k výpočtu. Autor předpokládá, že by při vhodných výpočtech nutná minimální tloušťka by musela být o několikrát vyš.

4. 1. Odhadování distribuce pravděpodobnosti

Odhadování distribuce pravděpodobnosti IVR je klíčovým prvkem analýzy bezpečnosti jaderných reaktorů. Jak už bylo zmíněno dříve, problémem přesného výpočtu průběhu IVR je různý průběh havárie a nutnost realizovat IVR tak, aby nezáležel na různých okolnostech a množství koria. Proto je třeba používat komplexní metodiky, integrální analýzy a různé statistické metodiky pro pravděpodobnostní hodnocení jak úspěšnosti IVR (ROAAM), tak i podmínek pro analýzu (PSA). V PSA se vyhodnotí scénáře ve kterých jsou splněny podmínky pro IVR. Ovšem PSA nemá prostředky k vyhodnocení úspěšnosti IVR (fyzika atd.), což se řeší v ROAAM.

Při výpočtu v [34] byl využit zjednodušený vstupní model pro výpočet IVR. Byli předpokládány splněné podmínky ROAAM a proto byl proveden analytický výpočet pouze jednoho případu. Současná využití integrálních kódů prokazují, že existují i jiné podmínky při kterých je možno prokázat úspěšnost, resp. neúspěšnost strategie IVR při TH.

Pravděpodobnost selhání IVR je úměrně závislá rovněž na pravděpodobnosti selhání různých jejích součástí systémů ERVC. Z důvodů složitosti podmínek TH se používá PSA jako komplexní metoda pro rozdělení pravděpodobností podmínek. PSA bylo původně aplikováno na návrh reaktoru AP600, ale z důvodů řady změn (zvětšení konstrukce JR, atd.) byly modifikovány podmínky na AP1000. Podle [35] se prokázalo, že pro úspěšnost IVR je nutno zvýšit *CHF*.

4. 2. Modelování IVR

Při volbě modelu ERVC je důležité si uvědomit, že různé chemické složky koria mají různé fyzikální vlastnosti. Navíc materiál postupně vznikající vysokoteplotní interakcí složek (tedy korium) má vlastnosti odlišné od jednoduchého váženého průměru složek. Vlastnosti se mění v závislosti na složení a teplotě. Naštěstí ve fázi stacionárního bazénu taveniny je možné považovat složení i teplotu za přibližně konstantní.

Při popisu modelu ERVC je důležitým parametrem tepelná vodivost jednotlivých separovaných vrstev koria. (Obr. 12) Pro oxidickou vrstvu lze součinitel tepelné vodivosti odhadnout $5,3 \pm 1,6 \frac{W}{Km}$, pro kovovou vrstvu $25 \pm 6,3 \frac{W}{Km}$, pro utuhlou oxidickou krustu $2,8 \pm 0,4 \frac{W}{Km}$. Střední tepelnou vodivost reaktorové nádoby $32,0 \frac{W}{Km}$ [35].

Většina zbytkového výkonu se nachází v oxidické vrstvě koria. Díky konvektivnímu pohybu oxidické taveniny a malé vodivosti oxidické krusty bude větší část tohoto výkonu odváděna směrem vzhůru do kovové vrstvy. Celkově to znamená, že největší tepelný tok $q_w(\theta)$ přes stěnu nádoby se bude nacházet v oblasti kontaktu kovové vrstvy se stěnou (tzv. "focusing effect"). Velikost tepelného toku stěnou v oblasti metalické vrstvy je proto nepřímou úměrná tloušťce kovové vrstvy. Dobrý odhad tloušťky metalické vrstvy je proto klíčový pro správný odhad maximálního tepelného toku stěnou.

4. 3. Pravděpodobnostní vyhodnocení

Jak už bylo zmíněno v 4. 1 při modelování ERVC je důležitým uvažovat všechny podmínky IVR, které by mohly ovlivnit průběh havárie. Proto ve výpočtu každého kroku strategie bylo použito metody pravděpodobnostního hodnocení, které zahrnovalo rozložení distribuce pravděpodobnosti pro vstupní data k deterministickým analýzám. Základními mezi nimi jsou podmínky ROAAM, které předpokládají sdílení tepla nad kovovou vrstvou jen pomocí radiace. Další rozvoje havárie je možno zabránit, při znalosti daných pravděpodobností.

Podobnost reaktorů AP600 a AP1000 umožňuje aplikovat obdobné pravděpodobnostní hodnocení na reaktory AP1000. Výhodou toho jsou jen malé relativní odchylky mezi poměrem reaktorů, jejich výkonu a

konstrukce a se zvětšením kvantitativních vlastností přestupu tepla byla strategie IVR tím i zlepšena. Testy PSA ukazují parametry pro vyhodnocení pravděpodobnosti během IVR [35] :

- **Poměr oxidovaného zirkonia:** Distribuce pravděpodobnosti ukazuje, že s největší pravděpodobností (89 %) bude poměr zoxidovaného zirkonia v rozmezích od 0,4 do 0,6 celkové hmotnosti Zr . Z pravděpodobnosti 10 % bude 0,6 až 0,75 a 1 % více než 0,75 celkové hmotnosti Zr (Obr. 22).
- **Hmotnost roztavené oceli:** Před přemístěním do DSK se ocel taky roztaví a hromadí se nad nosnou deskou AZ. Odhaduje se, že až 25 procent hmoty AZ může být roztaveno před přemístěním taveniny, s klesající pravděpodobností s rostoucí hmotností. Proto je pravděpodobnost 90 % distribuována lineárně klesající od 51 tun (minimální hmotnost) až po 62 tisíc kg, aby se zohlednila hlavně hmotnost AZ. Pravděpodobnost 10 % je přiřazena s lineárně klesající pravděpodobností od 62 do 70 tun, aby se zohlednily jakékoli další úlomky, které by se mohly roztavit z horních vestaveb (Obr. 23).
- **Časový průběh havárie před ERVC:** Je přímo závislý na třídě nehody⁶. Na základě PSA pro tyto třídy, jejich relativního příspěvku a jejich očekávaného časového intervalu k odhalení AZ bylo vyvinuto rozdělení pravděpodobnosti pro dobu dosažení konečného hraničního stavu (tj. stékání koria k DSK). Pravděpodobnost 70 % je distribuována lineárně rostoucí od 1,5 do 2,0 hodin a pravděpodobnost 30 % je distribuována lineárně klesající od 2,0 do 4,0 hodin (Obr. 24).
- **Výška vrstvy oxidů:** Analýzy PSA prokázaly, že s pravděpodobností 92,3 % bude výška roztaveného oxidu v rozmezí od 1,7 do 1,785 m. 7,6 % to bude v rozmezí 1,785 až 1,85 m a zbylé 0,1 % ukazuje že výška bude větší než 1,85 m (Obr. 25).
- **Výška kovové vrstvy:** Podle PSA je nejpravděpodobnější že výška kovové vrstvy bude v rozmezí od 0,65 do 0,95 metru, s jinou výškou je pravděpodobnost menší než 1 % (Obr. 26).
- **Objemová hustota tepelného výkonu** je s největší pravděpodobností v rozmezí od 1,6 až do $2,3 \frac{MW}{m^3}$ (Obr. 27).
- **Rayleighovo podobnostní číslo (Ra)** je určeno samostatně pro 2 části: pro vrstvu oxidů a pro kovovou vrstvu. Pro Rayleighovo číslo ve vrstvě oxidů platí, že je nejpravděpodobněji větší než $6,76 * 10^{15}$ a menší než $1,26 * 10^{16}$. Pro kovovou vrstvu platí, že je v rozmezí $1,58 * 10^{10}$ až $6,61 * 10^{10}$ (Obr. 28, Obr. 29).

Tyto podmínky budou použité při modelaci ERVC chlazení TNR typu AP1000 v následující kapitole (viz Kapitola 5).

⁶ PSA používá odlišnou klasifikaci nehod. [35]

Kapitola 5. Simulace IVR pomoci ASTEC

Simulace různých stavů JZ může být provedena pomocí tzv. integrálních kódů, které používají různé programovací jazyky pro výpočty a simulace. Tato kapitola bude věnována integrálnímu kódu ASTEC, který pro vhodné poskytování informace používá několik takových jazyků. Pochopení alespoň základů těchto programovacích jazyků je nezbytné pro práci s kódem.

Python

Python je vysokoúrovňový interpretovaný programovací jazyk, který byl vyvinut v 80. letech 20. století Guido van Rossumem. Python je známý pro svou jednoduchost a čitelnost kódu, což jej činí oblíbeným pro začátečníky i profesionály v oboru. Python má rozsáhlou knihovnu modulů, která zahrnuje mnoho standardních funkcí a nástrojů pro různé účely.

Python je unikátní v mnoha ohledech, včetně toho, že používá intencionalitu kódování pro oddělení bloků kódu. To znamená, že místo tradičních složených závorek používá Python odsazení kódu, což zlepšuje čitelnost a jednoduchost použití jazyka. Python také podporuje více programovacích paradigmat, jako jsou procedurální, objektově orientované a funkcionální programování.

Níže (Kód 1) uvedený kód ukazuje jednoduchý příklad v Pythonu, který byl použit pro úspěšné vykreslení jednotlivých součástí na Obr. 12:

```
01 def circle(R, X, h=0, H=0):
02     if h < 0: # Pokud je h záporné, vypočítáme souřadnice bodů na obvodu kruhu se středem posunutým směrem dolů o h
03         X_ = np.linspace(-np.sqrt(R**2 - h**2), np.sqrt(R**2 - h**2), 100)
04         Y_ = -np.sqrt(R**2 - X_**2)
05     elif h > 0: # Pokud je h kladné, vypočítáme souřadnice bodů na obvodu kruhu se středem posunutým směrem nahoru o h
06         if H != 0: # Pokud je H nenulové, použijeme funkci circle pro výpočet souřadnic X
07             X = circle(R, X, -abs(H))[0]
08             X_ = np.append(np.linspace(min(X), -np.sqrt(R**2 - h**2), 100),
09                             np.linspace(np.sqrt(R**2 - h**2), max(X), 100))
10             Y_ = -np.sqrt(R**2 - X_**2)
11         else: # Pokud je h nulové, vypočítáme souřadnice bodů na obvodu kruhu bez posunu
12             X_ = X
13             Y_ = -np.sqrt(R**2 - X_**2)
14
15     return X_, Y_ # Vracíme výsledné pole souřadnic X_ a Y_
```

Kód 1. Vzorový kód napsaný v jazyku Python

Tento kód definuje funkci s názvem circle, která slouží k výpočtu souřadnic bodů na obvodu kruhu v kartézském souřadnicovém systému. Funkce přijímá čtyři parametry: poloměr kruhu R, pole souřadnic X, vertikální posunutí h a podmínkovou proměnnou H. Pokud je hodnota h záporná, funkce vypočítá souřadnice bodů na obvodu kruhu se středem posunutým směrem dolů o h. Pokud je h kladné, funkce vypočítá souřadnice bodů na obvodu kruhu se středem posunutým směrem nahoru o h. V případě, že je hodnota H nenulová, funkce vypočítá souřadnice bodů na obvodu kruhu pro vykreslení krusty v TNR s použitím další funkce circle. Pokud je hodnota h rovna nule, funkce vypočítá souřadnice bodů na obvodu kruhu bez posunu. Výstupem funkce jsou dvě pole souřadnic X_ a Y_, které společně představují souřadnice bodů na obvodu kruhu.

Daný makrojazyk byl použit pro vykreslování obrázků, a také občasné zpracování vstupních modelů a vyhodnocování výsledků.

Analyzer

Programovací jazyk Analyzer je jazykem uživatelského rozhraní integrálního kódu ASTEC. Smysl spočívá v tom, že je zcela jednoduchý a nevyžaduje zvláštní znalosti programování, jak to je na Pythonu. Byl vyvinut společností IRSN pro zjednodušený přístup k použití integrálního kódu bez závislosti na operačním systému, na kterém je spouštěn ASTEC, čímž umožňuje cross-platformový přístup k integrálnímu kódu.

Jazyk Analyzer je přímo součástí kódu ASTEC a lze jej použít v definicích vstupního modelu. To umožňuje významně zjednodušit přípravu vstupních modelů. Na druhou stranu to znamená, že funkci naprogramovanou v Analyzeru nelze spustit samostatně a podrobit důkladnému testování.

