

ZÁPADOČESKÁ UNIVERZITA V PLZNI
FAKULTA STROJNÍ

Studijní program: N2301 Strojní inženýrství
Studijní obor: 2302T041 Stavba jaderně energetických zařízení

DIPLOMOVÁ PRÁCE

Možnost použití malých modulárních jaderných reaktorů
v českých podmínkách

Autor: **Bc. Václav SLÁMA**

Vedoucí práce: **Ing. Jan ZDEBOR, CSc**

Akademický rok 2011/2012

Originální zadání

ANOTAČNÍ LIST DIPLOMOVÉ PRÁCE

AUTOR	Příjmení Sláma	Jméno Václav		
STUDIJNÍ OBOR	2302T041 „Stavba jaderně energetických zařízení“			
VEDOUCÍ PRÁCE	Příjmení (včetně titulů) Ing. Zdebor, CSc.	Jméno Jan		
PRACOVISŤE	ZČU - FST - KKE			
DRUH PRÁCE	DIPLOMOVÁ	BAKALÁŘSKÁ	Nehodící se škrtněte	
NÁZEV PRÁCE	Možnost použití malých modulárních jaderných reaktorů v českých podmínkách			

FAKULTA	strojní	KATEDRA	KKE	ROK ODEVZD.	2012
----------------	---------	----------------	-----	--------------------	------

POČET STRAN (A4 a ekvivalentů A4)

CELKEM	124	TEXTOVÁ ČÁST	76	GRAFICKÁ ČÁST	48
---------------	-----	---------------------	----	----------------------	----

STRUČNÝ POPIS ZAMĚŘENÍ, TÉMA, CÍL POZNATKY A PŘÍNOSY	<p>Cílem práce je shrnout současný stav výzkumu a vývoje malých modulárních reaktorů (SMR) a na základě takto získaných podkladů provést technické a ekonomické hodnocení. Dalším úkolem je návrh základních rozměrů vybrané tlakové nádoby malého reaktoru na základě pevnostních výpočtů a kontrolních výpočtů provedených podle normy NTD A.S.I. Nebyla objevena žádná technická překážka pro výstavbu SMR. Z principu jsou navíc bezpečnější než velké reaktory a většina je ekonomicky výhodnější. Navržená tlaková nádoba splňuje všechny požadavky NTD.</p>
KLÍČOVÁ SLOVA	<p>SMR, malý reaktor, modulární reaktor, reaktor, MAAE, ekonomické hodnocení, tlaková nádoba, NTD A.S.I., pevnostní výpočet, kontrolní výpočet, MKP, KLT-40S</p>

SUMMARY OF DIPLOMA SHEET

AUTHOR	Surname Sláma	Name Václav	
FIELD OF STUDY	2302T041 „Nuclear Power Equipment Design“		
SUPERVISOR	Surname (Inclusive of Degrees) Ing. Zdebor, CSc.	Name Jan	
INSTITUTION	ZČU - FST - KKE		
TYPE OF WORK	DIPLOMA	BACHELOR	Delete when not applicable
TITLE OF THE WORK	Possibility of using Small Modular Reactors in Czech conditions		

FACULTY	Mechanical Engineering	DEPARTMENT	KKE	SUBMITTED IN	2012
----------------	---------------------------	-------------------	-----	---------------------	------

NUMBER OF PAGES (A4 and eq. A4)

TOTALLY	124	TEXT PART	76	GRAPHICAL PART	48
----------------	-----	------------------	----	-----------------------	----

BRIEF DESCRIPTION TOPIC, GOAL, RESULTS AND CONTRIBUTIONS	<p>This thesis is focused on the current stage of research and development of Small Modular Reactors (SMR). The purpose is placed on a technical comparison with focus on security and an economic comparison with current large nuclear reactors. The next important part is to design the basic dimensions of a selected small reactor pressure vessel based on the stress analysis by using standards of NTD A.S.I. There were not discovered any technical obstacles for the construction of the SMR. SMR are also more economical than large reactors. Designed pressure vessel satisfies all requirements of NTD.</p>
KEY WORDS	<p>SMR, Small Modular Reactor, reactor, IAEA, economic evaluation, pressure vessel, NTD A.S.I, stress analysis, MKP, KLT-40S</p>

Prohlášení o autorství

Předkládám tímto k posouzení a obhajobě diplomovou práci, zpracovanou na závěr studia na Fakultě strojní Západočeské univerzity v Plzni.

Prohlašuji, že jsem tuto diplomovou práci vypracoval samostatně, s použitím odborné literatury a pramenů, uvedených v seznamu, který je součástí této diplomové práce.

V Plzni dne:

.....
podpis autora

Autorská práva

Podle Zákona o právu autorském č.35/1965 Sb. (175/1996 Sb. ČR) § 17 a Zákona o vysokých školách č. 111/1998 Sb. je využití a společenské uplatnění výsledku diplomové práce, včetně uváděných vědeckých a výrobně-technických poznatků nebo jakékoliv nakládání s nimi možné pouze na základě autorské smlouvy za souhlasu autora a Fakulty strojní Západočeské univerzity v Plzni.

Poděkování

Rád bych poděkoval všem pedagogickým pracovníkům Západočeské univerzity a zaměstnancům společnosti ŠKODA JS, kteří mě během studia vedli a předávali mi své znalosti a zkušenosti. Poděkování patří především vedoucímu diplomové práce **Ing. Janu Zdeborovi, CSc.** za vedení práce a za důležité připomínky. Poděkování dále patří **Ing. Václavu Moulisovi** za vypsání daného tématu, prvního svého druhu v ČR, a za cenné rady k teoretické a ekonomické části, **Ing. Pavlu Macákovi, Ph.D.** za pomoc s pevnostním výpočtem a **RNDr. Josefu Voldřichovi, CSc.** za jedinečné podklady pro práci s programem ANSYS. Dále bych chtěl poděkovat rodině a všem přátelům za jejich podporu během studia.

Bc. Václav Sláma

Obsah

Přehled použitých označení a jednotek	4
Seznam použitých zkratk	7
1 Úvod	8
1.1 Definice malých modulárních reaktorů	8
1.2 Historie	9
1.3 Oblasti využití SMR	10
1.4 Základní vlastnosti SMR	10
1.4.1 Modulární a sériová výstavba	11
1.4.2 Přeprava	11
1.4.3 Zmenšení a zjednodušení konstrukce	11
1.4.4 Integrované uspořádání primárního okruhu	12
1.4.5 Ochrana proti zneužití jaderného materiálu	12
1.4.6 Aplikace ochrany do hloubky	13
1.4.7 Výhody SMR - shrnutí	13
1.4.8 Nevýhody SMR	14
1.5 Licenční a regulační otázky	14
1.6 Rozdělení SMR	15
1.7 Směr vývoje SMR	15
1.7.1 Miniaturizace	16
1.7.2 Vývoj SMR v jednotlivých státech a jejich koncepty	16
1.7.2.1 USA – podzemní jaderné elektrárny	16
1.7.2.2 Rusko - plovoucí jaderné elektrárny	18
1.7.2.3 Francie - podmořské jaderné elektrárny	19
1.7.2.4 Ostatní státy	21
2 Vybrané typy SMR	22
2.1 Popis základních informací	22
2.1.1 Označení SMR, význam příslušné zkratky, hlavní výrobce	23
2.1.2 Typ, výkon, palivo, obohacení paliva, moderátor a chladivo	23
2.1.3 Uspořádání primárního okruhu/tepelný cyklus, cirkulace chladiva	23
2.1.4 Plánovaná životnost, doba palivové kampaně, doba výstavby	24
2.1.5 Fáze projektu, rok informace o fázi projektu	24
2.1.6 Investiční náklady	25
2.1.7 O&M náklady, palivové náklady, celkové provozní náklady	25
2.1.8 Součinitel využití výkonu	26
2.1.9 Náklady na odstavení	26
2.2 Výpočet doby prosté návratnosti	26
2.2.1 Podmínky a předpoklady	27
2.2.2 Celkové investiční náklady, poplatek SÚJB	27
2.2.3 Provozní náklady, palivové náklady, náklady na odstavení	28
2.2.4 Provozní výnosy	28
2.2.5 Prostá návratnost	29
2.3 Podrobný popis vybraných SMR	29
2.3.1 Technické porovnání a hodnocení	29
2.3.1.1 Výkon	29
2.3.1.2 Palivo, obohacení	30
2.3.1.3 Chlazení aktivní zóny	30
2.3.1.4 Uspořádání primárního okruhu	31

