



VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ

BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY

FAKULTA ELEKTROTECHNIKY A KOMUNIKAČNÍCH TECHNOLOGIÍ

FACULTY OF ELECTRICAL ENGINEERING AND COMMUNICATION

ÚSTAV ELEKTROENERGETIKY

DEPARTMENT OF ELECTRICAL POWER ENGINEERING

TĚŽKÉ HAVÁRIE TLAKOVODNÍCH REAKTORŮ TŘETÍ GENERACE

SEVERE ACCIDENTS OF THIRD GENERATION PRESSURIZED WATER REACTORS

BAKALÁŘSKÁ PRÁCE

BACHELOR'S THESIS

AUTOR PRÁCE

AUTHOR

Karel Nečas

VEDOUCÍ PRÁCE

SUPERVISOR

Ing. Tomáš Černý

BRNO 2023

Bakalářská práce

bakalářský studijní program **Silnoproudá elektrotechnika a elektroenergetika**

Ústav elektroenergetiky

Student: Karel Nečas

ID: 230404

Ročník: 3

Akademický rok: 2022/23

NÁZEV TÉMATU:

Těžké havárie tlakovodních reaktorů třetí generace

POKYNY PRO VYPRACOVÁNÍ:

1. Popis provozních stavů jaderných bloků
2. Popis vybraného typu těžké havárie a odezvy jaderné elektrárny
3. Úvod do výpočtového hodnocení havarijních stavů
4. Základní seznámení se zpracováním výpočtů
5. Analýza vlivu vybraných parametrů na průběh těžké havárie pro výpočetní model tlakovodního reaktoru třetí generace

DOPORUČENÁ LITERATURA:

doporučená literatura podle pokynů vedoucího závěrečné práce

Termín zadání: 6.2.2023

Termín odevzdání: 29.5.2023

Vedoucí práce: Ing. Tomáš Černý

prof. Ing. Petr Toman, Ph.D.
předseda rady studijního programu

UPOZORNĚNÍ:

Autor bakalářské práce nesmí při vytváření bakalářské práce porušit autorská práva třetích osob, zejména nesmí zasahovat nedovoleným způsobem do cizích autorských práv osobnostních a musí si být plně vědom následků porušení ustanovení § 11 a následujících autorského zákona č. 121/2000 Sb., včetně možných trestněprávních důsledků vyplývajících z ustanovení části druhé, hlavy VI. díl 4 Trestního zákoníku č.40/2009 Sb.

Abstrakt

Bakalářská práce se zabývá vývojem světové jaderné energetiky. Popisuje přehledně vývoj i dělení jaderných reaktorů určených k výrobě elektrické energie. Práce teoreticky popisuje rozdělení jaderných zařízení podle vývojových generací. Rozebrány jsou dané typy z pohledu technologie a principu fungování. Podrobněji jsou popsány provozní stavy jaderných reaktorů s důrazem na havarijní stavy. Další část práce seznámí s typem havárie LOCA pro tlakovodní reaktory třetí generace. Definován je samotný rozbor problematiky výpočtových kódů určených pro modelování havarijních stavů jaderných zařízení.

Praktická část bakalářské práce popisuje jaderný reaktor APR1400 a uvádí jeho základní parametry, podrobněji seznamuje s modelem daného reaktoru vytvořeném pomocí výpočtového kódu MELCOR. Navazující část obsahuje citlivostní analýzu vybraných parametrů v modelu při scénáři těžké havárie, kdy dojde k havarii LOCA společně se selháním všech systémů vysokotlakého doplňování chladiva. Rozebírá jejich vliv na množství vytvořeného vodíku, průběh poškození aktivní zóny a čas protavení dna reaktorové nádoby.

Klíčová slova

Jaderná energetika; jaderný reaktor; provozní stavy; bezpečnostní podmínky; havárie; těžká havárie; LOCA; výpočtové kódy; MELCOR; APR1400.

Abstract

The bachelor thesis focuses on the development of the global nuclear energy. It clearly describes the development and division of nuclear facilities used for electricity production. The theoretical part of the thesis describes the division of nuclear facilities according to the development generations, the types are discussed in terms of technology and principle of operation. The operating conditions of nuclear reactors are described in detail, with emphasis on emergency conditions. The next part of the thesis focuses on the LOCA accident type for third generation pressurized water reactors. This thesis also includes an analysis of different approaches of the computation codes used for modelling various conditions of the nuclear power plants.

The practical part of the bachelor thesis describes nuclear reactor APR1400. It provides its elementary parameters. The calculation code MELCOR was used for modelling this type of the nuclear reactor. The sensitivity analysis of the severe accident was performed using selected parameters. This analysis describes the influence of these parameters on the hydrogen production, the process of damaging of the active zone, and the reactor vessel melting time.

Keywords

Nuclear energy; nuclear reactor; operating states; safety limits; accident; severe accident; LOCA; computer codes; MELCOR; APR1400.

Bibliografická citace

NEČAS, Karel. *Těžké havárie tlakovodních reaktorů třetí generace*. Brno, 2023. Dostupné také z: <https://www.vut.cz/studenti/zav-prace/detail/151347>. Bakalářská práce. Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, Ústav elektroenergetiky. Vedoucí práce Ing. Tomáš Černý.

Prohlášení autora o původnosti díla

Jméno a příjmení studenta:	Karel Nečas
VUT ID studenta:	230404
Typ práce:	Bakalářská práce
Akademický rok:	2022/23
Téma závěrečné práce:	Těžké havárie tlakovodních reaktorů třetí generace

Prohlašuji, že svou závěrečnou práci jsem vypracoval samostatně pod vedením vedoucího závěrečné práce a s použitím odborné literatury a dalších informačních zdrojů, které jsou všechny citovány v práci a uvedeny v seznamu literatury na konci práce.

Jako autor uvedené závěrečné práce dále prohlašuji, že v souvislosti s vytvořením této závěrečné práce jsem neporušil autorská práva třetích osob, zejména jsem nezasáhl nedovoleným způsobem do cizích autorských práv osobnostních a jsem si plně vědom následků porušení ustanovení § 11 a následujících autorského zákona č. 121/2000 Sb., včetně možných trestněprávních důsledků vyplývajících z ustanovení části druhé, hlavy VI. díl 4 Trestního zákoníku č. 40/2009 Sb.

V Brně dne: 29. května 2023

podpis autora

Poděkování

Děkuji vedoucímu bakalářské práce Ing. Tomáši Černému za pedagogickou pomoc, konzultace a připomínky během zpracovávání této práce.

V Brně dne: 29. května 2023

podpis autora

Obsah

SEZNAM OBRÁZKŮ	6
SEZNAM TABULEK.....	7
ÚVOD	8
1. VÝVOJ JADERNÝCH ELEKTRÁREN	9
1.1 I. GENERACE	10
1.2 II. GENERACE.....	10
1.3 III. GENERACE.....	10
1.4 III+ GENERACE	11
1.5 IV. GENERACE	11
2. TYPY JADERNÝCH REAKTORŮ	13
2.1 LEHKOVODNÍ REAKTORY (LWR)	13
2.1.1 Tlakovodní reaktory (PWR)	13
2.1.2 Varné reaktory (BWR)	15
2.2 TĚŽKOVODNÍ REAKTORY (HWR)	16
2.2.1 Reaktor typu CANDU.....	16
2.3 PLYNEM CHLAZENÉ REAKTORY (GCR)	17
2.3.1 Reaktor typu MAGNOX	17
2.3.2 Reaktor typu AGR	18
2.4 DALŠÍ TYPY REAKTORŮ.....	18
3. PROVOZNÍ STAVY JADERNÝCH BLOKŮ.....	19
3.1 NORMÁLNÍ PROVOZ.....	19
3.2 ABNORMÁLNÍ PROVOZ	20
3.3 ZÁKLADNÍ PROJEKTOVÉ NEHODY	20
3.4 ROZŠÍŘENÉ PROJEKTOVÉ PODMÍNKY	20
3.4.1 Rozšířené projektové podmínky typu A	21
3.4.2 Rozšířené projektové podmínky typu B	21
4. HAVÁRIE SE ZTRÁTOU CHLADIVA V TLAKOVODNÍCH REAKTORECH.....	22
4.1 OCHRANA DO HLOUBKY	22
4.2 BEZPEČNOSTNÍ SYSTÉMY	24
4.3 LARGE BREAK LOCA.....	24
4.3.1 Popis dějů při LB-LOCA.....	24
4.4 SMALL BREAK LOCA.....	25
5. VÝPOČTOVÉ KÓDY PRO TĚŽKÉ HAVÁRIE.....	26
5.1 MELCOR	26
5.2 MAAP	27
5.3 ASTEC	27
6. PRAKTICKÁ ČÁST.....	28
6.1 REAKTOR APR1400.....	28
6.2 MODEL APR1400	29

6.2.1	<i>Nodalizace modelu</i>	30
6.3	ANALYZOVANÉ PARAMETRY	31
6.3.1	<i>Zircalloy-Steam Oxidation Correlation – COR_OX</i>	32
6.3.2	<i>Zircalloy Melt Breakout Temperature – SC1131 (2)</i>	34
6.3.3	<i>Fuel Rod Collapse Temperature – SC1132 (1)</i>	36
6.3.4	<i>Debris Diameter – DHYPD</i>	38
6.3.5	<i>Debris Porosity – PORDP</i>	41
6.3.6	<i>Radiation Exchange Factor – FCELA</i>	43
6.3.7	<i>Radiation Exchange Factor – FCELR</i>	45
6.3.8	<i>Time-at-Temperature Model – IRODDAMAGE</i>	47
7.	ZÁVĚR.....	49
	LITERATURA.....	50
	SEZNAM SYMBOLŮ A ZKRATEK	54

SEZNAM OBRÁZKŮ

1.1	Generační vývoj jaderných reaktorů, převzato z: [5]	9
2.1	Schéma tlakovodního reaktoru PWR, převzato z: [2]	14
2.2	Schéma varného reaktoru BWR, převzato z: [2].....	15
2.3	Schéma Těžkovodního reaktoru CANDU, převzato z: [2].....	16
2.4	Schéma Plynem chlazeného reaktoru MAGNOX, převzato z: [2].....	17
2.5	Schéma Plynem chlazeného reaktoru AGR , převzato a upraveno autorem z: [23].....	18
3.1	Stavy jaderného zařízení, převzato z: [9]	19
4.1	Úrovně ochrany do hloubky, převzato a upraveno autorem z: [15]	23
4.2	Primární okruh reaktoru PWR, převzato a upraveno autorem z: [16]	25
6.1	Schéma nodalizace aktivní zóny, převzato z [27]	30
6.2	Schéma nodalizace reaktorové nádoby a jedné chladicí smyčky s kompenzátorem objemu, převzato z [27]	31
6.3	Celkové množství vytvořeného vodíku pro parametr COR_OX.....	32
6.4	Graf poškození aktivní zóny v závislosti na čase pro parametr COR_OX.....	33
6.5	Celkové množství vytvořeného vodíku pro parametr SC1131(2)	34
6.6	Graf poškození aktivní zóny v závislosti na čase pro parametr SC1131(2)	35
6.7	Celkové množství vytvořeného vodíku pro parametr SC1132(1)	36
6.8	Graf poškození aktivní zóny v závislosti na čase pro parametr SC1132(1)	37
6.9	Celkové množství vytvořeného vodíku pro parametr DHYPD	38
6.10	Graf poškození aktivní zóny v závislosti na čase pro parametr DHYPD	39
6.11	Celkové množství vytvořeného vodíku pro parametr PORDP	41
6.12	Graf poškození aktivní zóny v závislosti na čase pro parametr PORDP.....	42
6.13	Celkové množství vytvořeného vodíku pro parametr FCELA	43
6.14	Graf poškození aktivní zóny v závislosti na čase pro parametr FCELA	44
6.15	Celkové množství vytvořeného vodíku pro parametr FCELR	45
6.16	Graf poškození aktivní zóny v závislosti na čase pro parametr FCELR	46
6.17	Celkové množství vytvořeného vodíku pro parametr IRODDAMAGE.....	47
6.18	Graf poškození aktivní zóny v závislosti na čase pro parametr IRODDAMAGE.....	48

SEZNAM TABULEK

6.1	Parametry reaktoru APR1400	29
6.2	Porovnání množství vytvořeného vodíku pro parametr COR_OX	32
6.3	Čas protavení reaktorové nádoby pro parametr COR_OX	33
6.4	Porovnání množství vytvořeného vodíku pro parametr SC1131(2)	34
6.5	Čas protavení reaktorové nádoby pro parametr SC1131(2)	35
6.6	Porovnání množství vytvořeného vodíku pro parametr SC1132(1)	36
6.7	Čas protavení reaktorové nádoby pro parametr SC1132(1)	37
6.8	Porovnání množství vytvořeného vodíku pro parametr DHYPD	39
6.9	Čas protavení reaktorové nádoby pro parametr DHYPD	40
6.10	Porovnání množství vytvořeného vodíku pro parametr PORDP	41
6.11	Čas protavení reaktorové nádoby pro parametr PORDP	42
6.12	Porovnání množství vytvořeného vodíku pro parametr FCELA	43
6.13	Čas protavení reaktorové nádoby pro parametr FCELA	44
6.14	Porovnání množství vytvořeného vodíku pro parametr FCELR	45
6.15	Čas protavení reaktorové nádoby pro parametr FCELR	46
6.16	Porovnání množství vytvořeného vodíku pro parametr IRODDAMAGE	47
6.17	Čas protavení reaktorové nádoby pro parametr IRODDAMAGE	48

ÚVOD

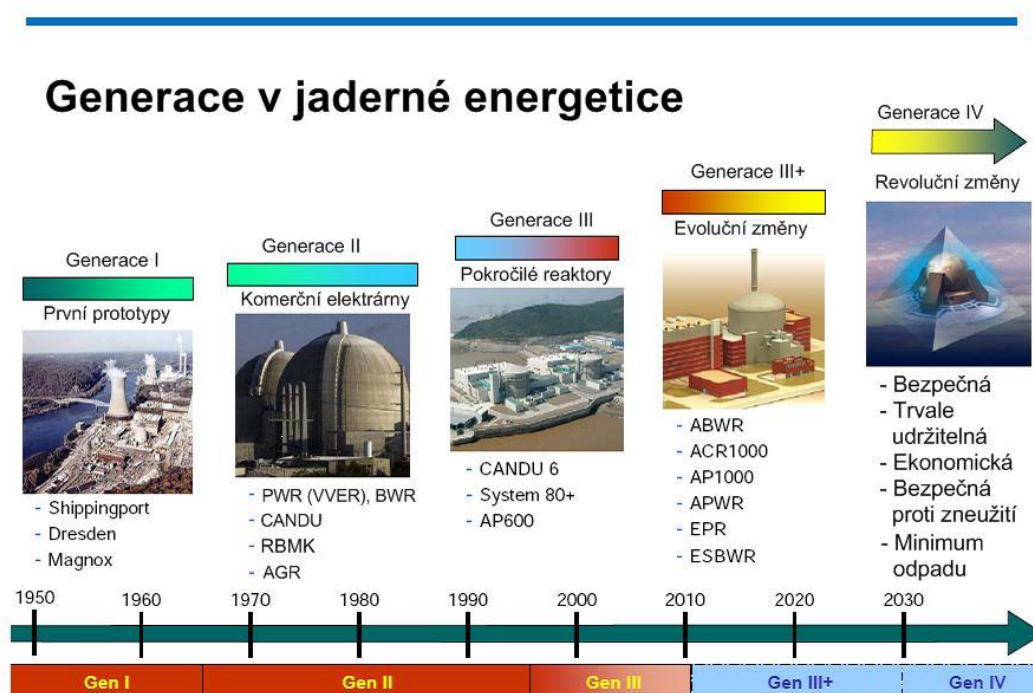
Jaderná energetika se postupně vyvíjí s technologickým pokrokem lidstva. V současné době hraje významnou roli ve světě, představuje zdroj spolehlivé a čisté elektrické energie. S rozvojem technologií a poznatků v oblasti jaderných reaktorů se zvýšila i bezpečnostní úroveň těchto zařízení. Přesto však zůstává nutné pečlivě analyzovat a studovat možné havarijní situace, které by mohly nastat. Jako ochranné opatření byly v jaderných elektrárnách zakomponovány bezpečnostní ochranné prvky, které jsou navrženy pro minimalizaci rizik a následků těžkých havárií. Bakalářská práce se zaměřuje na analýzu havarijního scénáře, kdy nastane základní projektová nehoda LOCA společně se selháním všech systémů vysokotlakého doplňování paliva a dojde tak k těžké havárii.

Analýza již nastalých situací v jaderné energetice a simulace různých stavů jaderných zařízení jsou nezbytné pro další vývoj v dané oblasti. Díky pokročilým technologiím je dnes možné provádět simulace a modelování, které umožňují předvídat a studovat chování jaderných zařízení za různých podmínek. Tím se otevírají nové možnosti pro zdokonalování bezpečnosti a efektivity jaderných reaktorů. V praktické části této práce je samotná citlivostní analýza vybraných parametrů ve výpočtovém kódu MELCOR pro model reaktoru APR1400.

1. VÝVOJ JADERNÝCH ELEKTRÁREN

Za úplné počátky jaderné energetiky jdou označit objevy z konce devatenáctého století. V roce 1895 Wilhelm Conrad Röntgen objevil rentgenové záření. O rok později tedy 1896 objevil francouzský fyzik Antoine Henri Becquerel při studování fluorescence uranových solí přírodní radioaktivitu. Jaderná fyzika se následně dále rozšiřovala a využívala zejména v medicíně. V roce 1942 byl v USA zahájen projekt Manhattan, jehož cílem bylo vytvořit první atomovou bombu. První řízená štěpná řetězová reakce byla spuštěna 2. prosince 1942 a o její spuštění se zasloužil italský fyzik Enrico Fermi. Jaderný reaktor nesl název CP-1 (Chicago Pile-1) a stál v podzemí stadionu Chicagské univerzity. Jednalo se o 6 metrů vysoký blok sestavený z 45 000 grafitových bloků. O 12 let později začala do sítě dodávat energii první jaderná elektrárna s názvem Obninsk na území tehdejšího Sovětského svazu, reaktor měl výkon 5 MW, byl chlazený vodou a moderovaný grafitem. [1], [2]

Vývoj se stále posouvá, i díky vážným haváriím jako Three Miles Island, Černobyl nebo Fukušima. Důraz je kladen zejména na bezpečnost. Na obrázku 1.1 můžeme vidět generační vývoj jaderných reaktorů.