Další nevýhodou jazyka Analyzer je omezený počet uživatelů. Proto neexistuje žádné diskusní fórum uživatelů, jak je běžné u rozšířenějších programovacích jazyků (jako je např. zmíněný Python).

```
01 #anal
02  !! -----
03  !! GENERAL
04  !! -----
05  ! CHF correlation computed in ERVC.mdb: 'ULPU', 'SULTAN', 'SBLB' or 'SBLB_Coated'
06  ! chfcorr='ULPU'
07  chfcorr='USER' ! ULPU V correlation is 1.44 * ULPU
08  IF(1-ASSIGNED('gename')) gename = "AP1000-like-ERVC"
09  IF(1-ASSIGNED('title')) title = gename
10  title = (gename)
11  dtmin = 1.0D-6 ! min CESAR time step
12  dtmax = 10. ! max CESAR time step
13
14  tstop='TRUP'
15
16  elec= 0
17 #end
```

Kód 2 Vzorový kód v jazyku Analyzer

Struktura jazyku Analyzer (Kód 2) předpokládá začátek kódu vyvoláním jazykového modulu (řádek 1). To je možné učinit několika způsoby. V každém případě však musí být jazykový modul ukončen stejným znakem, kterým byl vyvolán (pokud byl vyvolán příkazem #anal, musí být ukončen příkazem #end jako v uvedeném příkladu). To umožňuje jednoznačné přepínání mezi režimem vstupních dat a jazykovým modulem. Výhodou je, že jednou definované proměnné jsou ve vstupních datech dostupné při opětovném vyvolání Analyzeru.

Proměnné Analyzeru můžou být jak celými čísly (řádek 16), necelými čísly (řádek 12), exponentou (řádek 11) anebo textem (řádek 7). Nevýhodou ale je že v Analyzeru nejsou proměnné typu boolean (tj. True anebo False), což podmínku “Pokud není něco” bude používat ne jako “if not something”, jak je to využitelné v Pythonu, ale jako “IF (1 – Something)“. Komentáře se zavádí stejně jako v Pythonu, ale používá mnohem větší spektrum symbolů (např. ! a \$)

5. 1. Základní informace o programu ASTEC

ASTEC (angl. Accident Source Term Evaluation Code) je program, který vyvinula IRSN a slouží k simulaci celého průběhu scénáře TH v jaderném reaktoru s lehkovodní chlazením. Je možné simulovat stacionární režim, iniciační událost, degradaci aktivní zóny ve fázi uvnitř tlakové nádoby reaktoru, selhání dna TNR, interakci taveniny s betonem, selhání kontejnmentu. Je možné definovat chování bezpečnostních systémů a modelovat postupy používané při zvládání TH.

Integrální kód ASTEC používá pro vývoj a zpracování jazyky Fortran a C. Tyto jazyky umožňují programátorům využít výhod obou jazyků. Fortran poskytuje efektivní manipulaci s poli a matematickými funkcemi, zatímco C umožňuje přímý přístup k hardwaru počítače a je široce používán pro vývoj výkonných aplikací.

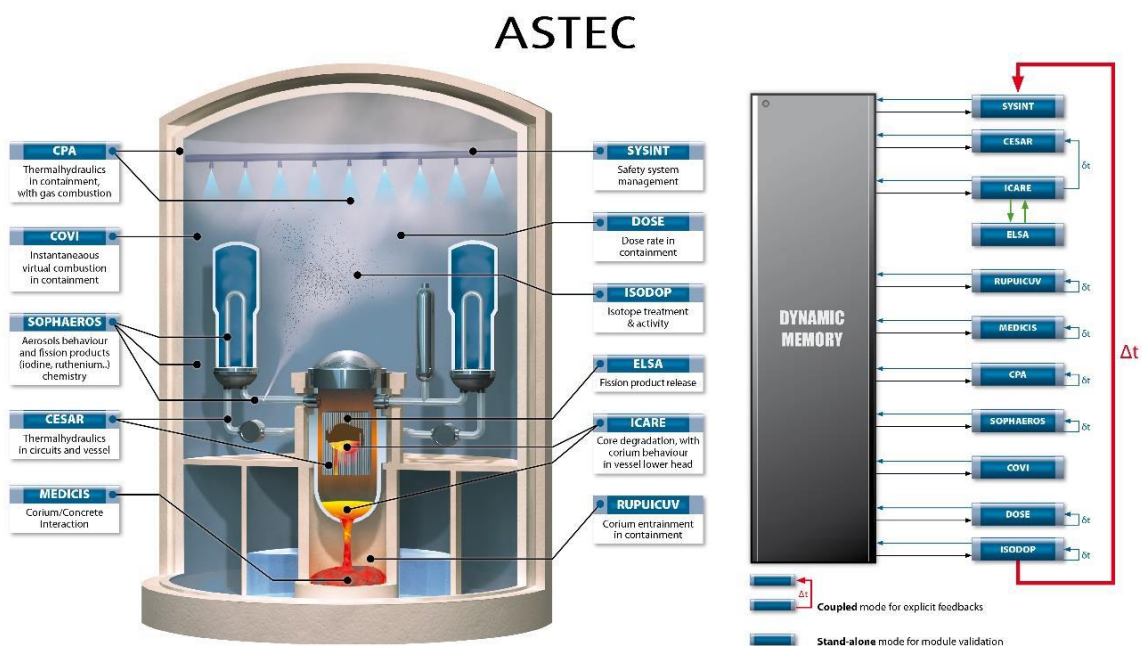
Program ASTEC je velmi univerzální. Podle uživatelského vstupního modelu umožňuje simulovat integrálně celou elektrárnu v celém průběhu havárie, nebo její vybrané části a specifické jevy. Je možné simulovat i experimentální zařízení. To je velmi důležité z hlediska testování a validace jednotlivých fyzikálních modelů.

Program je využíván k deterministickým bezpečnostním analýzám průběhu scénářů těžkých havárií včetně stanovení zdrojových členů. Vyhodnocení výsledků deterministických analýz je možné potom využít při zpracování PSA druhé úrovně a vypočtené zdrojové členy pro zpracování PSA3.

Struktura kódu ASTEC je modulární, přičemž každý modul simuluje zónu reaktoru nebo soubor fyzikálních jevů. ASTEC moduly mezi sebou komunikují pomocí „dynamické“ paměti a data jsou vyměňována mezi ASTEC moduly v makro časových krocích pomocí této dynamické databáze, tj. se vyvíjejí během výpočtu a každý čas odrážejí stav simulovaného systému.

V ASTEC jsou možné dva různé způsoby běhu:

- Samostatný režim pro samostatný běh každého modulu ASTEC, což je užitečné pro validaci modulu,
- Spojený režim, kde jsou všechny (nebo podмноžina) modulů ASTEC spuštěny postupně v rámci makročasového kroku. Tento režim umožňuje explicitní zpětnou vazbu mezi moduly.



Obr. 16 Základní schéma integrálního kódu ASTEC a jeho modulů [37]

Moduly ASTEC, základní přehled

Integrální kód ASTEC má celkem 11 modulů [37]. Pro simulaci IVR budou použité jen dva, a to:

- Modul **CESAR** simuluje dvoufázovou termohydrauliku v celém reaktorovém chladicím systému (RCS) jaderných reaktorů pomocí 1-D 2fázového proudění s 6+N diferenciálními rovnicemi, kde N je počet nekondenzovatelných plynů. Tepelně-hydraulické modelování bere v úvahu teplotní a mechanickou nerovnováhu mezi fázemi, jsou implementovány specifické modely pro přestup tepla a speciální komponenty, jako jsou čerpadla, ventily a akumulátory. Numerická metoda využívá techniku konečných objemů s principem donorové buňky a pro časovou integraci je aplikováno plně implicitní schéma.
- **ICARE** je modul, který simuluje jevy degradace aktivní zóny jaderného reaktoru uvnitř nádoby. Modeluje složitý proces degradace aktivní zóny reaktoru, včetně rané fáze zahřívání palivové tyče, nafukování a prasknutí pokrytí, tavení paliva a počáteční stékání roztaveného materiálu po palivových tyčích v původní geometrii. Dále je simulována ztráta geometrie aktivní zóny a přechod do další fáze, kdy se vytváří lože trosek a taveniny uvnitř aktivní zóny. Dále je simulováno namáhání nosné desky aktivní zóny, její selhání a relokace taveniny a trosek do DSK. Specifický model je určen pro popis chování korie na dně TNR a namáhání stěny. Výpočet modulu ICARE je ukončen výtokem korie z nádoby po selhání stěny TNR. Model aktivní zóny je v modulu ICARE pouze 2-D (radiální a axiální), za zjednodušujícího předpokladu osové symetrie reaktoru. Proudění chladiva je simulováno ve spolupráci s modulem CESAR. Z pohledu termohydrauliky je aktivní zóna tvořená kontrolními objemy modulu CESAR. V každém kanálu je simulována reprezentativní palivová tyč s násobností odpovídající počtu reálných palivových tyčí v kanálu.

Spojení mezi každým modulem je obvykle explicitní, tj. každý modul začíná svůj výpočet, když předcházející moduly, v předem určeném pořadí, dokončily svou část výpočtu. Výjimku tvoří spojení mezi CESAR a ICARE, pro něž bylo implementováno specifické poloimplicitní spojení s cílem udržet stabilitu a přiměřený čas výpočtu pro velmi těsně provázané jevy.

Knihovny a nástroje

Pro usnadnění vývoje a používání kódu ASTEC bylo také vyvinuto několik knihoven a nástrojů.

- Knihovna **Material Data Bank (MDB)** je klíčovou součástí kódu ASTEC. Poskytuje jedinečný a jednoduchý formát pro ukládání všech materiálových vlastností relevantních pro simulaci těžkých havárií v lehkovodných jaderných reaktorech. To zahrnuje vlastnosti jednoduchých materiálů, jako jsou pevné látky, kapaliny a plyny, stejně jako ideální a jódová chemie a složené materiály, jako je roztavené corium. Knihovna MDB je průběžně aktualizována na základě nejnovějších výzkumů vlastností materiálů a je ověřena IRSN. Navíc pokud vlastnosti nějakého materiálu chybí, ve knihovně je možno tyto vlastnosti jednoduše přidat.
- Balíček **ODESSA** je počítačové rozhraní, které zajišťuje automatickou kontrolu vstupních dat, dynamickou správu paměti a on-line správu databází. Balíček také obsahuje nástroje pro následné zpracování pro vizualizaci výsledků simulace. Knihovna ODESSA je nyní propojena s knihovnou Pythonu nazvanou **Pyodessa**, která umožňuje efektivnější následné zpracování výsledků ASTEC pomocí objektů podobných Pythonu.
- Nástroj **SUNSET** je nástroj pro citlivostní analýzy, který vyhodnocuje vliv nejistot dat nebo modelů na výsledky kódu.
- Grafické uživatelské rozhraní **XASTE**C je uživatelsky přívětivý nástroj navržený tak, aby pomáhal začátečníkům vytvářet a upravovat jednoduché vstupní balíčky, spouštět výpočty a zpracovávat výsledky. Není však vhodný pro práci s komplikovanými modely.

Vstupní soubory

Vstupní model pro výpočty programem ASTEC je definován v textových vstupních souborech. Formát vstupních dat je specifický pro program ASTEC. V posledních verzích je kladen velký důraz na sjednocení formátu vstupních dat pro všechny moduly. Rozdíly jsou způsobeny jednak tím, že původně byly jednotlivé moduly vyvíjeny jako samostatné programy s vlastním formátem vstupních dat, jednak tím, že požadavky na rozsah dat se pro jednotlivé moduly výrazně liší. Základem nového sjednoceného formátu je definice pojmenované datové struktury.

