

Vysoká škola báňská – Technická univerzita Ostrava

Fakulta strojní

Katedra energetiky

Jaderná bezpečnost u jaderných elektráren III.generace

Nuclear Safety of Nuclear Power Plants Generation III.

Student:

Jan Srnec

Vedoucí bakalářské práce:

prof. Ing. Pavel Kolat, DrSc.

Ostrava 2012

Zadání bakalářské práce

Student: **Jan Srnec**
Studijní program: B2341 Strojírenství
Studijní obor: 3907R009 Provoz energetických zařízení
Téma: **Jaderná bezpečnost u jaderných elektráren III. generace
Nuclear Safety of Nuclear Power Plants Generation III.**

Zásady pro vypracování:

Na základě rešerše literatury popište koncepci ochrany a technických řešení založených na pasivní a aktivní technologii. Popište jaderné elektrárny a reaktory III. generace z hlediska bezpečnosti (např. havárie LOCA a tavení aktivní zóny).

Popište rizika jednotlivých přístupů a porovnejte tyto systémy s II. generací jaderných elektráren.

Ve výpočtové části proveďte zjednodušený výpočet účinnosti jaderné elektrárny pro tyto parametry:

Instalovaný výkon 1600 až 1750 MWe; činnost čistá 36 – 37 %; tepelný výkon 4500 MWt;
počet chladících smyček 4; pracovní tlak 15,5 MPa; teplota chladiva na vstupu a výstupu 296 / 327 °C;
průtok chladiva reaktorem 31,5 m³/s; odběr páry z parogenerátoru 2299 t/hod;
tlak páry na výstupu 7,8 MPa; teplota páry na výstupu 293 °C.

Seznam doporučené odborné literatury:

HEJZLAR, Radko. *Stroje a zařízení jaderných elektráren*. Díl 1 a 2. Vydavatelství ČVUT v Praze, 2005. 385 s. ISBN 80-01-03189-6.

MÁTAL, Oldřich. *Jaderné reaktory a jejich chlazení*. Nakladatelství CERN VUT v Brně. 2001. 116 s. ISBN 80-214-2028-6.


HEZOUČKÝ, František. *Základy teorie provozních režimů jaderných elektráren s tlakovodními reaktory*. Vydavatelství ČVUT v Praze, 2005. 185 s. ISBN 80-01-03324-4.

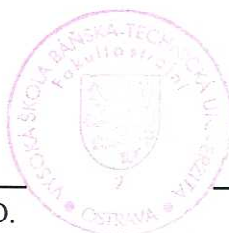
Formální náležitosti a rozsah bakalářské práce stanoví pokyny pro vypracování zveřejněné na webových stránkách fakulty.

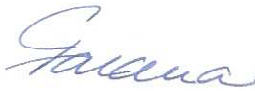
Vedoucí bakalářské práce: **prof. Ing. Pavel Kolat, DrSc.**

Datum zadání: 16.12.2011

Datum odevzdání: 21.05.2012


prof. Ing. Dagmar Juchelková, Ph.D.
vedoucí katedry




prof. Ing. Radim Farana, CSc.
děkan fakulty

Prohlášení studenta

Tímto prohlašuji, že jsem na této bakalářské práci pracoval samostatně pouze s pomocí vedoucího mé práce, kterým byl pan prof. Ing. Pavel Kolat, DrSc., a pomocí literatury uvedené níže. Tímto chci vedoucímu mé práce poděkovat za pomoc s touto bakalářskou prací, neboť by její tvoření bez něj bylo zdlouhavější a těžší.

V Ostravě19.5.2012.....

.....
Podpis studenta

Prohlašuji, že

- byl jsem seznámen s tím, že na moji bakalářskou práci se plně vztahuje zákon č. 121/2000 Sb. – autorský zákon, zejména §35 – užití díla v rámci občanských a náboženských obřadů, v rámci školních představení a užití díla školního a §60 – školní dílo.
- beru na vědomí, že Vysoká škola báňská – Technická univerzita Ostrava (dále jen VŠB-TUO) má právo nevýdělečně ke své vnitřní potřebě bakalářskou práci užít (§35 odst. 3).
- souhlasím s tím, že jeden výtisk bakalářské práce bude uložen v Ústřední knihovně VŠB-TUO k prezenčnímu nahlédnutí a jeden výtisk bude uložen u vedoucího bakalářské práce. Souhlasím s tím, že údaje o bakalářské práci budou zveřejněny v informačním systému VŠBTUO.
- bylo sjednáno, že s VŠB-TUO, v případě zájmu z její strany, uzavřu licenční smlouvu s oprávněním užít dílo v rozsahu §12 odst. 4 autorského zákona.
- bylo sjednáno, že užít své dílo – bakalářskou práci nebo poskytnou licenci k jejímu využití mohu jen se souhlasem VŠB-TUO, která je oprávněna v takovém případě ode mne požadovat přiměřený příspěvek na úhradu nákladů, které byly VŠB-TUO na vytvoření díla vynaloženy (až do jejich skutečné výše).

V Ostravě : 19.5.2012



Podpis studenta

Adresa trvalého pobytu studenta

ZÁBRANÍ 1372, NAPAJEJDLA

ANOTACE BAKALÁŘSKÉ PRÁCE

SRNEC, J. *Jaderná bezpečnost u jaderných elektráren III. generace*

Ostrava: Katedra energetiky, Fakulta strojní VŠB-Technická univerzita Ostrava, 2012,
46 stran, Bakalářská práce, vedoucí: Kolat, P.

V této práci je v teoretické části zahrnut popis funkce, konstrukce a zabezpečení jaderných reaktorů III. Generace. Hned v úvodu je zmíněna historie reaktorů a důležité data a události, které měly na vývoj jaderné energetiky a zabezpečení zásadní vývoj. Dále pokračuje představením firem a jednotlivých reaktorů III. Generace. Jako další je v ní zahrnuto porovnání II. Generace s III. Generací u jednoho výrobce. Jako poslední je zde zmínka i o budoucnosti jaderných elektráren a to o generace IV a jeden z jejich konceptů SCWR.

Výpočtová část zahrnuje návrh a výpočet výměníku pro havarijní doplňování. Je v ní spočítán tepelný výkon výměníku, kritéria pro proudění podle Reynoldse a Nusselta a výsledkem je počet trubek obsažený ve výměníku.

ANOTATIONS OF BACHELOR'S THESIS

SRNEC, J. *Nuclear Safety of Nuclear Power Plants Generation III*. Ostrava: Department of Energy Engineering, Faculty of Mechanical Engineering VŠB - Technical university of Ostrava, 2012, 46 pages, Bachelor thesis, supervisor: Kolat, P.

This work is included in the theoretical description of the function, structure and security of nuclear reactors III. Generation. Right at the beginning of history is mentioned reactors and important dates and events that had on the development of nuclear energy and security crucial development. He continued performance of individual companies and reactor III. Generation. As more is included in the comparison II. Generation with III. Generations by the same manufacturer. The last mention is about the future of nuclear power generation and that of IV and one of the SCWR concepts.

The design section includes the design and calculation of the heat exchanger for emergency replenishment. It has a calculated heat exchanger performance, according to the criteria for flow by Reynolds and Nusselt and the result is the number contained in the heat exchanger tubes.

OBSAH:

I. Teoretická část

1. Úvod.....	10
2. Reaktory III.generace a jejich zabezpečení.....	13
2.1 Westinghouse AP-1000.....	13
2.1.1 pasivní prvky zabezpečení.....	16
2.1.2 aktivní prvky zabezpečení.....	18
2.1.3 řešení havárie typu tavení aktivní zóny.....	18
2.1.4 řešení havárie typu Loca.....	19
2.1 Atomstryexport MIR-1200.....	20
2.2.1 aktivní prvky zabezpečení.....	23
2.2.2 pasivní prvky zabezpečení.....	23
2.2.3 řešení havárie typu tavení aktivní zóny.....	25
2.2.4 řešení havárie typu Loca.....	27
2.3 Areva EPR.....	27
2.3.1 aktivní prvky zabezpečení.....	30
2.3.2 pasivní prvky zabezpečení.....	31
2.3.3 řešení havárie typu tavení aktivní zóny.....	32
2.3.4 řešení havárie typu Loca.....	33
3. Porovnání zabezpečení reaktorů II.generace a III.generace.....	33
4. Budoucnost JE (Reaktory IV.generace).....	35
4.1 Reaktor SWCR.....	35

II. Praktická část

5. Výpočtová zpráva (Tepelný výměník).....	36
6. Závěr.....	44
7. Seznam literatury.....	45
8. Seznam příloh.....	46

Seznam použitých symbolů a zkratek

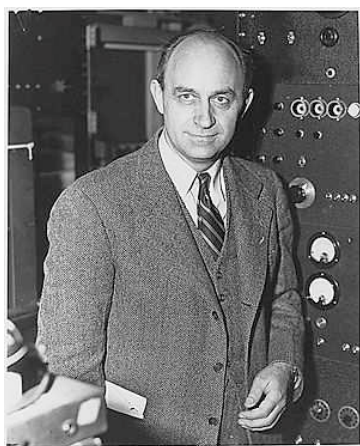
Značka	Jednotka	Popis
Pr	[1]	Prandtlovo číslo
\dot{V}	$[m^3 \cdot s^{-1}]$	průtočné množství
c_p	$[kJ \cdot kg^{-1} \cdot K^{-1}]$	tepelná kapacita
t_s	$[^{\circ}C]$	střední teplota
\dot{m}	$[kg \cdot s^{-1}]$	hmotnostní tok
\dot{Q}	$[W]$	tepelný výkon
d_1	$[m]$	vnitřní průměr trubky
d_2	$[m]$	vnější průměr trubky
d_s	$[m]$	průměr přepážky
$\Delta t_{stř}$	$[^{\circ}C]$	střední logaritmicky teplotní rozdíl
τ	$[s]$	čas
α	$[W \cdot m^{-2} \cdot K^{-1}]$	součinitel přestupu tepla
η	$[N \cdot s \cdot m^{-2}]$	účinnost
λ	$[W \cdot m^{-1} \cdot K^{-1}]$	tepelná vodivost
ν	$[m^2 \cdot s^{-1}]$	viskozita
ρ	$[kg \cdot m^{-3}]$	hustota
k	$[W \cdot m^{-1} \cdot K^{-1}]$	součinitel prostupu tepla
l	$[m]$	délka
M	$[kg \cdot s^{-1}]$	hmotnostní tok
Nu	[1]	Nusseltovo kritérium
P	[1]	parametr

R	[1]	parametr
Re	[1]	Reynoldsovo kritérium
S	[m^2]	teplosměnná plocha
Tr	[1]	počet trubek
w	[$m \cdot s^{-1}$]	rychlost proudění
W	[$kJ \cdot K^{-1} \cdot s^{-1}$]	vodní ekvivalent

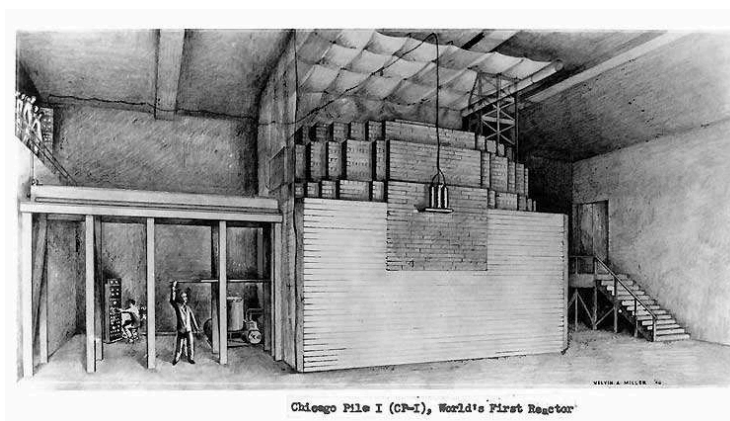
I. Teoretická část

1. Úvod

Po zkonstruování prvního jaderného reaktoru (Enrico Fermi-2.prosinec 1942 Chicago), se jaderná energetika začala rychle rozvíjet a to převážně v 60-70 letech. V historii však vznikaly nemalé problémy v tomto odvětví a došlo i k několika vážným haváriím.[4]