2.3.1.5	Řízení a kompenzace reaktivity	31
2.3.1.6	Kontejnment	32
2.3.1.7	Plánovaná životnost.....	32
2.3.1.8	Doba palivové kampaně	32
2.3.1.9	Fáze vývoje	33
2.3.1.10	Doba výstavby.....	33
2.3.1.11	Bezpečnost a spolehlivost	33
2.3.2	Ekonomické porovnání a hodnocení	35
2.3.2.1	Investiční náklady	35
2.3.2.2	O&M náklady, palivové náklady, celkové provozní náklady	38
2.3.2.3	Prostá návratnost	39
3	Návrh základních rozměrů tlakové nádoby reaktoru	41
3.1	Výchozí parametry pro výpočet	41
3.1.1	Materiály a dovolená napětí	41
3.1.2	Určení zkušební tlaku.....	42
3.2	Návrh základních rozměrů	43
3.2.1	Eliptické dno	43
3.2.1.1	Pracovní režim.....	43
3.2.1.2	Tlaková zkouška.....	44
3.2.2	Hladká válcová část.....	45
3.2.2.1	Pracovní režim.....	45
3.2.2.2	Tlaková zkouška.....	46
3.2.3	Zóna nátrubků	46
3.2.3.1	Součinitel snížení pevnosti.....	46
3.2.3.2	Pracovní režim.....	48
3.2.3.3	Tlaková zkouška.....	49
3.2.3.4	Určení maximálního průměru nevyztuženého otvoru	49
3.2.4	Nátrubek DN 440	50
3.2.4.1	Pracovní režim (část z 15CH2NMFA).....	50
3.2.4.2	Tlaková zkouška (část z 15CH2NMFA).....	51
3.2.4.3	Pracovní režim (část z 08CH18N10T).....	51
3.2.4.4	Tlaková zkouška (část z 08CH18N10T)	52
3.2.5	Víko	52
3.2.5.1	Pracovní režim.....	53
3.2.5.2	Tlaková zkouška.....	54
3.2.6	Nátrubky na víku DN 100 a DN 75.....	54
3.2.6.1	DN 100	54
3.2.6.2	DN 75	55
3.2.7	Hlavní přírubový spoj.....	56
3.2.7.1	Těsnění	56
3.2.7.2	Působící síly	56
3.2.7.3	Svorníky	57
3.2.7.4	Příruba	58
4	Kontrolní výpočet.....	60
4.1	Model zvolené části tlakové nádoby	60
4.2	Teplotní výpočet.....	62
4.2.1	Okrajové podmínky	62
4.2.2	Výsledky.....	64
4.3	Kontrolní výpočet na statickou pevnost.....	64
4.3.1	Okrajové podmínky.....	64

4.3.2	Výsledky.....	66
4.3.2.1	Vyhodnocení namáhání bez vlivu teploty.....	67
4.3.2.2	Vyhodnocení namáhání s vlivem teploty.....	69
4.4	Závěr kontrolního výpočtu.....	71
5	Závěr.....	72
	Použitá literatura.....	73
	Seznam obrázků.....	76
	Seznam grafů.....	77
	Seznam tabulek.....	77
	PŘÍLOHA č. 1.....	78
	PŘÍLOHA č. 2.....	80
	PŘÍLOHA č. 3.....	84
	PŘÍLOHA č. 4.....volně vložená příloha	

Přehled použitých označení a jednotek

OZNAČENÍ	JEDNOTKY	NÁZEV VELIČINY
A_c	[mm ²]	plocha vyztužujícího průřezu hrdla
A_n	[mm ²]	plocha vyztužujícího průřezu výztužného límce
A_w	[mm ²]	plocha vyztužujícího průřezu navařeného kovu svarů
$\sum A$	[mm ²]	celková plocha vyztužujících průřezů
b	[mm]	skutečný průměr těsnění
b_0	[mm]	výpočtový (efektivní) průměr těsnění
c	[mm]	celkový přírůstek k tloušťce stěny
c_{11}	[mm]	přírůstek k tloušťce stěny, vyrovnávající výrobní minusové tolerance tloušťky stěny
c_{12}	[mm]	výrobní přírůstek k tloušťce stěny, vyrovnávající zmenšení tloušťky stěny polotovaru při zhotovení dílu
c_2	[mm]	přírůstek k tloušťce stěny, vyrovnávající zmenšení tloušťky stěny vlivem všech druhů koroze a eroze za dobu požadované životnosti konstrukce
c_c	[mm]	minusová tolerance tloušťky určená z tolerancí vnějšího a vnitřního průměru
c_p	[J.kg ⁻¹ .K ⁻¹]	měrná tepelná kapacita
D	[mm]	jmenovitý vnitřní průměr válcové části pláště, dna nebo potrubí (vnitřní průměr příruby)
D_1	[mm]	vnitřní průměr přítlačného prstence
D_2	[mm]	vnější průměr přítlačného prstence
D_a	[mm]	jmenovitý vnější průměr válcové části pláště, dna nebo potrubí
D_f	[mm]	vnější průměr kruhového víka
D_i	[-]	průměr i-tého otvoru ve víku
D_{m1}	[mm]	výpočtový průměr vnitřního těsnění
D_{m2}	[mm]	výpočtový průměr vnějšího těsnění
D_m	[mm]	průměr střednicové plochy válcové části pláště, dna, víka nebo potrubí
D_{mt}	[mm]	výpočtový průměr těsnění
D_R	[mm]	výpočtový průměr (vnější průměr víka)
D_t	[mm]	vnější průměr těsnění
$D_{vnitřní}$	[mm]	vnitřní průměr části s nátrubky
D_W	[mm]	průměr roztečné kružnice svorníků
d	[mm]	průměr otvoru
d_o	[mm]	největší dovolený průměr nevyztuženého otvoru
d_o	[mm]	průměr otvoru na šrouby v horní přírubě
d_c	[mm]	průměr středového otvoru šroubu
d_s	[mm]	nejmenší průměr dřívku šroubu
E	[MPa]	modul pružnosti v tahu
e_i	[mm]	ramena působících sil $i = 1,2,3,4$
F_d	[N]	síla nezbytná k otláčení těsnění
F_{max}	[N]	celková maximální síla působící na těsnění
F_o	[N]	celková utahovací síla ve šroubech nebo svornících při výpočtovém tlaku a teplotě
F_{oh}	[N]	celková utahovací síla ve šroubech nebo svornících