5. 2. Vstupní model AP1000

Vzorový model strukturního kódu ASTEC

Model vstupních dat je rozdělen do tzv. struktur, které zajišťují správnou funkci integrálního kódu. Rozepsání těchto struktur rozšiřuje schopnosti výpočetního programu při aplikování kódu a popis nových jevů. Příkladem je následující kód (Kód 3), který uvádí zavedení nové vlastnosti (property) pojmenované $CHF(\theta)$ do struktury materiálových vlastností MDB.

```

01 STRU MDB
02   STRU SET
03     NAME 'ERVC'
04     STRUCTURE PROPERTY
05     NAME 'CHF'
06     STRU MODEL
07       NAME 'USER'
08       LAW 'ANALYZER'
09       REF " Property : Critical Heat Flux based on user law"
10       REF " Data Origin : 1,44*ULPU-III"
11     #begin INST
12       ! chf to be defined in W/m2
13       ! the available variables being the 10 parameters defined below (verti_an, Tsat...)
14       ! chf=3,E6 ! Write here your own chf correlation: chf=...
15       A=490,
16       B=30,2
17       C=-8,88E-1
18       D=0,0135
19       E=-6,65E-5
20       pi=ACOS(-1,)
21       THETA = 90,-(verti_an*90,/pi*2)
22       !-----
23       ! FLUX
24       !-----
25       chf = A + B*THETA + C*THETA**2 + D*THETA**3 + E*THETA**4
26       chf = chf * 1000, *1,44
27       chf
28     #end
29     VARIABLE 'verti_an' ! Mesh inclination to verticality (0=vertical, pi/2=horizontal)
30     VARIABLE 'Tsat' ! Saturation temperature
31     VARIABLE 'TL' ! Liquid temperature
32     VARIABLE 'Pt' ! Pressure
33     VARIABLE 'DH' ! Hydraulic diameter
34     VARIABLE 'q_m_liq' ! Liquid flow rate at junction
35     VARIABLE 'q_m_gas' ! Gas flow rate at junction
36     VARIABLE 'Sect' ! Junction section
37     VARIABLE 'mL' ! Liquid mass
38     VARIABLE 'mG' ! Gas mass
39   END
40 END
41 END
42 END

```

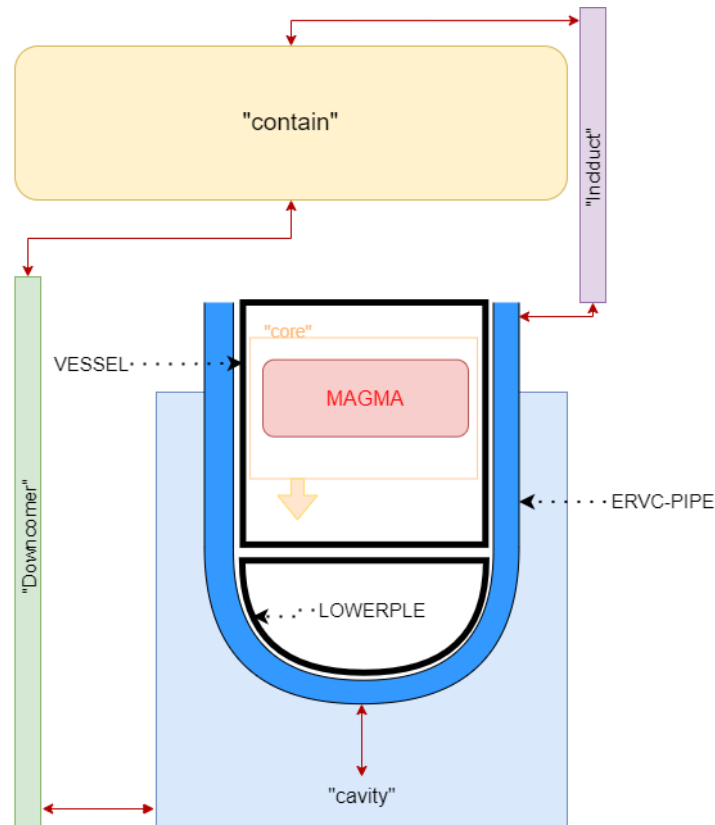
Kód 3 Zavádění CHF do struktury MDB

Kód 3 otevírá strukturu MDB a stanoví v nové struktuře typu SET se jménem 'ERVC' vlastnost s názvem 'CHF'. Pro tuto vlastnost popisuje model, který zahrnuje několik parametrů jako je název modelu ('USER'), pravidlo (v tomto případě funkce v jazyce ANALYZER) a reference (zpravidla odkaz na dokument popisující daný fyzikální model) dále se začíná zavádění kódu pro funkční výpočet. Od řádku 29 až 38 se zavádí proměnné této funkce. Výsledná funkce $chf(verti_an, *)$ má 10 argumentů, přestože výsledná hodnota závisí pouze na jednom. Jedná se o demonstrační příklad, který odpovídá korelačním vztahům testu UPLU (viz "Kritický tepelný tok na vnější straně dna nádoby", Kapitola 4)

Ve vstupním modelu může být definováno více struktur i stejného typu. Musí být proto jednoznačně identifikovány jménem. V uvedeném příkladu je struktura typu SET identifikována jménem ERVC, struktura typu PROPERTY má jméno CHF. Struktury různého typu mohou mít stejné jméno. Jméno může být i shodné s označením typu struktury. To se často vyskytuje ve vzorových příkladech. Je to poněkud matoucí a nepřehledné, ale z hlediska přípravy vstupních dat je to formálně správně. V případě modulu ICARE mohou být v rámci struktur definovány komponenty, opět rozlišované jménem.

Schématický popis vstupního modelu ERVC chlazení reaktoru AP1000

V následujících odstavcích je stručně popsán demonstrační vstupní model. Jedná se o jeden z demonstračních vstupních modelů, které jsou součástí instalace programu ASTEC.



Obr. 17 Nodalizační schéma modelu ERVC chlazení reaktoru AP1000

Na obrázku Obr. 17 je znázorněna nodalizace chladicího okruhu. TNR je v programu ASTEC simulována pomocí modulu ICARE. Vstupní data pro ICARE jsou soustředěna ve struktuře typu „VESSEL“. V rámci této struktury jsou potom definovány jednotlivé komponenty pomocí pojmenovaných struktur. Konkrétně se jedná o „VESSEL“ (typ CYLINDER, materiál ocel), která reprezentuje část cylindrické stěny TNR, která zůstane vždy nad hladinou koria, „CORE“ (typ CHANNEL) reprezentuje chladivo na úrovni komponenty „VESSEL“, Komponenta „magma“ (typ MAGMA) reprezentuje korium na úrovni komponenty „VESSEL“. Zdrojem koria je několik komponent typu INJECMAG (nejsou rozlišeny jménem, protože to není nutné). Každá z těchto komponent definuje zdroj nějakého materiálu do komponenty „magma“. Zdroj je vždy definován tabulkou závislosti hmotnostního průtoku na čase. Z komponenty „magma“ je definována okamžitá relokace materiálu do komponenty 'LOWERPLE'. Komponenta 'LOWERPLE', definovaná ve struktuře typu LOWERPLE (materiál ocel), reprezentuje stěnu dna TNR (sférické dno a část cylindrické stěny až do předpokládané výšky hladiny koria. Uvnitř komponenty 'LOWERPLE' je modelován bazén taveniny a je modelováno napadání stěny koriem.

Celá TNR je pro zjednodušený výpočet rozdělena do 2-D sítě tzv. nodů. Každý nod představuje jednoduchou část materiálu, ve které jsou stavové veličiny konstantní, nebo mají konstantní gradient. Několik nodů tvoří

segment, který popisuje určitou oblast stěny TNR. V případě odtavování se počet nodů v segmentech zmenšuje. 2-D nodalizace předpokládá osovou symetrii.

V popisovaném vstupním modelu je cylindrická část nádoby (VESSEL) rozdělena do 20 segmentů a každý segment je rozdělený do dvou nodů (tloušťka stěny). Dno TNR (LOWEPL) je rozděleno na 24 segmenty v sférické části a 5 segmentů v cylindrické části. Každý segment byl rozdělen ještě na 10 nodů (tj. každý nod je 1,5cm tlustý). Jedná se o zjednodušenou variantu vstupu pro případ, kdy je tloušťka stěny konstantní.

Struktury "CONVAUTO" a "CONDAUTO" odpovídají za interakce mezi samotnými komponentami struktury „VESSEL“.

Model neobsahuje detailní počáteční geometrii AZ („core“). Pro zjednodušení byl použit pouze zdroj koria („MAGMA“), který stéká do DSK. Kolik koria přitéká se zadává hmotnostním tokem specifikovaným časově závislými tabulkami hodnot pro jednotlivé materiály (např. pokud za 1. hodinu steklo 3,6 kg koria, píše se to že v čase 0 a 3600 sekund byl hmotnostní tok 0,001 kg/s, a v čase 3601 sekund se píše jiný údaj).

Modelování chladicího okruhu ERVC je zajištěno pomocí modulu CESAR. Chladicí okruh ERVC je ve vstupních datech definován ve struktuře PRIMARY. TNR je obklopená izolací, což v případě modelování ERVC slouží jako chladicí kanál (trubka) modulu CESAR (dál ERVC-PIPE) (tmavo-modrá komponenta na Obr. 17). Výhodou je jednoduchý přístup ke chlazení TNR z pohledu modelování v ASTEC (definuje se speciální struktura typu ERVC). ERVC-PIPE bude rozdělena na segmenty stejně, jak je rozdělena TNR (celkově je segmentů 49⁷). Tyto segmenty jsou na začátku simulace mezi sebou automaticky propojeny spojkami pro zajištění proudění tekutiny v této trubce.

Při modelování ERVC-PIPE je vyžadováno aby byla napsaná tloušťka této trubky, její vnitřní rozměr je zadán tak, aby to co nejvíc odpovídalo reálné vzdálenosti izolace TNR od její stěny. Taky je možnost zadat vnější stěnu ERVC-PIPE, která by odpovídala tloušťce izolace TNR. CHF pro daný model byl použit nedefinovaný samostatně (viz Kód 3). Omezení ERVC-PIPE je ve vstupu a výstupu tekutiny pro chlazení TNR. Uživatel musí při modelování použít jen dvě připojení, jeden pro vstup a druhý pro výstup chladicí tekutiny do dané trubky.

Zbývá část ŠR (objem "cavity", světle-modrá komponenta na Obr. 17) je modelovaná jako homogenní objem určitého objemu v určité výšce (pomocí struktury „VOLUME“). Do ŠR vtéká tekutina ze sestupné šachty ("Downcomer") a vytéká do ERVC-PIPE. Modelování ŠR vyžaduje také její hydraulický průměr, což je v aktuálním modelu 2 m. ŠR je v daném modelu homogenní, protože pro analýzu ERVC chlazení není důležité v ní analyzovat detaily proudění tekutiny.

Stejným způsobem je modelován i KTMT (objem „contain“, termohydraulický typ 1: je modelována hladina v objemu, žlutá komponenta na Obr. 17), který je propojen se sestupnou šachtou a kanálem odtoku páry. V objemu „contain“ pára kondenzuje na stěně 'WallCond' (typ WALL). Stěna 'WallCond' reprezentuje ocelovou stěnu kontejneru, která je z vnější strany chlazená odparem vody. To je v modelu aproximováno okrajovou podmínkou konstantní teploty stěny na vnějším povrchu, struktura 'BCWallCond' (typ CONNECTI).

Poslední komponenty modelu v CESAR jsou trubky, přes které je zajištěná cirkulace chladicího media pro ERVC chlazení. Je to sestupná šachta ("Downcomer") a kanál odtoku páry („Includuct“), které jsou namodelovány pomocí struktury PIPE (trubka) (zelená a fialová komponenty na Obr. 17). Podle výsledků testu UPLU-2000 je důležité, aby rozměry těchto komponent odpovídaly rozměrům ERVC-PIPE, což bylo v tomto modelu uvažované. Namodelované trubky musí být také rozdělené do segmentů, což je v tomto modelu uděláno.

⁷ 20 VESSEL, 5 cylindrická část LOWEPL, 24 sférická část LOWEPL: 20+5+24=49.

Každá komponenta musí být v CESAR propojená mezi sebou. Proto model obsahuje tzv. “spojky” (“JUNCTION”) (červené komponenty na Obr. 17). Každá spojka obsahuje názvy komponent, které jsou spojené danou spojkou, místo spojení (např. na polovině výšky KTMT), polohu spojky a hydraulický průměr.