Obr. 1.1 Enrico Fermi



Obr. 1.2 První jaderný reaktor v Chicagu

První nastala 28.3.1979 v americké elektrárně Three Mile Island. Zde se částečně roztavil druhý jaderný reaktor této jaderné elektrárny. Byla zamořena její provozní budova a došlo k rozsáhlému úniku radioaktivity do životního prostředí. Havárie vedla ke zpřísnění pravidel v jaderné energetice v USA a ke značnému omezení jejího rozvoje. Negativně ovlivnila i vnímání rizikových situací spojených s jadernou energetikou u široké veřejnosti. Rozsah havárie se několik dní tajil. Teprve po dvou dnech mohly vládní úřady nařídit evakuaci tisíců těhotných žen a dětí. Spolu s nimi opustilo svá obydlí dalších 200 000 lidí, kteří nedůvěřovali oficiálním údajům a raději byli opatrní.[9]

V té době však již byla největší část uniklé radioaktivity rozptýlena daleko za hranicemi evakuované oblasti. Během nehody se filtry umístěné na větracích komínech, kterými radioaktivita unikala, ucply a přestaly fungovat. Důsledkem tajení a manipulací, se do dnes nezjistilo, kolik radioaktivity a škodlivých látek tehdy uniklo. Již týden po havárii pociťovali zasažení zdravotní příznaky ozáření. Silná, kovová příchut' v ústech, záněty pokožky, pálení a slzení očí, nevolnost, zvracení a průjmy. Navzdory jasně doloženým příkladům však oficiální studie konstatují, že únik neměl žádné vlivy na okolní prostředí.[9]



Obr. 1.3 Elektrárna Three Mile Island [9]



Obr.1.4 Elektrárna Three Mile Island 2[9]

Další a snad neznámější černobylská havárie dne 26.4.1986 na Ukrajině. Jde asi o nejhorší katastrofu v historii energetiky. Je to havárie stupně 7, což je nejvyšší stupeň dle mezinárodní stupnice jaderných událostí INES. Havárie se stala během riskantního pokusu, kdy došlo k přehřátí a následné explozi jednoho z reaktorů. Jádro reaktoru, bezpečnostní systémy a většina konstrukcí nesoucích jádro reaktoru, byly zničeny nebo těžce poškozeny. Okolí reaktoru bylo kontaminováno aktivními úlomky jádra a kusy palivových tyčí.[7]

Naměřené dávky gama záření byly odstrašující. Do vzduchu se uvolnil radioaktivní mrak, který postupoval západní částí Sovětského svazu, východní Evropou a Skandinávií, do celé severní polokoule. Byly těžce kontaminovány rozsáhlé oblasti Ukrajiny, Běloruska a Ruska, což si vyžádalo evakuaci a přesídlení více než 350 000 lidí. Přibližně 60 % radioaktivního spadu skončilo v Bělorusku. Nehoda zvýšila obavy o bezpečnost sovětského jaderného průmyslu, zpomalila na mnoho let jeho expanzi a zároveň nutila sovětskou vládu přehodnotit míru utajování.[7]



Obr. 1.5 Jaderný elektrárna Černobyl[7]



Obr. 1.6 Jaderný elektrárna Černobyl 2[7]

A třetí je nedávná havárie japonské elektrárny Fukušima I., ke které došlo 11.3.2011 po zasažení zemětřesení a tsunami. Jakožto zatím jediná havárie se může rovnat černobylské, neboť byla také označena za havárii stupně 7 a je považována za jednu z historicky nejkomplikovanějších. [8]

V okamžiku havárie byly reaktory 1, 2 a 3 v provozu, zatímco na reaktorech 4, 5 a 6 probíhala pravidelná údržba. Ihned po katastrofě se tři běžící reaktory automaticky zastavily. Poté, co vlna tsunami asi hodinu po zemětřesení zasáhla pobřeží, zastavily se generátory použité pro nouzové chlazení. To způsobilo nárůst teploty a tlaku v reaktorech. Přesto, že se záložním zdrojům podařilo zchladit reaktory 2 a 3, v reaktoru 1 dále klesala hladina vody a stoupal tlak. Pro jeho snížení byla upouštěna radioaktivní pára z kontejmentu. Pozdější výbuch vodíku v pomocné budově zničil i betonový obal, který chránil reaktor před počasím. Ovšem ocelovou tlakovou nádobu, v níž je reaktor uložen, neponičil. Poté byla využita ke chlazení reaktoru mořská voda.[8]

Havárie v jaderné elektrárně Fukušima I vyvolala mezinárodní politickou diskuzi o dalším využívání jaderné energie. V Německu tato havárie způsobila obrat a vláda neprodloužila provoz jaderné energetiky. Po bezpečnostních prověrkách bylo dočasně uzavřeno 7 jaderných elektráren. Německý odpor vůči atomu obnovil i snahy o odstavení elektrárny Temelín.[8]



Obr. 1.7 Jaderná elektrárna Fukušima[8]



Obr. 1.8 Jaderná elektrárna Fukušima 2[8]

2. Reaktory III.generace

V této práci popíši a porovnáám reaktory III.generace od tří velkých firem. Patří mezi ně americká firma Westinghouse, francouzská Areva a ruský Atomstroy Export. V současné době také probíhá výběrové řízení, které rozhodne, která z těchto firem bude mít možnost dostavby bloku 3 a 4 jaderné elektrárny Temelín.[5]

2.1 Westinghouse AP-1000

Westinghouse je americká firma založená v 19.století Georgem Westinghousem. Tento zakladatel se proslavil také vynálezem pneumatické brzdy. Mezi další úspěchy se řadí vynalezení systému rozvodu střídavého proudu. V dnešní době se firma věnuje převážně jaderné energetice, kde ovládá velkou část trhu. Velké zastoupení zaujímá v USA, kde je vystavěno touto firmou přibližně 60% veškerých elektráren.[1]

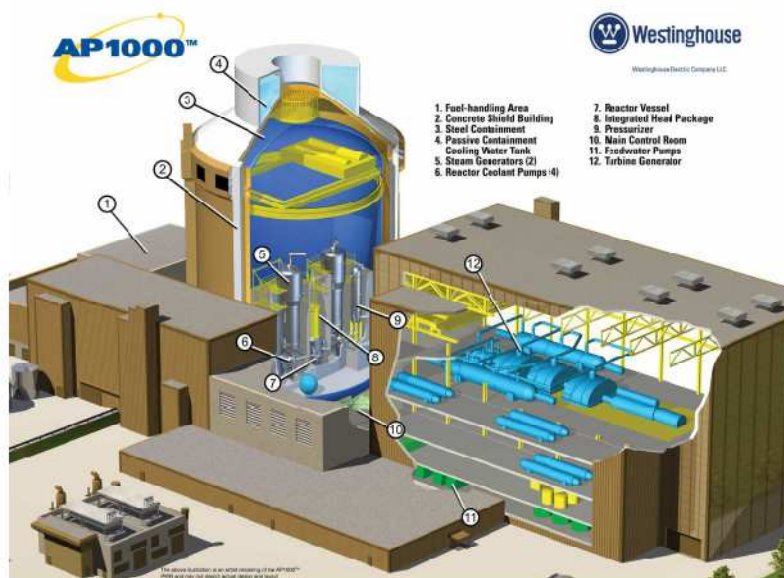
Zaměření firmy:

-Jaderné palivo

-Jaderná elektrárna

- Celkový jaderný servis

-Vrchol této firmy je v současné době systém jaderné elektrárny s jaderným reaktorem III.generace AP 1000.



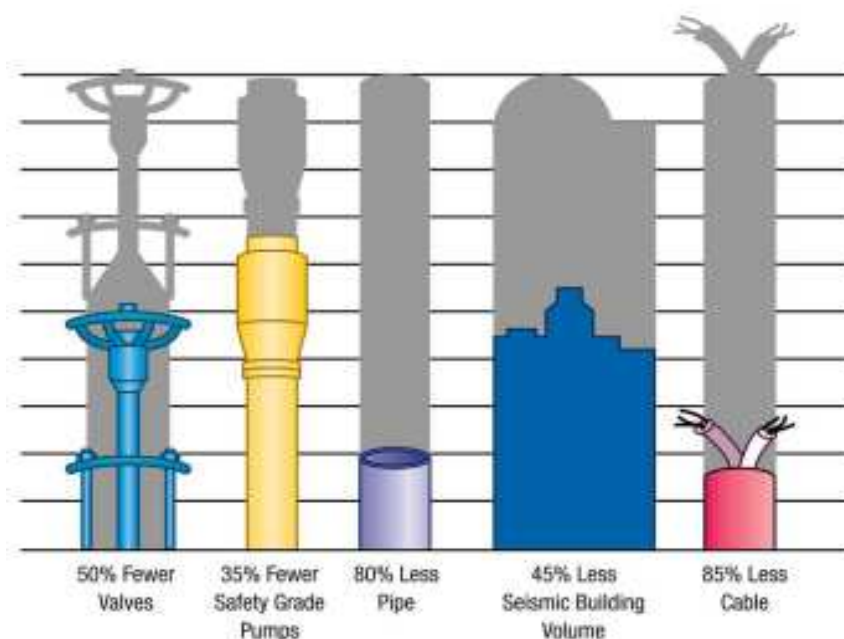
Obr. 2.1.1 Koncept AP 1000[1]

Základ reaktoru AP 1000

Vzhledem k bohaté historii a více než 50-ti letým zkušenostem v oblasti jaderné energetiky se Westinghouse řadí mezi nejzkušenější. Dá se tedy očekávat, že budou využívat staré koncepty ke konstrukci nových, tak jako u AP 1000, který vyšel z AP 600. Nově vystavěné reaktory se vyznačují snížením počtu komponentů, čímž ovlivňují v pozitivním slova smyslu jeho bezpečnost. Jako příklad si můžeme uvést snížení počtu parogenerátorů z obvyklých 4 na pouhé 2.[1]

Zjednodušení zmíněných systémů:

- Potrubí a armatury
- Čerpadla
- Kabeláž



Obr. 2.1.2 Schéma úbytku komponentů v JE[1]

Tab.2.1.1 Základní technické parametry projektu AP 1000:

<i>Jaderná elektrárna</i>	
Instalovaný výkon	1117 MWe
Účinnost (čistá)	32,70%
Životnost projektu	60 let
<i>Reaktor</i>	
Palivo reaktoru	obohacený uran UO ₂
Obohacení paliva	4,95%
Počet palivových souborů	157
Počet regulačních tyčí	53
Počet absorbčních tyčí	16
Délka palivového cyklu	18 měsíců(1,5 roku)
<i>Systém chlazení reaktoru</i>	
Počet chladících smyček	2
Pracovní tlak	17,2 MPa
Teplota chladiva na vstupu	281 °C
Teplota chladiva na výstupu	316 °C
Průtokové množství chladiva reaktorem	19,8 m ³ /s
<i>Parogenerátor</i>	
Počet na jeden blok	2
Odebíraná pára z 1 parogenerátoru	3397,4 t/hod
Tlak páry na výstupu	5,6 MPa
Teplota páry na výstupu	272 °C
<i>Kontejment vnitřní obal-ocel</i>	
Vnitřní průměr	39,6 m
Tloušťka stěny	4,44 cm
Projektovaný tlak	0,407 MPa
<i>Kontejment vnější obal-beton</i>	
Výška	22 m
Vnitřní průměr	43 m
Tloušťka stěny	0,9 m
<i>Turbínové soustrojí</i>	
Počet na jeden blok	1
Počet dílů turbíny	1 vysokotlaký + 3 nízkotlaké
Otáčky	1500 min ⁻¹