		při zkušebním tlaku a příslušné teplotě
F_p	[N]	celková síla ve šroubech nebo svornících od výpočtového tlaku
F_{ph}	[N]	celková síla ve šroubech nebo svornících při tlakové zkoušce
F_1	[N]	síla ve válcové části příruby od působení vnitřního tlaku
F_{1h}	[N]	síla ve válcové části příruby při tlakové zkoušce
F_2	[N]	síla zabezpečující těsnost při provozním tlaku
F_{2h}	[N]	síla zabezpečující těsnost při tlakové zkoušce
F_3	[N]	síla od tlaku média na vnitřní část listu příruby
F_{3h}	[N]	síla od tlaku média při tlakové zkoušce na vnitřní část listu příruby
H	[mm]	výška klenuté části dna, měřená k vnitřnímu povrchu
h_c	[mm]	výška vyztužené části hrdla v meridiálním řezu, vedeném osou hrdla
h_{f1}	[mm]	výška přítlačného prstence
K, K_4	[-]	výpočtoví součinitelé
l	[mm]	rozteč otvorů
l, l_1	[mm]	vzdálenost (rozteč) mezi středy dvou sousedních otvorů umístěných v podélném a podobně v příčném směru (v případě sférického pláště a dna - v jakémkoliv směru)
m_i	[-]	součinitelé pro výpočet rozměrů tlakové nádoby $i = 1, 2, 3$
m	[-]	součinitel těsnění
M	[M.mm]	ohybový moment
M_d	[M.mm]	ohybový moment od síly na otlacení těsnění
M_p	[M.mm]	ohybový moment od sil působících v provozním stavu
M_h	[M.mm]	ohybový moment vyvolaný zkušebním tlakem
n	[-]	počet těsnění
$n_{0,2}$	[-]	součinitel bezpečnosti k mezi kluzu
n_m	[-]	součinitel bezpečnosti k mezi pevnosti
$n_{nátrubků}$	[-]	počet nátrubků
p	[MPa]	výpočtový tlak (bere se přetlak); provozní tlak (u režimů zatěžování)
p_h	[MPa]	zkušební tlak (bere se přetlak)
q_o	[MPa]	měrný tlak na těsnění při utažení svorníků
R_m	[MPa]	zaručovaná hodnota pevnosti v tahu pro výpočtovou teplotu při návrhu základních rozměrů nebo pro provozní teplotu v kontrolním výpočtu
$R_{p0,2}$	[MPa]	zaručovaná hodnota smluvní meze kluzu pro výpočtovou teplotu při návrhu základních rozměrů nebo pro provozní teplotu v kontrolním výpočtu
s	[mm]	jmenovitá tloušťka stěny (válcové části, eliptické části nebo nátrubku)
s_o	[mm]	jmenovitá výpočtová tloušťka stěny připojené k přírubě
s_1	[mm]	jmenovitá tloušťka stěny plochého kruhového víka,
s_{1R}	[mm]	výpočtová tloušťka stěny plochého kruhového víka
s_{oc}	[mm]	minimální výpočtová tloušťka stěny vyhrdlení
s_c	[mm]	projektová tloušťka vyhrdlení
$s_{návaru}$	[mm]	jmenovitá tloušťka návaru
s_R	[mm]	výpočtová tloušťka stěny, minimální tloušťka stěny,

		určená pro zatížení dle návrhu základních rozměrů
α	[K ⁻¹]	teplotní součinitel délkové roztažnosti
λ	[W.m ⁻¹ .K ⁻¹]	součinitel tepelné vodivosti
φ	[-]	výpočtový součinitel snížení pevnosti
φ_0	[-]	minimální přípustný součinitel snížení pevnosti
φ_c	[-]	součinitel snížení pevnosti plášťů nebo den s vyztuženým otvorem
φ_d	[-]	součinitel snížení pevnosti plášťů nebo den s nevyztuženým otvorem
ρ	[kg.m ⁻³]	hustota
σ	[MPa]	normálové napětí
$\sigma_1, \sigma_2, \sigma_3$	[MPa]	hlavní napětí
$(\sigma)_1$	[MPa]	skupina kategorií prostých membránových napětí, představující redukované napětí, určené ze složek prostých membránových napětí
$(\sigma)_2$	[MPa]	skupina kategorií napětí, představující redukované napětí, určené ze součtu složek prostých nebo místních membránových a prostých ohybových napětí
σ_m	[MPa]	prosté membránové napětí nebo průměrné napětí v řezu od zatížení mechanického původu
$(\sigma)_{\max}$	[MPa]	maximální absolutní hodnota z redukovaných napětí
σ_{red}	[MPa]	redukované napětí
$(\sigma)_{\text{RV}}$	[MPa]	rozkmit napětí u zařízení, představující rozkmit redukovaného napětí, určeného ze součtu složek membránových, ohybových a základních teplotních napětí
$[\sigma]$	[MPa]	jmenovité dovolené napětí
$[\sigma]_h$	[MPa]	jmenovité dovolené napětí pro tlakové zkoušky
$[\sigma]_w$	[MPa]	jmenovité dovolené napětí pro šroub a svorník
$[\sigma]_{wh}$	[MPa]	jmenovité dovolené napětí pro šroub a svorník pro tlakové zkoušky
T	[K,(°C)]	výpočtová teplota
T_h	[K,(°C)]	teplota hydraulických (pneumatických) tlakových zkoušek
τ	[MPa]	smykové napětí
X, Y	[mm]	výpočtové parametry pro určení výšky listu příruby

Seznam použitých zkratk

ALWR	Advanced Light Water Reactor
ANPP	Army Nuclear Power Program
APP	Abnormální provozní podmínky
BWR	Boiling Water Reactor
DCNS	Direction des Constructions Navales et Services
DN	světlost potrubí (vnitřní průměr)
EPR	European Pressurized Reactor
FNPP	Floating nuclear power plant (plovoucí jaderná elektrárna)
FNR	Fast Neutron Reactor
HTR	High Temperature Reactor
IAEA	International Atomic Energy Agency (viz MAAE)
INPRO	Innovative Nuclear Power Reactor(s)
KAERI	Korea Atomic Energy Research Institute
LOCA	Loss of coolant accident (havárie spojená se ztrátou chladiva)
LR	Large Reactor(s)
LUEC	Levelized unit electricity cost (současná hodnota celkových nákladů)
LWR	Light Water Reactor
MAAE	Mezinárodní agentura pro atomovou energii
MASLWR	Multi-Application Small Light Water Reactor
MH-1A	Mobile High power + výrobní číslo (1. plovoucí jaderná el. USA)
MKP	metoda konečných prvků
MMR	Medium Modular Reactor(s)
MSR	Molten Salt Reactor
MWe	Megawatt elektrický
MWt	Megawatt tepelný
NPP	Normální provozní podmínky
NRC	Nuclear Regulatory Commission
NTD A.S.I.	Normativně technická dokumentace Asociace strojních inženýrů
O&M	operation and maintenance (náklady na provoz a údržbu)
PHWR	Pressurized Heavy Water Reactor
PWR	Pressurized Water Reactor
SMR	Small Modular Reactor(s)
SÚJB	Státní úřad pro jadernou bezpečnost
TZ	Tlaková zkouška
VVER	Vodo-vodní energetický reaktor
WNA	World Nuclear Association

Pozn.: významy zkratk konkrétních názvů SMR a jejich výrobců jsou uvedeny přímo v textu nebo v příložené tabulce v programu MS EXCEL (soubor „SMR.xls“).