Další důležitou strukturou je “CONNECTI”, účelem které je svázání struktur „PRIMARY“ a “VESSEL” se strukturou 'USER' (zadávají se okrajové podmínky). Díky tomu je možné nadefinovat okrajové podmínky pro výpočet. Vstupní model strategie IVR předpokládá několik “CONNECTI”:

- Tepelná výměna mezi stěnami KTMT a vnějším prostředím
- Podmínka sprchování v KTMT (vodou), která zajišťuje doplnění vody ztracené z kontejnmentu přes netěsnost
- Okrajová podmínka zajišťující konstantní tlak uvnitř TNR (přesněji v nejvyšším objemu kanálu „core“)
- Okrajová podmínka simulující únik netěsností kontejnmentu

Tyto podmínky mohou být také parametrizované strukturami “EVENT-ACTI”, které mohou fungovat trvale anebo jen jednou za simulaci a udávají speciální volitelné podmínky pro řízení simulace.

5.3. Hlavní vstupní parametry

Jak už bylo zmíněno dříve, pro simulaci je nutné zavést vstupní parametry. Následující výpočty budou zahrnovat 3 různé simulace, pro které jsou některé parametry stejné. Simulace začíná v čase 0 a končí v čase 20 tisíc sekund (cca 5,5 h). Krok výpočtu je 10 sekund pro všechny moduly ASTECu, kromě modulu CESAR, který má flexibilní časový krok v rozsahu od 10^{-6} až 10 sekund.

Stékání koria probíhá ve dvou etapách. První etapa je v časovém intervalu (201, 1200) vteřin (dále „Etapa 1“), a druhá (1701,2700) vteřin (dále – “Etapa 2“).

Tloušťka ERVC-PIPE je uvažována různá, přičemž v oblasti samého dna je tloušťka 15,25 cm, na výšce 0,2 m je tloušťka 3,8 cm a na výšce 3 m (tj. celé dno TNR + 1 m cylindrické části) je tloušťka 7,6 cm. Vnější stěna ERVC-PIPE v tomto modelu pro zjednodušení chybí (to znamená, že nedochází k výměně tepla mezi vodou a izolací).

Oxidická vrstva koria obsahuje štěpné produkty, které produkují zbytkový výkon. Ve vstupním modelu je zbytkový výkon uvažován pouze jako zdroj tepla v oxidické vrstvě koria. Pro zjednodušení je uvažován konstantní výkon $14 MW_t$.

Následující simulace budou realizovány za předpokladu splnění podmínek pro úspěšné IVR. Kritéria včasného zaplavení (viz “Včasné zaplavení ŠR”, Kapitola 3. 2) budou řešeny tím, že všechny komponenty modulu CESAR až na komponentu “contain” budou zcela zaplavené vodou na začátku simulace.

5.4. Provedení simulací a jejich hlavní výsledky

První a testová simulace

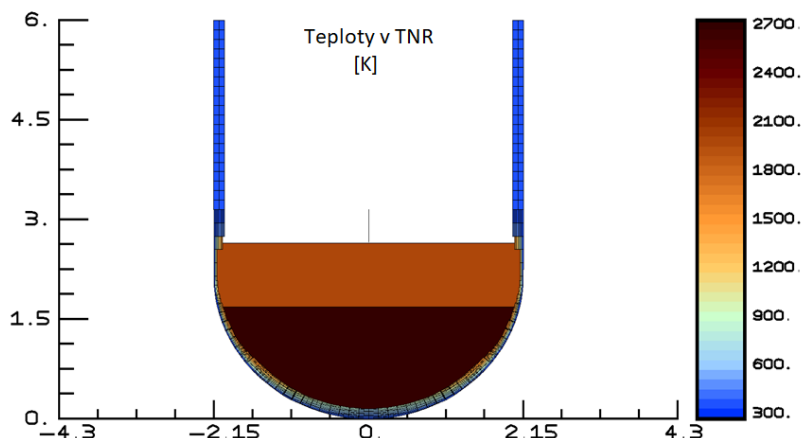
Testová simulace vychází z toho, že poměr oxidovaného Zr bude cca. 63% celkové hmotnosti Zr v tavenině. Celková hmotnost oxidů je cca. $88 * 10^3 kg$, neoxidovaný kov váží cca. $77 * 10^3 kg$ a jenom polovina taveniny steče do DSK v Etapě 1. Zbytek kovu relokuje do DSK až v Etapě 2 (viz Tab. 5).

Tab. 5 Uvedení hmotného toku stékání koria (Simulace 1). [kg/s]

	UO_2	ZrO_2	Ocel	Zr
Etapa 1	71,10	17,78	34,77	3,86
Etapa 2	0	0	69,54	7,73

Použití těchto klíčových parametrů si klade za cíl zjistit, zda chlazení pomocí ERVC přispělo k udržení taveniny uvnitř tlakové nádoby reaktoru (TNR). Konkrétně se zaměřuje na stanovení hladiny vody v ERVC kanálu (bohužel tento kód je předpokládá homogenitu a proto se za hladinu ERVC kanálu musí uvažovat segment ERVC-PIPE, kde podle volby objemový podíl páry přesáhne 50 procent), tlaku v KTMT, zbývající tloušťku stěny TNR a časovou změnu teplotního toku.

Uvedené výsledky lze srovnat s charakteristikou daného reaktoru při TH. V rámci této práce se bude srovnávat zbylá tloušťka stěny s minimální, viz "Minimální zbývající tloušťka stěny".



Obr. 18 Teplota TNR při simulaci 1 po 20000 vteřinách od začátku měření

Na Obr. 18 jsou zobrazeny teploty vrstev koria a teplotní profil ve stěně TNR v čase konce výpočtu. Podle tohoto obrázku je vidět, že i když největší teplotu měla oxidická vrstva, teplota nejnižšího segmentu TNR nepřesáhla ani 600 K.

V místech, kde teplota stěny přesáhla teplotu tavení oceli je simulováno odtavování stěny. Tloušťka TNR se tak postupně zmenšovala. K největší ablaci stěny došlo na úrovni 2,25 m ode dna TNR. Minimální zbytková tloušťka stěny zde dosáhla 4,5 cm. To je pořád dostatečná tloušťka pro zachování integrity stěny TNR. Minimální tloušťky bylo dosaženo ještě během prvních 3000 vteřin výpočtu, tedy krátce po ukončení výtoku koria do DSK. V dalším průběhu výpočtu ablace stěny TNR pokračovala, ale na jiných úrovních. Tloušťka kovové vrstvy narůstala díky odtavované oceli stěny až na cca. 0,94 m. Ke konci výpočtu začala postupně chladnout.

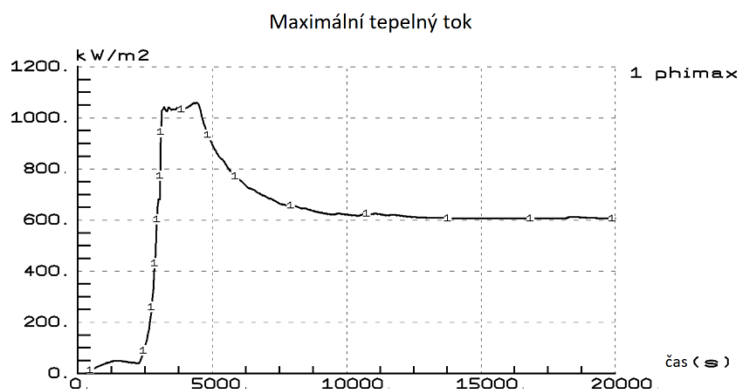
Pro ERVC-PIPE teplota v prvním segmentu narostla jen o 3°C. Na vstupu do ERVC (segment 1) byl objemový podíl páry 0 %, na výstupu (segment 49) 76,3 %. Objemový podíl páry 50 % byl překročen v segmentu 34, tedy s rezervou nad úrovní hladiny koria.

Parovodní směs přetéká do KTMT a tam pára kondenzuje na stěně. Objemový podíl páry v atmosféře KTMT byl roven 0,8 a teplota 375 K. Objemový podíl páry ve vodě nepřesáhla 0,4 % objemu KTMT a její teplota byla 373 K. Tlak v KTMT narostl maximálně o 5 kPa na 108 kPa. Kondenzát poté stéká přes potrubí sestupné šachty do objemu ŠR.

Tlak na výstupu "Downcomer" narostl z 162 kPa před začátkem simulace do 168 kPa na konci simulace. Teplota v tomto kanálu narostla jenom o 0,5°C.

Teploty vrstev taveniny za 20 tisíc sekund přestaly narůstat a konvergovaly k určitým hodnotám, cca. 2000 K pro kovovou vrstvu a 3200 K pro oxidickou vrstvu.

Maximální hustota tepelného toku (Obr. 19) dosáhl svého maxima (1,05 MW/m²) v čase 3100 sekund. V tomto času došlo k rovnováze, protože během ablace stěny TNR došlo zároveň k “chlazení” koria a proto hustota tepelného toku zůstala přibližně konstantní do 4500 sekund, kde ablace stěny se zpomalila. Poté hustota exponenciálně klesla až do úrovně 600 kW/m² v čase 10 tisíc sekund zůstala přibližně konstantní až do konce výpočtu. To znamená, že bylo dosaženo rovnovážného stavu, při kterém je veškerý zbytkový výkon koria byl odváděn chladicím okruhem.



Obr. 19 Maximální tepelný tok v simulaci 1. Časová změna

Celkově, chlazení pomocí ERVC **přispělo k udržení koria vevnitř TNR** a další chlazení by bylo relevantní tepelným tokům nutným pro odvod tepla z TNR.

Simulace 2. Stékání kovové vrstvy jen v etapě 2

Byl změněn průběh relokace taveniny tak, aby tvorba kovové vrstvy byla odložena pouze do etapy 2, tj. do DSK steče nejprve oxid uranu a zirkonia a až potom začne stékat ocel a nezoxidované zirkonium. Program však vyžaduje, aby výtok všech složek v první etapě byl nenulový, proto byl i pro nezoxidované kovy specifikován malý výtok. Průběh specifikovaného výtoku je uveden v Tab. 6

Tab. 6 Uvedení hmotného toku stékání koria (Simulace 2). [kg/s]

	UO ₂	ZrO ₂	Ocel	Zr
Etapa 1	71,10	17,78	0,006	0,0008
Etapa 2	0	0	139,07	15,45

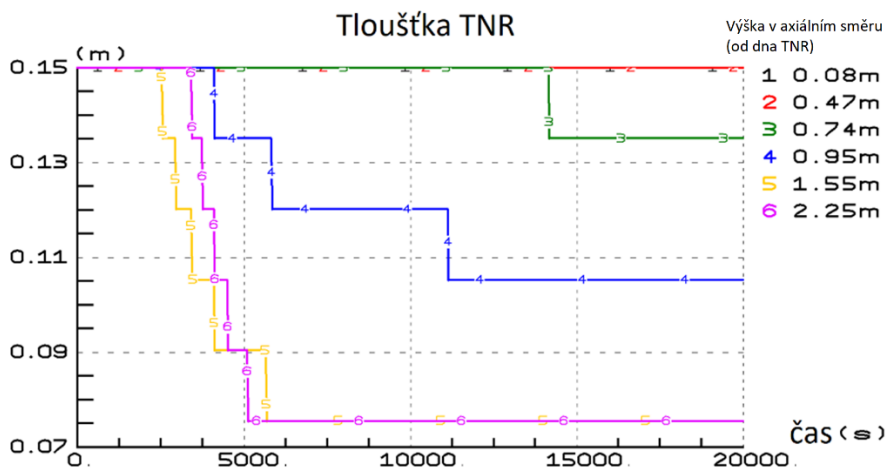
Předpokládá se, že pro daný průběh relokace taveniny bude ohřátí dna TNR v etapě 1 rovnoměrnější, a etapa 2 probíhá podobně jako v první simulaci.

Při interakci s dnem TNR vnikla na rozhraní vrstva ztuhlé krusty, která efektivně odizolovala taveninu od stěny. Ve srovnání s předchozí simulací, kde pro odvod tepla sloužila kovová vrstva, se rovnoměrně ohřívaly nody dna v kontaktu s oxidickou krustou. Rychlost ohřevu stěny v etapě 1 byla ale velmi pomalá (0,3 – 0,5 K/s).