Bezpečnostní systémy:

Pasivní-jsou nezávislé na vnitřních či vnějších zdrojích energie a na činnosti člověka, což je zároveň i jejich největší výhoda. Snižují pravděpodobnost vzniku havárií a to hlavně právě zmíněnou nezávislostí na veškerých zdrojích energie. Vše je založeno na pouhých fyzikálních jevech a silách, jakou je například gravitace. U reaktoru AP-1000 existuje závislost i na aktivních systémech, jako jsou armatury.[1]

2.1.1 Pasivní bezpečnostní systémy:

-Pasivní systém chlazení aktivní zóny-zajišťuje bezpečné chlazení aktivní zóny

-zajišťuje odvod zbytkového tepla z reaktoru

-Hermetičnost kontejmentu -umožňuje izolovat únik radioaktivních produktů

-v případě havárie je kontejment reaktoru konstruován tak, aby k úniku do okolí nemohlo dojít

-je hermeticky těsný

-chlazení je zařízení pomocí pasivních bezpečnostních systémů

-bezpečnost kontejmentu je zajištěna proti vnějším vlivům

-je také zabezpečen proti:zemětřesení

pádu menšího meteoritu

požáru

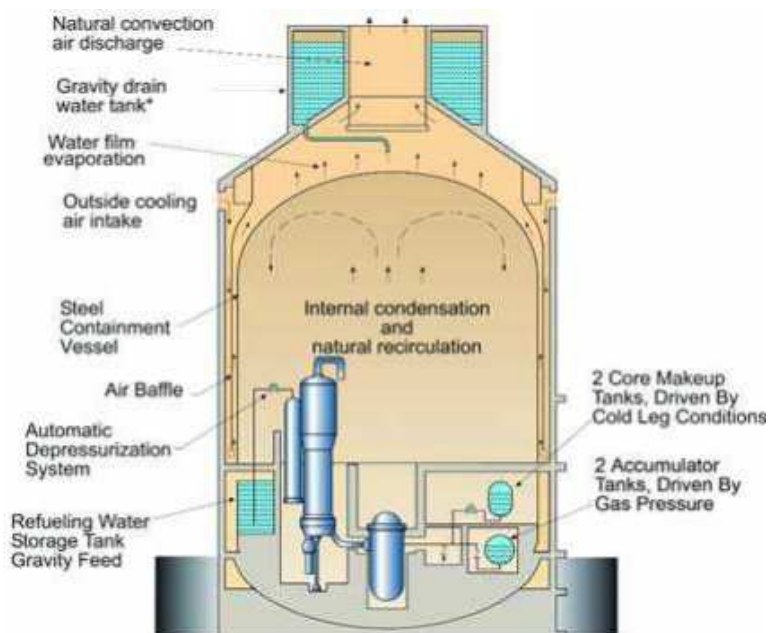
pádu letadla

teroristickým útokům

-Pasivní systém chlazení kontejmentu:

Mezi železobetonovým a ocelovým kontejmentem je zajištěn rozvod vzduchu pomocí přirozené cirkulace. Studený vzduch se nasává a po té proudí směrem dolů, mezi betonovou přepážkou a ocelovou stěnou. Následně míří opět zpět vzhůru, mezi ocelovou stěnou a přepážkou. Díky této přepážce je zajištěno chlazení ocelové obálky kontejmentu.

Ohřátý vzduch se pohybuje směrem nahoru. Odvod tohoto vzduchu je tedy zajištěn pomocí tzv. komínového efektu. Kromě tohoto účelu zajišťují tyto systémy i snižování tlaku, což je důležité k udržení celistvosti obálky (viz obr.2.1.2).[1]



Obr.2.1.2 Schéma pasivního chlazení kontejmentu[1]

Aktivní-jsou jsou míněny, jako systémy, které jsou řízeny pouze pomocí kvalifikovaných operátorů pro práci s nimi. Do pole působnosti aktivních bezpečnostních systémů, patří dále zajištění bezpečnosti při přechodových jevech a méně významných událostech dle stupnice INES. Konstrukce aktivních bezpečnostních systémů jsou provozovány tak, že nejsou vyžadovány tak časté kontroly, není nutná častá údržba a testování. Zároveň je možnost provádět jejich údržbu během provozu.[1]

2.1.2 Aktivní bezpečnostní systémy:

- Systém doplňování primárního okruhu při normálním provozu
- Systém odvodu zbytkového tepla při normálním provozu
- Systém kontrolující obsah vodíku v kontejmentu
- Pomocné systémy pro napájecí vodu
- Absorbční tyče šedé a černé pro řízení reaktivity za normálního provozu
- Klimatizace, ventilace, vytápění
- Pro případ havárie, kdy není k dispozici elektrická energie vyrobená v JE, jsou tyto systémy zálohovány diesellové generátory

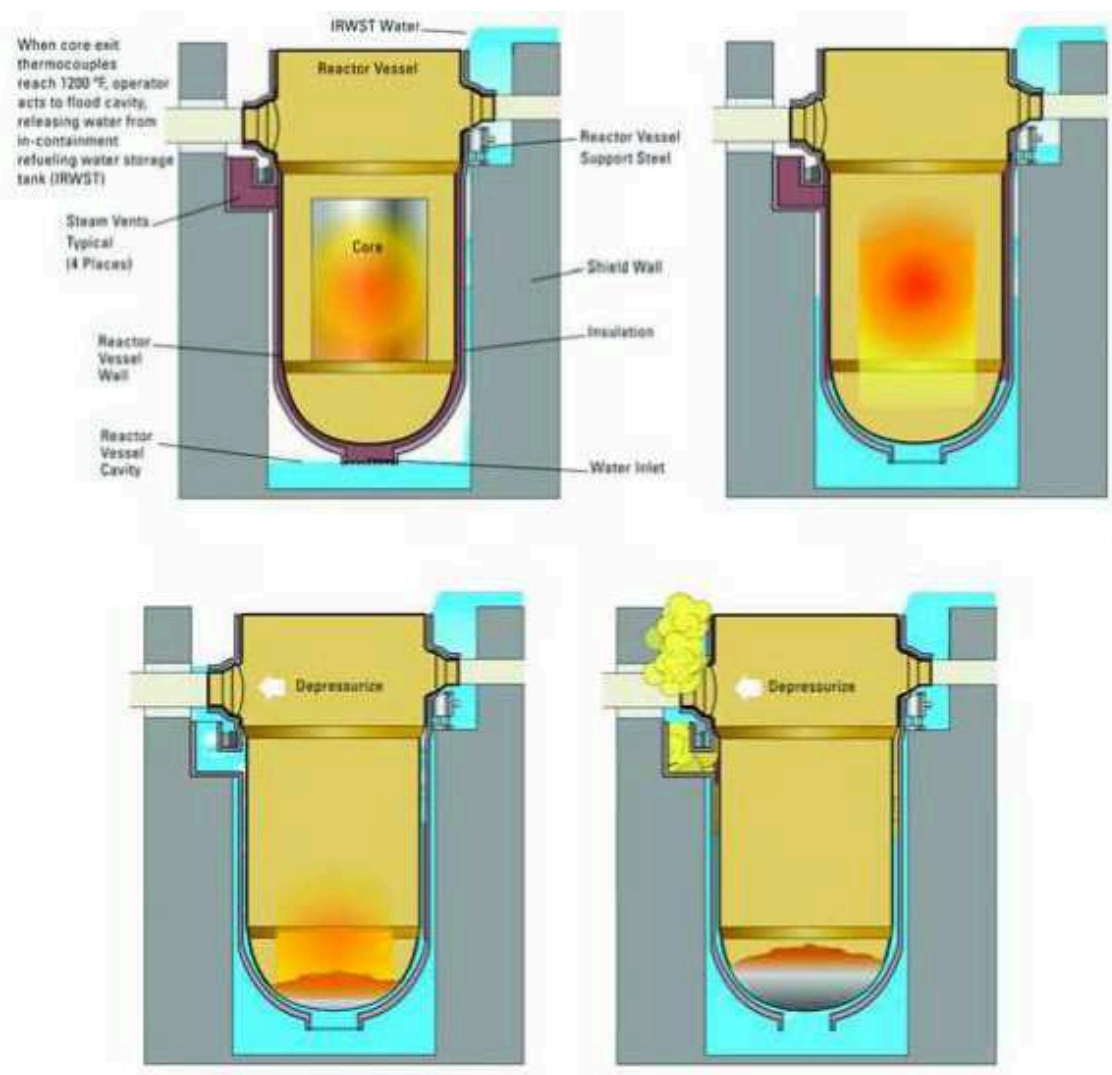
Řešení těžkých havárií:

2.1.3 Havárie typu tavení aktivní zóny:

Oproti jiným konceptům projekt AP1000 řeší havárii typu tavení aktivní zóny naprosto jiným způsobem. Zatím co u EPR a MIR-1200 se řeší taková havárie pomocí lapače roztavené aktivní zóny, projekt AP-1000 ji řeší zachycením taveniny přímo uvnitř reaktorové nádoby s následným vnějším chlazením a únikem vzniklých radioaktivních plynných látek do atmosféry kontejmentu.

Jakmile již dojde k havárii tavením aktivní zóny, jsou otevřeny armatury IRWST a chladicí médium proudí do prostoru mezi betonovým základem a nádobou reaktoru. Voda stéká na dno a až se zaplní, voda postupně dosáhne až do bodu, kdy vstupuje do tepelné izolace, která izoluje reaktorovou nádobu od šachty reaktoru. Voda stále stoupá mezi stěnami tepelné izolace a reaktoru. Chladí tak reaktor z vnější strany. Vzniká pára, která stoupá prostorem okolo nátrubků reaktoru do volného prostoru kontejmentu. Voda zároveň zaplavuje i nádobu a tím chladí taveninu přímo stykem s vodou. Pomocí vnějšího chlazení ocelové obálky kontejmentu pára kondenzuje a kondenzát stéká zpět do nádrže IRWST.[1]

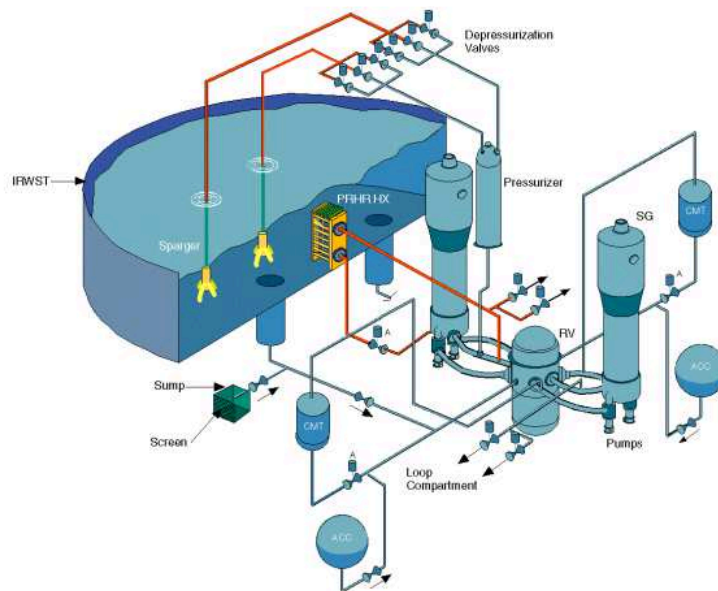
Takto navrhnuté řešení havárie je žádoucí, neboť tavenina je dostatečně chlazená již v nádobě reaktoru a neopustí tedy tuto nádobu. Nenastane situace, že by došlo k explozi či reakci roztavené aktivní zóny s betonovým základem (viz obr.2.1.3).[1]