Obrázek 1.1 Generační vývoj jaderných reaktorů, převzato z: [5]

1.1 I. Generace

Výstavba prvních typů jaderných bloků probíhala v padesátých a šedesátých letech dvacátého století. Maximální výkony se pohybovaly okolo stovek MW. Z počátku měly reaktory pouze základní bezpečnostní prvky. Jelikož se jednalo o první jaderné reaktory, byly určeny především k ověření možnosti využití jaderné energie pro komerční použití.

Základním typem byl reaktor Magnox GCR (Gas Cooled Reactor), chlazený plynem CO₂ (oxid uhličitý) a moderovaný grafitem využívaný ve Velké Británii, dále pak tlakovodní reaktor PLWBR (Pressurized Light-Water Breeder Reactor) jaderné elektrárny Shippingport nebo experimentální varný reaktor EBWR (Experimental Boiling Water Reactor). V dnešní době není v provozu žádný z těchto reaktorů. [3]

1.2 II. Generace

Doposud nejrozšířenějším druhem jaderných elektráren jsou zařízení II. generace. Celosvětově mají největší podíl na výrobě elektrické energie v jaderných elektrárnách. Projektování a výstavba byla zahájena v sedmdesátých letech dvacátého století.

Projekčně navazovaly na reaktory I. generace a v porovnání mají mnohonásobně vyšší ochranu v oblasti bezpečnostních systémů. Poprvé zde byly uvedeny pojmy jako je ochrana do hloubky nebo diverzifikace bezpečnostně důležitých systémů.

Do této generace řadíme tlakovodní reaktory PWR (Pressurized Water Reactor), varné reaktory BWR (Boiling Water Reactor), těžkovodní reaktory CANDU (Canada Deuterium-Uranium) nebo plynem chlazené reaktory AGR (Advanced Gas-Cooled Reactor). [2], [3]

1.3 III. Generace

S postupem času se zvětšovaly nároky na bezpečnost i účinnost jaderných reaktorů, proto byly přepracovány modely II. generace. Reaktory mají tedy vyšší bezpečnost vůči lidským chybám i jednodušší a robustnější konstrukci. Minimalizován byl také vliv na životní prostředí.

Díky novějším technologiím dochází k lepšímu využití paliva a prodloužení intervalu mezi výměnou vsázky v reaktoru. Zmenšuje se jeho potřebné množství i objem radioaktivního odpadu. Zvýšení výkonu mohlo nastat i díky plně digitálnímu elektronickému ochrannému systému nebo zvýšení množství na sobě nezávislých systému havarijního chlazení.

Dalším výrazným pokrokem v bezpečnosti je plnotlaký kontejnment, jedná se o ochrannou obálku reaktoru z předpjatého železobetonu, která zabraňuje úniku radioaktivních materiálů a zároveň plní funkci ochrany vybavení jaderné elektrárny.

Součástí bezpečnostního vybavení kontejnmentu jsou sprchovací systémy. Plní úkol chlazení vnitřního prostoru kontejnmentu, čímž v případě havárie dojde ke snížení tlaku.

Do této kategorie řadíme vylepšený varný reaktor ABWR (Advanced Boiling Water Reactor), tlakovodní reaktor APR (Advanced Power Reactor), nebo reaktor typu CANDU 6. Minimální předpokládaná životnost se pohybuje okolo 60 let, což vylepšuje ekonomičnost reaktorů. [2], [3]

1.4 III+ Generace

Ve stávající době se jedná o evolučně nejvíce vyspělé reaktory. Navazují na reaktory III. generace v souladu s novými bezpečnostními požadavky. V projektech jsou zapracovány poznatky z jaderných havárií. Největší důraz je kladen na pasivní prvky. Pro řešení krizových situací není zapotřebí zásah operátora. Bezpečnostní systémy jsou schopny řídit bezpečný provoz i v případě nouzového stavu a to až 72 hodin bez nutnosti zásahu člověka.

Součástí pasivní ochrany mohou být akumulární nádrže s rezervní kyselinou boritou, které jsou umístěny v horní části reaktorové budovy a v případě ztráty chladiva zajišťují dodávku vody pro chladicí okruhy. Dalším ochranným prvkem je dvojitý kontejnment a konstrukce budovy. Mezi stěnami kontejnmentu dochází k cirkulaci vzduchu, díky které je zajištěn odvod tepla. Konstrukce je navrhovaná na odolnost vůči pádu letadla, zemětřesení nebo hurikánu. Uvnitř kontejnmentu je stejně jako u reaktorů III. generace instalován sprchovací systém, který zajišťuje snížení tlaku v případě havárie. Elektrárny jsou vybaveny nejméně čtyřmi na sobě nezávislými chladicími okruhy, každý z nich samostatně je schopný dochladiť reaktor.

Mezi nejvýznamnější typy reaktorů generace III+ můžeme řadit tlakovodní reaktory EPR (European Pressurized Water Reactor), AP-1000 společnosti Westinghouse, VVER-1200 vyvinutý Ruskou státní korporací Rosatom. [2], [3], [4]

1.5 IV. Generace

Reaktory IV. generace se uchylují jiným směrem než reaktory předchozích generací. Jejich hlavním cílem není zdokonalovat zavedenou technologii. Navazují na experimentální reaktory z 50. a 60 let. Smyslem vývoje daných reaktorů je dosáhnout udržitelného vývoje jaderné energetiky. Bloky musí být schopné ekonomicky konkurovat provozu jiných zdrojů energie a zaručit vysokou úroveň bezpečnosti. Jejich součástí musí být i tzv. inherentní bezpečnost. Jedná se o vlastnost, kdy vzniku těžké havárie nebrání bezpečnostní systémy, ale samotný princip fungování reaktoru. Dalším důležitým parametrem je zabránění zneužití reaktorů pro výrobu jaderného materiálu k výrobě jaderných zbraní.

V roce 2001 bylo založeno Mezinárodní fórum pro IV. generaci – GIF (Generation IV International Forum). Organizace reprezentuje vlády států, které využívají jadernou technologii a předpokládají její intenzivní využívání i v budoucnu. Zakládajícími členy organizace jsou Spojené státy, Argentina, Brazílie, Kanada, Francie, Japonsko, Jižní Afrika, Jižní Korea, Švýcarsko, Velká Británie a kolektivním členem je i celá Evropská unie (Euroatom). V roce 2006 do organizace vstoupilo Rusko i Čína. Následně po roce 2016 Austrálie.

Jako nejslibnější možnosti nových typů reaktorů se označují: sodíkem chlazený rychlý reaktor SFR (Sodium-Cooled Fast Reactor), vysoko-teplotní reaktor VHTR (Very-High-Temperature Reactor), superkritický vodou chlazený reaktor SCWR (Supercritical Water Reactor) nebo rychlý reaktor chlazený plynem GFR (Gas-Cooled Fast Reactor). Uvedení do provozu jakéhokoliv typu reaktoru IV. generace se neočekává dříve než v roce 2030. [4], [5]

2. TYPY JADERNÝCH REAKTORŮ

Jaderné reaktory lze dělit podle několika základních parametrů. Podle typu a procenta obohacení paliva, druhu moderátoru nebo chladicího média. Nejčastěji se ovšem setkáváme s rozdělením podle konstrukce. Jaderná energie nemusí sloužit pouze jako zdroj elektrické energie, reaktory se také využívají například jako pohony letadlových lodí, nákladních lodí, ledoborců nebo například ponorek. V následující kapitole jsou rozebírány reaktory využívané pro komerční výrobu elektrické energie.

2.1 Lehkovodní reaktory (LWR)

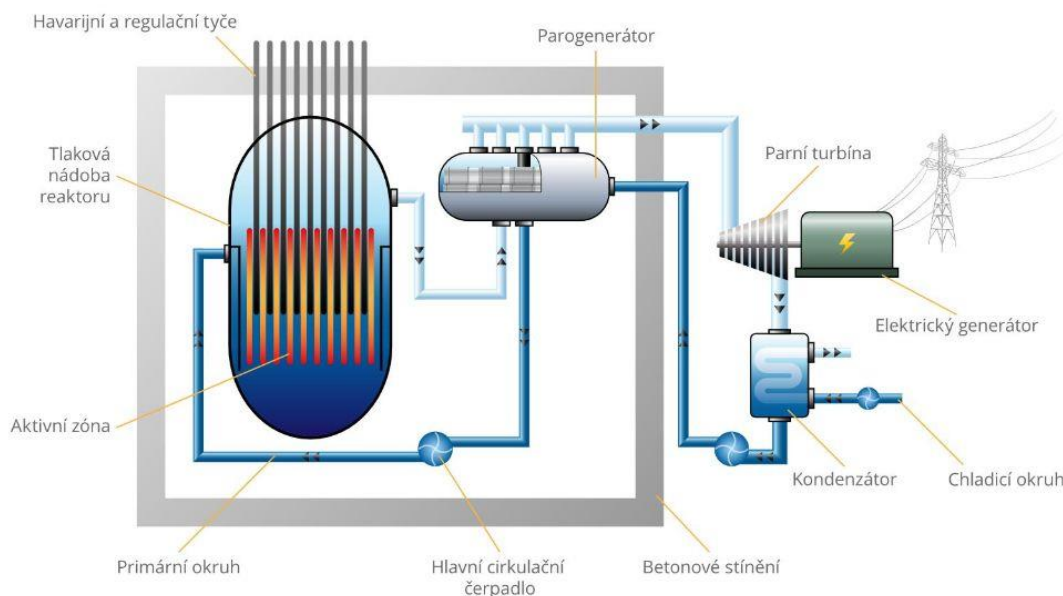
Lehkovodní reaktory LWR (Light-Water Reactor) se dále dělí na tlakovodní a varné. Hlavním rozdílem je konstrukce primárního okruhu.

2.1.1 Tlakovodní reaktory (PWR)

Nejrozšířenějším typem jaderných reaktorů jsou tlakovodní reaktory (Pressurized Water Reactor). Jedná se o reaktory chlazené i moderované vodou. Jako palivo je použit obohacený uran ve formě peletek oxidu uraničitého (UO_2). Peletky jsou uspořádány do proutků a ty do kazet. Palivové kazety mohou mít například tvar čtverce nebo šestiúhelníku, v závislosti na typu a výrobci reaktoru. Palivové kazety spolu s regulačními a havarijními tyčemi tvoří aktivní zónu. Chladivo proudí primárním okruhem pod velkým tlakem a o teplotě kolem $300^{\circ}C$. Primární okruh se skládá z více smyček, ve kterých se nachází parogenerátory.

Jak můžeme vidět na obrázku 3.1 reaktor se skládá ze dvou okruhů. V primárním okruhu se tepelná energie získaná pomocí štěpení paliva odvádí chladící vodou do parogenerátoru. Na sekundární straně parogenerátoru je již pára, která vznikla předáním energie primární vody. Pára je následně dovedena na turbínu, pomocí které je roztáčen generátor.

TLAKOVODNÍ REAKTOR PWR



Obrázek 2.1 Schéma tlakovodního reaktoru PWR, převzato z: [2]

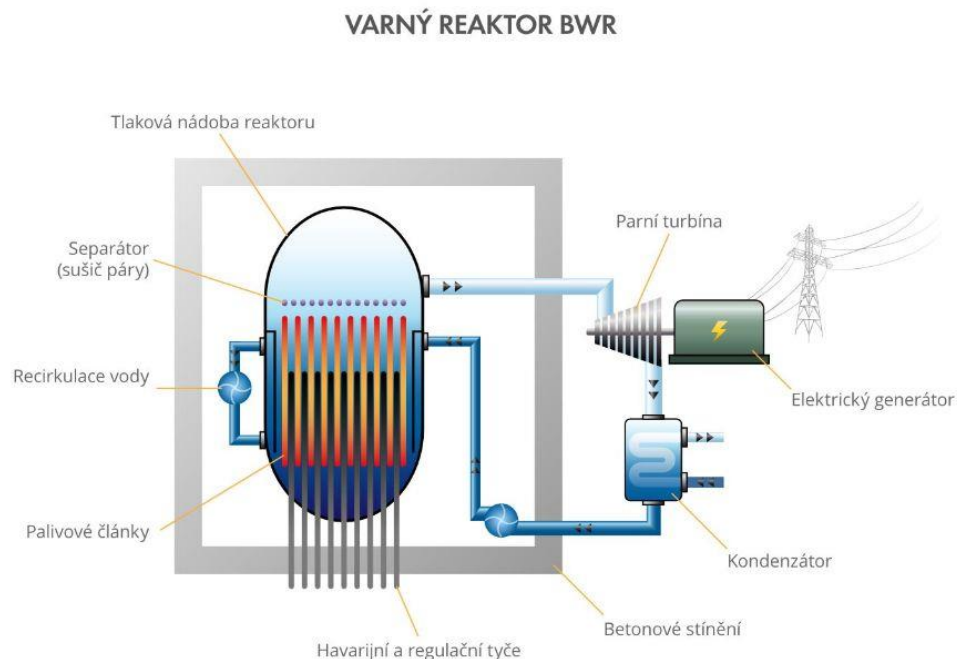
Nejvýznamnější zástupci tohoto typu reaktoru jsou VVER-1000, AP-1000 navržený a prodávány společností Westinghouse Electric Company, EPR vyvinutý Francouzskými firmami Areva a EDF ve spolupráci s německým Siemens AG, APR-1400 od Korea Electric Power Corporation nebo typ CANDU vyvinutý Kanadou. [2], [3], [5], [6]

2.1.2 Varné reaktory (BWR)

Dalším z rozšířených reaktorů je typ BWR. Palivem je lehce obohacený oxid uraničitý (UO_2) ve formě peletek a moderátorem je voda, u typu RBMK jako moderátor slouží grafit.

Na rozdíl od tlakovodních reaktorů pára vzniká ohřátím primární vody již v reaktoru. Vytvořená pára se zbaví vlhkosti a přivádí se na parní turbíny. Jedná se tedy o jednookruhové elektrárny viz. Obrázek 3.2. Základní předností je nižší tlak v primárním okruhu díky tvorbě páry již v reaktoru. Přináší s sebou také nepříznivé důsledky jako je například možné přenášení radioaktivity až do turbíny nebo nevýhodu spojenou se spojeným režimem úpravy vody pro reaktor i turbínu. Odpadá tedy možnost využít kyselinu boritou pro kompenzaci přebytečné radioaktivity ve vodě primárního okruhu.

Nejpoužívanější varné reaktory II. generace jsou typ BWR-2 společnosti General Electric nebo RBMK Sovětského svazu. Projektování a výstavba varných reaktorů pokračovala i s III. generací. Jedním z hlavních představitelů je reaktor typu ABWR, který nabízí společnost GE-Hitachi Nuclear Energy. [2], [5]



Obrázek 2.2 Schéma varného reaktoru BWR, převzato z: [2]

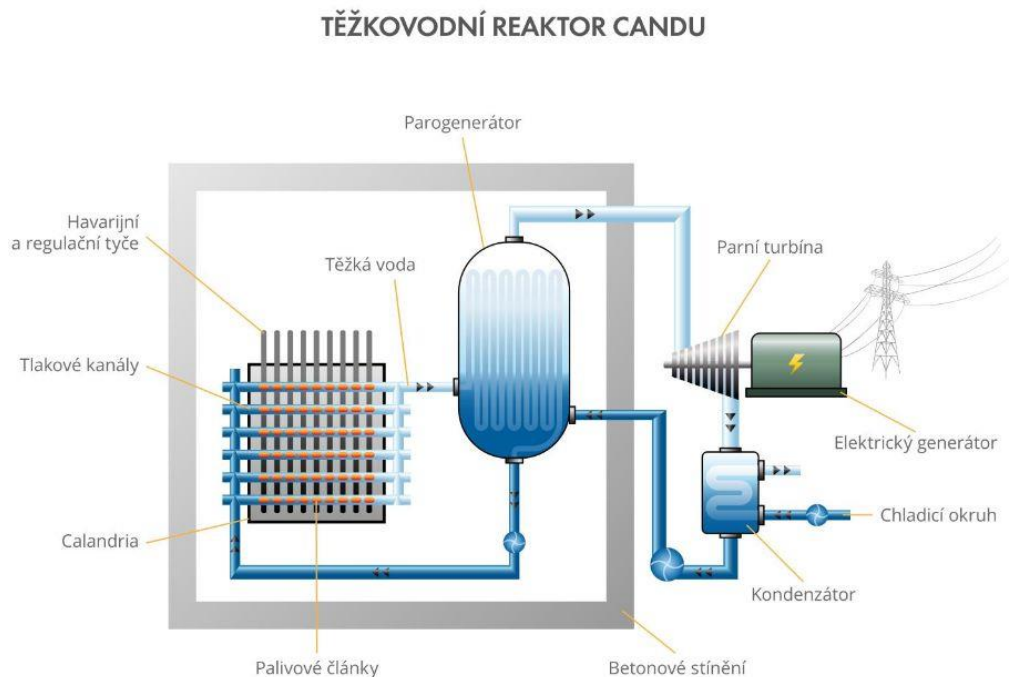
2.2 Těžkovodní reaktory (HWR)

Těžkovodní reaktory HWR (Heavy-Water Reactor) na rozdíl od lehkovodních reaktorů LWR využívají pro chlazení těžkou vodu. Hlavní nevýhoda těžké vody je její finanční náročnost na výrobu.

2.2.1 Reaktor typu CANDU

CANDU (Canada deuterium uranium), jedná se o reaktor Kanadského vývoje. Největší výhodnou reaktorů toho typu je provoz na bázi přírodního uranu, jelikož obohacování uranu je velmi nákladné. Palivo použité pro reaktor CANDU obsahuje 0,7% ^{235}U , což je přírodní výskyt v ^{238}U . Pro porovnání palivo ve tlakovodním reaktoru VVER-1000 je obohaceno na 5% ^{235}U . Moderování neutronů je prováděno pomocí těžké vody (D_2O), která je zároveň i chladivem.