K ohrožení integrity nádoby došlo vlivem velmi tenké kovové vrstvy. S ohledem na relativně hrubou nodalizaci (výška segmentu je řádově vyšší než výška kovové vrstvy) se “focusing effect” nemohl projevit v plné míře a integrita nádoby zůstala při výpočtu zachována⁸. Následný výtok kovů v druhé etapě vedl

⁸ Nodalizaci vstupního modelu by bylo možné změnit tak, aby byl “focusing effect” na dané úrovni při simulaci lépe popsán. Nicméně s ohledem na vzájemnou provázanost vstupních dat pro různé komponenty není taková změna jednoduchá a není v rámci bakalářské práce řešená.

k nárůstu tloušťky kovové vrstvy. Minimální zbytková tloušťka stěny TNR dosáhla 7,5 cm (to je dvojnásobek ve srovnání s předchozím výpočtem). Čas ablace byl ve srovnání s předchozí simulací delší, tloušťka stěny dosáhla minima v čase 5000 sekund. Rovněž rozsah "rychlé" ablace byl větší ve srovnání s předchozí simulací: od 1,55 až do 2,25 m od dna TNR. Na nejnižším segmentu teplota vnitřního povrchu stěny nepřesáhla 900 K.



Obr. 20 Časová změna tloušťky TNR během simulace 2.

Objemový podíl páry na výstupu z ERVC-PIPE činil na konci výpočtu 76,3 %, tj. byl stejný jako v předchozí simulaci. Teplota v ŠR během IVR vyrostla jenom o 1,5° na 373 K, tlak v ŠR narostl jen o 5 kPa. Stejná podobnost platila i pro ostatní analyzované objekty simulace. Všechny výsledky konvergovaly ke stejným hodnotám. **Chlazení reaktorové nádoby podle Simulace 2 vedlo k úspěšnému IVR.**

Simulace 3. změna poměru zoxidovaného zirkonia

Další variantou simulace byla změna poměru zirkonia, který byl před relokací zoxidován. Podle testů PSA (viz 4. 3) je minimální podíl zoxidovaného zirkonia při degradaci uvnitř TNR 40 %. Pravděpodobnost, že podíl zoxidovaného zirkonia je menší než 40 % je považována za nulovou. Při simulacích 1 a 2 byl podíl zoxidovaného zirkonia 68 %. Při simulaci 3 to bude 40 %. Počáteční inventář Zr je předpokládán stejný jako v předchozích případech. Přepočtení hmotnosti oxidů a kovů je uveden v Tab. 7. Průběh relokace taveniny je stejný jako v simulaci 1.

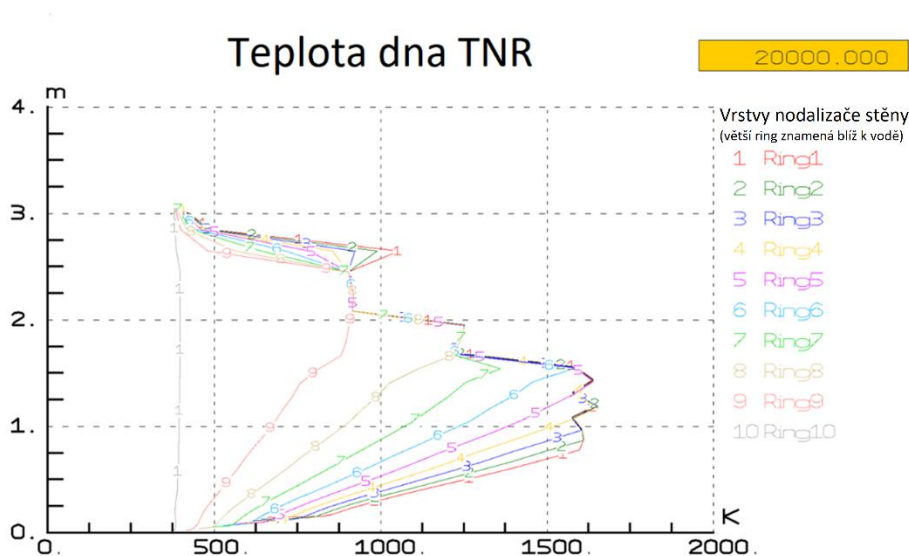
Tab. 7 Přepočtené vstupní parametry koría pro simulaci 3

	Vrstva oxidů		Kovová vrstva	
	ZrO ₂	UO ₂	Zr	Ocel
Hmotnost samotného prvku [kg]	11287,4	71097,88	12526,26	69541,92
Hmotnost vrstvy [kg]	82385,28		82068,18	
Poměr	14 %	86 %	15 %	85 %
Hmotnostní průtoky [kg/s]				
Etapa 1	11,29	71,10	6,26	34,77
Etapa 2			12,53	69,54

Jako výsledek se očekává vrstva kovů v etapě 1 dostatečné výšky na to, aby dokázala ohřívat nody, ale zároveň nedostatečná na to, aby hrozba pro TNR byla vyloučená. V průběhu etapy 2 se roztaví okolí místa, kde probíhala ablace TNR na etapě 1.

Simulace 3 byla ve srovnání s předchozími se liší tím, že ablace TNR proběhla efektivně a rychle. Již po hodině (3600 s) od začátku výtoku do DSK zůstaly v nejzatíženějším místě jenom 3 cm stěny TNR. Maximální tepelný tok dosáhnul v čase 3800 svého maxima ($1,8 \text{ MW}/\text{m}^2$) v čase 3800, poté klesl na $750 \text{ MW}/\text{m}^2$. Na Obr. 21 je znázorněn teplotní profil.

V ERVC-PIPE došlo k intenzivnímu varu. Objemový podíl páry na výstupu dosáhl v píku 80 %, a 50 % bylo překročeno již na 27 segmentu (tj. o 7/49 níž, než to bylo v předchozích simulacích), zhruba na úrovni hladiny koria. Maximální teplota vody na výstupu narostla nejvýš o 5°C a páry jen o 3°C , a maximální tlak byl 193 kPa, konečný tlak ERVC-PIPE je 113 kPa.



Obr. 21 Teplota dna TNR v čase 20000 sekund, Simulace 3

Maximální tlak v KTMT byl 105,6 kPa, tj. došlo k nárůstu tlaku o 5,6 kPa. Konečný tlak v KTMT byl 103,1 kPa. Konečný podíl páry v atmosféře KTMT byl 65 %.

Celkově vrstva kovů se po čase 3800 s začala aktivně chladit a hodnoty postupně konvergovaly k stacionárním stavům, tj. **chlazení reaktorové nádoby podle Simulace 3 vedlo k úspěšnému IVR**. Selhání stěny TNR však bylo odvráceno jen s minimální rezervou.

Závěr

Tato bakalářská práce se zabývá problematikou výpočetních simulací fyzikálních procesů při těžké havárii na tlakovodních reaktorech s udržení taveniny v reaktorové nádobě. Hlavním cílem práce bylo zkoumání strategie udržení taveniny v reaktorové nádobě (IVR) na reaktorech AP600 a AP1000. Tato práce se zaměřila na popis filozofie IVR a principů chlazení pomocí vnějšího chlazení reaktorové nádoby (ERVC). Byly prezentovány postupy vyhodnocení úspěšnosti IVR a jejích klíčových parametrů, včetně tepelného toku z taveniny do stěny, kritického tepelného toku na vnější straně dna nádoby a minimální zbývající tloušťky stěny.

Aby bylo možno identifikovat potenciálně významné parametry, byla nejdříve provedena obsáhlá rešerše zabývající se principy provozu JE, důležitých konstrukčních komponentách JE, legislativě, zabývající se těžkými haváriemi a způsoby jejich vyřešení. Navíc byly uvedeny důležité vlastnosti reaktorů AP1000 jako pokročilého pasivního reaktoru, jeho komponent, rozměrů atd. Taky byly probrané důvody vzniku TH a historické příklady, kdy k TH došlo nebo mohlo dojít, základní požadavky na jadernou bezpečnost pro provozované a nové JE v České republice a celkově v evropských státech.

Další část práce se zaměřila na obecný průběh těžké havárie, kdy byly podrobně popsány jednotlivé fáze této události a mechanismy poškození jaderné elektrárny. Byly zde popsány počáteční fáze do poškození aktivní zóny reaktoru a mechanismy poškození. V rámci in-vessel fáze byly analyzovány procesy, které popisují průběh tavení struktur AZ a vzniku taveniny. Zahrnuty byly i procesy týkající se přemístění koría do dolní směšovací komory a vytvoření bazénu. Dále byly detailně popsány ex-vessel fáze, které zahrnovaly parní exploze v ŠR, interakci taveniny s betonem a selhání základové desky. Důraz byl kladen na popis procesů, které se odehrávají v reaktoru a jeho okolí během těžké havárie.

Hlavním cílem práce bylo studium strategie udržení taveniny v reaktorové nádobě (IVR) na reaktorech AP600 a AP1000. V této části práce jsou popsány principy a zařízení ERVC a probíhající procesy při IVR, zejména včasné zaplavení spodní části reaktorové nádoby. Důraz je kladen na popis filozofie IVR a principu chlazení pomocí ERVC. V práci jsou popsány jednotlivé fáze IVR, včetně procesů, které se odehrávají v reaktorové nádobě během IVR. Dále jsou v práci popsány postupy vyhodnocení úspěšnosti IVR, včetně výpočtu tepelného toku z taveniny do stěny, kritického tepelného toku na vnější straně dna nádoby a minimální zbývající tloušťky stěny. Celkově je tato kapitola zaměřena na studium strategie udržení taveniny v reaktorové nádobě a na popis zařízení a procesů, které slouží k potlačení účinků těžkých havárií v jaderných elektrárnách.

Poslední část práce je věnovaná simulaci IVR pomocí programu ASTEC. Simulace různých stavů JZ probíhá pomocí tzv. integrálních kódů. Provedení simulace ERVC chlazení bylo provedeno pomocí programu ASTEC, kde byly analyzovány různé vstupní parametry a výsledky simulace. Bylo provedeno několik simulací aby bylo možné posoudit chování jednotlivých komponent ERVC systému. V této praktické části jsou popsány jednotlivé typy simulace IVR pomocí programu ASTEC, včetně vstupních parametrů a výsledků. Celkově je tato kapitola zaměřena na simulaci IVR pomocí programu ASTEC a na popis postupů, které jsou využívány k potlačení dalšího rozvoje těžké havárií v jaderných elektrárnách.

Celkově práce zdůrazňuje důležitost strategie udržení taveniny v reaktorové nádobě a podporuje využívání vnějšího chlazení reaktorové nádoby k minimalizaci dopadů těžkých havárií na životní prostředí a veřejné zdraví.