Obr. 2.1.3 Schéma řešení havárie tavením aktivní zóny[1]

2.1.4 Havárie typu LOCA:

Je to případ kdy praskne primární větev okruhu a dojde k náhlému poklesu tlaku v potrubí. Zároveň z této větve uniká chladicí médium, z čehož plyne, že reaktor nemůže být dostatečně touto větví chlazen. Tomuto typu havárie se říká LOCA. Projekt AP1000 řeší havárii typu LOCA skrze pasivní systém chlazení aktivní zóny (viz obr.2.1.4).[1]



Obr. 2.1.4 Schéma řešení havárie typu LOCA[1]

Řešení pomocí: 1)Kompenzátor objemu

2)Vysokotlaké doplňování

3)Odvod tepla

4)Čtyřstupňové odtlakování systému

5)Hydroakumulátory (středotlaké doplňování)

6)IRWST (nízkotlaké doplňování)

2.2 Atomstroyexport – MIR 1200

Tato společnost, která vznikla v roce 1998, byla založena z podnětu ruského ministerstva pro atomovou energii. Zrodila se sloučením dvou velkých zkušených firem Atomenergoexport a Zarubezhatomenergostroy. V oblasti jaderné energetiky měly tyto firmy více než 25leté zkušenosti a to i ve spolupráci se zahraničními firmami, které se zabývají konstrukcí, modernizací a návrhu jaderných elektráren. Vše probíhá ve spolupráci a v rámci konsorcia Rosatom. Toto konsorcium působí v jaderné energii už přes něco přes 50 let. V době obrovského rozvoje jaderné energetiky v 60. a 70. letech 20.století byla jedinou firmou, která dodávala zařízení pro jaderné elektrárny v bývalém východním bloku. Jejich dominance na jaderně-energetickém trhu v socialistických státech, má za následek to, že od 60. let minulého století, bylo zkonstruováno přibližně 65 bloků jaderných elektráren s reaktorem VVER.[6]



Obr.2.2.1 Koncepte MIR 1200[6]

Aktivita společnosti:

- Projektování
- Dodání samotného zařízení
- Montáž
- Uvedení zařízení do provozu
- Údržba
- Opravy a modernizace projektů
- Vyřazení z provozu a likvidace

Tab.2.2.1 Základní technické parametry projektu MIR 1200:

<i>Jaderná elektrárna</i>	
Instalovaný výkon	1160 MWe
Účinnost (čistá)	33,70%
Životnost projektu	50 let
<i>Reaktor</i>	
Palivo reaktoru	obohacený uran UO ₂
Obohacení paliva	4,79%
Počet palivových souborů	163
Počet absorbčních tyčí	121
Délka palivového cyklu	12 měsíců(1 rok)
<i>Systém chlazení reaktoru</i>	
Počet chladících smyček	4
Pracovní tlak	16,2 MPa
Teplota chladiva na vstupu	298,2°C
Teplota chladiva na výstupu	328,9°C
Průtokové množství chladiva reaktorem	23,9 m ³ /s
<i>Parogenerátor</i>	
Počet na jeden blok	4
Odebíraná pára z 1 parogenerátoru	1602 t/hod
Tlak páry na výstupu	7 MPa
Teplota páry na výstupu	285,8°C
<i>Kontejment vnitřní obal-ocel</i>	
Vnitřní průměr	44 m
Tloušťka stěny	1,2 cm
Projektovaný tlak	0,4 MPa
<i>Kontejment vnější obal-beton</i>	
Výška	70,2 m
Vnitřní průměr	50 m
Tloušťka stěny	0,8 m
<i>Turbínové soustrojí</i>	
Počet na jeden blok	1
Počet dílů turbíny	1 vysokotlaký + 4 nízkotlaké
Otáčky	3000 min ⁻¹

2.2.1 Aktivní bezpečnostní systémy:

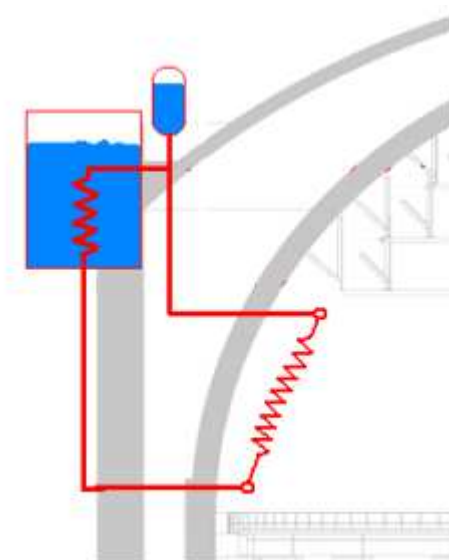
- Vysokotlaká čerpadla pro zásobu primárního okruhu kyselinou boritou
- Nízkotlaká čerpadla pro případné havarijní dochlazování
- Sprchový systém
- Vysokotlaké vstřikování kyseliny borité
- Havarijní napájení parogenerátorů
- Havarijní odvod paroplynové směsi z parogenerátorů
- Havarijní odvod paroplynové směsi z horní části jaderného reaktoru

2.2.2 Pasivní bezpečnostní systémy:

- Pasivní odvod tepla z kontejmentu
- Pasivní odvod tepla z parogenerátoru
- Lapač roztavené aktivní zóny
- Pasivní chlazení roztavené aktivní zóny
- Hydroakumulátory
- Pasivní likvidace vodíku v kontejmentu
- Systém regulačních tyčí v reaktoru
- Ochrana před přetlakováním primárního okruhu (pojišťovací armatury)

-Pasivní systém odvodu tepla z kontejmentu:

Tento systém zajišťuje stabilní odvod tepla z kontejmentu, jak za normálního provozu, tak při havárii typu LOCA nebo havárii tavení aktivní zóny. Tento systém funguje i při selhání sprchového systému či výpadku elektrického proudu v elektrárně. Teplý vzduch vzniklý v kontejmentu ohřívá vodu, která proudí v tepelném výměníku umístěného v kontejmentu. Ohřátou vodu tlačí studená voda směrem do tepelného výměníku, který je umístěn v akumulární nádrži (akumulační nádrž je umístěna mimo kontejment). Zde se využívá princip přirozené cirkulace, u které není zapotřebí žádných čerpadel. V této akumulární nádrži předává teplá voda teplo vodě studené. Toto teplo, které vzniká v akumulární nádrži, je odvedeno přes hydrostatický uzávěr. Tato nádrž je vybavena snímači, které kontrolují hladinu (viz obr.2.2.2).[1]



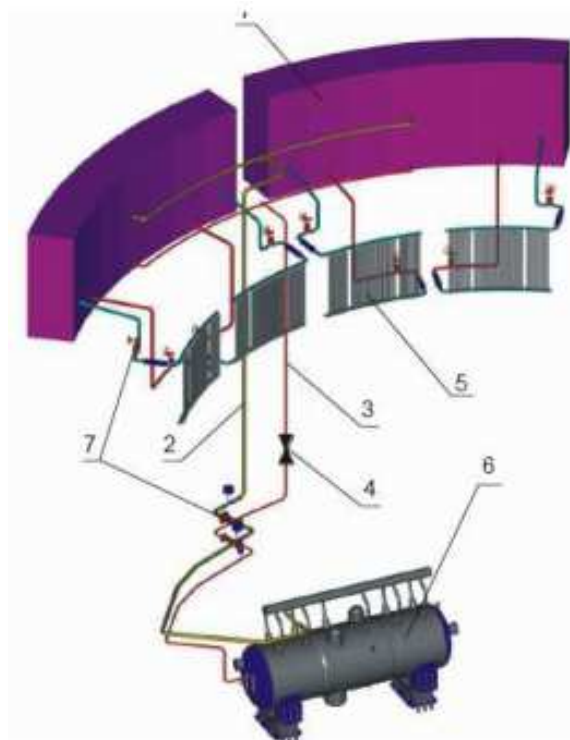
Obr. 2.2.2 Pasivní chlazení kontejmentu[1]

-Pasivní systém odvodu tepla z parogenerátoru:

Pasivní systém odvodu tepla z parogenerátoru funguje podobným způsobem jako předešlý pasivní systém odvodu tepla z kontejmentu. V případě selhání čerpadel, která doplňují napájecí vodu do parogenerátorů, či prasknutí potrubí primárního okruhu je aktivován právě tento systém.

Pokud nastane nějaké z výše uvedených selhání, parogenerátor se celý naplní vodou za akumulární nádrže. Po zaplnění parogenerátoru vodou, vzniká v něm parovodní směs. Tato parovodní směs je odváděna přes potrubí do výměníků tepla, které jsou umístěny v akumulární nádrži. Tam se voda ochladí a proudí zpět do parogenerátoru.[1][6]

Smyslem tohoto systému je zajistit dostatečné chlazení reaktoru, aby nedošlo k roztavení aktivní zóny. Pasivní systém chlazení parogenerátoru zabrání roztavení aktivní zóny v případě kompletní ztráty přívodu napájecí vody do parogenerátorů a ztráty chladiva v primárním okruhu. Další funkcí je, že snižuje následky havárie, kdy unikne medium z primárního okruhu do sekundárního okruhu (viz obr.2.2.3).[1][6]



- 1 – Akumulační nádrže s vodou
- 2 – Parní potrubí
- 3 – Potrubí vedoucí do parogenerátoru
- 4 – Ventil potrubí vedoucí do parogenerátoru
- 5 – Tepelné výměníky umístěné v kontejntu
- 6 – Parogenerátor
- 7 – Uzavírací ventily

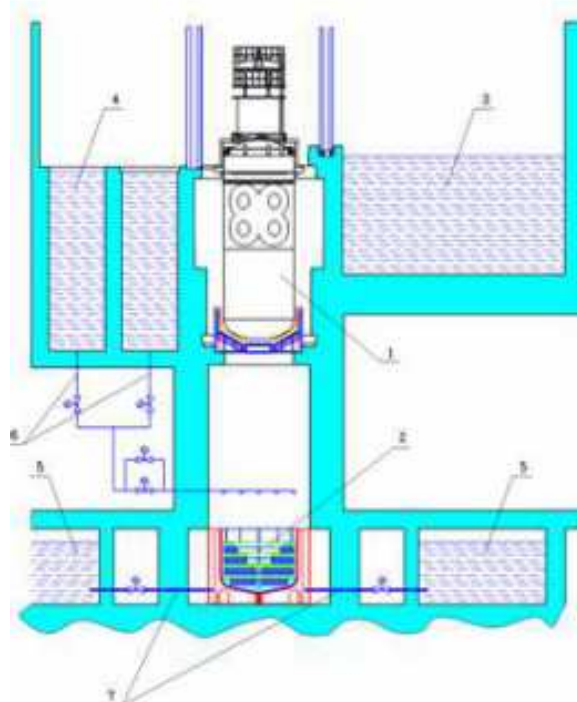
Obr. 2.2.3 Pasivní chlazení parogenerátoru[6]

2.2.3 Lapač roztavené aktivní zóny:

V případě havárie tavením aktivní zóny, teče po protavení reaktorové nádoby samotná tavenina z reaktoru k lapači. Zařízení také omezuje tvorbu plynů, které vznikají z roztavené aktivní zóny nebo při jejím chlazení. Díky této schopnosti se snižuje tepelné a tlakové namáhání kontejntu. Chlazení taveniny také zajišťují sprchy s borovou vodou.[1]

Tato voda se dostává k tavenině z kontrolních šachet reaktoru. Lapač roztavené aktivní zóny není nic víc než pouhá vybetonovaná dutina. V této dutině je umístěn tepelný výměník, který zajišťuje chlazení roztavené aktivní zóny. Tepelný výměník je potrubím spojen se zásobními šachtami s vodou a chladicí médium chladí roztavenou aktivní zónu.