1 Úvod

Pro zajištění budoucího hospodářského a sociálního vývoje, blahobytu, zdraví, vzdělání a bezpečnosti lidí, pro nutnou dostupnost ke zdroji obživy a vodě je základem dostatek elektrické energie. V roce 2011 se světová populace zvětšila o 6,4 milionů lidí a lze očekávat, že dnešní počet lidí 6,9 miliard vzroste do roku 2050 na více než 9 miliard [43]. Spolu s přírůstkem obyvatelstva se zvětší spotřeba primární energie i spotřeba energie elektrické. V roce 2009 byl počet lidí bez přístupu k elektřině 1,3 miliard. Tj. skoro 20 % populace [56]. Globální přírůstek obyvatelstva by spolu s rychlým průmyslovým vývojem mohl vést ke zdvojnásobení spotřeby elektřiny do roku 2030 [3]. Za účelem zajistit dostatek energie, vyvinulo mnoho zemí různé strategie, které zahrnují kombinace zdrojů energie založené jak na fosilních tak doplňkových zdrojích. Malé reaktory nabízejí možnost tento energetický mix vhodně doplnit nebo i zásadně změnit. Mohly by se také stát nástrojem k nezávislosti na ropě či celkové energetické nezávislosti některých států. Navíc mohou být využity ve velmi odlehklých oblastech či jako zdroje energií při přírodních katastrofách.

Proti zažité představě jaderné elektrárny jako ohromného monstra s gigantickými chladicími věžemi a zabírajícího značnou rozlohu pečlivě strážného území, by v blízké budoucnosti mohla stát průmyslová stavba rozsahu maximálně firemní elektrárny či výtopny, jak bývalo časté na počátku elektrifikovaného průmyslového věku. Takovéto zdroje by mohly snadno vytvářet ony distribuované sítě, po kterých často volají zastánci ekologických a alternativních přístupů. Pro správce přenosových a distribučních soustav by se změnila jejich hlavní úkoly od rozvodu energie z malého počtu velkých zdrojů k řízení sítě náhodně dodávajících jednotek. Jaderná jednotka by mohla připadat na každé město např. velikosti Plzně.

Širší nasazení malých jaderných reaktorů bude velmi aktuální za nějakých 10 až 15 let. Podle odhadu MAAE z roku 2009 dle programu INPRO (Innovative Nuclear Power Reactors) by mělo do roku 2030 být v provozu 43 až 96 malých jaderných jednotek [65]. Otázkou ale zůstává, zda je k takovému obratu dostatek společenské a politické vůle. Zda není nejprve požadováno vytěžení maximálního množství ropy, uhlí a plynu. Vztaheno na poměry České republiky to může znamenat prolomení tzv. ekologických limitů těžby nebo otevření zcela nových těžebních revírů.

Nejrychlejší šanci na realizaci mají reaktory přímo odvozené od stávajících typů energetických či výzkumných reaktorů. Časem se ukáže potenciál revolučních projektů malých reaktorů. Jejich životaschopnost odhalí proces licencování a zejména ekonomická situace.

1.1 Definice malých modulárních reaktorů

Podle MAAE [65] jsou malé modulární reaktory (SMR - Small Modular Reactors) definovány jako reaktorové jednotky výkonu menšího než 300 MWe. Nad 300 MWe do 700 MWe jsou reaktory označovány jako reaktory střední (MMR - Medium Modular Reactors). Řádově ze 440 dnes provozovaných energetických jaderných reaktorů jich přes 130 spadá do kategorie středních nebo malých výkonů (mj. čtyři reaktory v Dukovanech svým výkonem spadají do střední skupiny). Reaktory s výkony většími než 700 MWe jsou označeny jako reaktory velké (LR - Large Reactors). Podle některých zdrojů je také zkratka SMR překládána jako Small and Medium-sized Reactors, tedy malé a střední reaktory [59]. V této práci však bude zkratka SMR vždy znamenat Small Modular Reactor.

V historii u jaderných reaktorů znamenalo použití termínu modulární, že se celý komplex velké jaderné elektrárny skládal z několika menších reaktorů. Každý tento reaktor se označoval jako modul. Každý modul při tom může být v provozu nezávisle na ostatních.

Taková koncepce je zajímavá z mnoha důvodů. Například je to možnost přidávat instalovaný výkon postupně s ohledem na rozvodnou síť, snazší doprava a jednodušší výstavba vzhledem k menšímu množství montážních prací přímo na stavbě. Oprava a údržba více jednotek by také měla být snazší (postupně a kratší odstávky) než u velkého reaktoru. Termín „modulový“ však nyní také popisuje jednotlivý reaktor, který je vyroben a smontován přímo ve výrobním závodu a který lze přepravovat vlakem, nákladním automobilem nebo lodí a rychle uvést do provozu na určeném místě.

1.2 Historie

Vývoj malých modulárních reaktorů začal již počátkem padesátých let dvacátého století. Koncepce SMR vznikly prakticky hned při prvním použití jaderné energie pro energetické účely. Nejvýznamnější uplatnění našly SMR v námořním a vojenském odvětví a to zejména jako pohony ponorek či lodí. Hlavně pro tyto účely pak byly navrženy, zdokonaleny a vystavěny stovky SMR. V padesátých letech armáda Spojených států a vojenské námořnictvo spustilo dva výzkumné programy, které měly za cíl vývoj, konstrukci a testování různých typů malých jaderných reaktorů [36, str. 6]. Armádní jaderný program ANPP (Army Nuclear Power Program) se soustředil přímo na reaktorové systémy pro výrobu elektřiny ve vzdálených oblastech. Cílem bylo vytvořit reaktor dopravitelný na místo vlakem, lodí nebo i na speciálním nákladním vozidle. Připojení kdekoliv do sítě mělo být možné bez nutnosti další montáže. Druhý byl program amerického námořnictva (The Navy nuclear program), který se zaměřil na vývoj a výzkum reaktoru pro pohon lodí a ponorek.

V roce 1957 začal ANPP s vývojem malého tlakovodního reaktoru PWR. Výsledkem byl stacionární prototyp označovaný jako Stationary Medium Power Prototype Number 1 (SM-1) postavený v pevnosti Belvoir ve Virginii. Přestože byl SM-1 reaktor postavený přímo na místě a nebyl nikdy přepravován, spolehlivě poskytoval energii pro celou základnu a sloužil jako reálný model pro cvičení operátorů. SM-1 byl v provozu 16 let. Definitivně byl odstaven v roce 1973. Další takový reaktor byl postaven a provozován v pevnosti Greely na Aljašce. Jeho úspěšný provoz pokračoval i po aljašském zemětřesení v březnu 1964 (viz [36 str. 6]).

V šedesátých letech byl v rámci tohoto programu vyvinut mobilní PWR, který mohl být přepraven do vzdálených oblastí nebo lokality, kde je požadovaná doplňková elektrická energie. Měl označení Mobile High Power Nuclear Power Plant (MH-1A). MH-1A byl jednosmyčkový PWR, který byl postaven na speciální přepravní lodi. Tato elektrárna poskytovala energii v oblasti Panamského průplavu v letech 1968 až 1976.

Při dalším vývoji armádních SMR nastaly ekonomické problémy. Malé množství vyrobených jednotek reaktorů činilo výrobu všech jeho součástí velmi nákladnou. Vysoké provozní náklady byly navíc způsobeny velkým množstvím řídicího personálu, protože tehdy nebylo dostatek zkušeností s řízením reaktorů, a personálu pro tvorbu vědecké dokumentace. Náklady na opravy a údržbu byly také vyšší kvůli nutnosti školení speciální obsluhy a její dopravy do vzdálených lokalit. Když byl výzkum a výroba malých jaderných elektráren již ekonomicky neúnosný, armáda rozhodla o ukončení tohoto programu. Od té doby byl výzkum i vývoj oficiálně utlumován až byl zcela zastaven.

Tento armádní program však úspěšně prokázal, že reaktory mohou být vybudovány ve vzdálených lokalitách nebo do vzdálených lokalit dopraveny a poté bezpečně ovládány vyškoleným personálem. Zkušenosti získané z tohoto programu tvoří základ pro současné SMR.