Reference

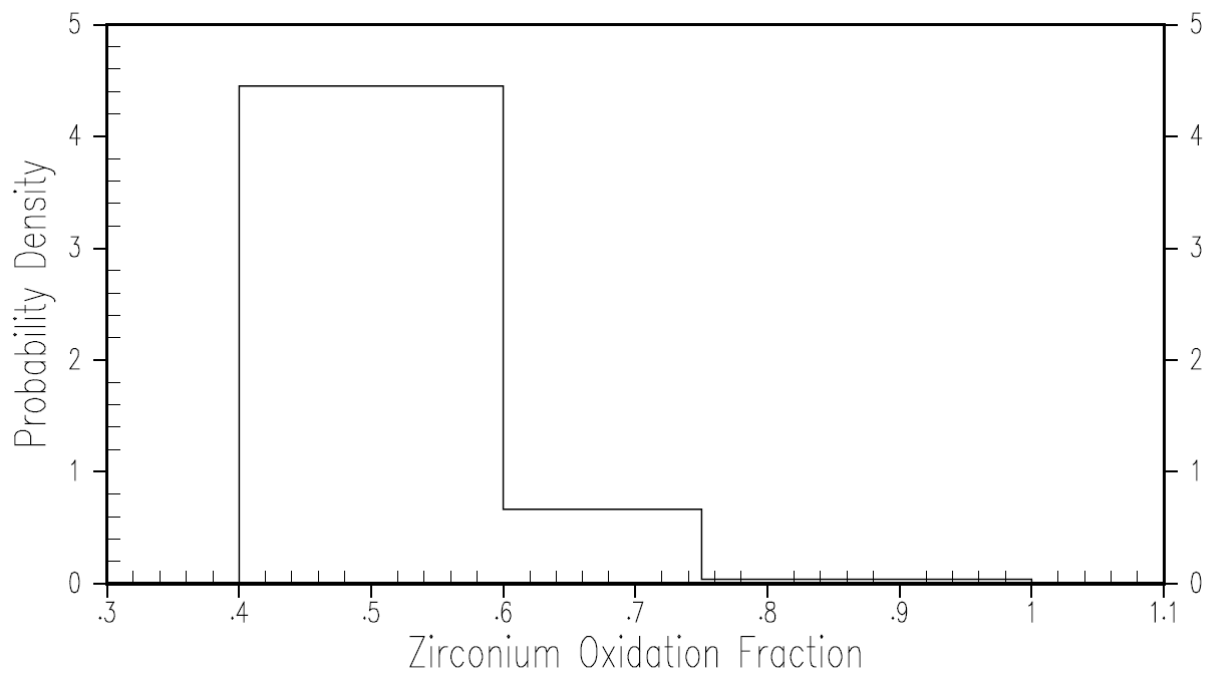
- [1] Heřmanský, B.; *Jaderné Reaktory*, 14. února 2017.
- [2] *Generation IV International Forum*; A technology roadmap for generation IV nuclear energy systems, 2002 [online]. (angl.) [Cit. 2023-05-10]. Dostupné z: <https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2013-09/genivroadmap2002.pdf>
- [3] *Stanford University*; A study of AP1000 core cooling, 2017. [online]. (angl.) [Cit. 2023-05-10]. Dostupné z: <http://large.stanford.edu/courses/2017/ph241/styles1/>
- [4] *U.S. NRC*; Glossary: Reactivity [online]. (angl.) [Cit. 2023-05-10]. Dostupné z: <https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/reactivity.html>
- [5] *Westinghouse Electric Company*; AP1000 PWR overview [online]. (angl.) [Cit. 2023-05-10]. Dostupné z: <https://www.westinghousenuclear.com/energy-systems/ap1000-pwr/overview>
- [6] *HSE NUCLEAR DIRECTORATE*; Step 3 Structural integrity assessment of the Westinghouse AP1000, assessment report No. AR 09/013-P (angl.)
- [7] *U.S. NRC*; Westinghouse AP1000 design control document rev. 19 (ML1117*) [online]. (angl.) [Cit. 2023-05-10] Dostupné z: <https://www.nrc.gov/docs/ML1117/ML11171A500.html>
- [8] *Hao Shi*; Sensitivity evaluation of AP1000 nuclear power plant best estimation model [online]. (angl.) [Cit. 2023-05-10] Dostupné z: <https://www.hindawi.com/journals/stni/2017/9304520/>
- [9] *U.S. NRC*; Document AP1000 design certification amendment section 3.9.3 (ML092150664) [online]. (angl.) [Cit. 2023-06-23] Dostupné z: <https://www.nrc.gov/docs/ML0921/ML092150664.pdf>
- [10] *SÚJB*; ZÁKON 329/2017 Sb. o požadavcích na projekt jaderného zařízení, 26. září 2017 [online]. Dostupné z: https://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/legislativa/vyhlasiky/329_2017.pdf
- [11] *IAEA*; INES 2008: Mezinárodní škála jaderných událostí (Český překlad SÚJB), 2008. [online]. [Cit. 2023-05-10]. Dostupné z: https://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/dokumenty/publikace/INES-2008_cz_preklad.pdf
- [12] *U.S. NRC*; Chapter 19 Severe Accidents [online]. (angl.) [Cit. 2023-05-10]. Dostupné z: <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1793/initial/chapter19.pdf>
- [13] *IRSN*; R&D Severe Accidents. [online]. (angl.) [Cit. 2023-05-10]. Dostupné z: https://www.irsn.fr/EN/publications/technical-publications/Documents/IRSN_report_RandD_severe_accidents.pdf
- [14] *EURATOM*; Council directive, 2013/59/Euratom. [online]. (angl.) Dostupné z: https://www.csfm.cz/userfiles/file/!!!NOV%C3%9D%20WEB!!!/Dokumenty/council_directive_2013_59_eurato.pdf
- [15] *ČESKÁ REPUBLIKA*; ZÁKON 263/2016 Sb. Atomový zákon, 14. července 2016 [online]. Dostupné z: https://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/legislativa/263_2016_AZ_20220201_01.pdf
- [16] *SÚJB*; BN-JB-2.3 Deterministické bezpečnostní analýzy postulovaných iniciačních událostí a scénářů DEC B, 2021 [online]. [Cit. 2023-05-10]. Dostupné z: https://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/dokumenty/publikace/BN-JB-2.3_Rev.0.0_Deterministicke_bezpecnostni_analyzy_postulovanych_iniciacnich_udalosti_a_scenaru_DEC_B.pdf
- [17] *Heřmanský, B.*; *Bezpečnost jaderných elektráren I, II, III, IV*. 9. vydání, 2012.
- [18] *Ministry of the Environment Japan*; Booklet to provide basic information regarding health effects of radiation (3rd edition), 2023 [online]. (angl.) Dostupné z: <https://www.env.go.jp/en/chemi/rhm/basic-info/1st/index.html>
- [19] *Енергоатом (ENERGOATOM) UA*; Zpráva o vypnutí vedení vysokého napětí 750kW JE Černobyl – Kyjevská dne 9.3.2022 [online]. (ukr.) [Cit. 2023-05-10]. Dostupné z: https://t.me/energoatom_ua/2511
- [20] *Держатомрегулювання (SNRIU) UA*; Veřejné zprávy [online]. (ukr.) [Cit. 2023-08-01]. Dostupné z: <https://t.me/snriugovua/>

- [21] WIKIPEDIA; Seznám jaderných havárií [online]. [Cit. 2023-05-10]. Dostupné z: https://cs.wikipedia.org/wiki/Seznam_jadern%C3%BDch_hav%C3%A1ri%C3%AD
- [22] *Seghal B. R.*; Nuclear safety in light water reactors. Severe accident phenomenology, First edition, 2012 ISBN 978-0-12-388446-6. (angl.)
- [23] IAEA; Considerations on the application of the IAEA safety requirements for the design of nuclear power plants, 2016 [online]. (angl.) [Cit. 2023-05-10]. Dostupné z: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1791_web.pdf
- [24] WENRA; Safety reference level for existing reactors, 2020 [online]. (angl.) [Cit. 2023-05-10]. Dostupné z: https://www.wenra.eu/sites/default/files/publications/wenra_safety_reference_level_for_existing_reactors_2020.pdf
- [25] IRSN; Nuclear power reactor core melt accident, 2015. ISBN: 978-2-7598-1835-8 (angl.)
- [26] *Yuji Ohishi*, Thermophysical properties of molten core materials: Zr–Fe alloys measured by electrostatic levitation [online]. (angl.) [Cit. 2023-05-10]. Dostupné z: <https://www.tandfonline.com/doi/full/10.1080/00223131.2016.1174626>
- [27] *Федоренко Г. М., Буєва Я.С.*; Обґрунтовані висновки та рекомендації з мінімізації водневої небезпеки при аваріях на сучасних блоках АЕС, 2012 [online] (ukr.) [Cit. 2023-05-10]. Dostupné z: <http://dspace.nbu.gov.ua/bitstream/handle/123456789/64115/03-Fedorenko.pdf>
- [28] *Farmer, M.T., Lomperski, S., Basu, S.*; The results of the CCI-3 reactor material experiments investigating 2-D core-concrete interaction and debris coolability with a siliceous concrete crucible. Proceedings of the ICAPP'06, Reno, U.S. , 2006. (angl.)
- [29] *Ma, W., Yuan, Y., Seghal, B.R.*; In-vessel melt retention of pressurized water reactors: Historical review and future research needs [online]. (angl.) [Cit. 2023-05-10]. Dostupné z: <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S2095809916301540>
- [30] *Kymäläinen O., Tuomisto H., Hongisto O., Theofanous T.G.*; Heat flux distribution from a volumetrically heated pool with high Rayleigh number, 1994. (149(1–3):401–8) (angl.)
- [31] *Theofanous T.G., Maguire M, Angelini S, Salmassi T.*; The first results from the ACOPO experiment, 1997. (169(1–3):49–57) (angl.)
- [32] *Seghal B.R., Bui V.A., Dinh T.N., Green J.A., Kolb G.*; SIMECO experiments on in-vessel melt pool formation and heat transfer with and without a metallic layer. In: Proceedings of the Workshop on In-Vessel Core Debris Retention and Coolability, 1998 . p. 198–206, (angl.)
- [33] *Gaus-Liu X, Miasoedov A, Cron T, Wenz T.*; In-vessel melt pool coilability test—description and results of LIVE experiments, 2010; (240(11):3898–903) (angl.)
- [34] *Theofanous T.G.*; In-vessel coolability and retention of a core melt, 1996 [online]. (angl.) [Cit. 2023-05-10]. Dostupné z: <https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/Public/29/006/29006120.pdf>
- [35] U.S. NRC; Westinghouse AP1000 Probabilistic Risk Assessment Rev. 8 Chapter 39. In-Vessel Retention of Molten Core Debris, 2004 (angl.)
- [36] U.S. NRC; Quantification of limits to coolability in ULPU-2000 Configuration IV (ML021620559) [online]. (angl.) [Cit. 2023-05-10] Dostupné z: <https://www.nrc.gov/docs/ML0216/ML021620559.pdf>
- [37] IRSN; Overview of the integral code ASTEC V2.2 (Rapport n°IRSN/2021-00298), 2021 (angl.)
- [38] *Jeff Gabor*; Techniques for using MAAP to evaluate LERF (presentation), 2021 (angl.)

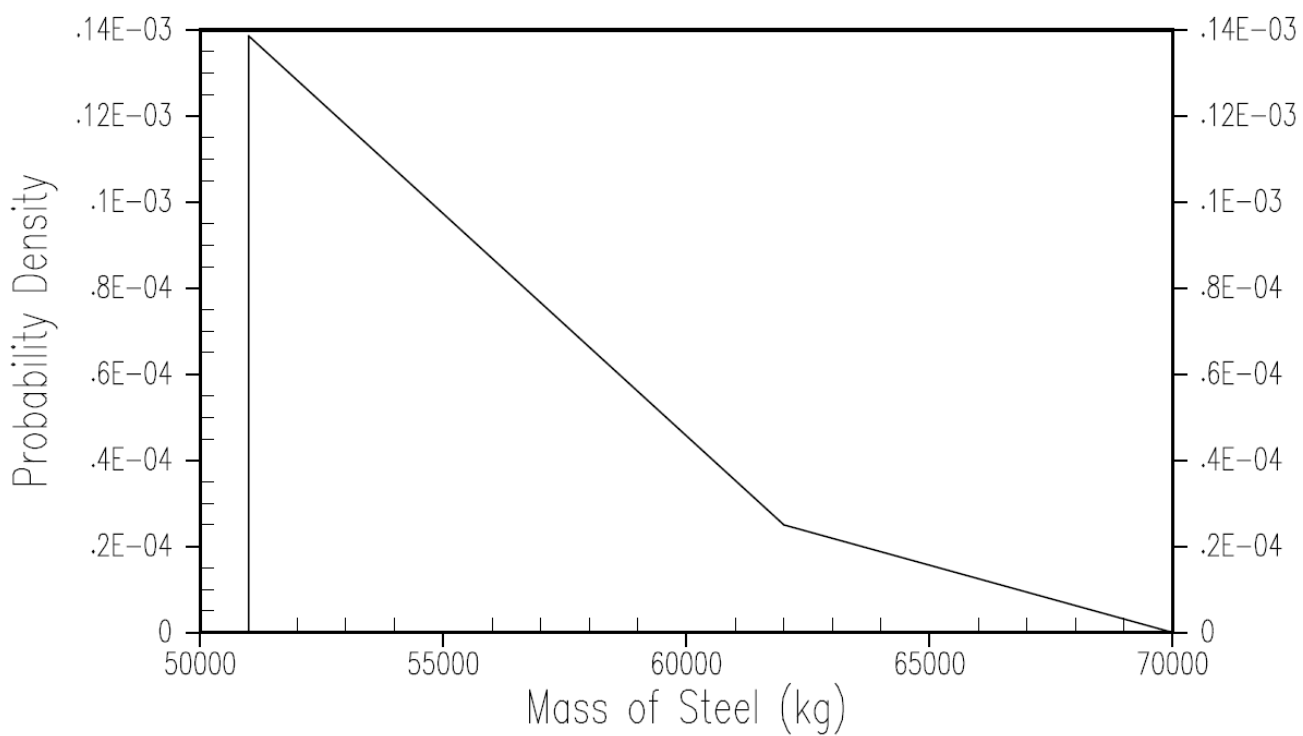
Příloha

Tab. 8 Struktura stupnice mimořádné události podle INES (český překlad) [11]