Při této havárii se může stát, že dojde k pohybu reaktorové nádoby, což by mohlo mít za následek poškození lapače aktivní zóny a samozřejmě i výměníku v něm. Pro tento případ je nad výměníkem vybetonovaná, vyztužená deska, která zabraňuje reaktorové nádobě v pohybu (viz obr.2.2.4).[1]



- 1 – Reaktor
- 2 – Lapač roztavené aktivní zóny
- 3 – Bazén výměny paliva
- 4 – Kontrolní šachty reaktoru
- 5 – Zásobní šachty s vodou
- 6 – Potrubí dodávající vodu k roztavené aktivní zóně
- 7 – Potrubí mezi zásobními šachtami s vodou a tepelnými výměníky v lapači aktivní zóny

Obr. 2.2.4 Lapač aktivní zóny[1]

2.2.4 Havárie typu LOCA:

Ze začátku funguje doplňování primárního okruhu pomocí kompenzátoru objemu. Pokud již toto doplňování nestačí je spuštěno vysokotlaké doplňování, po tomto nastupují hydroakumulátory a následně systémy nízkotlakého doplňování.

Kompenzátor objemu je opatřen odlehčovacími a pojistnými armaturami. Ty slouží k odtlakování okruhu, aby mohlo být zavedeno v činnost nízkotlaké doplňování. Tyto armatury slouží také k předcházení vzniku přetlaku. Současně funguje sprchový systém a teplo je následně předáno vloženému chladicímu okruhu. Jiná možnost odvodu tepla z primárního okruhu je řízené odpouštění a doplňování skrze prasklinu, odkud uniká chladivo. Chladivo se doplňuje do okruhu takovým tempem, aby byl zajištěn odvod tepla z okruhu.

Pokud vznikne havárie LOCA lze ji řešit i pomocí sekundárního okruhu. V případě, že se nedá odvádět teplo přes sekundární okruh a přes systém technické vody, teprve potom jsou uvedeny v činnost pasivní systémy odvodu tepla.[1]

2.3 Areva- EPR

AREVA je společnost vzniklá 3.9.2001 sloučením několika francouzských firem Framatom, Cogema, Technicatome a jaderné divize německého Siemensu. Z větší části je tedy brána jako státní firma. Tímto spojením se dosáhlo výstavby více než 100 jaderných bloků ve světě, které mají dohromady více než 100 GWe. Jako jeden z nejnovějších projektů AREVY je brán právě tlakovodní reaktor EPR. Tento koncept vychází z již používaných jaderných reaktorů typu N4 a Konvoj. V přítomnosti probíhá dostavba, právě EPR, například ve Finsku, kde se staví 3. blok jaderné elektrárny Olkiluoto, která má ovšem mírný skluz. Jako další můžeme zmínit dostavbu 3. bloku jaderné elektrárny Flamanville ve Francii. O tento jaderný reaktor se zajímá i více států v Evropě a to například Velké Británii a Itálii. Ze zámořských a mimoevropských států mají o tento reaktor zájem například v Indii a USA.[1][5]



Obr.2.3.1 Koncepce EPR[1]

Hlavní charakteristiky projektu EPR:

- Aktivní zóna reaktoru má nízkou hustotu výkonu
- Primární okruh EPR obsahuje velkou zásobu vody
- Řešení havárie tavením aktivní zóny pomocí lapače
- Krátké odstávky elektrárny pro překládku paliva, údržbu a servis
- Krátká doba výstavby JE
- Životnost JE 60 let
- Kopulovitý tvar kontejmentu

Tab.2.3.1 Základní technické parametry projektu EPR:

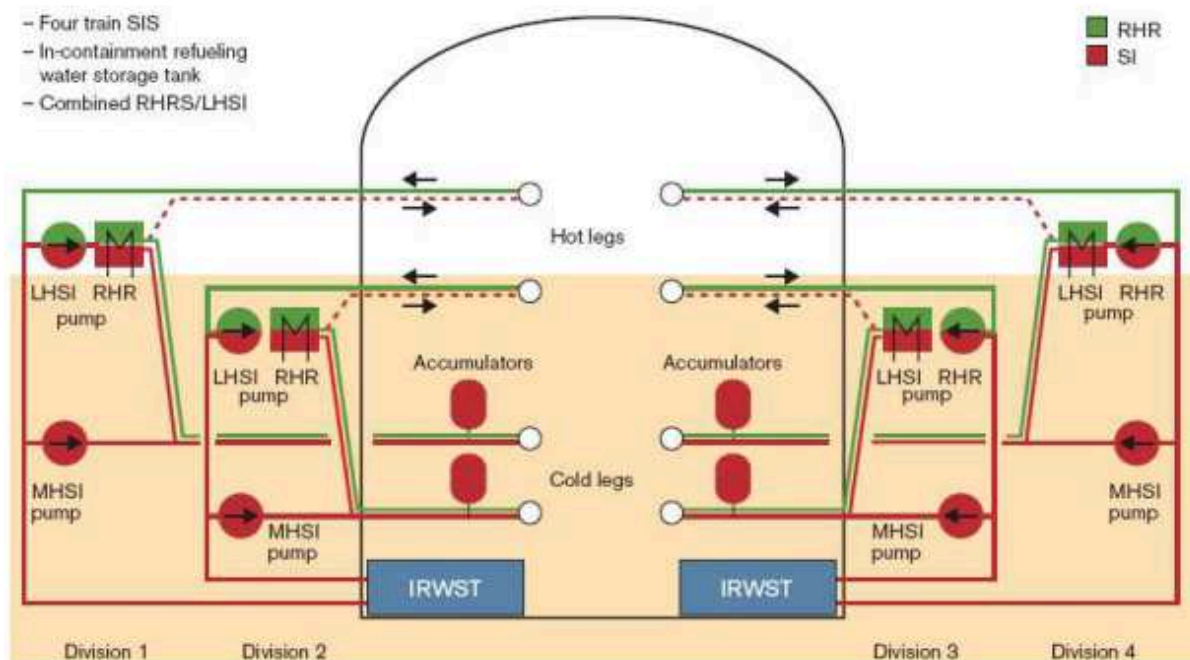
<i>Jaderná elektrárna</i>	
Instalovaný výkon	1600-1750 MWe
Účinnost (čistá)	36-37 %
Životnost projektu	50 let
<i>Reaktor</i>	
Palivo reaktoru	obohacený uran UO ₂ , možnost využití MOX
Obohacení paliva	max. 5 %
Počet palivových souborů	241
Délka palivového cyklu	18-24 měsíců(1,5-2 roky)
<i>Systém chlazení reaktoru</i>	
Počet chladících smyček	4
Pracovní tlak	15,5 MPa
Teplota chladiva na vstupu	295,9°C
Teplota chladiva na výstupu	327,2°C
Průtokové množství chladiva reaktorem	31,5 m ³ /s
<i>Parogenerátor</i>	
Počet na jeden blok	4
Odebíraná pára z 1 parogenerátoru	2299 t/hod
Tlak páry na výstupu	7,8 MPa
Teplota páry na výstupu	293°C
<i>Kontejment vnitřní obal-ocel</i>	
Vnitřní průměr	48 m
Tloušťka stěny	1,3 m
Projektovaný tlak	0,55 MPa
<i>Kontejment vnější obal-beton</i>	
Výška	91 m
Vnitřní průměr	75 m
Tloušťka stěny	1,3 m
<i>Turbínové soustrojí</i>	
Počet na jeden blok	1
Počet dílů turbíny	1 vysokotlaký + 3 nízkotlaké
Otáčky	3000 min ⁻¹

2.3.1 Aktivní bezpečnostní systémy projektu EPR:

- Systém havarijního doplňování spolu se systémem odvodu zbytkového tepla
- Systém případného havarijního napájení parogenerátorů
- Systém odvodu zbytkového tepla z kontejmentu
- Lapač roztavené aktivní zóny

-Systém havarijního doplňování, systém odvodu tepla:

Tyto systémy jsou rozděleny na čtyři divize, které jsou na sobě vzájemně závislé. Je dobré si všimnout, že všechny divize jsou umístěny mimo kontejment a to i každý v jiné budově. Toto je odůvodněno tím, že při havárii nebudou případně zničeny všechny prvky doplňování (viz obr.2.3.2).[1]



Obr. 2.3.2 Systém havarijního doplňování[1]

Systém havarijního doplňování: 1) středtlaké doplňování

2) hydroakumulátory

3) nízkotlaké doplňování

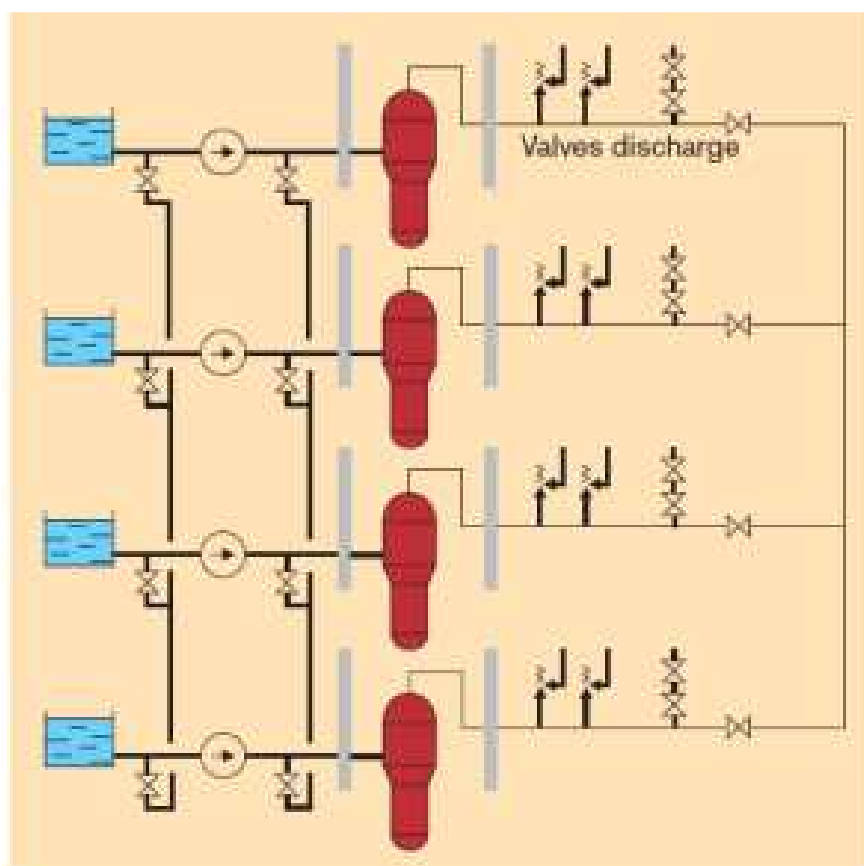
4) nádrž IRWST

2.3.2 Pasivní systém havarijního napájení parogenerátorů:

Havarijním napájením parogenerátorů zajišťujeme pravidelný a dostatečný přísun chladicího média, pokud toto není zajištěno běžnými systémy, které mají zásobu parogenerátorů na starosti.