Reaktorová nádoba je koncipována jako horizontální válec. Palivové soubory jsou v reaktoru uloženy horizontálně, regulační tyče vertikálně. Konstrukce umožňuje výměnu paliva při provozu, což zvýší koeficient využití. Největší nevýhodou reaktoru je velká spotřeba těžké vody, velké množství potřebného paliva a s tím spojené velké množství vyhořelého paliva. [5]



Obrázek 2.3 Schéma Těžkovodního reaktoru CANDU, převzato z: [2]

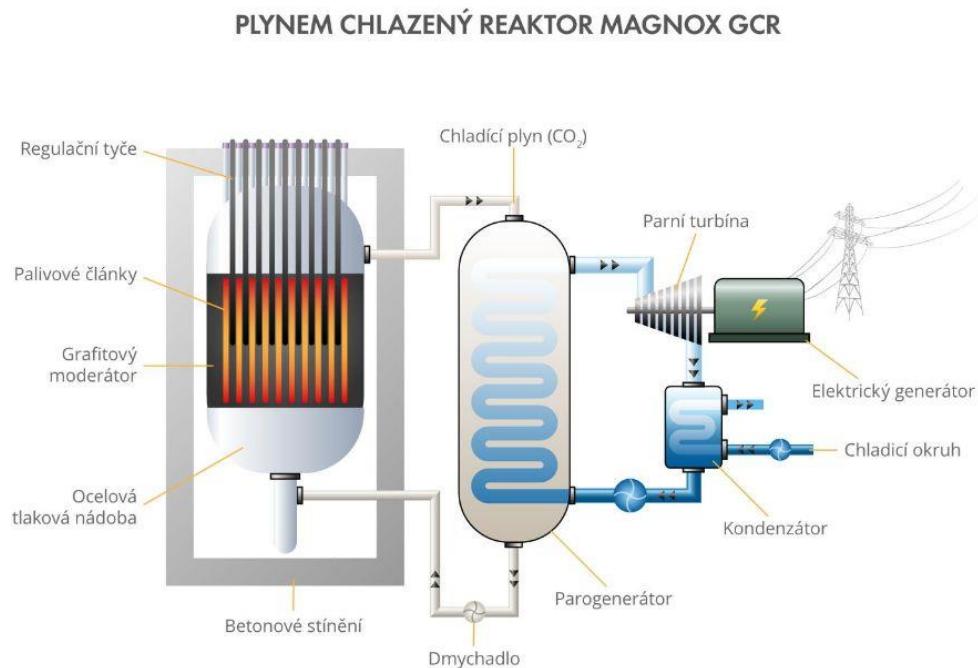
2.3 Plynem chlazené reaktory (GCR)

Dalším typem reaktoru je plynem chlazený GCR. Oproti lehkovodním a těžkovodním se liší chladicím médiem.

2.3.1 Reaktor typu MAGNOX

Reaktory typu GCR MAGNOX (Gas Cooled Graphite Moderated Reactor) byly využívány nejvíce ve Velké Británii. Jedná se o reaktory, využívající jako palivo přírodní uran. Pokrytí palivových tyčí tvoří slitina hořčíku a hliníku. Jako moderátor zde slouží grafitové bloky, ze kterých se skládá aktivní zóna. Plášť aktivní zóny tvoří kulová ocelová nádoba s betonovým stíněním. Konstrukce umožňuje výměnu paliva za provozu. Jako chladivo je zde použit oxid uhličitý (CO_2), který je hnán do parogenerátoru, kde předává tepelnou energii sekundárnímu okruhu. Výkony reaktorů tohoto typu se pohybují řádově v nižších stovkách MWe.

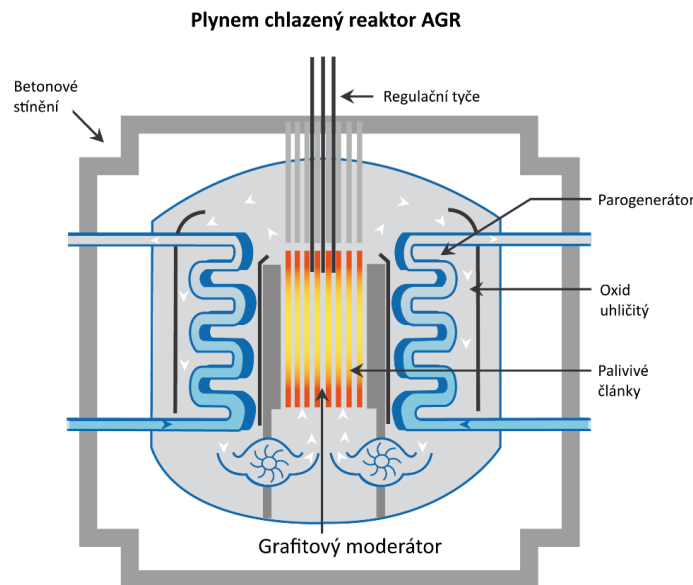
Pouze dva bloky byly postaveny mimo Spojené království, a to v Itálii a Japonsku. Poslední provozovaný reaktor typu MAGNOX v jaderné elektrárně Wylfa byl odstaven 30. prosince roku 2015. [2], [6]



Obrázek 2.4 Schéma Plynem chlazeného reaktoru MAGNOX, převzato z: [2]

2.3.2 Reaktor typu AGR

AGR (Advanced Gas Cooled Graphite Moderated Reactor) navazuje na typ MAGNOX. Jedná se tedy o druhou generaci britských plynem chlazených reaktorů. Jako palivo je použit uran ^{235}U ve formě oxidu uraničitého obohacený na 2,5–3,5%. Chladícím plynem je stále oxid uhličitý (CO_2), ten však dosahuje vyšších teplot pro zvýšení efektivity. To vyžaduje pokrytí paliva z nerezové oceli. [7]



Obrázek 2.5 Schéma Plynem chlazeného reaktoru AGR , převzato a upraveno autorem z: [2]

2.4 Další typy reaktorů

Mezi další typy reaktorů patří například rychlý množiví reaktor (FBR – Fast Breeder Reactor) či vysokoteplotní reaktor (HTGR – High Temperature Gas Cooled Reactor). Rychlé množivé reaktory se zatím nevyužívají pro komerční výrobu elektrické energie. Na světě již ale existuje jisté množství demonstračních reaktorů a to například v Číně, Rusku, Indii a Japonsku. Do budoucna je těmto reaktorům přisuzován velký význam, často se o rychlých reaktorech hovoří jako o IV. generaci. Jako palivo je zde použito plutonium ve směsi oxidu plutoničitého a uraničitého. Chlazení probíhá za pomoci sodíku, který je při teplotách nad 100°C tekutý. Teplota sodíku na výstupu z reaktoru je přibližně 550°C . V případě reaktoru HTGR se také jedná pouze o experimentální reaktory, které se nachází v Německu, USA a Velké Británii. Jako palivo slouží obohacený uran s obsahem až 20% ^{235}U ve formě kuliček a chlazení probíhá za pomoci hélia. [24]

3. PROVOZNÍ STAVY JADERNÝCH BLOKŮ

Provozní stavy jaderných bloků slouží pro rozdělení a lepší orientaci provozu jaderných zařízení. Jak můžeme vidět na obrázku 4.1 základní dělení je na provozní stavy a havarijní podmínky. Provozní stavy dále dělíme na normální provoz a abnormální provoz. Havarijní podmínky dělíme na základní projektové nehody a rozšířené projektové nehody.

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

Obrázek 3.1 Stavy jaderného zařízení, převzato z: [9]

3.1 Normální provoz

Normální provoz je stav, při kterém musí být zajištěny limity a podmínky dané pro bezpečný provoz jaderného zařízení. Mimo jiné musí být zajištěny i dostatečné rezervy mezi hodnotami normálního provozu a nastavením bezpečnostních systémů, aby nedocházelo k častému nežádoucímu zapínání a vypínání bezpečnostních systémů. Limity a podmínky dále také obsahují informace o minimálním množství provozuschopných zařízení a zařízení v pohotovostním režimu, minimálním počtu zaměstnanců, předepsaná opatření, které musí zaměstnanci přijmout v případě potřeby a dobu určenou pro provedení daných opatření. Do operací normálního provozu se řadí opětovné uvádění reaktoru do kritického stavu, ustálený provoz a odstavování reaktoru, dále zvyšování a snižování výkonu, výměna paliva nebo opravy. [8], [9], [10]

3.2 Abnormální provoz

Abnormální provoz (předpokládaná provozní událost) je takový provoz, u kterého se očekává, že se vyskytne jednou nebo vícekrát za dobu životnosti jaderného zařízení, ale nejedná se o havárii. Systémy pro kontrolu abnormálních stavů zahrnují automatické funkce, které mají za úkol co nejdříve vrátit provoz do normálního stavu. Jako příklad abnormálního provozu můžeme uvést rychlé odstavení, náhlý pokles zatížení, výpadek turbíny, ztrátu napájení ze sítě nebo výpadek hlavního cirkulačního čerpadla. Po odstranění příčin a následků těchto stavů musí být jaderné zařízení schopné normálního provozu, tedy stavy nesmějí vést k poškození palivového systému nebo k porušení palivových elementů. [8],[10], [11]

3.3 Základní projektové nehody

Základní projektové nehody nebo také projektové havárie jsou nehody, které se za dobu provozu neočekávají, ale zařízení na ně musí být projektováno. K jejich vzniku může dojít porušením stavebních konstrukcí, technologických souborů a zařízení, působením vnějších vlivů nebo chybami obsluhy. Při vzniku takovéto nehody musí být zajištěno zdraví a bezpečnost pro veřejnost.

Příkladem typické základní projektové nehody je ztráta chlazení (LOCA). [8]

3.4 Rozšířené projektové podmínky

Jako součást ochrany do hloubky byly zavedeny rozšířené projektové podmínky – DEC (Design extension conditions). Jedná se o havarijní stavy, které se dále dělí na události bez vážného poškození paliva (DEC A) a události s vážným poškozením paliva (DEC B). [11]

3.4.1 Rozšířené projektové podmínky typu A

Jedná se o typ rozšířené projektové podmínky, při kterých nastalé situace nepovedou přímo ke závažnému poškození paliva. Charakterizují se více četným selháním systémů.

Typickým příkladem může být SBO (station blackout). Jedná se o situaci, kdy dojde ke ztrátě vnějšího napájení i všech nouzových zdrojů s výjimkou diesel generátorů. Při Total SBO není ani napájení pomocí diesel generátorů, jedná se tedy o ztrátu všech nouzových i diverzních zdrojů elektrického napájení. Dále například nehoda LOCA současně se ztrátou jednoho ze stupňů havarijního chlazení aktivní zóny. [12]

3.4.2 Rozšířené projektové podmínky typu B

Rozšířené projektové podmínky typu B jsou velice nepravděpodobné, přesto není možné je plně vyloučit. Na rozdíl do typu A již tyto situace povedou k poškození paliva. Při tavení paliva je jedna z nejdůležitějších věcí zamezit úniku radioaktivních látek. Z tohoto důvodu je kladen velký důraz na zachování integrity kontejnmentu.

Selhání, které povede k nehodě s poškozením paliva, musí být více četné. Příkladem projektové podmínky typu B je Large break LOCA společně se ztrátou veškerého napájení. [13]

4. HAVÁRIE SE ZTRÁTOU CHLADIVA V TLAKOVODNÍCH REAKTORECH

Jedním typem havárie je ztráta chladiva. Loss of Coolant Accident zkráceně LOCA je hypotetickou havárií, při které dochází ke ztrátě chladiva v primárním okruhu. Při neobnovení chlazení může vést k přehřívání a tavení paliva. Při tavení paliva dochází k úniku radioaktivních látek z aktivní zóny do životního prostředí.

Samotná havárie typu LOCA spadá do kategorie základních projektových nehod, jak je uvedeno v kapitole 3.3. Pokud při havárii LOCA dojde k více četnému selhání systémů jedná se o těžkou havárii.

Je více situací, za jakých může dojít k těžké havárii. Některé z nich mohou souviset se selháním zařízení elektrárny. Další situace mohou vzniknout jako následek vnějších vlivů, jako jsou například zemětřesení, povodně, požáry nebo také pád letadla a útok teroristických skupin. Na všechny tyto situace musí být jaderné elektrárny projektovány i konstruovány. O bezpečnost se starají systémy ochrany.

4.1 Ochrana do hloubky

Defence in depth (DiD), neboli ochrana do hloubky je základní princip pro dosažení jaderné a radiační ochrany na požadované úrovni. Strukturně se skládá z pěti úrovní, které na sebe navazují. Grafické znázornění můžeme vidět na obrázku 4.1.

První úroveň představuje prevenci proti selhání provozních systémů, tedy zabraňuje jadernému zařízení dostat se do abnormálního provozu. Zásady první bariéry se uplatňují již od samotného projektování zařízení. Do této kategorie zásad spadá výběr vhodné lokality pro stavbu, důraz na vysokou jakost výroby, montáže i provozu.

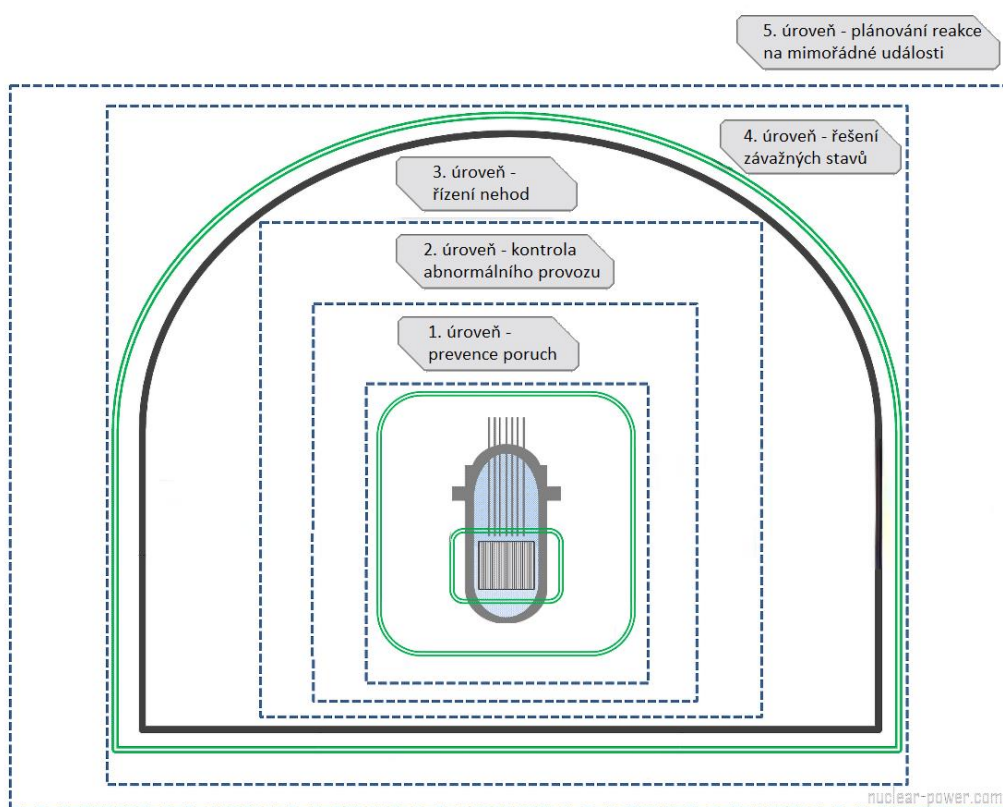
Druhá úroveň ochrany do hloubky má za úkol analyzovat příčinu vzniku abnormálního provozu, provést korekci a co nejrychleji vrátit systémy do normálního provozu. Do této úrovně spadají systémy limitování maximálního výkonu reaktoru, systémy kontroly teploty primárního chladiva na výstupu z aktivní zóny nebo také pojišťovací ventily zamezující převýšení tlaku primárního i sekundárního okruhu.

Úkolem třetí úrovně ochrany je zvládnutí málo pravděpodobných nehod, jejichž průběh je projektován a součástí projektu jsou technické opatření k udržení následků takovýchto nehod v mezích ochrany pracovníků i životního prostředí. Příkladem takového havárie je LOCA. V daném případě třetí stupeň ochrany musí zajistit dostatečné chlazení aktivní zóny a tím předejít přehřátí a následnému poškození paliva.

V případě nezabránění poškození paliva třetí úroveň nastává nástup čtvrté úrovně. Ta má za hlavní cíl zabránění úniku radioaktivních látek a jaderných produktů do životního prostředí. Za tímto účelem jsou komponenty primárního okruhu umístovány do hermeticky uzavřeného prostoru nazývaného ochranná obálka, kterou v moderních jaderných zařízeních tvoří kontejnment. Součástí úkolu opatření je také chránit samotnou

ochranou obálky před jejím porušením, jelikož představuje poslední bariéru v případě úniku radioaktivních látek. Dimenzování ochranné obálky se provádí s dostatečnou rezervou pro zachování integrity v případě úniku tepelné a tlakové energie chladiva primárního okruhu.

Z bezpečnostního hlediska není možné vyloučit, že i přes všechna výše popsaná opatření nemůže dojít k úniku radiace. Funkce páté úrovně ochrany do hloubky je organizace operace k minimalizování ozáření veřejnosti v případě úniku. [14], [15]



Obrázek 4.1 Úrovně ochrany do hloubky, převzato a upraveno autorem z: [15]

4.2 Bezpečnostní systémy

Podle principu fungování můžeme bezpečnostní systémy dělit na pasivní a aktivní.

Pasivní systémy v zásadě pracují na fyzikálních zákonech a ke svému fungování nepotřebují elektrickou energii. Mají za úkol pracovat samočinně, tedy chránit i bez potřeby zásahu člověka. Mezi tyto systémy můžeme řadit kontejnment, pád absorpčních tyčí do aktivní zóny při přerušení elektrické energie nebo principy ochrany do hloubky.