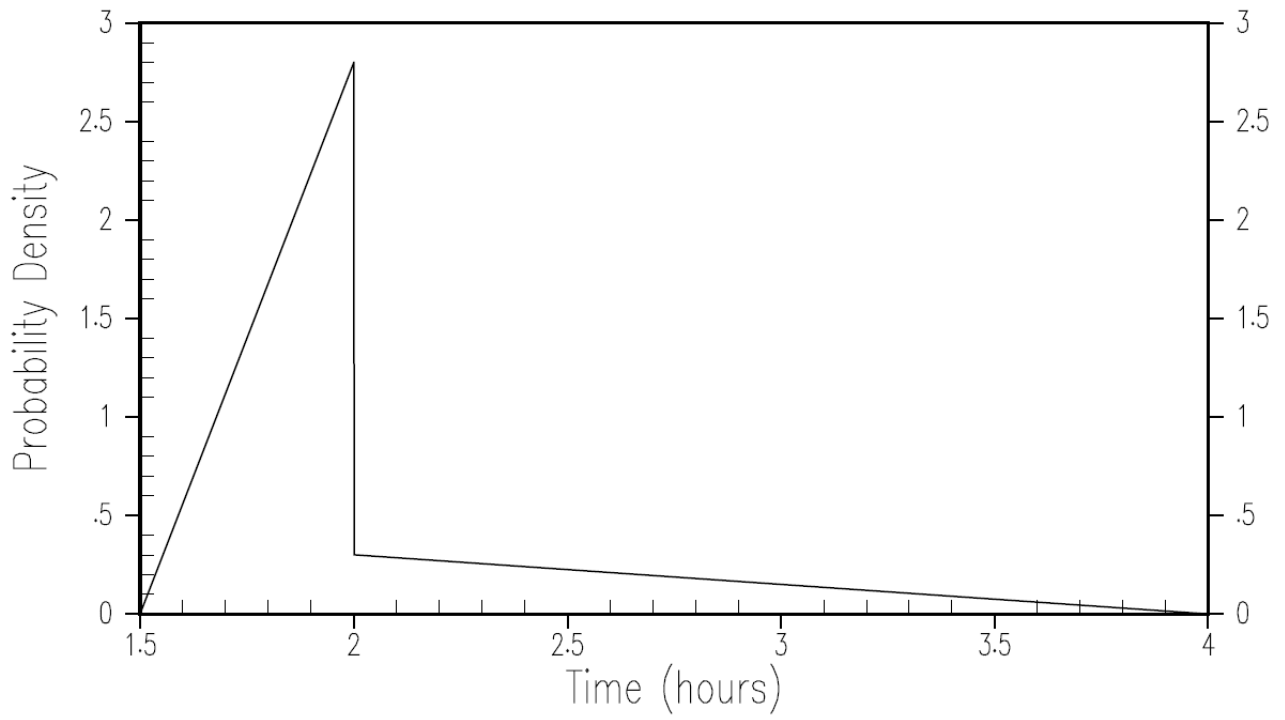
Popis a stupně INES	Obyvatelé a životní prostředí	Radiační bariéry a opatření v zařízení	Ochrana do hloubky
Velmi těžká havárie Stupeň 7	- Velký únik radioaktivních látek s rozsáhlým rozptýlením; účinky na zdraví obyvatel a životní prostředí vyžadující nasazení plánovaných a rozšířených protipatření		
Těžká havárie Stupeň 6	- Významný únik radioaktivních látek, který bude pravděpodobně vyžadovat nasazení plánovaných protipatření		
Havárie s širšími následky Stupeň 5	- Omezený únik radioaktivních látek, který bude pravděpodobně vyžadovat nasazení některých plánovaných protipatření - Několik úmrtí v důsledku radioaktivního záření	- Vážné poškození aktivní zóny jaderného reaktoru - Uvolnění velkého množství radioaktivních látek uvnitř zařízení s vysokou pravděpodobností významného ozáření obyvatel, ke kterému by mohlo dojít při velké kritické havárii nebo požáru	
Havárie s místními následky Stupeň 4	- Malý únik radioaktivních látek, který nebude pravděpodobně vyžadovat nasazení plánovaných protipatření jiných, než lokální kontrolu potravin - Minimálně jedno úmrtí v důsledku radioaktivního záření	- Tavení paliva nebo poškození paliva, vedoucí k uvolnění více jak 0,1% inventáře aktivní zóny - Uvolnění významného množství radioaktivních látek uvnitř zařízení s vysokou pravděpodobností významného ozáření obyvatel	
Vážná nehoda Stupeň 3	- Dávka přesahující desetkrát stanovený roční dávkový limit na pracovníka - Neletální deterministický zdravotní účinek (např. popáleniny) v důsledku záření	- Dávkové příkony větší než 1 Sv/hod. v provozním prostoru - Vážná kontaminace v prostoru, kde to projekt nepředpokládá, ale s malou pravděpodobností významného ozáření obyvatel	- „Téměř havarijní stav“ v jaderné elektrárně, kdy nezůstala k dispozici žádná bezpečnostní opatření - Ztráta nebo krádež vysokoaktivního uzavřeného zářiče - Chybné doručení vysokoaktivního uzavřeného zářiče, kdy nejsou k dispozici příslušné postupy radiační ochrany pro manipulaci s ním
Nehoda Stupeň 2	- Ozáření jednotlivce z obyvatel přesahující 10mSv - Ozáření pracovníka přesahující stanovené roční limity	- Úroveň záření v provozním prostoru větší než 50 mSv/hod - Významná kontaminace uvnitř zařízení v prostoru, kde to projekt nepředpokládá	- Významné selhání bezpečnostních opatření (předpisů) bez skutečných následků - Nalezení vysokoaktivního opuštěného uzavřeného zářiče, zařízení nebo radioaktivní zásilky, bez porušení bezpečnostních opatření - Nedostatečný obalový soubor (obal) nebo kryt vysokoaktivního uzavřeného zdroje
Anomálie Stupeň 1			- Přezáření jednotlivce z obyvatel dávkou přesahující stanovené limity - Malé problémy s bezpečnostními komponentami s významnou zbývající ochranou do hloubky - Ztráta nebo krádež nízkoaktivního zářiče, nebo radioaktivní zásilky



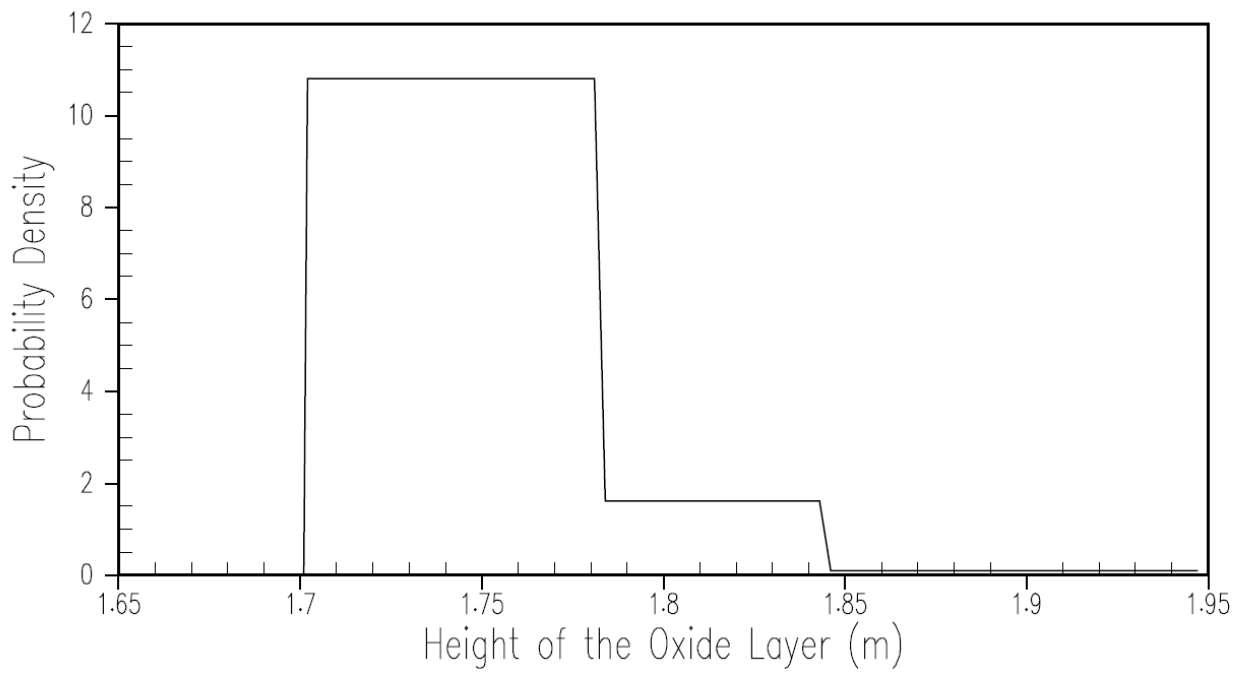
Obr. 22 PSA Poměr oxidovaného Zirkonia při TH na AP1000 [35]



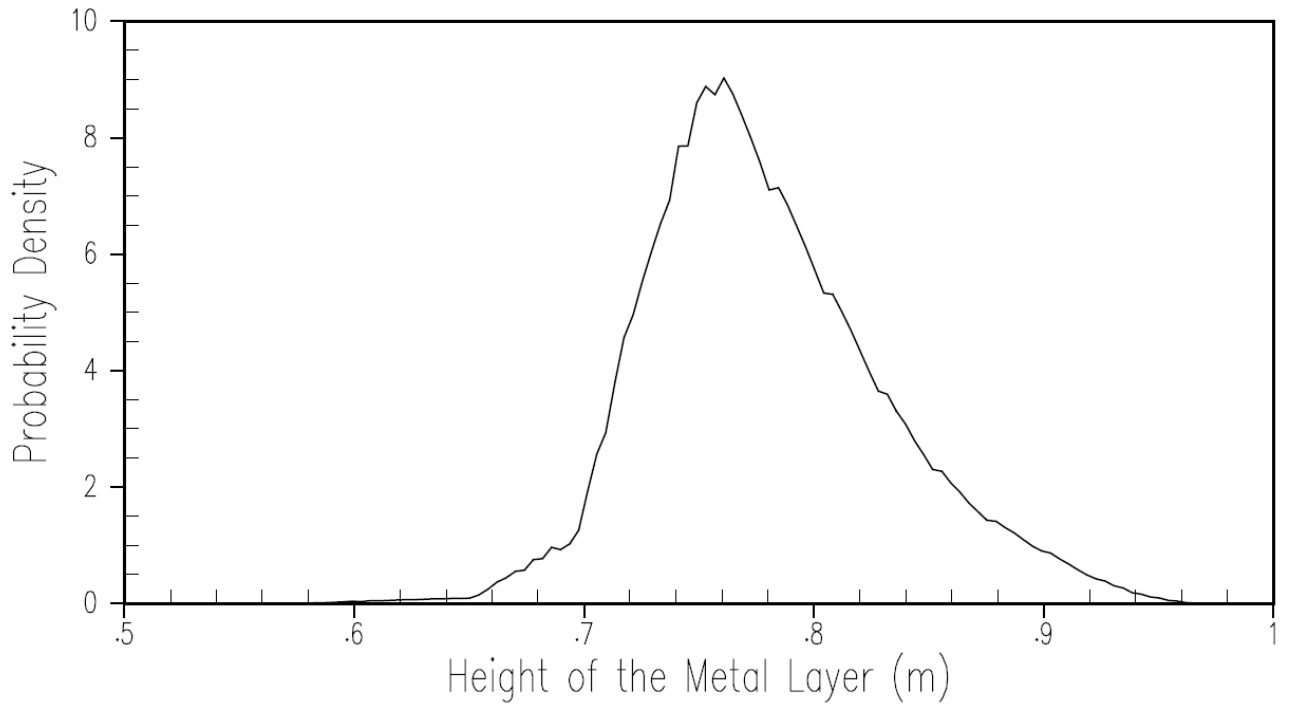
Obr. 23 PSA Hmotnost oceli při TH na AP1000 [35]