Každý ze čtyř parogenerátorů je vybaven tímto systémem havarijního napájení, kdy každý z parogenerátorů je zásobován ze své vlastní nádrže. Tyto potrubí jsou navzájem propojeny pro případ, že by došlo k prasknutí trubky v jednom z parogenerátorů. Pro tento případ zásobují parogenerátor zbylé tři fungující. Navíc je zvýšen tlak v parogenerátoru, který je poškozen

Havarijní systém doplňování parogenerátorů je v provozu pouze při abnormálních a havarijních provozních stavech. Systém pracuje při všech havarijních stavech až na havárii typu velká LOCA, kdy funguje systém havarijního doplňování ve spolupráci s odvodem zbytkového tepla z kontejmentu (viz obr.2.3.3).[1]



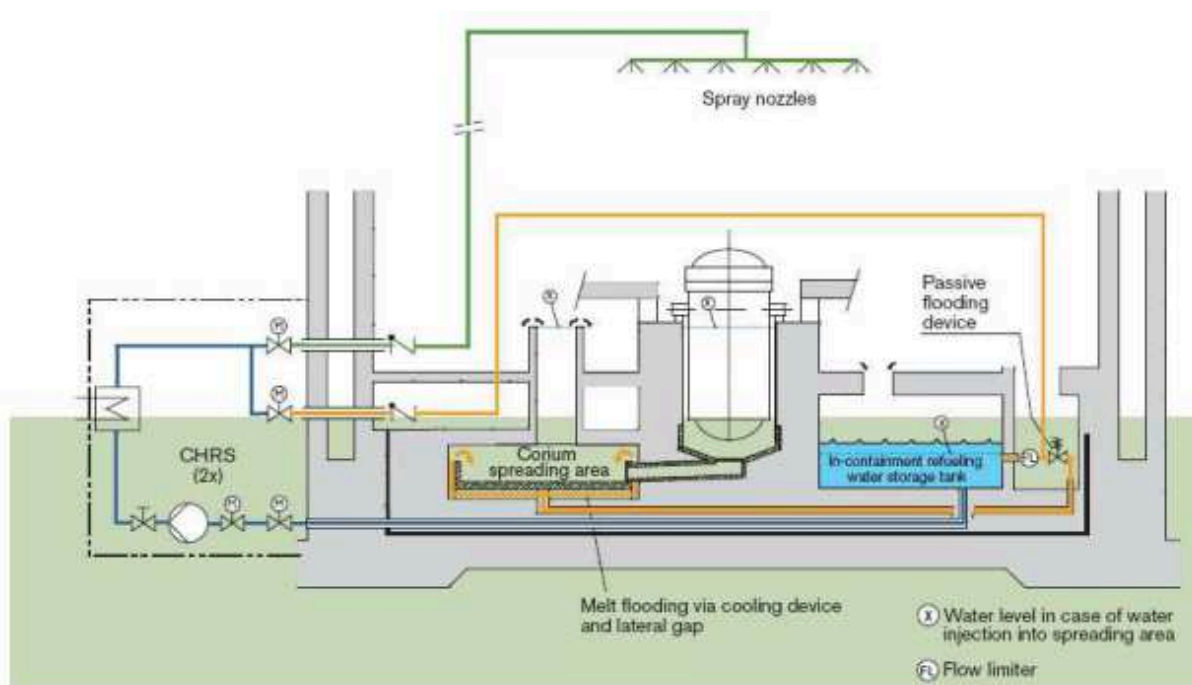
Obr. 2.3.3 Systém havarijního doplňování parogenerátorů[1]

2.3.3 Havárie typu tavení aktivní zóny:

Zde je tato havárie řešena velice podobný způsobem jako u konceptu MIR-1200 a to lapačem roztavené aktivní zóny. U projektu EPR je lapač roztavené aktivní zóny nádrž o objemu 170 m³. Ta zajišťuje bezpečné zachycení taveniny. Tímto je zaručeno efektivní chlazení roztavené hmoty.

Jakmile tavící se aktivní zóna protaví dno reaktorové nádoby, je tavenina zadržena v prostoru šachty reaktoru. Tato šachta je s reaktorem spojena pomocí kanálu. Na dně šachty, kde se nachází vstup do kanálu, je umístěna ocelová přepážka. Umístění této ocelové přepážky není náhodné, neboť nám zajišťuje, že tavenina v kanále netuhne a tím pádem ho neucpává. Po protavení ocelové přepážky teče tavenina dál kanálem k lapači aktivní zóny.

Současně s roztavením ocelové přepážky dojde k zaplnění lapače chladicí vodou z IRWST. Účinnost systému zaručuje stabilizaci roztavené aktivní zóny během několika hodin a jeho ztuhnutí během několika dní (viz obr.2.3.4).[1]



Obr. 2.3.4 Řešení havárie tavením aktivní zóny[1]

2.3.4 Havárie typu LOCA:

V případě havárie LOCA má EPR podobný systém jako MIR-1200 i AP 1000. Jakmile dojde k prasknutí potrubí, sníží se rapidně tlak o několik MPa, přičemž chladicí médium stříkající z primárního potrubí se mění okamžitě na páru.

Za této situace se začne pomalu snižovat hladina v kompenzátoru objemu, aby se zajistila dodávka chladiva do primárního okruhu. Následuje odstavení reaktoru a turbíny. Dále je nutné snížit průtok napájecí vody do parogenerátoru tím, že jsou uzavřeny hlavní napájecí hlavy. Systém napájení parogenerátoru je pojištěn pomocným a havarijním napájením parogenerátoru pro případ, že selže napájení hlavní. Při průběhu těchto činností se stále snižuje hladina v kompenzátoru objemu a jsou spuštěny systémy středotlakého a nízkotlakého doplňování. Pokud chceme spustit středotlaké doplňování, je potřeba odtlakovat primární okruh. Toto je prováděno pomocí přepouštěcí stanice do atmosféry. Tato stanice je umístěna v sekundárním okruhu.

Tlak je uvolněn pomocí vypouštěcích armatur umístěných v této stanici. Tlak je stále snižován, až nabije hodnoty, kdy mohou být použity hydroakumulátory a nízkotlaké doplňování. Současně se používají sprchové systémy, které zajišťují odvod zbytkového tepla z kontejmentu.[1]

3. Porovnání reaktorů II.generace s reaktory III.generace

Pro představu o zlepšení bezpečnostních prvků reaktorů třetí generace, oproti reaktorům generace druhé, bude nejlepší porovnat tyto dva koncepty u jednoho výrobce. V tomto případě porovnáme starší koncept ruského Atomstroyexpressu VVER 1000 s novějším MIR-1200.

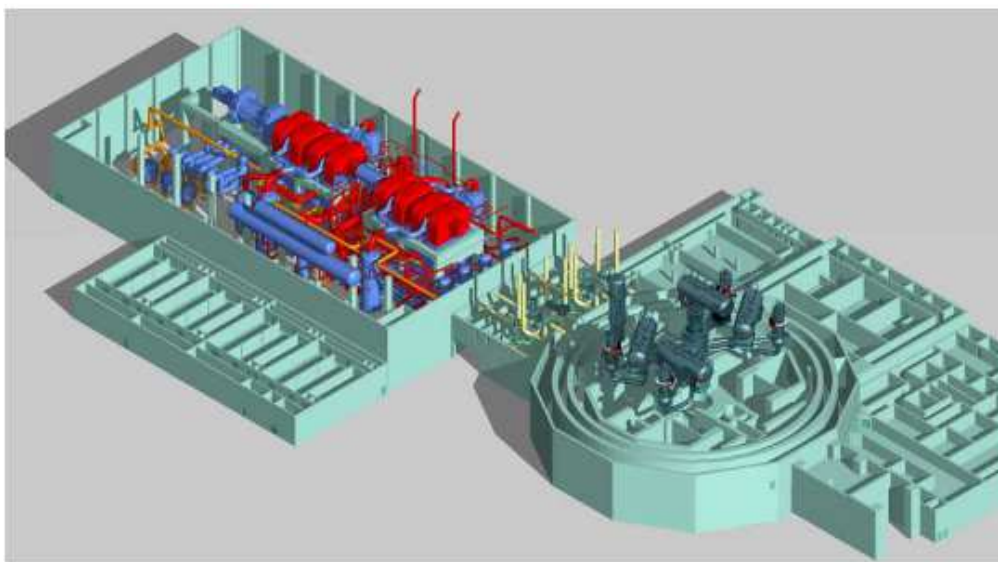
VVER 1000 vs. MIR-1200

Největší změnou je nejspíše konstrukce samotného kontejmentu. Ten je v případě nového konceptu dvouplášťový, přičemž vnější plášť je vyroben ze železobetonu a je projektován tak, aby odolal nejrůznějším přírodním či okolním vlivům. Je také projektován proti havárii letadla (snese pád 5,7t těžkého letadla letícího 100m/s), nějakému vnějšímu výbuchu (dokáže odolat tlakové vlně 30kPa po dobu 1s), a dále také proti zatížení sněhem a ledem. Nejdůležitější je, že dokáže odolat zemětřesení. Vnitřní

plášť kontejmentu je tvořen ocelovou vystýlkou a je konstruován na tlak 0,5MPa a teplotu 150°C. Další větší změna je ve velikosti částí primárního okruhu. Tyto části se oproti VVER 1000 zvětšily a týká se to hlavně tlakových nádob, armatur a čerpadel.[1][5]

Další vylepšení:

- Zvýšení elektrického výkonu
- Zvýšení tepelného výkonu
- Zvýšení tlaku páry na výstupu z generátoru
- Zmenšení tlakových ztrát v hlavním parovodu na 0,2 MPa
- Konstrukce kontejmentu
- Bezpečnostní systémy
- Programovatelný digitální systém kontroly a řízení
- Účinnost JE
- Doba výstavby JE (54 měsíců)
- Životnost JE (60let)
- Bezpečnostní systémy



Obr. 3.1 Řez konceptu MIR-1200[1]

4. Elektrárny IV.generace

Měly by umožnit lepší využití jaderné energetiky a ekologičtějším způsobem získat dostatek potřebné energie. To vše je podrobena požadavkům na tyto koncepty, které zahrnují nejen reaktory, ale i zařízení pro transformaci tepelné energie na elektrickou a všechny podpůrné provozy, například pro recyklaci vyhořelého paliva. Prioritou je pochopitelně bezpečnost jaderného reaktoru a celé jaderné energetiky. Tedy také to, aby se zabránilo možností úniku štěpného materiálu v podobě vhodné pro výrobu jaderné zbraně do nepovolání rukou.[10]

Koncepty:

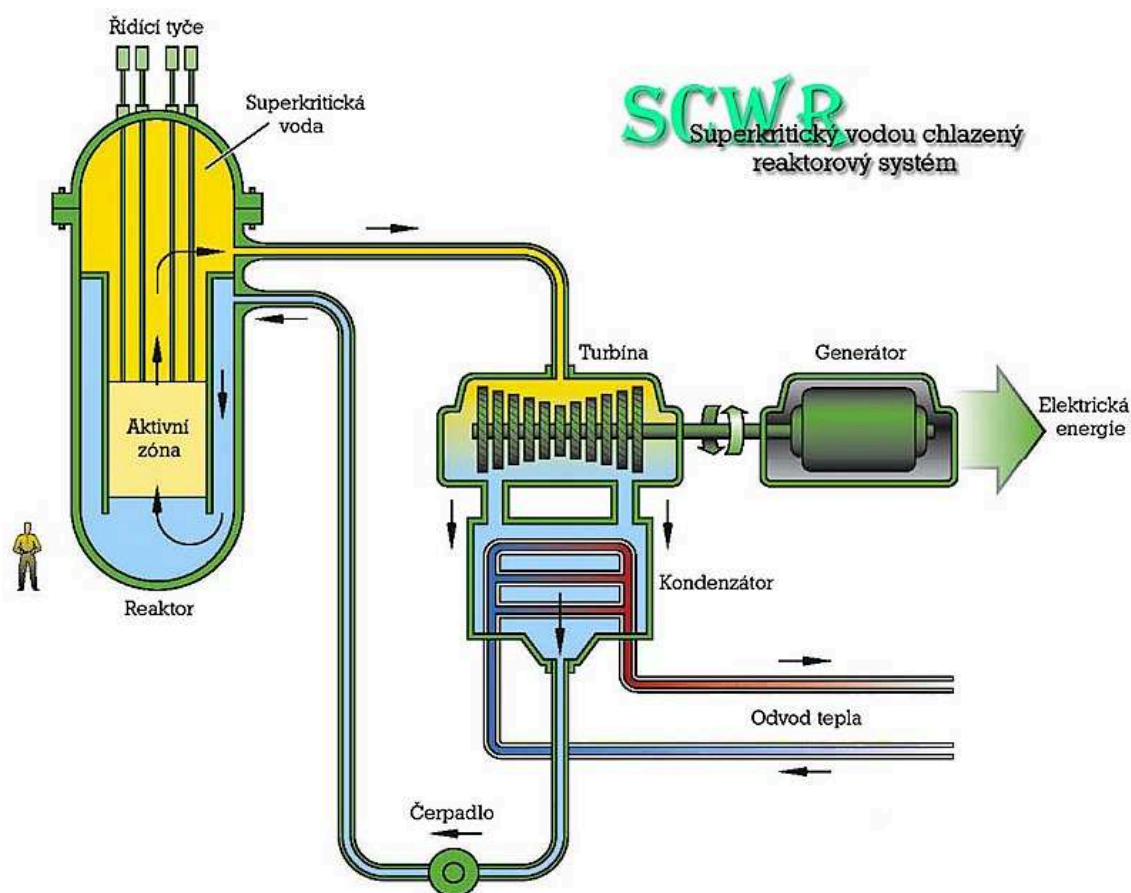
- VHTR – Very-High-Temperature Reactors
- SCWR – SuperCritical Water Reactors
- MSR - Molten Salt Reactors
- GFR – Gas-Cooled Fast Reactors
- SFR – Sodium-Cooled Fast Reactors
- LFR – Lead-Cooled Fast Reactors

4.1 SCWR-Superkritická vodní smyčka

Superkritická vodní smyčka SCWL(SuperCritical Water Loop), je zatím experimentální zařízení k simulaci fyzikálních a chemických parametrů superkritického vodního reaktoru SCWR. Superkritický vodní reaktor je chlazený vodou a je to reaktor již IV. generace, který jako chladivo a moderátor používá vodu s parametry nad kritickým bodem (374°C; 22,1 MPa). V současných tlakovodních jaderných reaktorech se parametry chladiva pohybují na výrazně nižších hodnotách, kdy teplota nepřesahuje 350°C a tlak se drží přibližně kolem 16 MPa. Takový vysoký nárůst parametrů chladiva umožňuje zvýšit účinnost tepelného cyklu. Tím se ovšem zvyšují i nároky na volbu konstrukčních materiálů.

Česká republika, se vývoje tohoto reaktoru IV. generace SCWR může zúčastnit prostřednictvím superkritické vodní smyčky SCWL, nově instalované v polské ÚJV Řež. Tato smyčka byla zkonstruována hlavně pro účely zjištění technologií, technických

nároků a stupně proveditelnosti pro budoucí konstrukci samotného reaktoru s chladivem s nadkritickými parametry.[11]



Obr. 4.1 SCWR smyčka[11]

5. Návrh a výpočet výměníku

Jedná se o výměník havarijního doplňování. Je zadán trubkový výměník typ s plavoucí hlavou, média obsažená ve výměníku voda-voda + kyselina boritá. Je vyroben z oceli a je nerozebíratelný. Vypočítejte kolik trubek je ve výměníku potřeba pro konstrukci teplosměnné plochy. V hladkých trubkách výměníku (Tr θ 16x1,5) protéká ohřívané médium, kterým je voda, délka trubek je 8m. Voda zředěná kyselinou boritou proudí výměníkem přes 5 přepážek. Průměr výměníku je 1700 mm, délka výměníku je 7000 mm.[2][3]

Vstupní parametry jednotlivých médií

Tab.5.1

<i>Médium</i>	<i>Vstup[° C]</i>	<i>Výstup[° C]</i>
Ohřívané	45	75
Chlazené	160	90

Průtok médií

Technická voda výměníku $3200 \text{ [m}^3 \cdot \text{h}^{-1}] \rightarrow 0,8888 \text{ [m}^3 \cdot \text{s}^{-1}]$ - ohřáté médium

Zředěný roztok voda + H_3BO_3 $1600 \text{ [m}^3 \cdot \text{h}^{-1}] \rightarrow 0,4444 \text{ [m}^3 \cdot \text{s}^{-1}]$ - chlazené médium

Rychlost proudění

$$w_o = 2,57 \text{ [m} \cdot \text{s}^{-1}]$$

$$w_{ch} = 1,02 \text{ [m} \cdot \text{s}^{-1}]$$

Průtočné množství

$$\dot{V}_o = 1,5 \cdot 10^{-6} \text{ [m}^3 \cdot \text{s}^{-1}]$$

$$\dot{V}_{ch} = 0,45 \cdot 10^{-6} \text{ [m}^3 \cdot \text{s}^{-1}]$$

Hmotnostní tok vody

$$M_o = 888,8 \text{ [kg} \cdot \text{s}^{-1}]$$

$$M_{ch} = 444,4 \text{ [kg} \cdot \text{s}^{-1}]$$

Střední teplota ohřívané vody

$$t_{o,stř} = \frac{t_{o1} + t_{o2}}{2} \text{ [}^\circ\text{C]} \tag{5.1}$$

$$t_{o,stř} = \frac{45 + 75}{2} = 60 \text{ [}^\circ\text{C]}$$

Střední teplota vody ochlazované

$$t_{ch,stř} = \frac{t_{ch1} + t_{ch2}}{2} \text{ [}^\circ\text{C]} \quad (5.2)$$

$$t_{ch,stř} = \frac{160 + 90}{2} = 125 \text{ [}^\circ\text{C]}$$

Hodnoty z tabulky Příloha č.1

	$t_{o,stř} \text{ [}^\circ\text{C]}$	$t_{ch,stř} \text{ [}^\circ\text{C]}$
$\nu \text{ [m}^2 \cdot \text{s}^{-1}\text{]}$	$0,4743 \cdot 10^{-6}$	$0,2094 \cdot 10^{-6}$
$\lambda \text{ [W} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}\text{]}$	0,652	0,690
$c_p \text{ [kJ} \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}\text{]}$	4,1843	4,2522
$\eta \text{ [N} \cdot \text{s} \cdot \text{m}^{-2}\text{]}$	$466,3 \cdot 10^{-6}$	$163,8 \cdot 10^{-6}$
Pr [1]	2,99	1,20
$\rho \text{ [kg} \cdot \text{m}^3\text{]}$	983,3	944,1

Určení střední teploty, celkové viskozity a celkového Prandtlova čísla pro média

$$t_{c,stř} = \frac{t_{o,stř} + t_{ch,stř}}{2}$$

$$t_{c,stř} = \frac{125 + 60}{2} = 92,5^\circ\text{C} \rightarrow \eta_c = 315,05 \cdot 10^{-6} \text{ [N} \cdot \text{s} \cdot \text{m}^{-2}\text{]} \quad (5.3)$$

$$\text{Pr}_c = 2,095 \text{ [1]}$$

Výpočet tepelného výkonu

Hmotnostní průtok ohřívané vody

$$\dot{m}_o = \rho_o \cdot \dot{V}_o \quad [\text{kg} \cdot \text{s}^{-1}] \quad (5.4)$$

$$\dot{m}_o = 983,3 \cdot 1,5 \cdot 10^{-4} = 0,1475 [\text{kg} \cdot \text{s}^{-1}]$$

Hmotnostní průtok chlazené vody

$$\dot{m}_{ch} = \rho_{ch} \cdot \dot{V}_{ch} \quad [\text{kg} \cdot \text{s}^{-1}] \quad (5.5)$$

$$\dot{m}_{ch} = 944,1 \cdot 0,45 \cdot 10^{-4} = 0,0425 [\text{kg} \cdot \text{s}^{-1}]$$

Tepelný výkon ohřívané vody

$$\dot{Q}_o = \dot{m}_o \cdot c_{po} \cdot (t_{o2} - t_{o1}) \quad [\text{W}] \quad (5.6)$$

$$\dot{Q}_o = 0,1475 \cdot 4,1843 \cdot 10^3 \cdot (75 - 45) = 18515,53 [\text{W}]$$

Tepelný výkon chlazené vody

$$\dot{Q}_{ch} = \dot{m}_{ch} \cdot c_{pch} \cdot (t_{ch2} - t_{ch1}) \quad [\text{W}] \quad (5.7)$$

$$\dot{Q}_{ch} = 0,0425 \cdot 4,2522 \cdot 10^3 \cdot (160 - 90) = 12650,29 [\text{W}]$$

Střední tepelný výkon

$$\dot{Q}_{stř} = \frac{\dot{Q}_o + \dot{Q}_{ch}}{2} \quad [\text{W}] \quad (5.8)$$

$$\dot{Q}_{stř} = \frac{18515,53 + 12650,29}{2} = 15582,91 [\text{W}]$$

Reynoldsovo kritérium pro ohřivanou vodu

$$\text{Re}_o = \frac{w_o \cdot d_1}{\nu_o} \quad [1] \quad (5.9)$$

-Pro d_1 bereme hodnotu vnitřního průměru trubky

$$\text{Re}_o = \frac{2,57 \cdot 0,0145}{0,4743 \cdot 10^{-6}} = 78568,4 > 2320 \Rightarrow \text{turbulentní proudění}$$

Reynoldsovo kritérium pro chlazenou vodu

$$\text{Re}_{ch} = \frac{w_{ch} \cdot d_h}{\nu_{ch}} \quad [1] \quad (5.10)$$

-Pro d_h bereme hodnotu hydraulického průřezu

$$\text{Re}_{ch} = \frac{1,02 \cdot 1,407}{0,2094 \cdot 10^{-6}} = 6853581,7 > 2320 \Rightarrow \text{turbulentní proudění}$$

Výpočet hydraulického průřezu

$$d_h = \frac{4 \cdot S}{O} \quad [m] \quad (5.11)$$

-Pro S bereme hodnotu průtočného průřezu přepážky

-Pro O platí obvod odvodního kanálu

$$d_h = \frac{4 \cdot (1,2 \cdot 1,7)}{2 \cdot (1,2 + 1,7)} = 1,407 [m]$$

Nusseltovo kritérium pro ohřivanou vodu

$$Nu_o = 0,036 \cdot Re_o^{0,8} \cdot Pr_o^{\frac{1}{3}} \cdot \left(\frac{\eta_o}{\eta_c}\right)^{0,14} \cdot \left(\frac{d_1}{l}\right)^{\frac{1}{18}} [1] \quad (5.12)$$