Aktivní systémy jsou závislé na dodávce elektrické energie. Navazují na pasivní systémy a jedná se o sprchování kontejnmentu, systémy vstřikování chladiva nebo samotné řídicí systémy reaktoru. Pro zajištění funkčnosti musí být napájení aktivních systémů mnohonásobně zálohované. Jako záložní napájení slouží dieselgenerátory nebo bateriové úložiště. [16], [17]

4.3 Large break LOCA

Následující kapitola pojednává o havárii LOCA u západních typů tlakovodních reaktorů. Můžeme předpokládat, že podmínky se nebudou významně lišit od jiných reaktorů typu reaktorů PWR.

Za událost LB-LOCA se považuje gilotinový řez potrubí mezi čerpadlem chladiva a reaktorovou nádobou.

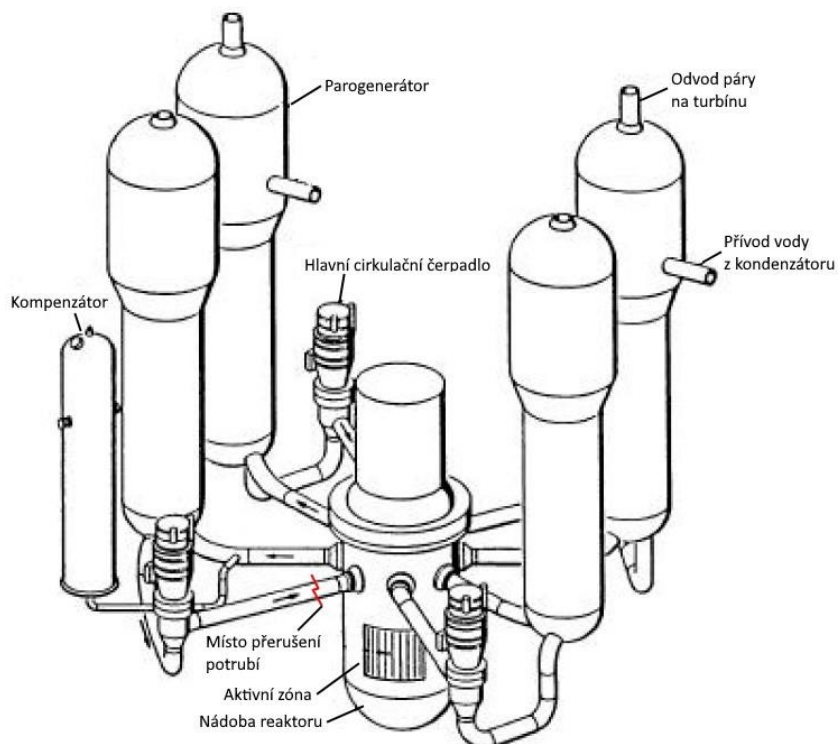
4.3.1 Popis dějů při LB-LOCA

V první fázi dochází k vypouštění chladícího média (blowdown), nastává v čase 0-30 sekund. Současně s vypouštěním chladiva dochází ke snížení tlaku v primárním okruhu. Z toho důvodu se začne chladící médium odpařovat až dojde k úplnému vyprázdnění aktivní zóny. Tlak v ochranné obálce narůstá. Při nedostatečném chlazení a redistribuci uložené energie dochází k zahřívání pláště reaktoru. Tlak v systému klesá a je zahájeno vysokotlaké bezpečnostní vstřikování. Většina obsahu chladící vody, které dodává bezpečnostní systém se ztrácí kolem trhliny v potrubí. Část vody se dostane do spodní části reaktorové nádoby. Průměrná špičková teplota pokrytí ve fázi vypouštění se dostává k hodnotám 815°C.

Fáze doplňování nastává mezi 30-40 sekundami po počátku LOCA. Tlak v primárním okruhu se sníží na hodnotu, při které se začne nízkotlaké vstřikování vody. Teplota aktivní zóny stále stoupá v důsledku rozpadového tepla. Může také dojít k nafouknutí či popraskání palivových tyčí, čím se způsobí jejich ucpání a zhorší se průtok chladící vody.

Opětné zaplavení je fáze, kdy se spodní část reaktorové nádoby opět zaplní a začne docházet k plnění aktivní zóny vodou. Časově se pohybuje mezi 40 až 200 sekundami. Aktivní se začíná chladit od spodní části a vzniká směs vody a páry, která také zajišťuje chlazení horní části. Stále dochází ke zahřívání paliva, i během obětovného zaplavení může docházet k prasknutí. Za vysoké teploty dochází také k reakci mezi vodou a

zirkoniem. Směs přehřáté páry a vodních kapiček při průchodu do horní části aktivní zóny postupně ochlazuje palivo. [16]



Obrázek 4.2 Primární okruh reaktoru PWR, převzato a upraveno autorem z: [16]

4.4 Small break LOCA

Stejně jako u předchozího odstavce jsou podmínky havárie určeny zejména pro západní typ tlakovodních reaktorů.

Na rozdíl od Large break LOCA se Small break vyznačuje značně delší dobou úniku chladicí kapaliny. V případě malé havárie LOCA hovoříme o porušení primárního potrubí o velikosti menší než $0,09 \text{ m}^2$ a větší než $2,4 \text{ cm}^2$. V případě, že porušení bude menší, než je spodní hranice, chladicí systém je schopen kompenzovat ztráty vzniklé unikem. Tato prasklina je dostatečně velká, aby došlo ke snížení tlaku v primárním okruhu. Při snížení tlaku se aktivuje vysokotlaký bezpečnostní vstříkovací systém. Regulační tyče odstaví reaktor, v aktivní zóně se dále vytváří pouze rozpadové teplo. Doba opětovného zaplavení aktivní zóny se může lišit v závislosti na umístění, tvaru a velikosti porušení potrubí.

Obecně můžeme říct, že reakce ochranných systémů jsou při Small break značně pomalejší než u Large break, což dává větší prostor pro různé zásahy obsluhy. [16], [18]

5. VÝPOČTOVÉ KÓDY PRO TĚŽKÉ HAVÁRIE

Výpočtové kódy se využívají pro hodnocení chování či modelování. Při vývoji počítačových kódů je důraz kladen zejména na zlepšení spolehlivosti výsledků či co největší přiblížení realitě. Pomocí počítačových kódů můžeme modelovat chování paliva, kinetiku reaktoru, termo-hydraulické podmínky, průběhy těžkých havárií, havarijní připravenost a mnoho dalšího.

5.1 MELCOR

Název MELCOR vzniknul odvozením z anglického sousloví „melting core“, česky tavení jádra. Jedná se o plně integrovaný počítačový kód vytvořený společností Sandia National Laboratories pro United States Nuclear Regulatory Commission. Účel vytvoření byl modelování průběhů těžkých havárií tlakovodních i varných reaktorů. Byl vyvinut jako nástroj pro hodnocení rizik jaderných elektráren II. generace a jedná se o nástupce nástroje Source Term Code Package.

Výpočtový kód v sobě zahrnuje široké spektrum jevů, které nastávají při těžkých haváriích z toho důvodu je také rozdělen do jednotlivých balíčků (packagů). Jako je například termohydraulická odezva v chladícím systému reaktoru a odezva kontejnmentové budovy (CVH a FL package), poškození a degradace aktivní zóny (COR package). Únik a transport štěpných produktů z poškozené zóny (RN package). Dále také ztráta chladiva, zahřívání paliva či oxidace pláště. Výroba, přemísťování a spalování vodíku v nádobě reaktoru i mimo nádobu a uvolňování štěpných produktů. Současně také zpracovává odhad podmínek a nejistot v rámci projektu.

Jednotlivé balíčky kódu jsou napsány pomocí pečlivě navrženého modulárního systému, díky kterému je umožněno snadné aktualizování a možnost údržby. [19]

5.2 MAAP

The Modular Accident Analysis (MAAP) je rychle běžící počítačový kód vlastněný a licencovaný společností Electric Power Research Institute (EPRI). Slouží k simulaci odezvy lehkovodních i těžkovodních jaderných elektráren. V případě lehkovodních elektráren i pro typy ALWR. Existuje několik verzí MAAP pro typy reaktorů BWR, PWR, CANDU, FUGEN a VVER. Původní kód byl vyvinut v 90. letech 20. století společností Fauske & Associates (FAI). Společnost FAI nadále spolupracuje s vlastníkem EPRI.

Kód je schopný předpovídat průběh scénářů havárií až do bezpečného, stabilního stavu aktivní zóny. Dále může také předpovídat výskyt poruch nádoby reaktoru či modelovat chování kontejnmentu při úspěšném uchlazení.

Jedna z důležitých zajímavostí aktuální verze MAAP5 je, že model primárního systému je schopen zohlednit nezávislou odezvu pro chladicí smyčky u reaktorů PWR. Jelikož reaktory mají více smyček s parogenerátory, MAAP5 je schopen modelovat odezvu každé větve samostatně (včetně počtu zapojených trubek k parogenerátoru) v závislosti na průtocích napájecí vody do generátoru a jejich individuálních rychlostech odpařování. [20]

5.3 ASTEC

Softwarový systém Accident Source Term Evaluation Code (ASTEC) umožňuje stejně jako předchozí uvedené výpočtové kódy simulovat jevy, které mohou nastat ve vodou chlazených reaktorech od iniciačních událostí až po únik radioaktivního materiálu z kontejnmentu. V současné době kód ASTEC udržuje a rozvíjí Institut de Radioprotection et de Sûrete Nucléaire (IRSN), což je francouzská veřejná instituce pro ochranu před radiací a nukleární bezpečnost.

Specializuje se především na francouzské tlakovodní reaktory, ale je možné jej použít i pro další typy reaktorů PWR, VVER, BWR či CANDU. Hlavním cílem kódu je bezpečnostní analýza jaderných reaktorů, hodnocení zdrojových podmínek při haváriích a vypracování pokynů pro řízení těžkých havárií.

ASTEC je také evropským referenčním softwarem v rámci Evropské komise SARNET (síť pro výzkum těžkých havárií). Je ale také využíván organizacemi mimo Evropu, a to například Kanadou, Ruskem, Indií, Singapurem nebo Ukrajinou. [21]

6. PRAKTICKÁ ČÁST

Praktická část bakalářské práce se věnuje citlivostní analýze vlivu vybraných parametrů na průběh těžké havárie se zaměřením na průběh poškození aktivní zóny. Z tohoto důvodu byla pro analýzu důležitá pouze in-vessel část havárie. Analýza je prováděna na výpočetním modelu reaktoru APR1400. Jako havarijní scénář pro výpočet byla zvolena havárie typu LOCA společně se selháním všech systémů vysokotlakového doplňování chladiva. Vliv vybraných parametrů je zobrazován na grafu množství vytvořeného vodíku v reaktorové nádobě. Mimo množství vyrobeného vodíku, práce zpracovává reakci aktivní zóny v závislosti na čase, dále také čas protavení dna reaktorové nádoby a vypuštění zbylého obsahu aktivní zóny do reaktorové šachty. Čas protavení reaktorové nádoby zobrazuje časový úsek, po který probíhá in-vessel část těžké havárie.

6.1 Reaktor APR1400

Reaktor APR-1400 (Advanced Power Reactor) je vyvinutý jihokorejskou společností KHNP (Korea Hydro & Nuclear Power), dceřinou společností KEPCO. KHNP již od 90. let minulého století, spolehlivě provozuje reaktory OPR-1000, na které navazuje jako další vývojové stádium právě zmíněný reaktor APR-1400. Jedná se tedy o reaktor generace III, který v roce 2014 získal licenci NRC, následně pak v roce 2016 licenci EUR. Řadí se mezi pokročilé tlakovodní reaktory. Elektrický výkon reaktoru je 1400 MWe a tepelný výkon 4000 MWt. Oproti reaktoru OPR-1000 byla zvýšena mimo jiné projektovaná životnost reaktorové nádoby z původních 40 let na 60 let.

Jako palivo je v reaktoru použit oxid uraničitý UO_2 s obohacením na 4.09% ^{235}U . Aktivní zóna se skládá ze 241 palivových souborů se čtvercovou geometrií o délce 381 cm. Reaktor je projektován na 18-ti měsíční kampaň. K reaktorové nádobě jsou připojeny dvě chladicí smyčky, přičemž na každé z nich je instalovaný vertikálně uložený parogenerátor o tepelném výkonu 2000 MWt. Na každou chladicí smyčku připadají dvě studené větve, na kterých se nacházejí odstředivá cirkulační čerpadla. Primárním chladícím systémem proteče $1\,689\text{m}^3/\text{min}$ chladiva a pracovní tlak je 15.49MPa. Teplota chladicí kapaliny na vstupu do reaktoru je 290.6°C a na výstupu 323.9°C . Parní turbína je složena ze čtyř dílů z čeho je jeden vysokotlaký a tři nízkotlaké. Nominální otáčky jsou 1800ot/min. [22]

Tabulka 6.1 Parametry reaktoru APR1400

Tepelný výkon	4000 MWt
Elektrický výkon	1400 MWe
Typ reaktoru	tlakovodní
Palivové články	241
Typ paliva	UO ₂
Chladivo	voda
Moderátor	voda
Průtok chladiva	1 689 m ³ /min
Tlak v primárním okruhu	15.49 MPa
Teplota chladiva na vstupu do reakt. nádoby	290.6 °C
Teplota chladiva na výstupu z reakt. nádoby	323.9 °C
Tlak páry na výstupu z PG	6,9 MPa
Teplota páry na výstupu z PG	285°C
Parní turbína	1 VT díl + 3 NT díly – 1800 ot./min
Řídicí systém	digitální
Bezpečnostní systém	pasivní s proudovým chlazením a aktivní s vodou pod tlakem

6.2 Model APR1400

Citlivostní analýza je prováděna na modelu reaktoru APR1400 vytvořeném pomocí výpočtového kódu MELCOR jadernou skupinou Fakulty elektrotechniky a komunikačních technologií VUT v Brně. Primárním smyslem tvorby modelu bylo studium a výpočet průběhu havarijních stavů se zaměřením na těžké havárie. Při těžkých haváriích dochází k vážnému poškození aktivní zóny a jsou řazeny do rozšířených projektových podmínek viz kapitola 3.4.

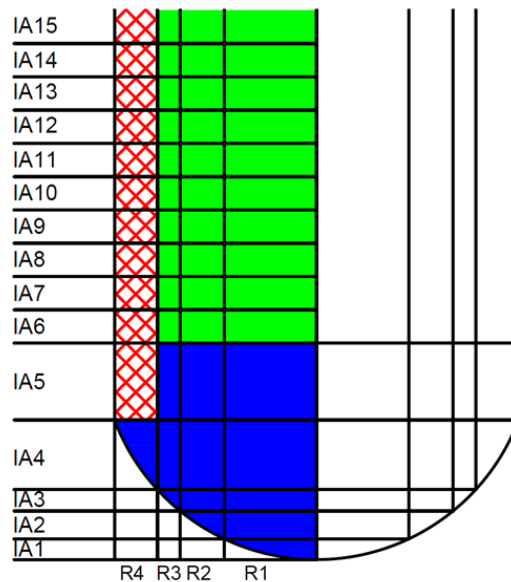
Při analýze byl použit havarijní scénář těžké havárie, která kombinuje nehodu se ztrátou chlazení (LB LOCA) viz kapitola 4.3 a poruchy aktivního systému havarijního doplňování chladicí vody.

Samotná citlivostní analýza se prováděla pouze na parametrech z balíčku poškození a degradace aktivní zóny (COR package). Dané modely a parametry mohou být upravovány pomocí citlivostních koeficientů.

Pro výběr hranic citlivostních koeficientů, či určení modelů zkoumaných parametrů byly použity dokumenty [25], [26], ve kterých se nachází nejen popis parametrů, ale i jejich počáteční hodnoty nebo také nejlepší odhadované hodnoty (best estimated value).

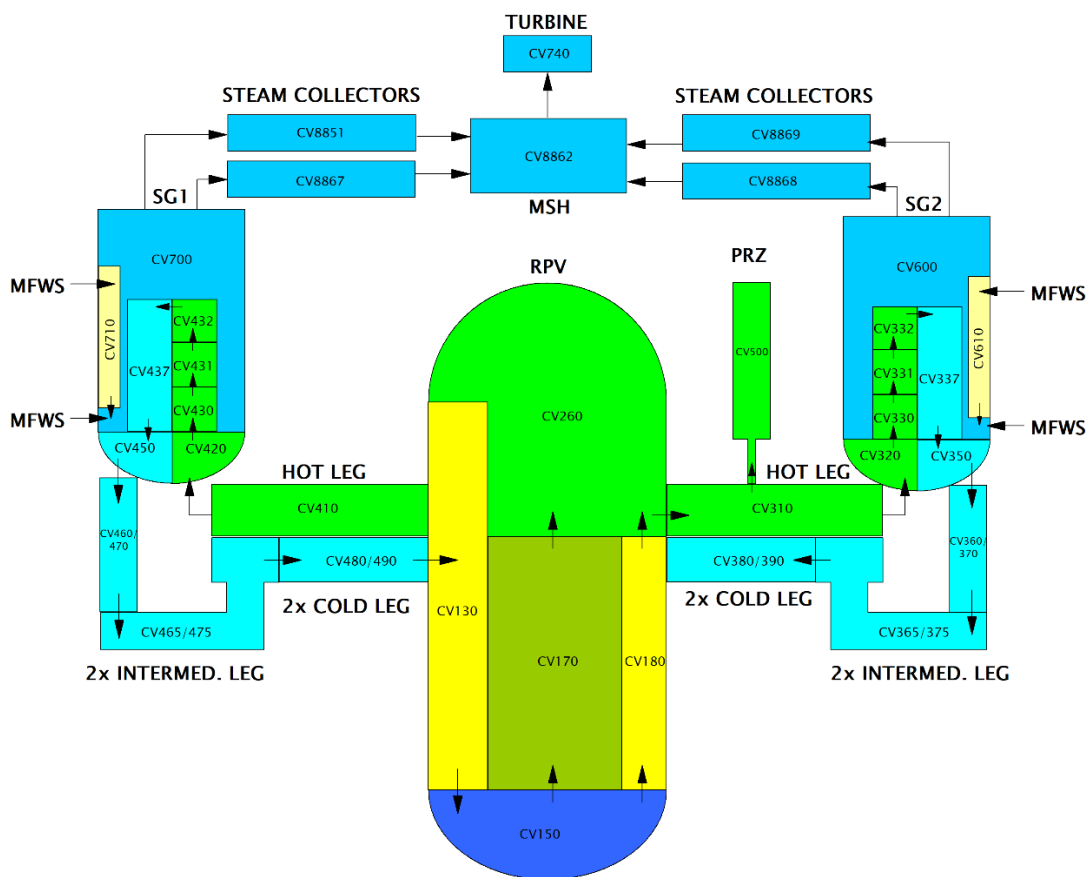
6.2.1 Nodalizace modelu

Aktivní zóna reaktoru je celkem rozdělena na 60 buněk pomocí COR package, které jsou rozděleny na 15 axiálních úrovní a 4 radiální úrovně. Rozdělení můžeme vidět na obrázku 6.1. Zelená barva představuje místo uložení jaderného paliva a modrá barva zobrazuje spodní plénium reaktorové nádoby. Červeně šrafované buňky představují downcomer, tyto buňky nejsou zahrnuty ve výpočtu. [27]



Obrázek 6.1 Schéma nodalizace aktivní zóny, převzato z [27]

Model se dále dá zobrazit pomocí schématu nodalizace chladicího okruhu. Model chladicího okruhu je vytvořený pomocí CVH package. Samotná geometrie se skládá z jednotlivých kontrolních objemů (CV). Každé CV má příslušnou velikost objemu a určené výškové rozdělení. Pro tento daný model je primární okruh modelován pomocí 32 CV, přičemž 5 CV je použito pro reaktorovou nádobu. Sekundárnímu okruhu připadá 11 CV. V modelu jsou umístěny bezpečnostní prvky Safety injection tanks (SIT) či Safety injection pumps (SIP), které čerpají vodu z nádrží IRWST. Dále se v modelu nachází Pilot-operated safety relief valve (POS RV), tedy ventil sloužící k odtlakování primárního okruhu v případě přetlaku.