1.3 Oblasti využití SMR

Malé reaktory jsou ideální pro produkci elektřiny v zemích s malou a omezenou distribuční elektrickou soustavou a pro země s omezenými finančními zdroji pro investici do velké jaderné elektrárny. Vhodné jsou také pro země s malou špičkovou poptávkou po elektřině (cca do 10 GWe). Nejčastěji navrhované využití malých reaktorů je kombinace výroby elektřiny a tepla pro průmyslové komplexy a odsolování vody. Mohou být také využity jako lokální zdroj pro větší města, vojenské základny nebo speciální státní instituce. U vysokoteplotních malých reaktorů je zde také možnost nasazení pro výrobu vodíku, krakování uhlí a některé chemické procesy. Provoz SMR bude výhodný zejména ve vzdálených oblastech. Často se jedná o odlehlé oblasti s drsným klimatickým prostředím, kde chybí dopravní infrastruktura a kde je přesto požadována kombinovaná výroba páry a elektrické energie. Například se jedná o potřebu páry pro těžební činnosti, kde je zároveň nutné poskytovat elektřinu pro místní obyvatelstvo.

Ve všech obydlených izolovaných oblastech lidé vyžadují nové zdroje energie pro budoucí hospodářský rozvoj. Je zde stále větší potřeba zvýšení výrobní efektivity, snížení závislosti na fosilních palivech a používání ekologicky čistějšího zdroje elektrické energie. Mezi tyto oblasti patří také ostrovy v jižním Pacifiku, Karibiku a Středomoří, odlehlé oblasti na Aljašce a Sibiři, v Kanadě, Jižní Americe a i v severní Evropě. V roce 2010 bylo například spočítáno 170 ostrovních komunit s počtem obyvatel více než 100 000. Odhaduje se, že 30 % těchto společenství je kvůli vysokým nákladům na výrobu elektřiny závislých na státních dotacích. [55]

Tato cena je tvořena téměř výhradně vlivem spalování fosilních paliv. Jedním z důvodů vysokých nákladů na elektrickou energii v odlehlých oblastech je, že zde není možnost vybudování elektrické distribuční infrastruktury umožňující využití hromadné výroby energie z uhlí, zemního plynu nebo velké jaderné elektrárny. Tyto komunity se musejí spoléhat na lokální zdroje spalující těžký olej, naftu nebo zemní plyn. Motorová nafta a těžký topný olej je velmi drahé palivo vzhledem k jeho dopravě a tržním výkyvům cen pohonných hmot. Stále silnější je také snaha o zlepšení zdraví a kvality životního prostředí a také potřeba snížit, kontrolovat a minimalizovat používání pitné vody zejména v suchých a ostrovních oblastech, kde voda patří mezi vzácné zdroje. Provozovatelé průmyslových zařízení se v takovýchto oblastech proto dostávají pod stále větší tlak ze strany veřejnosti na snížení produkce skleníkových plynů a minimalizaci dopadů na životní prostředí včetně redukce spotřeby vody. Systémy v zařízeních na spalování tradičních fosilních paliv, které zajistí kvalitu ovzduší a vody, velmi zvyšují investiční náklady. SMR prakticky vůbec neznečišťují okolní prostředí, mají navíc výhodu možnosti snadnější přepravy a jsou často levnější než v těchto oblastech nyní používané klasické konvenční elektrárny.

Mimo vzdálené oblasti budou první jednotky pravděpodobně postaveny a připojeny nejprve k existujícím jaderným elektrárnám. Mnoho elektráren má totiž plánované místo na 2 až 4 jednotky, ale obvykle má jen jednu nebo dvě. V budoucnu by měly moderní jaderné a vylepšené fosilní jednotky nahradit dosluhující jaderné a uhelné elektrárny.

1.4 Základní vlastnosti SMR

Je mnoho důvodů, proč dochází k oživení myšlenky použití malých a jednoduchých jaderných jednotek. U všech moderních SMR je kromě naprosto nezbytné bezpečnosti očekávána zejména jednoduchost konstrukce, ekonomičnost a co nejnižší počáteční náklady. Bezpečnost je zajišťována hlavně inherentně a pasivně. Vzhledem k licenčním a regulačním otázkám jsou nejdůležitější aspekty SMR bezpečnost, ochrana proti záření, omezení rizika zneužití jaderného materiálu a ochrana elektrárny proti útoku.

1.4.1 Modulární a sériová výstavba

Jednotlivé moduly mohou být stavěny a provozovány buď samostatně, nebo postupně sestavovány do větší elektrárny. I když jsou nyní větší velké jaderné elektrárny složeny z mnoha již v továrně zkompletovaných částí, podstatná a největší část montáže musí být provedena přímo na stavbě. Použití modulových jednotek umožní snížení montážních prací a výrazně tak zjednoduší dokončení. Zjednodušená bude také oprava. V případě poruchy bude celý nefunkční modul nahrazen novým. Ten porouchaný bude odvezen na opravu a kontrolu do centrálního závodu. Taková možnost oprav je nezbytná pro reaktory umístěné ve vzdálených lokalitách.

Malý jaderný reaktor neznámá automaticky malý výkon celé jaderné elektrárny. Jak již bylo uvedeno, může být výstavba SMR prováděna v sériích. Několik stejných modulů se bude nacházet v jedné lokalitě a takto vybavená elektrárna může mít celkový výkon poměrně velký. Ekonomické úspory z rozsahu, které vznikají při výstavbě LR, by měly být nahrazeny ekonomickými úsporami ze sériové výstavby. To platí zvláště při zavádění nových typů reaktorů. Pokud se uvádí, že nový typ reaktoru je při výstavbě první prototypové jednotky o 50 % dražší než následné jednotky a certifikace v každé zemi je spolu s vybudováním spolehlivé sítě subdodavatelů při první implementaci o 15 % dražší, pak má sériová produkce menších jednotek zřejmé ekonomické zdůvodnění [64].

Nejvíce atraktivní na sériové výstavbě je, že již spuštěné bloky pak generují provozní výnosy, i když celkový výkon elektrárny nebyl ještě nainstalován. Naopak velká reaktorová jednotka představuje jisté riziko, při kterém je miliardová investice naráz použita a její návratnost je dlouhodobá.

Zdroj [64] uvádí, že kdyby byly namísto dvou velkých prototypů VVER 1000-V320 v Temelíně postaveny čtyři a více SMR, mohly by být celkové náklady nižší (jedná se pouze o hypotézu a paralelu vztaženou k připravované výstavbě 3 a 4 bloku – bylo by nutné provést ekonomickou analýzu). Samozřejmě u více menších bloků se také zkracuje doba výstavby a výkon lze připojovat do přenosové soustavy v čase s menšími skoky, než platí pro LR. To je právě atraktivní zvláště pro menší země a země s pomalu rostoucí ekonomikou. Podobný argument platí pro provoz a nahrazení výkonu při výpadku zdroje. Výkonová regulace SMR také umožňuje jemnější kroky.

1.4.2 Přeprava

Přímo souvisí s modulární výstavbou a malými rozměry reaktorové jednotky. Celý primární okruh jaderné elektrárny může být zcela prefabrikován mimo staveniště a přepraven po železnici nebo pomocí nákladního automobilu nebo menší lodě. V této velikosti může být vyroben ve většině běžných závodů domácích dodavatelů. Tím se lze vyhnout mezinárodnímu omezení výroby velkých výkonných pro tradiční velké reaktory a komplikované přepravě objemných a těžkých částí velkých bloků.