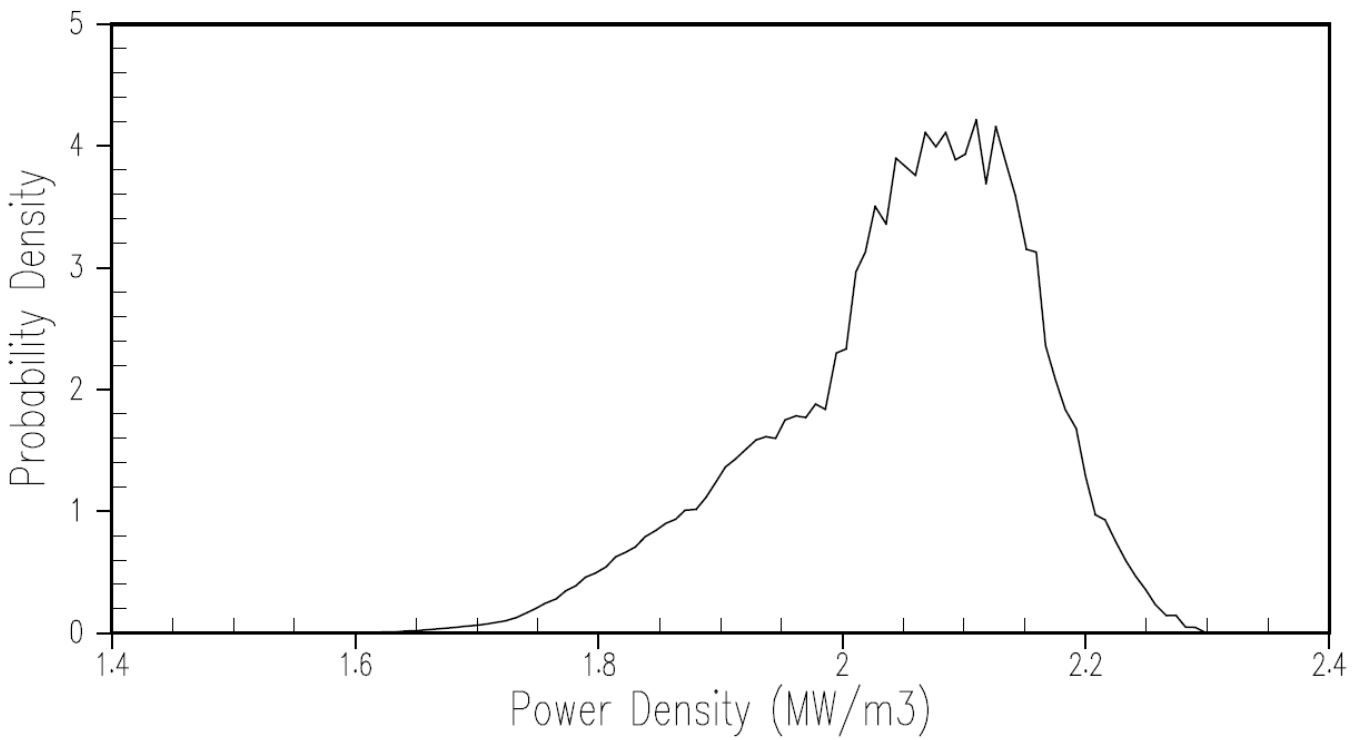
Obr. 24 PSA čas kdy dojde k stékání koría do DSK na AP1000 [35]



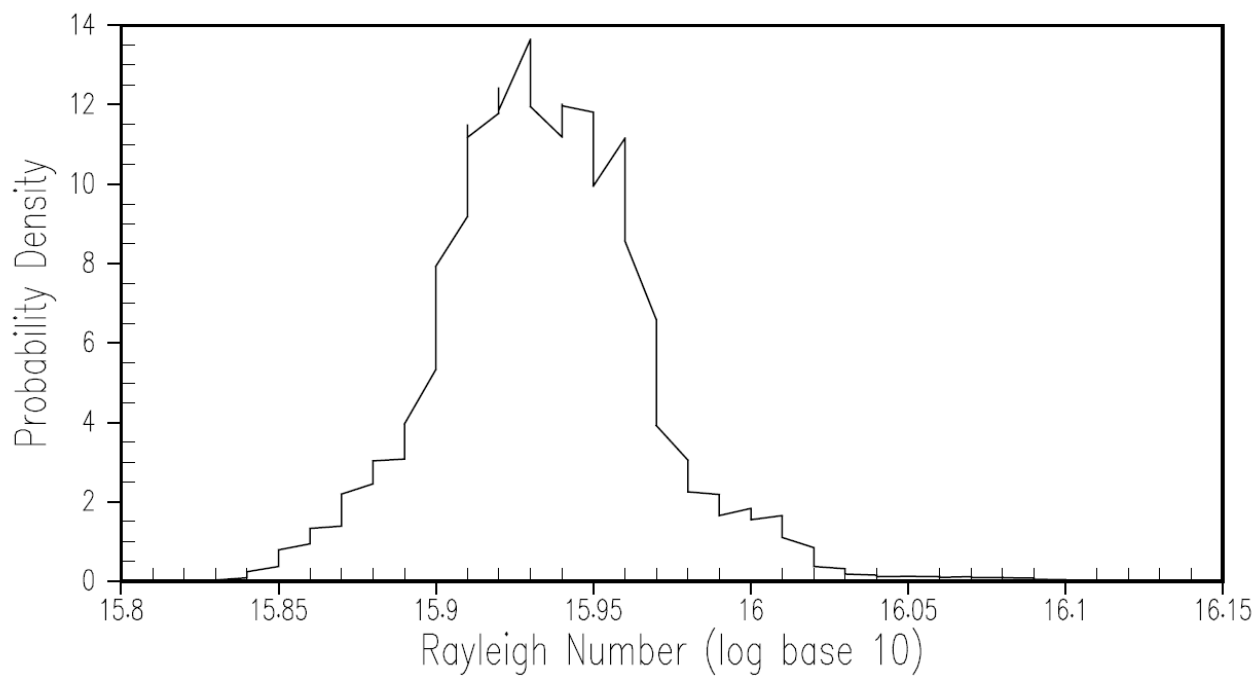
Obr. 25 PSA výška oxidované vrstvy na AP1000 [35]



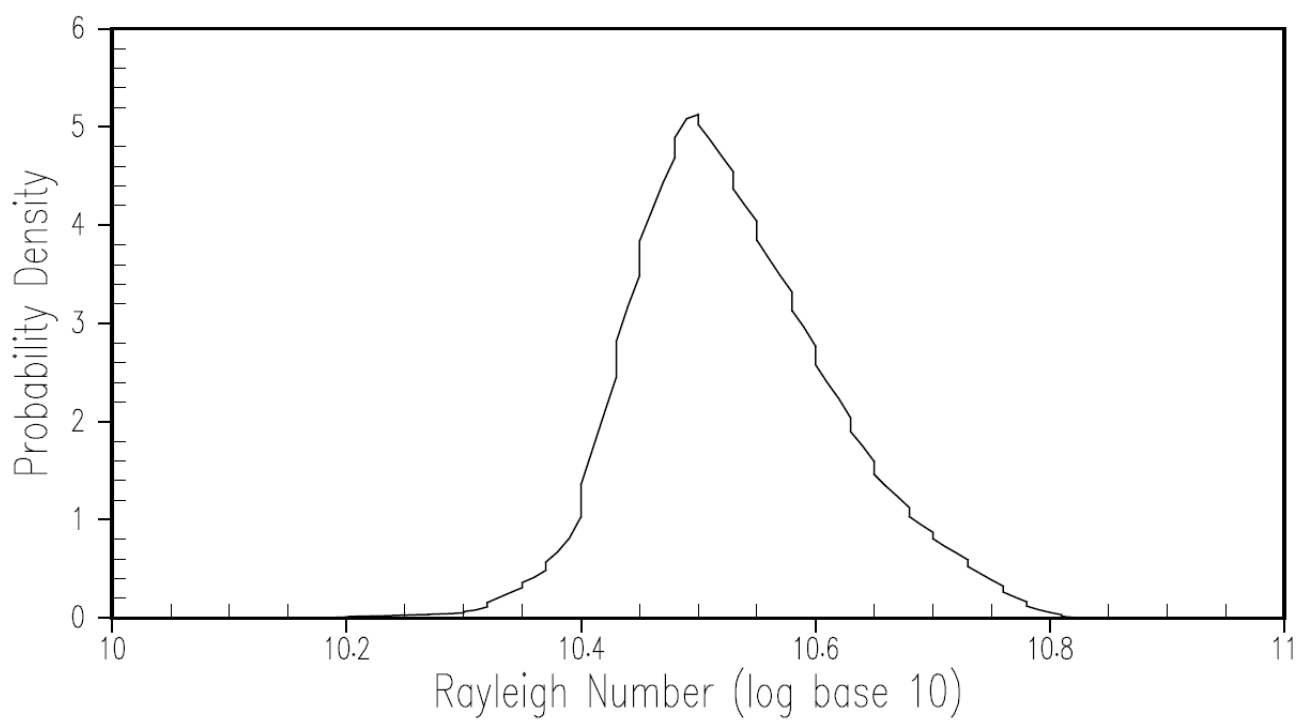
Obr. 26 PSA výška kovové vrstvy na AP1000 [35]



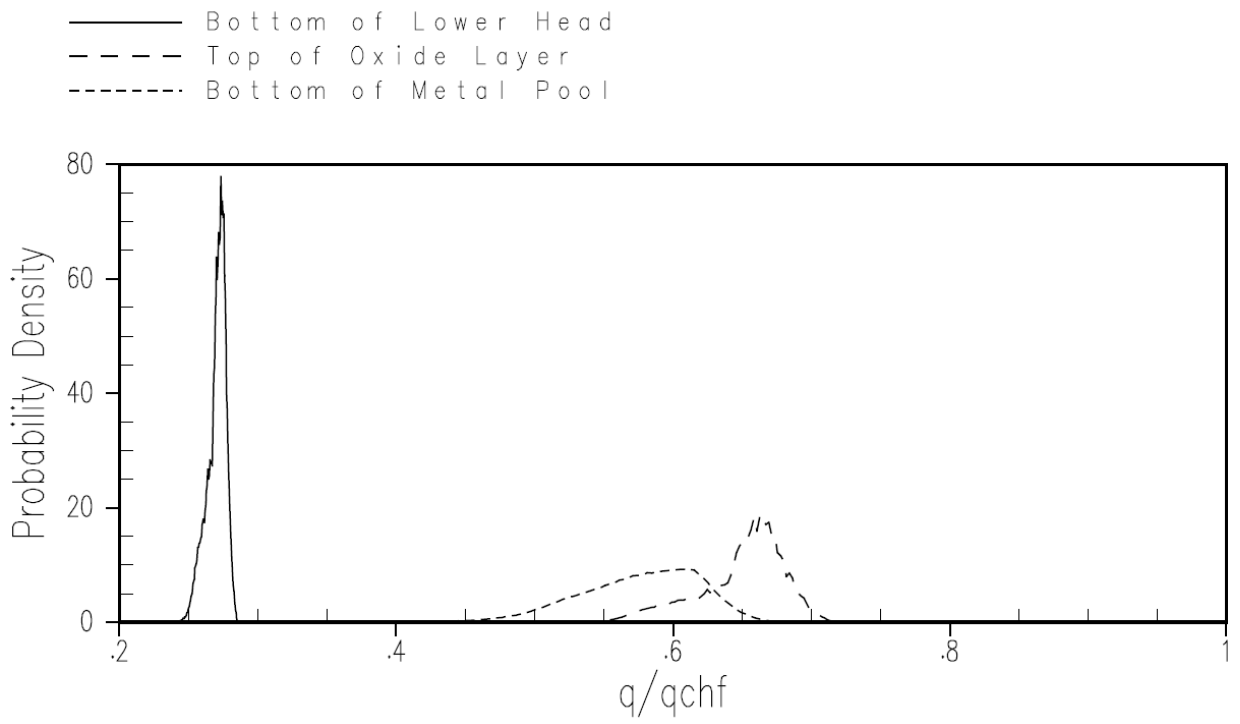
Obr. 27 PSA objemová hustota výkonu na AP1000 [36]



Obr. 28 PSA Ra číslo v oxidované vrstvě na AP1000 [35]



Obr. 29 PSA Ra číslo v kovové vrstvě na AP1000 [35]



Obr. 30 PSA Poměr tepelného toku z taveniny na stěny TNR k CHF na AP1000 [35]