Obrázek 6.2 Schéma nodalizace reaktorové nádoby a jedné chladicí smyčky s kompenzátorem objemu, převzato z [27]

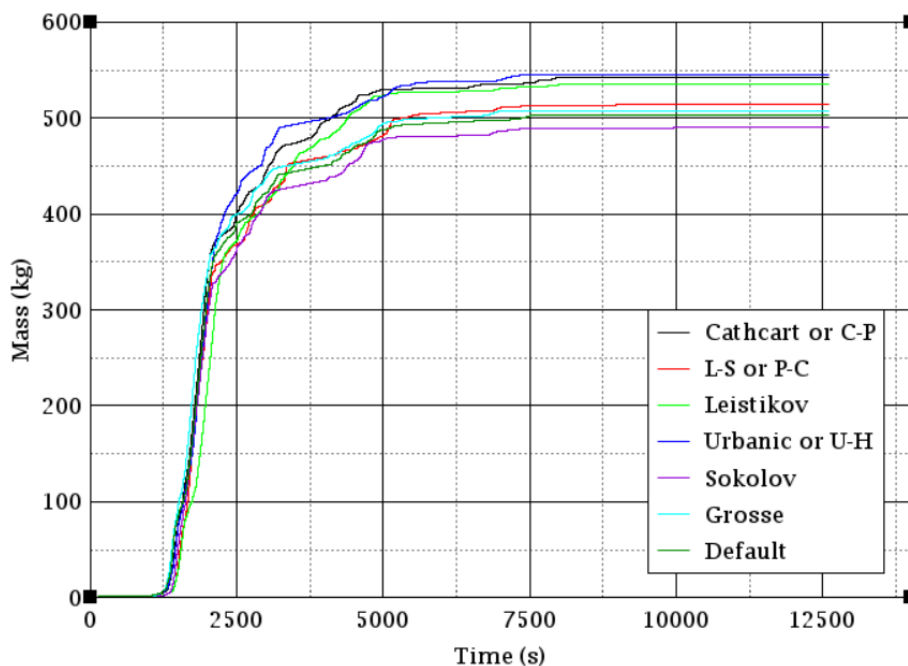
6.3 Analyzované parametry

Analyzované parametry a jejich hodnoty byly vybrány s ohledem na dokumenty [25], [28], ve kterých je uveden jejich popis a počáteční, či nejlepší odhadované hodnoty. Z daných dokumentů je také čerpáno pro popis v následujících kapitolách.

Grafy, které zobrazují množství vytvořeného vodíku a poškození aktivní zóny jsou vytvořené pomocí programu AptPlot, který je součástí balíčku programu SNAP. Hodnoty uvedené v tabulkách jsou také získány pomocí programu AptPlot.

6.3.1 Zircalloy-Steam Oxidation Correlation – COR_OX

Pro korelaci rychlosti oxidace zirkonium-pára bylo stanoveno pět koeficientů. Přičemž každý je silně závislý na teplotě. V publikaci [25] je uvedeno, že existují rozdíly, které mohou vést k rozdílnému celkovému množství vytvořeného vodíku. Při analýze byl měněn koeficient (2) STEAM dle modelů uvedených v publikaci [28].

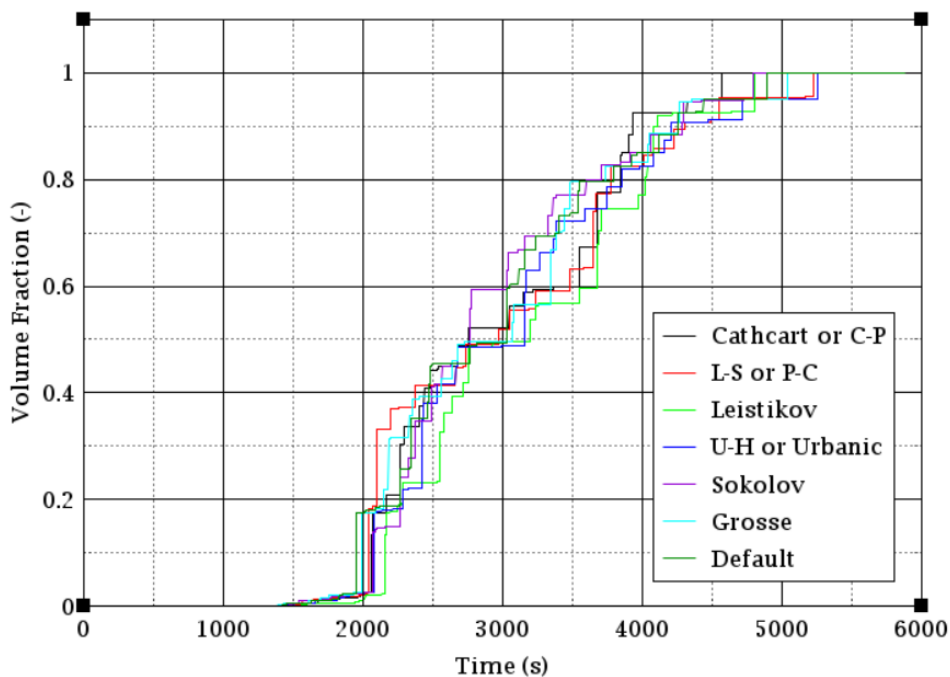


Obrázek 6.3 Celkové množství vytvořeného vodíku pro parametr COR_OX

Tabulka 6.2 Porovnání množství vytvořeného vodíku pro parametr COR_OX

Model	Celkové množství vytvořeného vodíku [kg]	Procentuální porovnání s počáteční hodnotou [%]
Cathcart or C-P	542,85	7,85
L-S or P-C	513,78	2,07
Leistikov	535,85	6,46
U-H or Urbanic	545,37	8,35
Sokolov	490,17	-2,62
Grosse	507,83	0,89
Default	503,36	

Na obrázku 6.3 můžeme vidět rozdíl mezi jednotlivými modely na grafu množství celkově vyprodukovaného vodíku. V tabulce 6.2 jsou uvedeny přesné hodnoty vytvořeného vodíku a procentuální porovnání oproti počáteční hodnotě.



Obrázek 6.4 Graf poškození aktivní zóny v závislosti na čase pro parametr COR_OX

Na obrázku 6.4 je znázorněný vliv modelů na čas kompletního zničení aktivní zóny. Největší rozdíl můžeme pozorovat mezi modelem Cathcart a Urbanic. Rozdíl mezi těmito modely činí necelých 700 sekund.

Tabulka 6.3 Čas protavení reaktorové nádoby pro parametr COR_OX

Model	T [hh:mm:ss]
Cathcart or C-P	2:01:52
L-S or P-C	1:51:46
Leistikov	2:07:15
U-H or Urbanic	1:54:46
Sokolov	1:52:37
Grosse	1:51:05
Default	1:58:15

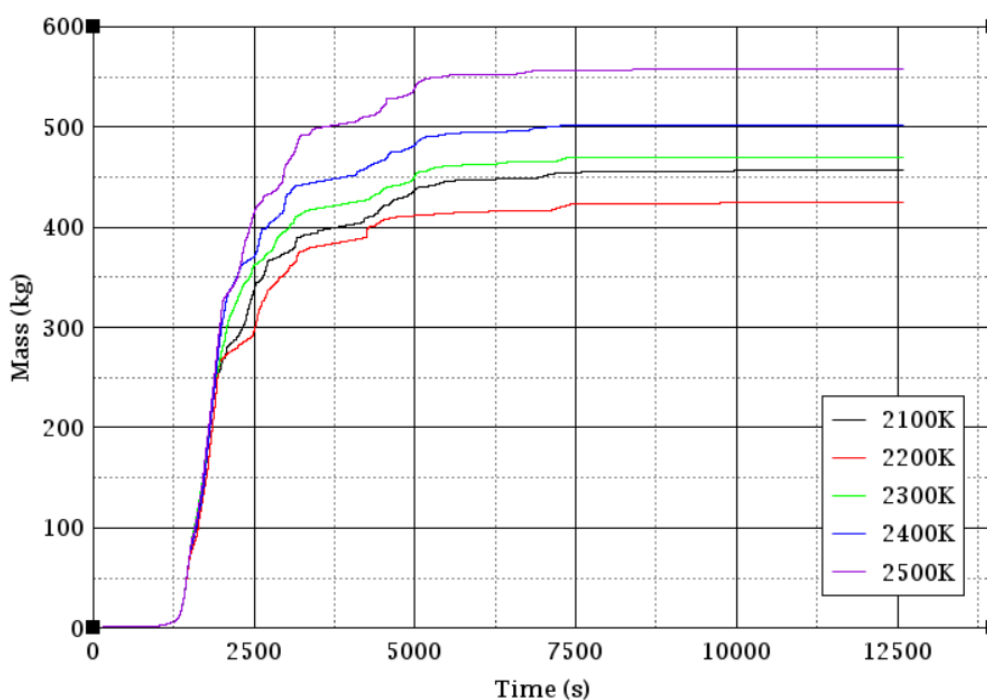
Tabulka 6.3 znázorňuje časy, kdy dojde k protavení dna reaktorové nádoby a zároveň vypuštění všech zbylých materiálů z reaktorové nádoby. V tabulce můžeme vidět, že pro model Leistikov je čas znatelně delší oproti zbylým modelům.

6.3.2 Zircalloy Melt Breakout Temperature – SC1131 (2)

Zircalloy melt breakout temperature, neboli teplota roztavení slitiny zirkonia. Při havárii se vytvoří oxidace na pokrytí paliva, která může udržet roztavené materiály uvnitř palivového proutku, dokud není překročena mezní hodnota pro roztavení, či mezní tloušťka ZrO_2 . Poté následuje roztavení a uvolnění hmoty, která se může přemístit. Parametr má vliv na množství vyrobeného vodíku z důvodu ovlivnění kontaktu páry se zirkoniem a blokování toku.

Parametr se nachází v poli SC1131 (2). Jako referenční hodnota je nastavena teplota 2400K. Stanoveno odhadem jako nejlepší hodnota ve zprávě SNL [29] a studii [30].

Bylo provedeno pět výpočtů pro teplotu od 2100 K do 2500 K.

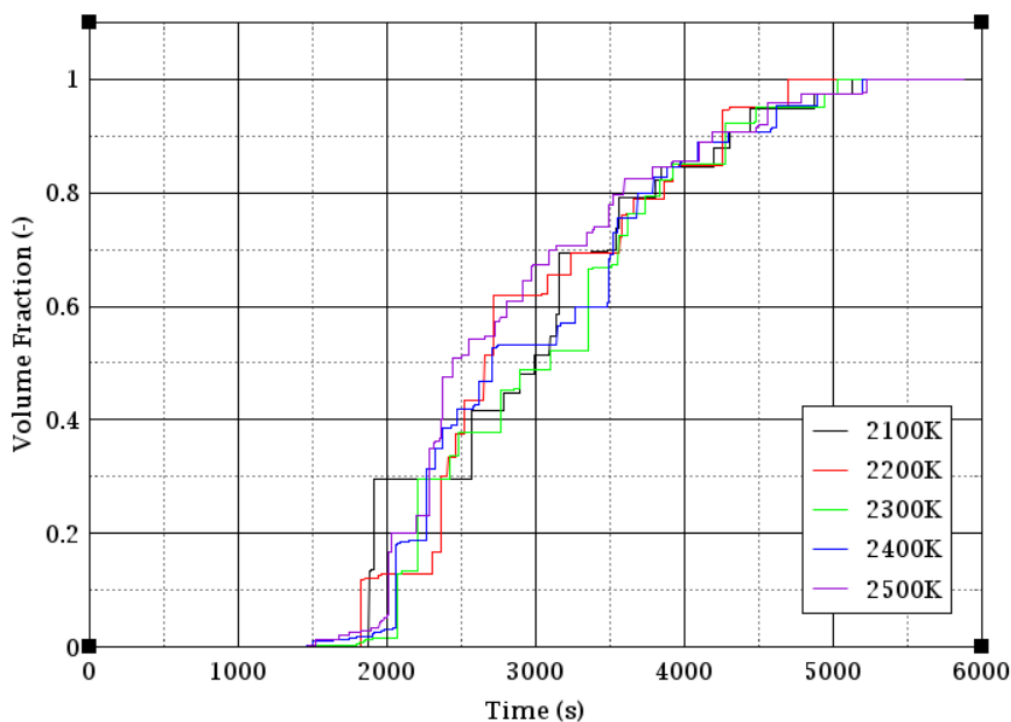


Obrázek 6.5 Celkové množství vytvořeného vodíku pro parametr SC1131(2)

Tabulka 6.4 Porovnání množství vytvořeného vodíku pro parametr SC1131(2)

Teplota [K]	Celkové množství vytvořeného vodíku [kg]	Procentuální porovnání s počáteční hodnotou [%]
2500	557,85	11,17
2400	501,81	
2300	469,40	-6,46
2200	425,18	-15,27
2100	457,54	-8,82

Z obrázku 6.5 a tabulky 6.4 můžeme vidět, že množství vytvořeného vodíku se zvětšuje společně se zvyšující se teplotou parametru SC1131(2). Výjimkou jsou teploty 2100 K a 2200 K, kdy se při vyšší teplotě vytvoří menšího množství vodíku. V tabulce 6.4 můžeme také vidět procentuální porovnání s již zmiňovanou počáteční hodnotou 2400K, která je podle zdroje [25] také nejlepší odhadovaná. Tedy hodnota, která by se měla co nejvíce přiblížit reálné havárii.



Obrázek 6.6 Graf poškození aktivní zóny v závislosti na čase pro parametr SC1131(2)

Tabulka 6.5 Čas protavení reaktorové nádoby pro parametr SC1131(2)

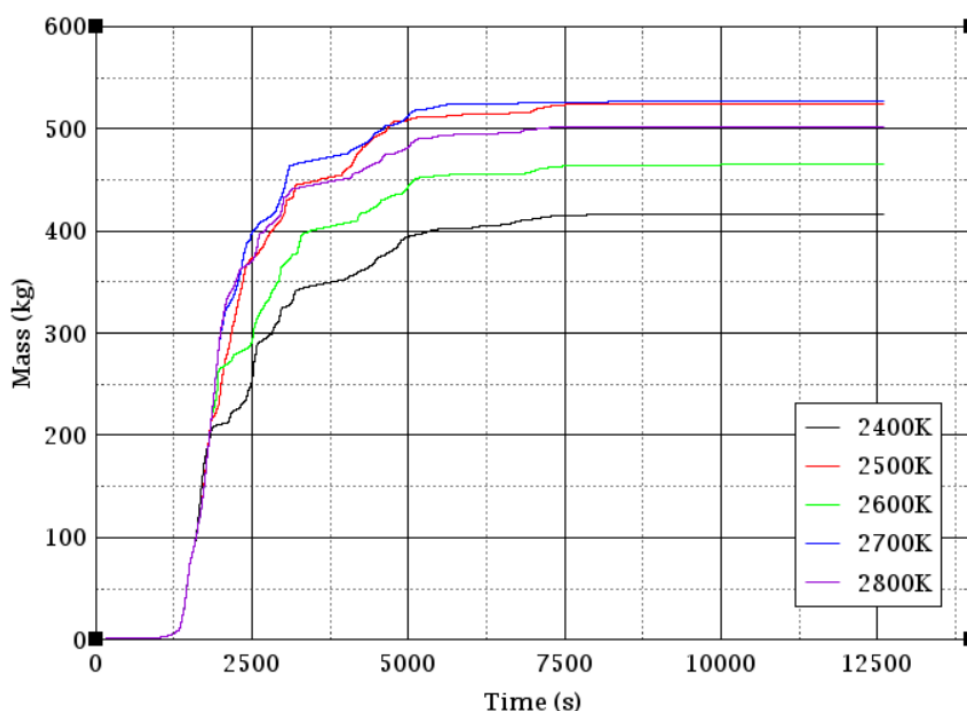
t [K]	T [hh:mm:ss]
2500	1:49:24
2400	1:50:08
2300	1:59:19
2200	1:58:36
2100	1:53:20

Na obrázku 6.6 je zobrazena postupná degradace aktivní zóny. Úplné zhroucení nastane nejdříve pro teplotu 2200 K. V tabulce 6.5 jsou zobrazené časy protavení dna reaktorové nádoby.