1.4.3 Zmenšení a zjednodušení konstrukce

SMR mají menší jednotkové výkony, a proto i menší rozměry než LR. Menší rozměry jednotlivých dílů zjednodušují výrobu a montáž (ve výrobním závodu i na místě stavby). Návrh SMR také klade důraz na zjednodušení konstrukce. Dále mají méně pohyblivých dílů, které by mohly selhat. Protože malé reaktory produkují méně tepla na jednotku výkonu, je v případě poruchy snazší jejich odstavení. Ve velkém reaktoru je odezva na nějakou poruchu rychlá. Kdežto menší bloky reagují pomaleji, což dává dostatek času na jejich ovládnutí. Kompaktní reaktory slibují méně obsluhujících prací než velké bloky, které potřebují 700 až 1 000 stálých zaměstnanců. Malé elektrárny poskytují minimálně stejnou bezpečnost

a bezpečnostní normy jako velké, přestože vyžadují méně pracovní síly. Důvodem je zejména dlouhá doba palivové kampaně.

Vzhledem k zjednodušení konstrukce, které je možné z důvodů nižších celkových výkonů, umožňují SMR redukování či úplné vyloučení potenciálních nehod a jejich důsledků. Mají také lépe propracované bezpečnostní prvky, zejména inherentní bezpečnost, než jakými disponují existující větší komerční elektrárny. U některých typů je například inherentní bezpečnost zajištěna samotnou konstrukcí paliva, která zajistí, že je palivo schopno odolat extrémním teplotám bez ztráty svojí integrity. Téměř všechny typy SMR spoléhají v havarijních situacích na chlazení přirozenou cirkulací a některé SMR využívají přirozené cirkulace pro chlazení i během normálního provozu.

1.4.4 Integrální uspořádání primárního okruhu

Pokud je primární okruh uspořádán integrálně (kompaktně), tak tlaková nádoba zahrnuje všechny hlavní komponenty primárního okruhu: jaderné palivo a regulační tyče aktivní zóny, vnitřní pohonné mechanismy, cirkulační čerpadla (jsou-li u daného typu potřeba), modulární parogenerátory a kompenzátor objemu. Tlaková nádoba se pak nachází v malém kontejnmentu (ve srovnání s rozměry kontejnmentů velkých bloků).

Pro vývoj nových typů reaktorů je využíváno systematického přístupu, jehož cílem je již v návrhu odstranit možnost vzniku potenciálních nehod, tj. odstranit iniciátory havárie. Z tohoto důvodu se u některých SMR využívá integrálního uspořádání primárního okruhu. U klasické smyčkové konfigurace by odstranění některých iniciátorů havárie nebylo možné. Nejnázornějším příkladem je ztráta chladiva způsobena LOCA havárií. V integrálním uspořádání nemůže k LOCA dojít, protože zde neexistuje žádné velké vnější potrubí spojující jednotlivé části primárního okruhu. V případech, kdy není možné nebo praktické zcela eliminovat potenciální iniciátory nehody, integrální konstrukce stále významně snižuje závažnost nehod a jejich důsledků a hlavně pravděpodobnost jejich výskytu.

1.4.5 Ochrana proti zneužití jaderného materiálu

Z hlediska bezpečnosti je velmi důležitá ochrana proti zneužití jaderného materiálu (mezinárodní označení - *proliferation resistance*). Je to termín používaný k popisu ochrany proti šíření jaderných zbraní, štěpného materiálu na jaderné zbraně, šíření použitelné jaderné technologie a informace k národům, které nejsou považovány za bezpečné státy. Je to dáno smlouvou o nešíření jaderných zbraní. Nutnost fyzické ochrany elektrárny přibližně stejného rozsahu jako pro LR by u SMR zvyšovala náklady, proto se u SMR častěji než u velkých zdrojů zamezení rizika zneužití jaderného materiálu implementuje inherentně již do konstrukce.

Základním prvkem implementace této ochrany je, že ve většině SMR se bude jako paliva používat nízko obohaceného uranu (nízké obohacení znamená méně než 20 % U^{235} z obsahu celkového množství uranu). Elektrárny by proto nebyly atraktivní cíle pro teroristický útok nebo sabotáž s cílem ukrást jaderný materiál. SMR také často používají palivo (např. nitrid uranu), ze kterého je obtížné oddělit jednotlivé štěpné produkty (např. plutonium), na rozdíl od paliva používaného v konvenčních reaktorech. Reaktory, které jsou speciálně navrženy pro výrobu plutonia, obvykle používají kovový uran nebo jeho slitiny, protože použití kovového paliva umožňuje poměrně jednoduchý proces chemického oddělení během přepracování, kdy je nutné oddělit plutonium. Separace plutonia z nekonvenčního paliva by vyžadovala nové sofistikované možnosti chemické výroby, infrastruktury a zařízení. Zařízení na přepracování tohoto typu materiálu by stálo stovky milionů dolarů. Podobně složité komplexní přepracování existuje pouze pro palivo spojené s konvenčními velkými PWR [55].

Ochrana proti zneužití jaderného paliva je také zajištěna hromaděním vysoce radioaktivních produktů štěpení vzniklých za provozu reaktoru. Bezpečnost také zvyšuje delší doba palivové kampaně. V závislosti na typu SMR se pohybuje od 1 do 15 let. Použité palivo u mobilních a některých stacionárních SMR bude vyměňováno v jednom centrálním závodu. Některé typy malých kompaktních jednotek budou pracovat s jednou náplní jaderného paliva nepřetržitě až 10 let téměř bez údržby a jakéhokoliv zásahu. Tím se předejde možným chybám obsluhy, ale i případné nehodě. U některých typů bude modul zapečetěn. Zabrání to zneužití či poškození (viz [55], [24] a [26]).

1.4.6 Aplikace ochrany do hloubky

Princip aplikace ochrany do hloubky je naprosto stejný jako u velkých bloků. Vzhledem k menším rozměrům SMR je však celkové vyřešení a zajištění všech bariér jednodušší. Ochrana do hloubky je obecně rozdělena na následujících 5 stupňů.

- 1. stupeň: *prevence abnormálního provozu a poruch.*

Moderní design SMR většinou obsahuje tři základní ochranné bariéry. Je to design palivových tablet, obal palivových tyčí a vlastní konstrukce primárního okruhu. Tento stupeň ochrany se vždy zvažuje i při provádění dalších stupňů ochrany.

- 2. stupeň: *řízení abnormálního provozu a detekce poruch.*

Zahrnuje kontrolu a reakci na mimořádný provoz a detekci selhání systému pomocí systémů sledování aktivní zóny a systémů základní ochrany.

- 3. stupeň: *zvládnutí nehod včetně základní projektové havárie.*

Tento stupeň je zajištěn bezpečnostními funkcemi, které jsou vysoce spolehlivé a jsou spuštěny pasivně na vyžádání systémů ochrany reaktoru. Skládá se z více samostatných systémů. Například řídicí tyče nebo nouzový systém vstřikování bóru. Je také posílen ocelovou konstrukcí kontejnmentu v konkrétním objektu.

- 4. stupeň: *zvládnutí těžkých havarijních podmínek, včetně prevence následných nehod a zmírnění následků závažných havárií.*

Tato úroveň je realizována zachováním integrity kontejnmentu. A tím zamezení úniku radioaktivních látek.

- 5 stupeň: *zmírnění následků radiačních událostí včetně úniku radioaktivního materiálu.*

1.4.7 Výhody SMR - shrnutí

- (1) Výroba energie v obtížně přístupných oblastech nebo v oblastech bez infrastruktury pro dopravu jiných fosilních paliv.
- (2) Využití stavebnicového principu, u kterého lze redukovat množství zejména montážních prací přímo na místě stavby elektrárny.
- (3) Výroba celých modulů přímo ve výrobním závodu zajistí jednodušší a přesnější výrobu jednotlivých konstrukčních částí. Umožní také snadnější opravy.
- (4) Délka palivového cyklu (u některých typů výměna paliva za 10 až 15 let).
- (5) Celková jednoduchost konstrukce (např. menší počet čerpadel a dalších zařízení s pohyblivými částmi).
- (6) Inherentní bezpečnost (např. záporná zpětná vazba).
- (7) Rovnoměrné rozmístění elektrických zdrojů do více míst sníží zatížení přenosové soustavy.