-Pro Pr (Prandtlovo kritérium) je brána hodnota z tabulky Příloha č.1. pro ohřivanou vodu

- η_o viskozita ohřivané vody

- η_c celková viskozita médií

-l délka trubky

$$Nu_o = 0,036 \cdot 78568,4^{0,8} \cdot 2,99^{\frac{1}{3}} \cdot \left(\frac{466,3 \cdot 10^{-6}}{315,05 \cdot 10^{-6}}\right)^{0,14} \cdot \left(\frac{0,0145}{8}\right)^{\frac{1}{18}} = 318,03[1]$$

Nusseltovo kritérium pro chlazenou vodu

$$Nu_{ch} = 0,036 \cdot Re_{ch}^{0,8} \cdot Pr_{ch}^{\frac{1}{3}} \cdot \left(\frac{\eta_{ch}}{\eta_c}\right)^{0,14} \cdot \left(\frac{d_h}{l}\right)^{\frac{1}{18}} [1] \quad (5.13)$$

- η_{ch} viskozita chlazené vody

$$Nu_{ch} = 0,036 \cdot 6853581,7^{0,8} \cdot 1,2^{\frac{1}{3}} \cdot \left(\frac{163,8 \cdot 10^{-6}}{315,5 \cdot 10^{-6}}\right)^{0,14} \cdot \left(\frac{1,407}{8}\right)^{\frac{1}{18}} = 9325,24[1]$$

Součinitel přestupu tepla pro ohřivanou vodu

$$\alpha_o = \frac{Nu_o \cdot \lambda_o}{d_1} [W \cdot m^{-2} \cdot K^{-1}] \quad (5.14)$$

- λ_o součinitel tepelné vodivosti ohřivané vody

$$\alpha_o = \frac{318,03 \cdot 0,652}{0,0145} = 14300,38 [W \cdot m^{-2} \cdot K^{-1}]$$

Součinitel přestupu tepla chlazené vody

$$\alpha_{ch} = \frac{Nu_{ch} \cdot \lambda_{ch}}{d_h} \quad [W \cdot m^{-2} \cdot K^{-1}] \quad (5.15)$$

- λ_{ch} součinitel tepelné vodivosti chlazené vody

$$\alpha_{ch} = \frac{9325,24 \cdot 0,690}{1,407} = 4573,14 [W \cdot m^{-2} \cdot K^{-1}]$$

Součinitel prostupu tepla

$$k = \frac{\pi}{\frac{1}{\alpha_o \cdot d_1} + \Sigma \frac{1}{2 \cdot \lambda} \cdot \ln \frac{d_2}{d_1} + \frac{1}{\alpha_{ch} \cdot d_2}} \quad [W \cdot m^{-1} \cdot K^{-1}] \quad (5.16)$$

-kde λ je tepelná vodivost pro ocel $\lambda = 200 [W \cdot m^{-1} \cdot K^{-1}]$

-kde d_1 je vnitřní průměr trubky

-kde d_2 je vnější průměr trubky

$$k = \frac{\pi}{\frac{1}{14300,38 \cdot 0,0145} + \frac{1}{2 \cdot 200} \cdot \ln \frac{0,016}{0,0145} + \frac{1}{4573,14 \cdot 0,016}} = 167,68 [W \cdot m^{-1} \cdot K^{-1}]$$

Vodní ekvivalent ohřívání vody

$$W_o = c_{po} \cdot M_o \quad [kJ \cdot K^{-1} \cdot s^{-1}] \quad (5.17)$$

- c_{po} střední měrná tepelná kapacita ohřívání vody

$$W_o = 4,1843 \cdot 888,8 = 3719 [kJ \cdot K^{-1} \cdot s^{-1}]$$

Vodní ekvivalent chlazené vody

$$W_{ch} = c_{pch} \cdot M_{ch} \left[kJ \cdot K^{-1} \cdot s^{-1} \right] \quad (5.18)$$

- c_{pch} střední měrná tepelná kapacita chlazené vody

$$W_{ch} = 4,2522 \cdot 444,4 = 1889,67 \left[kJ \cdot K^{-1} \cdot s^{-1} \right]$$

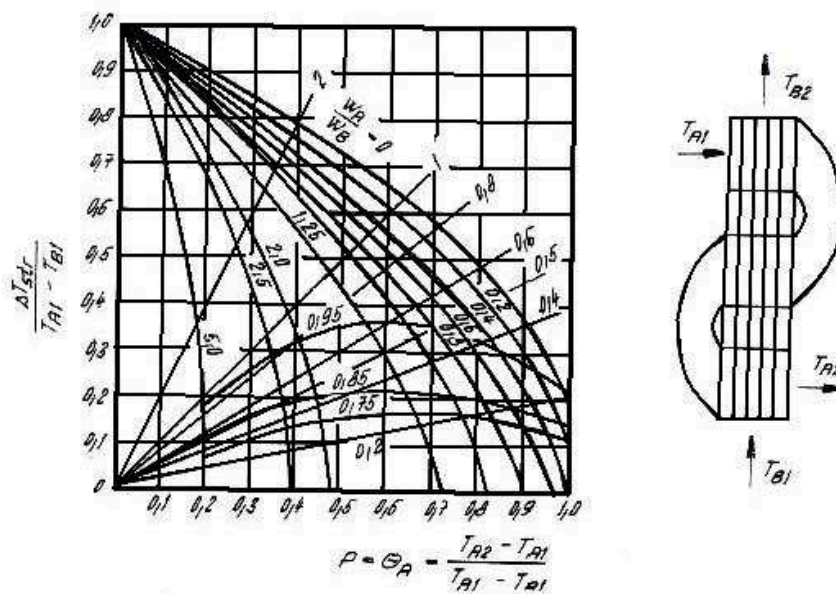
Výpočet parametrů pro určení střední teploty

$$P = \frac{T_{ch1} - T_{ch2}}{T_{o1} - T_{o1}} \quad [1] \quad (5.19)$$

$$P = \frac{160 - 90}{160 - 45} = 0,608 [1]$$

$$R = \frac{W_{ch}}{W_o} \quad [1] \quad (5.20)$$

$$R = \frac{1889,67}{3719} = 0,508 [1]$$



Obr.5.1 graf pro určení střední teploty

Výpočet střední teploty

$$\frac{\Delta t_{stř}}{t_{ch1} - t_{o1}} = 0,3 \quad (5.21)$$

-ze vzorce vyjádříme teplotu

$$\Delta t_{stř} = 0,3 \cdot (160 - 45) = 34,5[°C] \quad (5.22)$$

Výpočet teplosměnné plochy

$$S = \frac{M_{ch} \cdot c_{pch} \cdot (t_{ch1} - t_{ch2})}{k \cdot \Delta t_{stř}} [m] \quad (5.23)$$

$$S = \frac{444,4 \cdot 10^3 \cdot 4,2522 \cdot (160 - 90)}{167,68 \cdot 34,5} = 22865,7[m]$$

Počet potřebných trubek

$$Tr = \frac{S}{l} [l] \quad (5.24)$$

$$Tr = \frac{22865,7}{8} = 2858[l]$$

6. Závěr

Po rozboru a zjištění jednotlivých poznatků o jednotlivých reaktorech z různých firem, lze usoudit, že v oblasti jaderných elektráren se vše ubírá dobrým směrem ohledně předcházení a minimalizování důsledků havárií těchto elektráren. I při porovnání reaktoru II.generace s reaktorem III.generace je poznat postup vpřed a inovace bezpečnostních a konstrukčních prvků. Doufejme tedy, že se nebudou opakovat hrůzné historické události, a že jim v budoucnu budeme moci naprosto předejít, jak formou zabezpečení JE, tak například přechodem k jinému zdroji energie.

Dle zadání výpočtové části bakalářské práce, jsem zjistil, že pro dané parametry výměníku pro havarijní doplňování je zapotřebí 2 858 trubek. Dále jsem zjistil jeho střední tepelný výkon, který je přibližně 15,6 kW. Pro jednotlivá média jsem spočítal dané kritéria. Podle Reynoldse, díky kterému jsem zjistil, že v obou případech jde o turbulentní proudění, a také podle Nusselta.

7. Seznam literatury:

[1] -PAVLÍČEK, M.: Diplomová práce-Přístupy k zajištění jaderné bezpečnosti u reaktorů III.generace., VUT Brno, 2010

[2]-VÍTEČEK, J.: Bakalářská práce-Havarijní dochlazování aktivní zóny jaderné elektrárny MIR 1200,VŠB-TU Ostrava, 2011

[3]-VÍT, T.: Základy přenosu tepla a hmoty I, VŠB-TU Ostrava, 1998

[4]-PROCHÁZKOVÁ, O.: Jaderná energetika, VŠB-TU Ostrava, 2006

[5]-Konference Jaderné energetiky.: Přednáška ŠKODA JS a.s., Přednáška Kolat, P.,
Rožnov pod Radhoštěm, 2012

[6]-ZDEBOR, R.: Prezentace-Projekt MIR.1200 a aktuální požadavky na bezpečnost jaderných elektráren, Konference Strojírnoství Ostrava, 2011

[7]Dostupné z: http://cs.wikipedia.org/wiki/%C4%8Cernobylsk%C3%A1_hav%C3%A1rie

Dostupné z: wikipedia.org

[8]Dostupné z:http://cs.wikipedia.org/wiki/Hav%C3%A1rie_elektr%C3%A1rny_Fuku%C5%A1ima_I

Dostupné z: wikipedia.org

[9]Dostupné z: http://cs.wikipedia.org/wiki/Three_Mile_Island

Dostupné z: wikipedia.org

[10]Dostupné z:<http://www.osel.cz/index.php?clanek=3568>

Dostupné z: osel.cz

[11]Dostupné z: <http://www.nri.cz/web/ujv-800/>

superkriticka-vodni-smycka-pro-reaktory-iv.-generace

Dostupné z: nri.cz

8. Seznam příloh:

Příloha č.1- Fyzikální vlastnosti vody při tlaku na mezi sytosti

t	ρ	c_p	λ	$10^6 \eta$	$10^6 \nu$	$10^6 a$	Pr
[°C]	[kg m ⁻³]	[J kg ⁻¹ K ⁻¹]	[W m ⁻¹ K ⁻¹]	[Pa s]	[m ² s ⁻¹]	[m ² s ⁻¹]	[1]
51	987,6	4180,8	0,642	537,2	0,5439	0,156	3,50
52	987,1	4181,2	0,643	528,4	0,5353	0,156	3,43
53	986,6	4181,5	0,644	519,9	0,5269	0,156	3,37
54	986,2	4181,9	0,646	511,6	0,5188	0,157	3,31
55	985,7	4182,2	0,647	503,6	0,5109	0,157	3,26
56	985,2	4182,6	0,648	495,7	0,5032	0,157	3,20
57	984,7	4183,0	0,649	488,1	0,4956	0,158	3,15
58	984,3	4183,4	0,650	480,6	0,4883	0,158	3,09
59	983,8	4183,9	0,651	473,4	0,4812	0,158	3,04
60	983,3	4184,3	0,652	466,3	0,4743	0,158	2,99
.
.
.
125	944,1	4252,2	0,690	163,8	0,2094	0,165	1,20