6.3.3 Fuel Rod Collapse Temperature – SC1132 (1)

Teplota zhroucení palivové tyče (fuel rod collapse temperature) je parametr, který udává teplotu zhroucení tyče a jejího rozpadu na trosky v případě, kdy je pokrytí zcela zoxidované.

Ve zprávě SNL bylo použito rozdělení se spodní hranicí 2400 K a horní hranicí 2800 K, tyto hranice byly definované na základě experimentálních úvah [29]. Referenční hodnota pro daný parametr je teplota 2800 K. Pro verzi M2.2 byla jako nejlepší odhadovaná hodnota zvolena 2500 K.

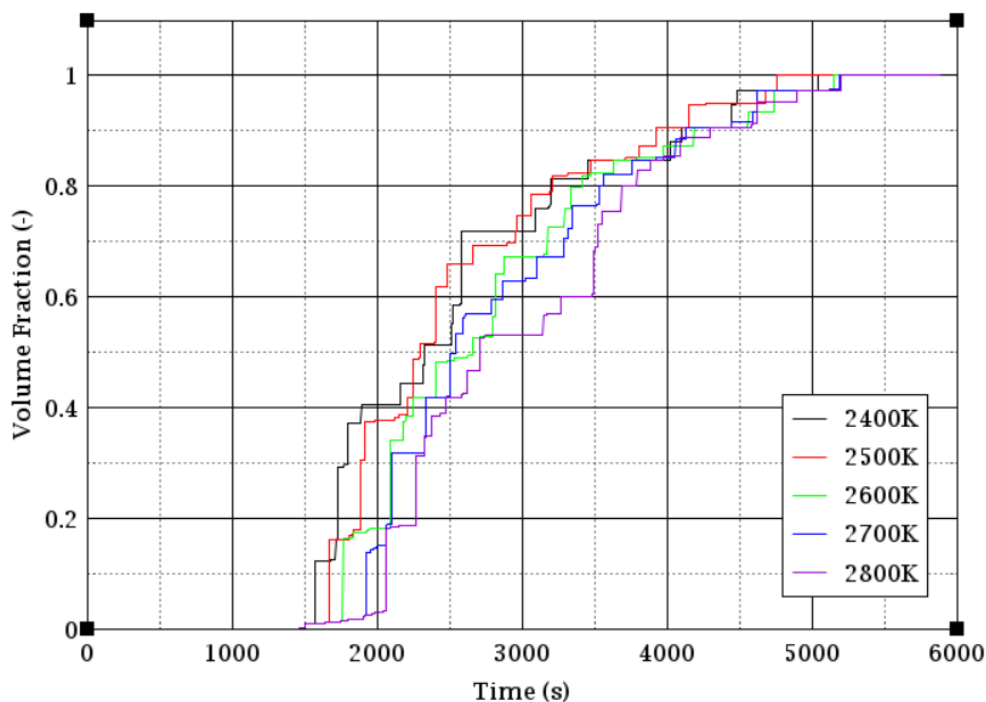


Obrázek 6.7 Celkové množství vytvořeného vodíku pro parametr SC1132(1)

Tabulka 6.6 Porovnání množství vytvořeného vodíku pro parametr SC1132(1)

Teplota [K]	Celkové množství vytvořeného vodíku [kg]	Procentuální porovnání s počáteční hodnotou [%]	Procentuální porovnání nejlepší odhadované hodnotou [%]
2800	501,81		-4,36
2700	526,92	5,00	0,43
2600	464,57	-7,42	-11,46
2500	524,68	4,56	
2400	416,82	-16,94	-20,56

Obrázek 6.7 zobrazuje průběh vytváření vodíku během havárie. Podle konečných hodnot můžeme říci, že celkové množství vytvořeného vodíku není přímo úměrné rostoucí teplotě zhroucení palivových tyčí. Tabulka 6.6 následně zobrazuje procentuální porovnání vypočtených hodnot s počáteční hodnotou, která je 2800 K a nejlepší odhadovanou hodnotou 2500 K.



Obrázek 6.8 Graf poškození aktivní zóny v závislosti na čase pro parametr SC1132(1)

Tabulka 6.7 Čas protavení reaktorové nádoby pro parametr SC1132(1)

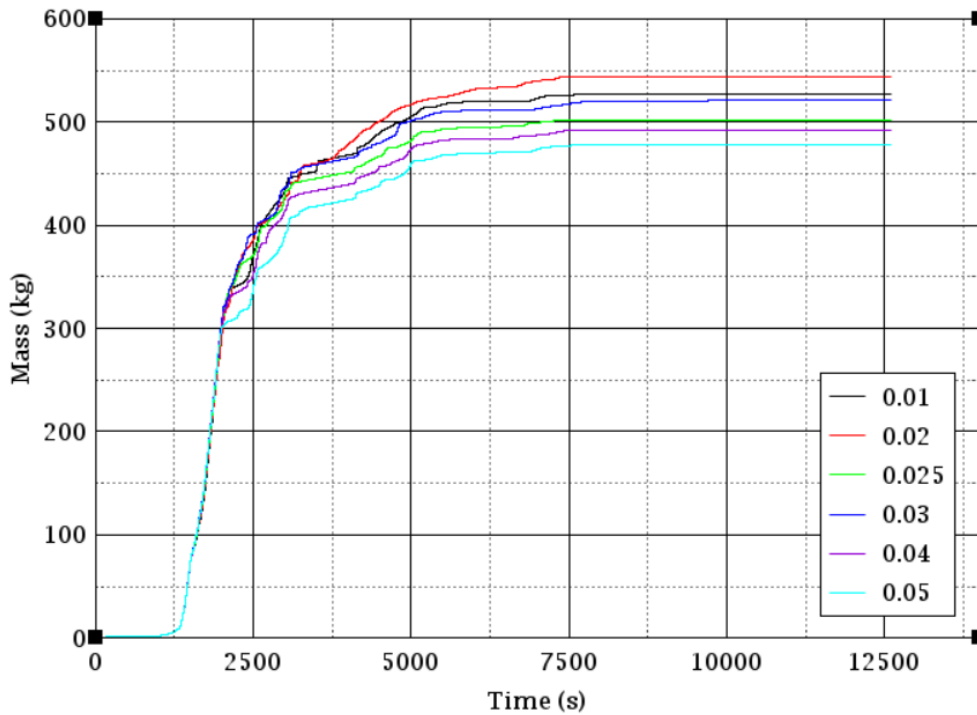
t [K]	T [hh:mm:ss]
2800	1:50:08
2700	1:50:29
2600	1:54:13
2500	1:55:24
2400	1:45:44

Degradace aktivní zóny je zobrazena na obrázku 6.8. Pro všechny teploty je počátek shodný, stejně jako u předchozích výpočtů se liší čas, kdy dojde k úplnému zničení aktivní zóny. Jako první nastane zničení u teploty 2500 K. V tabulce 6.7 můžeme vidět časy protavení dna reaktorové nádoby, tedy doba, kdy končí in-vessel část těžké havárie.

6.3.4 Debris Diameter – DHYPD.

V balíčku COR jsou dva charakteristické parametry pro průměr úlomků (debris diameter). První parametr DHYPD je průměr trosek aktivní zóny. Druhý parametr DHYPDLP je průměr úlomků pro oblast dolního pléna. Oba tyto parametry mají vliv na přenos či blokování tepla a v důsledku toho i na oxidační výpočty. Pro účely zkoumání v této práci byl vybrán pouze první parametr DHYPD.

Ve správě SNL bylo použito rozmezí 0.2 cm až 5 cm. [29] Stejně hodnoty byly použity ve studii reaktoru VVER [30]. Jako počáteční hodnota je v modelu nastaven průměr trosek na 2.5 cm. Celkově bylo provedeno šest výpočtů s krokem 1 cm. Za nejlepší odhadovanou hodnotu je v literatuře označena velikost 1 cm

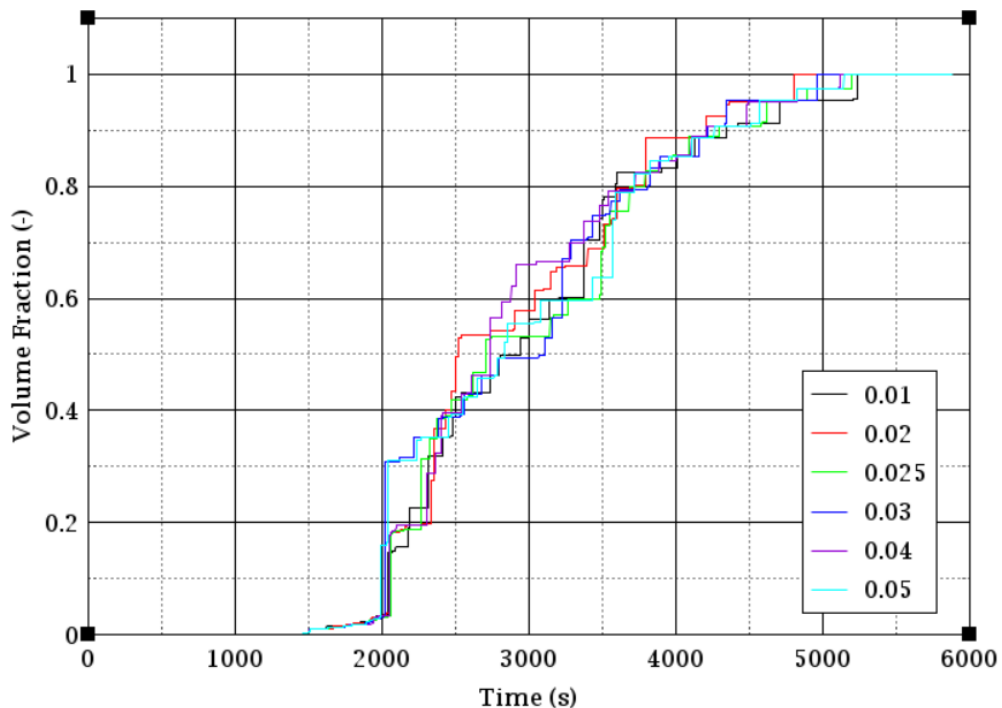


Obrázek 6.9 Celkové množství vytvořeného vodíku pro parametr DHYPD

Tabulka 6.8 Porovnání množství vytvořeného vodíku pro parametr DHYPD

Velikost [cm]	Celkové množství vytvořeného vodíku [kg]	Procentuální porovnání s počáteční hodnotou [%]	Procentuální porovnání s nejlepší odhadovanou hodnotou [%]
1	526,37	4,90	
2	543,99	8,40	3,35
2,5	501,81		-4,67
3	521,08	3,84	-1,01
4	491,78	-2,00	-6,57
5	478,48	-4,65	-9,10

Obrázek 6.9 zobrazuje průběh vytváření vodíku po počátku těžké havárie. V grafu můžeme vidět, že se zvětšující velikostí trosek se v aktivní zóně zmenšuje množství celkově vyrobeného vodíku. Tabulka 6.8 pak uvádí přesné hodnoty vytvořeného množství a zobrazuje procentuální porovnání s počáteční hodnotou a nejlepší odhadovanou hodnotou.



Obrázek 6.10 Graf poškození aktivní zóny v závislosti na čase pro parametr DHYPD

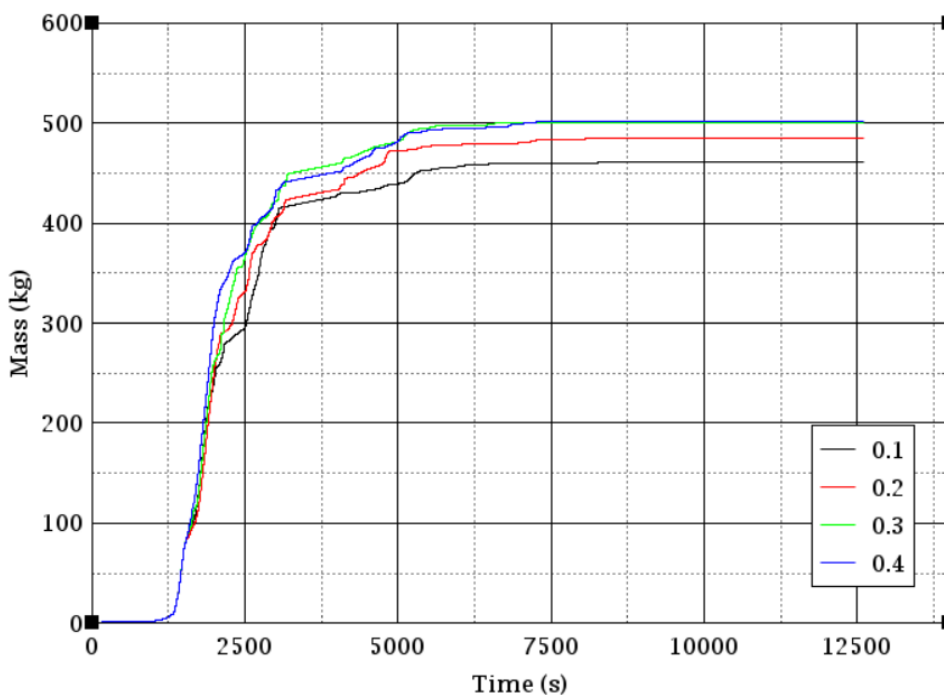
Tabulka 6.9 Čas protavení reaktorové nádoby pro parametr DHYPD

Velikost [cm]	T [hh:mm:ss]
1	1:53:57
2	1:50:01
2,5	1:50:08
3	1:54:49
4	1:50:01
5	1:53:42

Obrázek 6.10 zobrazuje průběh degradace aktivní zóny v průběhu havárie. Počátek je pro všechny parametry totožný. Rozdíl nastává v čase úplného zničení. Rozdíl mezi nejrychlejším a nejpomalejším rozpadem tedy velikostí 2 cm a 1 cm činí 430 sekund. Na grafu můžeme také pozorovat prudší nárusty v okolí času 2000 sekund, tyto skoky mohou být způsobeny zničením části aktivní zóny v dolních polohách, které vedou i ke zničení částí nacházejících se nad daným blokem. Tabulka 6.9 udává čas protavení reaktorové nádoby pro dané velikosti parametru DHYPD. Časy protavení u daného parametru se pohybují v malém rozmezí, můžeme tedy říci, že parametr DHYPD téměř neovlivňuje čas protavení reaktorové nádoby.

6.3.5 Debris Porosity – PORDP

Pórovitost úlomků aktivní zóny neboli debris porosity je parametr, který ovlivňuje přenos tepla, účinnost chlazení a tvorbu blokad. Pro výpočet byl použit rozsah 0.1 až 0.4, tyto hodnoty jsou explicitně vyjádřeny v dokumentu [31]. Vyšší pórovitost nelze považovat za strukturálně stabilní a nižší pórovitosti nelze dosáhnout náhodným nabalováním pevných částic suti v aktivní zóně. Výchozí hodnota je dána na 0.4, tato hodnota je dle dokumentu [25].

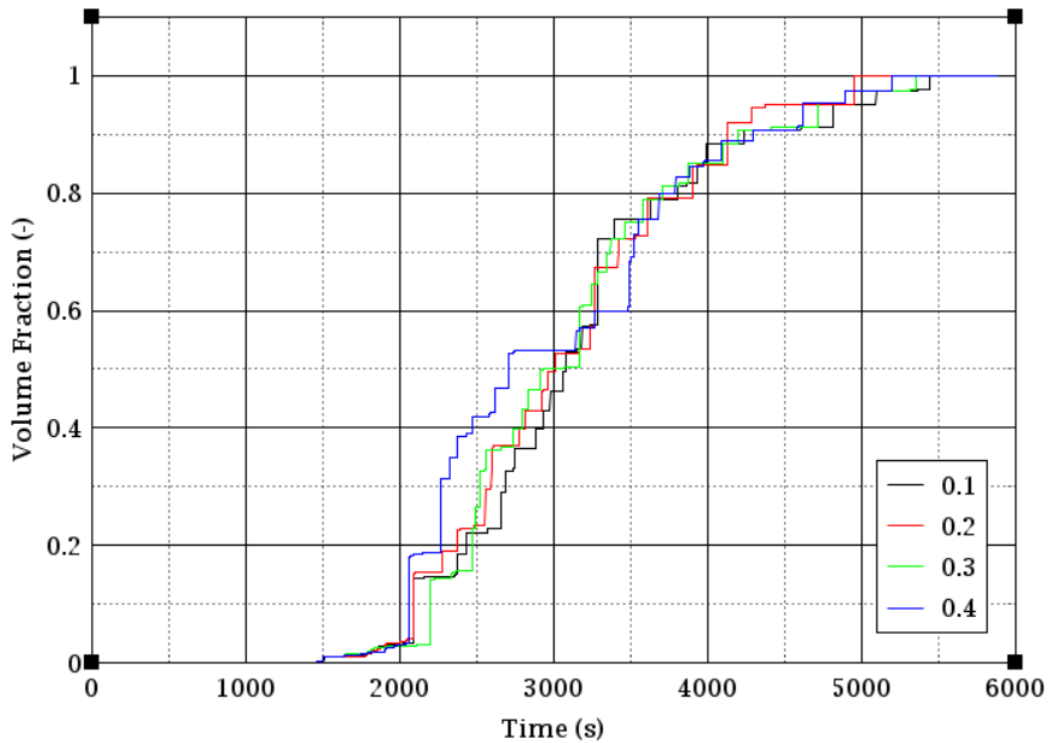


Obrázek 6.11 Celkové množství vytvořeného vodíku pro parametr PORDP

Tabulka 6.10 Porovnání množství vytvořeného vodíku pro parametr PORDP

Velikost	Celkové množství vytvořeného vodíku [kg]	Procentuální porovnání s počáteční hodnotou [%]
0,1	460,90	-8,15
0,2	484,95	-3,36
0,3	500,49	-0,26
0,4	501,81	

Obrázek 6.11 zobrazuje průběh vytváření vodíku během havárie. Největšího množství bylo dosaženo během výpočtu s velikostí 0.4 pro parametr PORDP. Pro velikost 0.3 se výsledek liší pouze o 0.26%. Největší rozdíl oproti počáteční hodnotě je 8.15% a to pro velikost 0.1.