- (8) Menší zastavěná plocha jaderné elektrárny. Některé SMR mají konstrukční provedení umožňující uložení reaktoru a celého kontejnmentu pod zemí.
- (9) Menší požadavky a nižší náklady na údržbu.
- (10) Nízké počáteční náklady a investiční rizika.
- (11) Jaderný zdroj může být mobilní.
- (12) Lepší ochrana proti zneužití jaderného materiálu.

1.4.8 Nevýhody SMR

SMR ale mají následující nevýhody, které jsou hlavní příčinou toho, že zatím nejsou tolik známé a rozšířené. Pokud tyto nevýhody nebudou v blízké budoucnosti překonány, k žádnému výraznému rozšíření SMR nedojde.

- (1) Ekonomická stránka SMR musí být detailně analyzována, aby se ukázaly konkrétní investiční výhody a nevýhody vzhledem k LR.
- (2) Použité jaderné palivo bude umístěné ve vzdálených oblastech, což může způsobovat problémy s jeho dopravou. Bude také rozprostřeno na mnoha místech, zatímco nyní je shromažďované pouze v omezeném počtu lokalit. Mezi veřejností proto panují obavy, že velký počet SMR bude obtížněji uhlídatelný a zranitelnější vůči teroristickému útoku.
- (3) Veřejnost zatím není připravena na nové podoby jaderných elektráren.
- (4) Získání licence může být mnohem více problematické a zdlouhavé než je očekáváno.
- (5) Relativně větší náklady na provoz (vztaženo na jednotku výkonu) a dražší palivové náklady než u LR. Tento bod však přímo souvisí s první výše uvedenou nevýhodou.

Nevýhoda (2) se zdá být již technicky překonána [14]. Podle výrobců by totiž kontejnment SMR, který bude navíc uložen pod zemí, nedokázala prorazit pancéřová pěst ani tank. Kolem malých reaktorů lze snadno vybudovat štít ze silné vrstvy betonu a celé je zapustit do země, čímž budou bezpečnější než LR, jejichž ochranné betonové kopule mohou být jen tak tlusté, aby se nezhroutily pod vlastní vahou.

Vzhledem k ekonomické otázce (1) by podle [14] mohlo SMR v budoucnosti pomoci, že pokud budou ceny elektřiny více kolísat, stanou se krátkodobé investice do menších reaktorů atraktivnější než drahé investice do velkých bloků, u kterých je však nyní na několik let dopředu garantovaná cena výkupní elektřiny.

1.5 Licenční a regulační otázky

Jaderná bezpečnost SMR podle regulačních orgánů není kvalitativně jiná než pro LR. Rozdíly můžeme nalézt jen pro kvantitativní parametry odvozené od výkonu či množství paliva. Největší slabinou pro rychlé zavedení SMR do praxe je licencování. Pro regulační orgány jsou pro zabezpečení elektrárny důležité tři hlavní prvky: bezpečnost reaktoru, radiační bezpečnost a bezpečnost celé elektrárny. Protože SMR využívají různé přístupy k zajištění těchto bezpečnostních prvků, včetně inherentních, není zatím možné použít zjednodušeného licenčního a regulačního postupu, než který je užívaný pro běžné LWR. Obtížnější posouzení bezpečnosti bude pro SMR, které používají nějaký typický pokročilý plynem chlazený reaktor. Sporné licenční otázky se určitě objeví u nekonvenčních typů SMR, například u MSR.

Než bude možné udělit pro provoz reaktoru příslušnou licenci je nutné stanovit zejména tyto faktory: implementace ochrany do hloubky (implementation of defense-in-depth), posouzení pravděpodobnosti rizika (use of probabilistic risk assessment), klíčové komponenty a jejich technické vlastnosti (key component and system design technical issues), redundance (redundancy), popis možných nehod (accident selection), kontejnment (containment), atd.),

bezpečnostní požadavky (security and safety requirements), proveditelnost projektu (feasibility of the projects), ekonomické zhodnocení (financial and economic issues) a konkurenceschopnost (competitiveness). Toho jsou si všichni výrobci SMR dobře vědomy a při návrhu a popisu svého reaktoru z těchto požadavků vychází. [22], [23]

Často diskutované omezení rizika zneužití jaderného materiálu nepovolnou osobou (tzv. proliferation resistance) je dnes standardně implementovaný prvek u všech jaderných reaktorů nejen u SMR (viz kapitola 1.4.5). Při licencování tedy nebude představovat žádnou podstatnou překážku.

Protože jsou některé projekty SMR odlišné od nynějších známých principů LWR, nemají regulační orgány dostatek odborníků na tyto technologie jako pro běžné LR. Tím se celý proces licencování protahuje a může (jako např. v Jižní Africe u PBMR) vývoj výrazně ohrozit. [65]

1.6 Rozdělení SMR

Je mnoho možností jak SMR rozdělit do určitých skupin. Nejčastěji jsou rozlišovány podle způsobu chlazení např. na lehkovodní reaktory (PWR nebo BWR), těžkovodní reaktory (PHWR), plynem chlazené vysokoteplotní reaktory (HTR), tekutými kovy chlazené rychlé reaktory (FNR) a nekonvenční reaktory (např. MSR). Jak je již výše uvedeno mezi lehkovodní reaktory patří všechny PWR a BWR. Do skupiny plynem chlazených reaktorů zařazujeme reaktory chlazené vodíkem nebo oxidem uhličitým. V reaktorech chlazených tekutými kovy se používá sodík, olovo, bismut nebo jejich slitiny. Do skupiny nekonvenčních reaktorů zařazujeme například reaktory chlazené tekutými solemi.

Další způsob, jak rozlišit jednotlivé typy, je podle zemí a výrobců. V současnosti se ve světě vyvíjí přes 40 možných konceptů SMR, a to zejména v Argentíně, Číně, Indii, Japonsku, Jižní Koreji, Rusku, Jižní Africe a USA. Malé reaktory lze také rozdělit na dvě skupiny podle způsobu výměny paliva. Na reaktory s konvenční výměnou paliva (ať už v kampaních či kontinuálně) a na reaktory bez nutnosti výměny jaderného paliva v provozní lokalitě.

Podle české legislativy SÚJB [35] se reaktory rozdělují pouze na reaktory s výkonem menším než 50 MWt a reaktory s výkonem větším. 50 MWt je hranice, nad kterou má SJÚB stanovené podmínky a poplatky pro všechny velké bloky. Lze tedy říci, že SMR jsou podle české legislativy reaktory s výkonem pod 50 MWt. To znamená, že například reaktory s výkonem větším než 50 MWt, ale menším než 300 MWe, podléhají stejně přísnému hodnocení a jejich provozovatelé proto musejí platit stejně vysoké poplatky jako u velkých jaderných elektráren, ačkoliv podle mezinárodního rozdělení reaktory pod 300 MWe stále patří do skupiny SMR. Takto hrubé rozdělení reaktorů není vhodné. V kapitole 2.2.2 je při stanovení poplatku pro SÚJB ukázáno, že za všechna povolení pro SMR s výkonem nad 50 MWt se bude platit stejná částka jako pro LR s výkonem 1 200 MWe. Ukazuje se, že SMR jsou tímto ekonomicky znevýhodněny (viz kapitola 2.2.5).