Obrázek 6.12 Graf poškození aktivní zóny v závislosti na čase pro parametr PORDP

Tabulka 6.11 Čas protavení reaktorové nádoby pro parametr PORDP

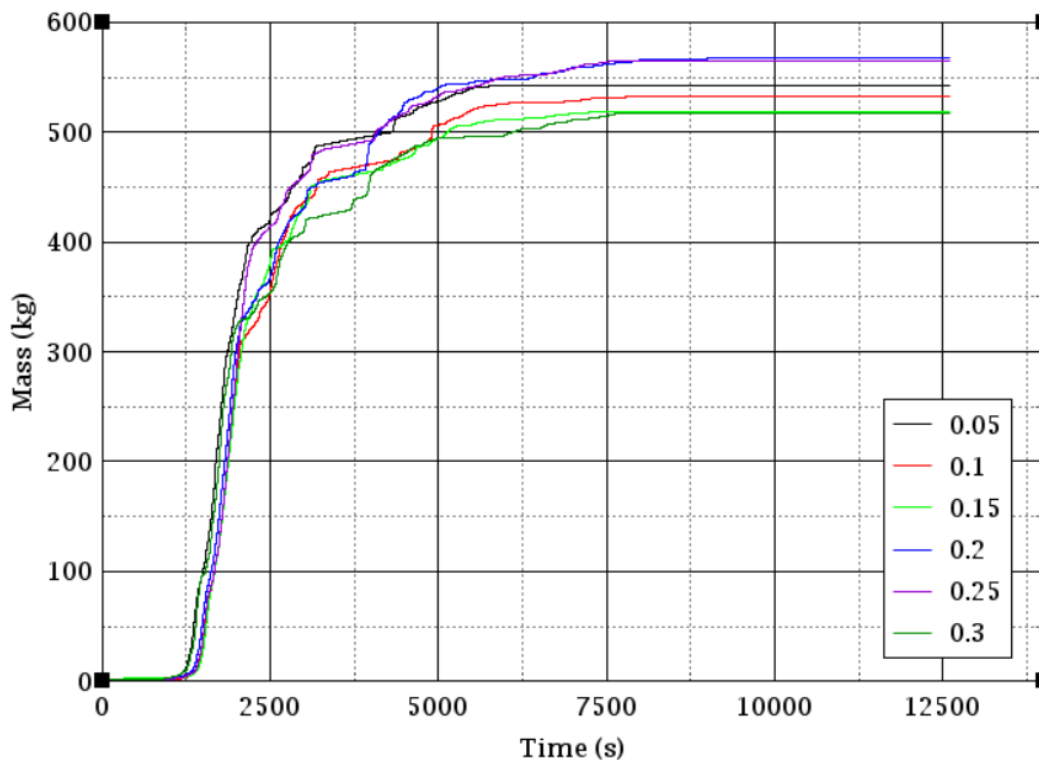
Velikost	T [hh:mm:ss]
0,1	1:38:34
0,2	1:54:22
0,3	1:47:45
0,4	1:50:08

Obrázek 6.12 následně zobrazuje průběh poškození aktivní zóny během simulované havárie. Pro počáteční hodnotu dojde k úplnému zhroucení aktivní zóny v nejdelším čase, a to 1 hodinu 30 minut po zahájení havárie. Opačně však dojde u počátečního parametru ke nejdřívějšímu protavení dna reaktorové nádoby, jak ukazuje tabulka 6.11.

6.3.6 Radiation Exchange Factor – FCELA

Parametr FCELA neboli faktor radiační výměny tepla. Jedná se o parametr, který určuje účinnost přenosu tepla mezi pokrytím palivové tyče a okolním prostředím. Je to faktor, který je definován jako poměr skutečného tepelného přenosu z povrchu materiálu ve watttech ku skutečné teplotě povrchu paliva v kelvinech.

Ve studii [25] je za hranice označeno rozmezí 0.01 až 0.3. Jako počáteční hodnota je v kódu přednastaveno 0.25. Výpočet byl prováděn s krokem 0.05 od hodnoty 0.05 do 0.3.

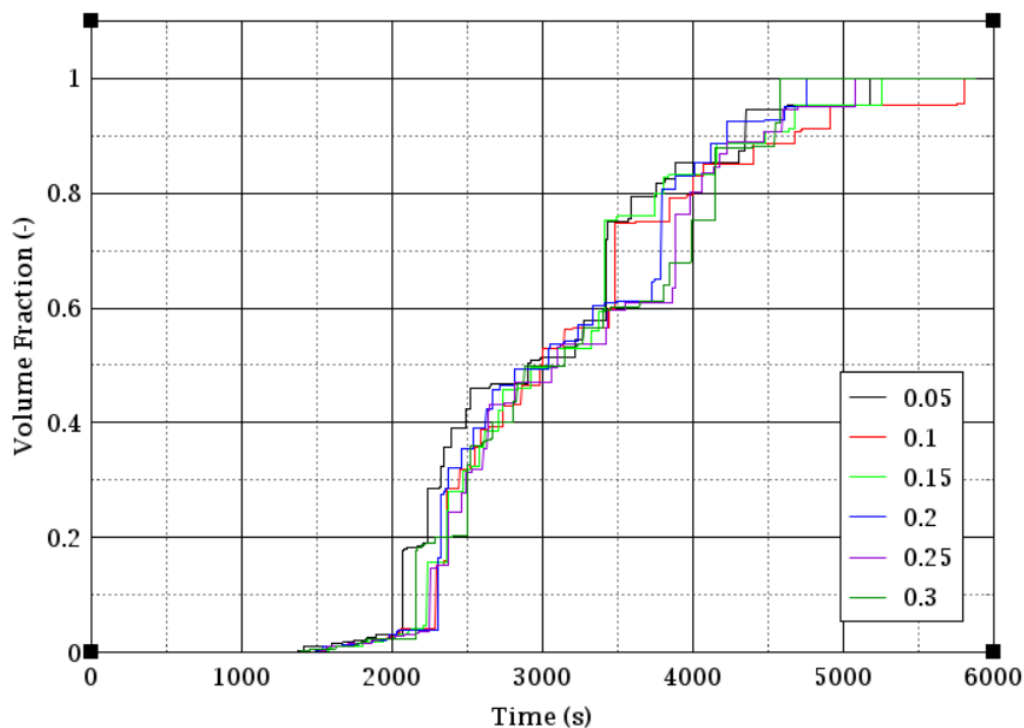


Obrázek 6.13 Celkové množství vytvořeného vodíku pro parametr FCELA

Tabulka 6.12 Porovnání množství vytvořeného vodíku pro parametr FCELA

Velikost	Celkové množství vytvořeného vodíku [kg]	Procentuální porovnání s počáteční hodnotou [%]	Procentuální porovnání s nejlepší odhadovanou hodnotou [%]
0,05	542,86	-3,89	2,07
0,1	531,84	-5,85	
0,15	518,65	-8,18	-2,48
0,2	566,86	0,36	6,59
0,25	564,85		6,21
0,3	517,36	-8,41	-2,72

Na grafu 6.13 můžeme vidět, že pro počáteční hodnotu je množství vytvořeného vodíku druhé nejvyšší. Největší rozdíl oproti počáteční hodnotě nastane při parametru 0.3, jak je uvedeno v tabulce 6.12. Za nejlepší odhadovanou hodnotu je v dokumentech označena velikost 0.1. Při této hodnotě se vytvoří 531.84 kg vodíku.



Obrázek 6.14 Graf poškození aktivní zóny v závislosti na čase pro parametr FCELA

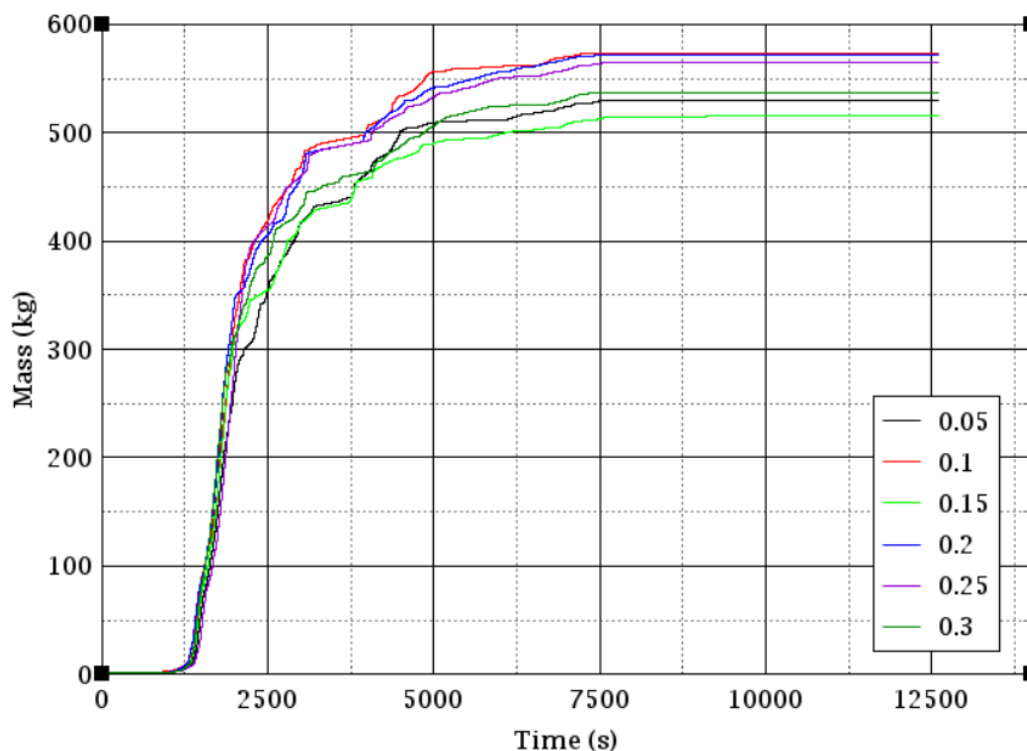
Tabulka 6.13 Čas protavení reaktorové nádoby pro parametr FCELA

Velikost	T [hh:mm:ss]
0,05	1:59:40
0,1	1:52:38
0,15	1:49:18
0,2	2:00:57
0,25	1:48:46
0,3	1:56:09

Obrázek 6.14 následně zobrazuje graf poškození aktivní zóny v průběhu havárie. K úplnému zničení aktivní zóny dojde nejpozději v případě nejlepší odhadované hodnoty parametru tedy 0.1. Dle tabulky 6.13 můžeme vidět, že k protavení reaktorové nádoby dojde nejdříve při nastaveném parametru 0.25. Rozdíl mezi krajními hodnotami času protavení je necelých 12 minut.

6.3.7 Radiation Exchange Factor – FCELRL

Parametr FCERL určuje účinnost přenosu tepla z povrchu paliva na zkorodované pokrytí palivového proutku, známého pod pojmem cladding. Jedná se o pokrytí palivového proutku, který souží k ochraně paliva před vlivy prostředí. Ve studii [25] Gharari použil jako hranice 0.01 až 0.3. Pro účely citlivostní analýzy byly vybrány jako hraniční parametry 0.05 až 0.3. Krok při výpočtu byl 0.05. V stejném dokumentu byla také stanovena počáteční i nejlepší odhadovaná hodnota, a to na velikost 0.25 a 0.1.

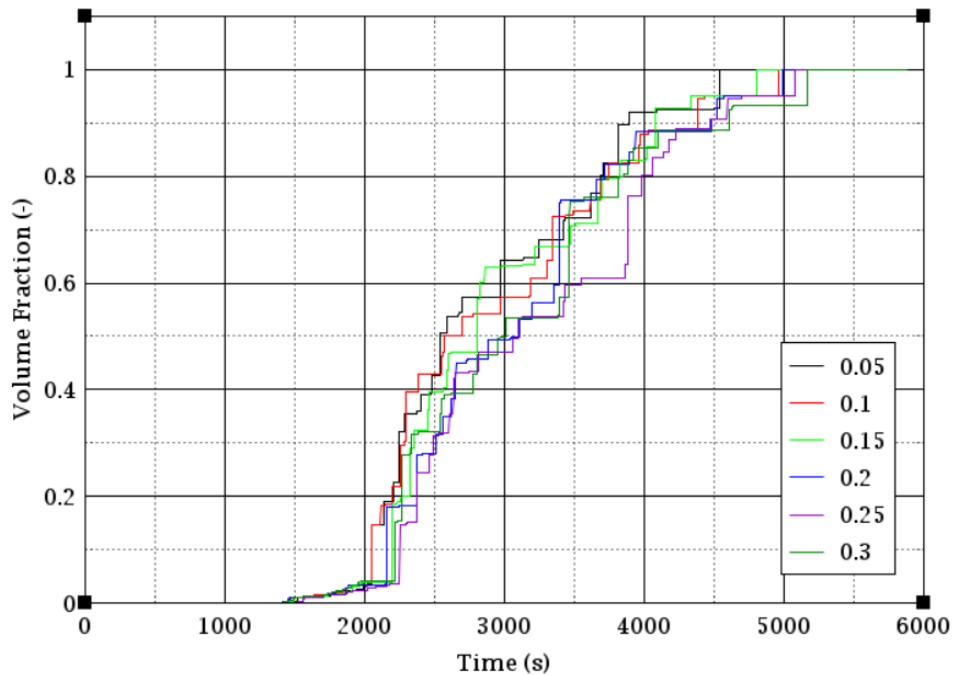


Obrázek 6.15 Celkové množství vytvořeného vodíku pro parametr FCELRL

Tabulka 6.14 Porovnání množství vytvořeného vodíku pro parametr FCELRL

Velikost	Celkové množství vytvořeného vodíku [kg]	Procentuální porovnání s počáteční hodnotou [%]	Procentuální porovnání s nejlepší odhadovanou hodnotou [%]
0,05	529,95	-6,18	-7,45
0,1	572,62	1,38	
0,15	515,12	-8,81	-10,04
0,2	572,38	1,33	-0,04
0,25	564,85		-1,36
0,3	537,06	-4,92	-6,21

Zobrazení vytvořeného množství vodíku během těžké havárie je provedeno pomocí grafu na obrázku 6.15. Nejvyšší hodnoty dosahuje pro velikost parametru 0.01, která je označována za nejlepší odhadovanou hodnotu. Největší výkyv hodnot je následně mezi velikostí 0.1 a 0.15, činí 10.04%. Další porovnání s počáteční či nejlepší odhadovanou hodnotou se nachází v tabulce 6.14.



Obrázek 6.16 Graf poškození aktivní zóny v závislosti na čase pro parametr FCELR

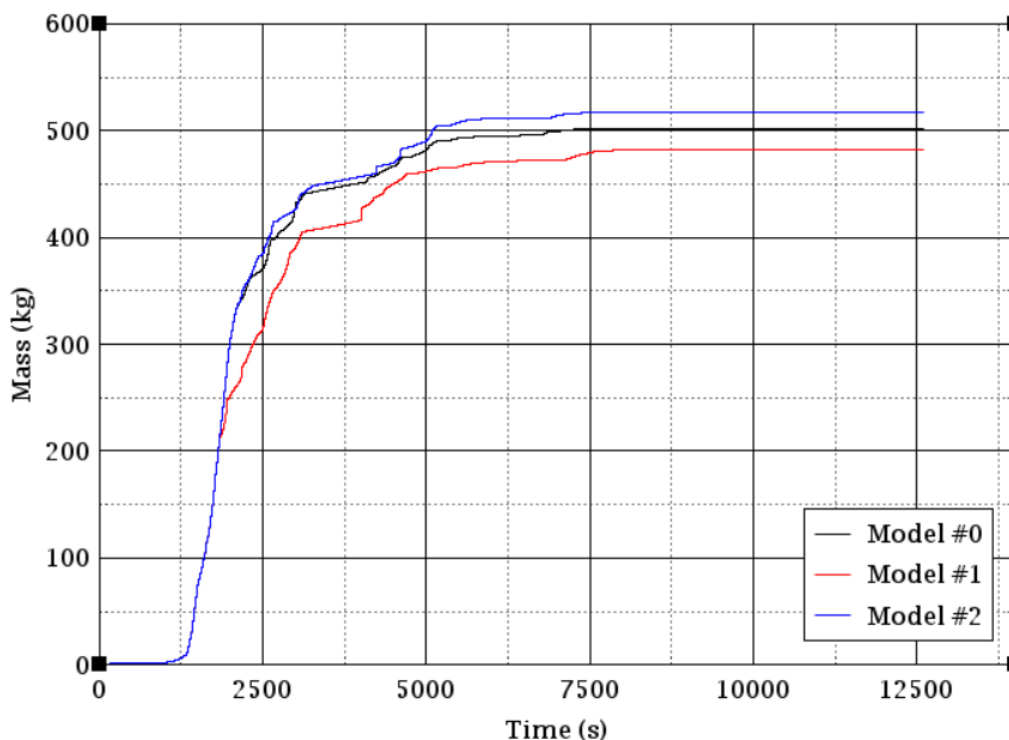
Tabulka 6.15 Čas protavení reaktorové nádoby pro parametr FCELR

Velikost	T [hh:mm:ss]
0,05	1:52:47
0,1	1:45:59
0,15	1:54:01
0,2	1:47:23
0,25	1:48:46
0,3	1:51:38

Graf na obrázku 6.16 zobrazuje průběh poškození aktivní zóny v závislosti na čase. Počátek degradace začíná ve 25 minutě po zahájení havárie. Pro hodnotu parametru 0.05 je průběh značně kratší oproti ostatním hodnotám. V tabulce 6.15 jsou následně zobrazeny časy ukončení in-vessel části těžké havárie, která končí protavením dna reaktorové nádoby.

6.3.8 Time-at-Temperature Model – IRODDAMAGE

Parametr IRODDAMAGE se ve výpočtovém kódu používá pro popis úrovně poškození pokrytí palivového proutku, kterou utrpěl během havarijní situace. Ve výpočtovém kódu může ovlivňovat mnoho aspektů, jako je například tepelné namáhání či integrita pokrytí palivového prvku, chemická reakce pokrytí s okolním prostředím nebo mechanické napětí. Jednotlivé modely použité při výpočtu byly nastaveny dle tabulky uvedené v publikace [25]. Jako počáteční parametr pro výpočet byl nastaven model #0.

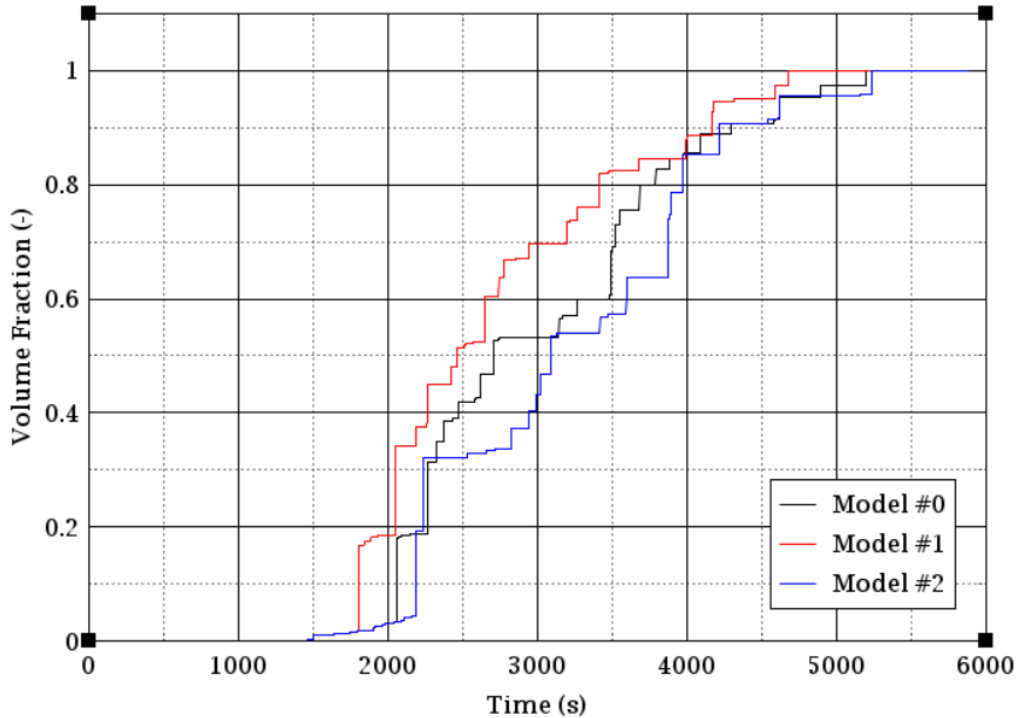


Obrázek 6.17 Celkové množství vytvořeného vodíku pro parametr IRODDAMAGE

Tabulka 6.16 Porovnání množství vytvořeného vodíku pro parametr IRODDAMAGE

Model	Celkové množství vytvořeného vodíku [kg]	Procentuální porovnání s počáteční hodnotou [%]
#0	501,81	
#1	482,54	-3,84
#2	517,03	3,03

Pro jednotlivé modely je na obrázku 6.17 zobrazen průběh vytváření vodíku, pro model #0 tedy počáteční stav dojde k vytvoření 501.81 kg. Pro další modely se množství zvětší o 3.03% a zmenší o 3.84% oproti počáteční hodnotě.



Obrázek 6.18 Graf poškození aktivní zóny v závislosti na čase pro parametr IRODDAMAGE

Tabulka 6.17 Čas protavení reaktorové nádoby pro parametr IRODDAMAGE

Model	T [hh:mm:ss]
#0	1:50:08
#1	1:58:37
#2	1:54:25

Na obrázku 6.18 je zobrazen graf poškození aktivní zóny v závislosti na čase. Počáteční čas je shodný pro všechny modely, liší se však čas, kdy dojde k úplnému zničení. U modelu #2 nastane úplné zničení po 1 hodině 27 minutách od počátku havárie. Tabulka 6.17 zobrazuje časy ve kterých dojde k protavení dna reaktorové nádoby. U počátečního modelu #0 dojde k protavení za nejkratší dobu.

7. ZÁVĚR

Cílem teoretické části bakalářské práce bylo přiblížit provozní stavy jaderných bloků se zaměřením na havarijní stavy, popsat typ havárie LOCA a uvést do problematiky výpočtových kódů. Pomocí výpočtových kódů jsme schopni modelovat nejrůznější typy projektových nehod a rozšířených projektových podmínek.

V praktické části této práce byl popsán jaderný reaktor APR1400 a uvedeny jeho základní parametry. Citlivostní analýza probíhala na modelu APR1400 vytvořeném pomocí výpočtového kódu MELCOR. Analýza probíhala z důvodu zkoumání vlivu parametrů na průběh in-vessel části těžké havárie. Na základě studií a konzultací s vedoucím práce byl vybrán určitý počet výpočtů pro každý z parametrů. Výsledky těchto výpočtů byly prezentovány v podobě grafů, které zobrazují celkové množství vytvořeného vodíku a průběh zhroucení aktivní zóny reaktoru. Tímto způsobem bylo možné vizualizovat, jakým způsobem jednotlivé parametry ovlivňují stabilitu reaktoru. V neposlední řadě byla pro každý z parametrů vytvořena tabulka, která zobrazuje čas protavení dna reaktorové nádoby. Touto hodnotou končí in-vessel část těžké havárie. Výsledky citlivostní analýzy poskytují informace o vlivu jednotlivých parametrů na průběh těžké havárie.

Jak můžeme vidět na grafech v praktické části některé parametry mají významnější vliv na tvorbu vodíku či rychlost degradace aktivní zóny než jiné. Celkové množství vytvořeného vodíku nejvíce ovlivnil parametr Fuel Rod Collapse Temperature, který se nachází v kapitole 6.3.3. Při parametru nastaveném na teplotu 2400 K se celkové množství vytvořeného vodíku lišilo o -16,9 % oproti počáteční hodnotě. Na grafu 6.8 však můžeme vidět, že i přes rozdílný průběh poškození aktivní zóny není moc velký časový rozdíl v jejím úplném zničení pro daný parametr, nemá tedy velký vliv na dobu zničení aktivní zóny. K největšímu vytvořenému množství vodíku došlo při výpočtu pro parametr Radiation Exchange Factor v kapitole 6.3.7, kdy se při nastavené velikosti 0.1 vytvořilo 572.62 kg vodíku. Nejmenší vliv na vytvořené množství měl parametr IRODDAMAGE (6.3.8). Rozdíl mezi počátečním modelem a modelem s nejnižší hodnotou vytvořeného vodíku byl 34.8 kg tedy rozdíl pouze 3,8 %. Avšak stejný parametr má význam na průběh poškození aktivní zóny, jak zobrazuje obrázek Graf poškození aktivní zóny v závislosti na čase pro parametr IRODDAMAGE. V tabulkách pro zobrazení času protavení dna reaktorové nádoby můžeme vidět, že u parametru Zircalloy-Steam Oxidation Correlation (6.3.1) při nastaveném modelu „Leistikov“ nastane protavení za nejdelší dobu od počátku havárie, a to v čase 2:07:15. Oproti tomu nejrychleji se dno protaví u parametru Debris Porosity (6.3.4) při hodnotě 0.1, v čase 1:38:34 od počátku. Nejmenší vliv na čas protavení má parametr Debris Diameter (6.3.4), maximální rozdíl činí pouze 4 minuty 48 sekund. U parametrů Debris Diameter a Debris Porosity můžeme pozorovat malý rozptyl v grafech poškození aktivní zóny, Je možné konstatovat, že tyto parametry nemají velký vliv na průběh poškození.

LITERATURA

- [1] Historie a předchůdci SÚJB. *Státní úřad pro jadernou bezpečnost* [online]. Praha: SÚJB, 2022 [cit. 2022-11-22]. Dostupné z: <https://www.sujb.cz/o-sujb/15-let-sujb/historie-a-predchudci-sujb>
- [2] Základní typy jaderných reaktorů. *ČEZ* [online]. Praha: ČEZ, 2022 [cit. 2022-11-22]. Dostupné z: <https://www.cez.cz/cs/o-cez/vyrobni-zdroje/jaderna-energetika/je-ve-svete/zakladni-typy-jadernych-reaktoru>
- [3] Vývoj jaderných reaktorů od počátků po současnost – část první. *Aldebaran Bulletin* [online]. Praha: AGA - Aldebaran Group for Astrophysics, 2003, 2020 [cit. 2022-11-22]. Dostupné z: https://www.aldebaran.cz/bulletin/2020_09_rek.php
- [4] MURRAY, Raymond LeRoy a Keith E. HOLBERT. *Nuclear energy: an introduction to the concepts, systems, and applications of nuclear processes*. 7th ed. Amsterdam: Elsevier, 2015. ISBN 978-0-12-416654-7.
- [5] Generace jaderných reaktorů. *Atominfo.cz* [online]. Praha: Atominfo.cz, 2020 [cit. 2022-11-22]. Dostupné z: <https://atominfo.cz/2016/03/generace-jadernych-reaktoru-jake-generace-mame-cim-se-navzajem-lisi/>
- [6] DUBŠEK, DRSC., Prof. Ing. František. *Základy teorie a stavby jaderných reaktorů*. Brno: Rektorát Vysokého učení technického v Brně, 1990, 303 s. ISBN 80-214-0077-3.
- [7] AGR – Advanced Gas-cooled Reactor. *Nuclear Power* [online]. Nuclear-power.com, 2023, 2.11.2014 [cit. 2023-01-09]. Dostupné z: <https://www.nuclear-power.com/agr-reactor/>
- [8] *Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Nuclear Power Plants*. In: Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency Vienna, 2000. No. NS-G-2.2. Dostupné také z: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1100_scr.pdf
- [9] *Výběr a hodnocení projektových a nadprojektových událostí a rizik pro jaderné elektrárny: bezpečnostní návod JB-1.7* [online]. Praha: Státní úřad pro jadernou bezpečnost, 2010 [cit. 2023-01-09]. Dostupné z: https://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/dokumenty/publikace/G2-EF-final_udalosti_a_rizika_PUBLIKACE.pdf
- [10] *Abnormální a Mimořádné stavy: JE VVER 440*. Brno, 2019. M2.
- [11] Level 2 – Abnormal Operation: Anticipated Operational Occurrences. *Nuclear Power* [online]. Nuclear-power.com, 2023 [cit. 2023-

- 01-09]. Dostupné z: <https://www.nuclear-power.com/nuclear-power/reactor-physics/nuclear-safety/level-2-abnormal-operation/>
- [12] *Deterministické analýzy rozšířených projektových podmínek bez vážného poškození paliva (DEC A): BEZPEČNOSTNÍ NÁVOD BN-JB-2.2 (Rev. 0.0)*. Praha: Státní úřad pro jadernou bezpečnost, 2019. Dostupné také z: https://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/dokumenty/publikace/BN-JB-2.2_final.pdf
- [13] *Deterministické analýzy postulovaných iniciačních událostí a scénářů DEC B: Jaderná bezpečnost BN-JB-2.3 (Rev. 0.0)* [online]. Státní úřad pro jadernou bezpečnost, 2021 [cit. 2023-01-09]. Dostupné z: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/53/044/53044651.pdf
- [14] Radiační ochrana: Jaderné elektrárny. *Státní ústav radiační ochrany, v. v. i.: National Radiation Protection Institute* [online]. Praha: SÚRO, 2022, 2022 [cit. 2022-12-23]. Dostupné z: <https://www.suro.cz/cz/radiacni-ochrana/usmernovani-ozareni-pri-cinnostech/jaderne-elektrarny>
- [15] Princip hloubkové obrany. *Nuclear-Power.com* [online]. Praha: Nuclear Power, 2022, 2022 [cit. 2022-12-23]. Dostupné z: <https://www.nuclear-power.com/nuclear-power/reactor-physics/nuclear-safety/defence-in-depth-principle/>
- [16] *Nuclear Fuel Behaviour in Loss-of-coolant Accident (LOCA) Conditions* [online]. Paříž: OECD PUBLICATIONS, 2009 [cit. 2022-12-27]. ISBN 978-92-64-99091-3. NEA No. 6846. Dostupné z: https://www.oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2019-12/nea6846_loca.pdf
- [17] Havárie spojené se ztrátou chladiva (LOCA). *Atominfo.cz* [online]. Atominfo.cz, 2023, 3.12. 2013 [cit. 2023-01-09]. Dostupné z: <https://atominfo.cz/2013/12/havarie-spojene-se-ztratou-chladiva/>
- [18] AKSAN, Nusret. *International Standard Problems and Small Break Loss-Of-Coolant Accident (SBLOCA)* [online]. 5232 Villigen PSI, Switzerland, 2008 [cit. 2022-12-27]. Dostupné z: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/42/101/42101985.pdf
- [19] HUMPHRIES, L.L., B.A. BEENY, F. GELBARD, D.L. LOUIE a J. PHILLIPS. *MELCOR Computer Code Manuals* [online]. Albuquerque, New Mexico: Sandia National Laboratories, 2017 [cit. 28.12. 2022n. l.0]. Dostupné z: <https://www.nrc.gov/docs/ML1704/ML17040A429.pdf>

- [20] MAAP - Modular Accident Analysis Program. *Fauske & Associates* [online]. Burr Ridge, USA: Fauske & Associates, 2023 [cit. 2023-01-09]. Dostupné z: <https://www.fauske.com/maap-modular-accident-analysis-program>
- [21] Computer codes The ASTEC Software Package: Complete simulation of severe accidents. *Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire* [online]. Fontenay-aux-Roses, France, 2023 [cit. 2023-01-09]. Dostupné z: <https://www.irsn.fr/EN/Research/Scientific-tools/Computer-codes/Pages/The-ASTEC-Software-Package-2949.aspx>
- [22] *Kepeco E&C: APR1400* [online]. Gyeongsangbuk-do, South Korea [cit. 2023-04-13]. Dostupné z: <https://www.kepeco-enc.com/eng/contents.do?key=1533>
- [23] World Nuclear Association Image Library - Advanced Gas-Cooled Reactor: Advanced Gas-Cooled Reactor. *World nuclear association* [online]. London, United Kingdom, World nuclear association [cit. 2023-04-29]. Dostupné z: <https://world-nuclear.org/gallery/reactor-diagrams/advanced-gas-cooled-reactor.aspx>
- [24] Typy reaktorů. *Svět energie* [online]. Skupina ČEZ, 2020, [cit. 2023-05-04]. Dostupné z: <https://www.svetenergie.cz/cz/energetika-zblizka/jaderne-elektrarny/jaderna-elektrarna-podrobne/charakteristika-zdroje/typy-reaktoru>
- [25] DARNOWSKI, Piotr, Piotr MAZGA] a Mateusz WŁOSTOWSKI. *Uncertainty and Sensitivity Analysis of the In-Vessel Hydrogen Generation for Gen-III PWR and Phebus FPT-1 with MELCOR 2.2*. 2021 [cit. 2023-05-04]. Dostupné také z: <https://www.mdpi.com/1996-1073/14/16/4884>
- [26] *MELCOR Best Practices as Applied in the State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project*. Albuquerque, New Mexico: Sandia National Laboratories, 2014. NUREG/CR-7008. [cit. 2023-05-04]. Dostupné také z: <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr7008/index.html>
- [27] ČERNÝ, Tomáš a Peter MIČIAN. *Výpočetní model APR1400 v prostředí MELCOR*. Vysoké učení technické v Brně, Technická 12, 61600 Brno, 2022 [cit. 2023-05-04].
- [28] *MELCOR Computer Code Manuals* [online]. Albuquerque, New Mexico: Sandia National Laboratories, 2021 [cit. 2023-05-04]. SAND2021-0726 O. Dostupné z: <https://www.nrc.gov/docs/ML2104/ML21042B319.pdf>

- [29] Gauntt, R.O.; Bixler, N.E.; Wagner, K.C. An Uncertainty Analysis of the Hydrogen Source Term for A Station Blackout Accident in Sequoyah using MELCOR 1.8.5; U.S. Department of Energy Office of Scientific and Technical Information: Washington, DC, USA, 2014. Dostupné z: <https://www.osti.gov/biblio/1200657/>
- [30] Gharari, R.; Kazeminejad, H.; Kojouri, N.M.; Hedayat, A.; Vand, M.H. Application of a severe accident code to the sensitivity and uncertainty analysis of hydrogen production in the WWER1000/V. *Ann. Nucl. Energy* 2021, 152, 108018. Dostupné z: <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0306454920307143?via%3Dihub>
- [31] MAZGAJ, Piotr, Piotr DARNOWSKI a Grzegorz NIEWIŃSKI. *Uncertainty Analysis of the Hydrogen Production in the PHEBUS FPT-1 Experiment* [online]. Warsaw, Poland: Warsaw University of Technology, Institute of Heat Engineering, 2019 [cit. 2023-05-04]. Dostupné z: https://arhiv.djs.si/nene2019/proceedings-html/PDF/NENE2019_404.pdf

SEZNAM SYMBOLŮ A ZKRATEK

Zkratky:

ABWR	Advanced Boiling Water Reactor
AGR	Advanced Gas-Cooled Reactor
APR	Advanced Power Reactor
BWR	Boiling Water Reactor
CANDU	Canada Deuterium-Uranium
CO ₂	Oxid uhličitý
DEC	Design extension conditions
DiD	Defence in depth
EBWR	Experimental Boiling Water Reactor
EPR	European Pressurized Water Reactor
FBR	Fast Breeder Reactor
GCR	Gas Cooled Reactor
GFR	Gas-Cooled Fast Reactor
GIF	Generation IV International Forum
HTGR	High Temperature Gas Cooled Reactor
HWR	Heavy-Water Reactor
KEPCO	Korea Electric Power Corporation
KHNP	Korea Hydro & Nuclear Power
LB-LOCA	Large break LOCA
LOCA	Lost of coolant accident
LWR	Light-Water Reactor
PLWBR	Pressurized Light-Water Breeder Reactor
POSRV	Pilot-Operated Relief Valve
PWR	Pressurized Water Reactor
SB-LOCA	Small break LOCA
SBO	Station blackout
SCWR	Supercritical Water Reactor
SFR	Sodium-Cooled Fast Reactor
SIP	Safety Injection Pumps
SIT	Safety Injection Tanks
UO ₂	Oxid uraničitý
VHTR	Very-High-Temperature Reactor