1.7 Směr vývoje SMR

Nejintenzivnější vývoj probíhá zejména v USA a v Asii. Protože jsou schvalovací a licenční řízení velmi zdoluhavá, do roku 2017 se moc SMR nepostaví [14]. Poté se však očekává prudký rozmach tohoto odvětví. Podle odhadů WNA [65] bude v roce 2030 v provozu nejméně 40 (a možná více než 90) nových malých reaktorů. Tato agentura má za to, že více než polovina zemí, které budou v příštích letech budovat jaderné elektrárny, dá přednost menším a jednodušším konstrukčním typům.

V zemích s rozvinutou infrastrukturou nebudou v blízké budoucnosti (cca do roku 2030) SMR přímými konkurenty LR, ale pouze jejich doplňkem. Později však někteří experti předpokládají nástup malých energetických zdrojů na úkor velkých elektráren.

„Decentralizované zdroje pro jednotlivé domácnosti, komunity či menší firmy mají určitě velkou budoucnost, ať už půjde o jakoukoli formu zdroje,“ zmínil Petr Zmátlík, odborník na energetiku z ČR. [16]

Velké uhelné nebo jaderné elektrárny budou navíc narážet na stále silnější odpor ekologických a občanských aktivistů. Naopak malé energetické zdroje tak silné emoce nevyvolávají. Dalším očekávaným trendem je zvyšování podílu obnovitelných zdrojů a klesající váha fosilních paliv. Jak je již výše uvedeno, změna to bude spíše postupná než rychlá. [16]

Na celém světě pracuje ohromné množství jaderných inženýrů na mnoha různých řešeních SMR. Důkazem je hodně typů malých reaktorů uvedených v [65] nebo [32]. Podle zemí a výrobců lze rozlišit základní koncepty SMR. O tom pojednává kapitola 1.7.2.

1.7.1 Miniaturizace

Z předcházejících kapitol je patrné, že dochází ke stálé snaze zmenšovat jmenovité výkony jaderných jednotek. Pokud chceme co nejvíce omezit energetické ztráty vznikající při přenosu elektřiny, je nejúčinnější vyrobit energii lokálně a lokálně ji hned spotřebovat. Pro velká města jsou proto vhodné SMR větších výkonů (do 300 MWe), pro menší oblasti pak SMR výkonů nižších.

Snahu stále snižovat výkony jednotek dokazuje také americká NASA (viz [13]). Odborníci zde pracují na výrobě minireaktoru, který by se vešel do kufříku o rozměrech 45×75 centimetrů. Přitom by dokázal vyprodukovat výkon kolem 40 kW. Takový výkon odpovídá energetické spotřebě 10 domů. Zařízení bude složeno z komory s uranem, kde bude v malém měřítku probíhat standardní štěpná reakce. Teplo vzniklé z této reakce pak bude pomocí přidaného motoru přeměněno na energii elektrickou. Demonstrační verze přenosného minireaktoru by měla být k dispozici už v roce 2012. [13]

1.7.2 Vývoj SMR v jednotlivých státech a jejich koncepty

SMR lze také rozlišit podle typu jaderné elektrárny. Na rozdíl od LR, které jsou uloženy vždy v pozemních velkých elektrárnách, mohou mít elektrárny se SMR jiné netradiční podoby. Klasická podoba elektrárny s malým reaktorem je menší budova, kde je celý primární okruh nejčastěji uložen v podzemním kontejnmentu. Existuje však i elektrárna umístěná na lodi nebo elektrárna uložená pod hladinou moře. Tyto základní odlišné koncepty jsou blíže popsány v následujících kapitolách. V zásadě platí, že se na plovoucí jaderné elektrárny specializují ruské společnosti, podmořské typy SMR jsou zase návrhem francouzským. V USA se zaměřili na SMR v podobě menší budovy, kde je kontejnment s reaktorem uložen buď částečně, nebo úplně pod zemí. Podobný koncept je vyvíjen i v ostatních státech.

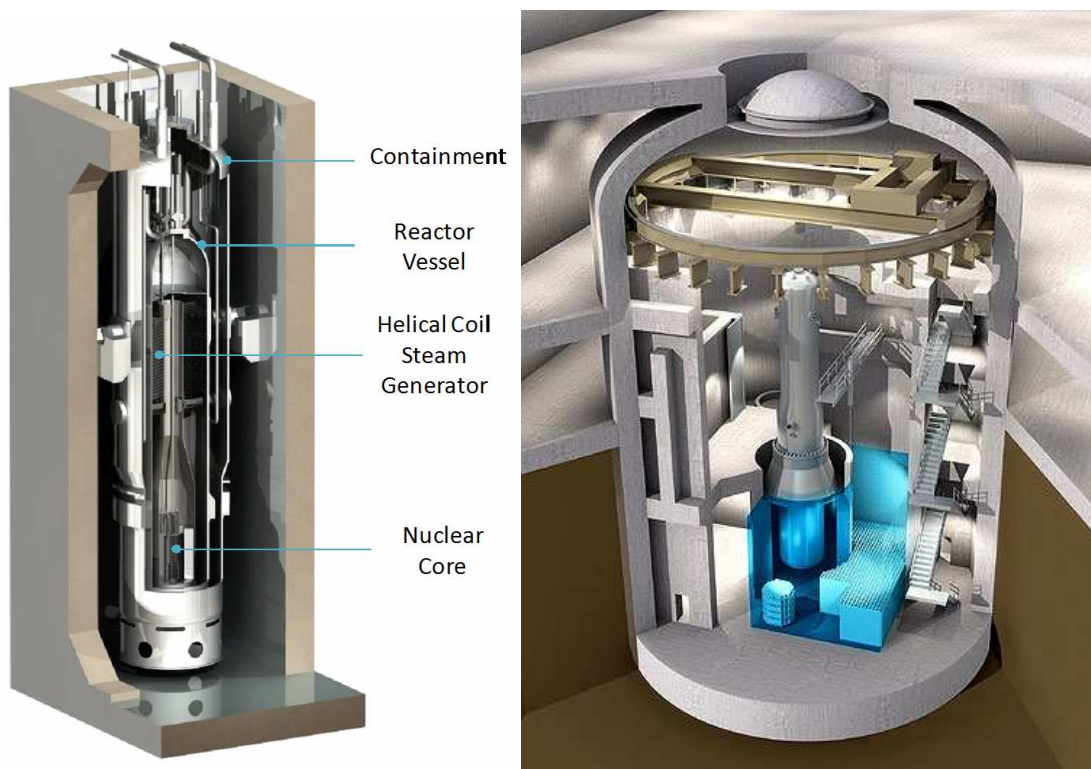
1.7.2.1 USA – podzemní jaderné elektrárny

V USA nebyla připojena do sítě jediná nová jaderná elektrárna od roku 1996 [14]. Jaderné odvětví také velmi utrpělo loni v říjnu, když energetické společnosti ustoupily od úmyslu vybudovat velkou jadernou elektrárnu v Marylandu. Navzdory silné politické podpoře a údajné státní záruce na úvěr ve výši 7,5 miliardy dolarů společnosti výstavbu nakonec nezahájily kvůli vysokým počátečním kapitálovým výdajům. Americký ministr energetiky Steven Chu vidí v miniaturizaci možnost, jak oživit kdysi mocné odvětví americké jaderné energetiky.

Americké firmy se specializují na malé modulární reaktory, které budou umístěné v konvenční pozemní elektrárně. Bloky SMR budou stát přímo na místě starých odstavených uhelných elektráren nebo mohou být přímo připojeny ke stávajícím LR. V následujících odstavcích jsou představeny nejvýznamnější americké společnosti, jejich SMR jsou podrobněji popsány v příloze č. 4.

Firma NuScale z oregonského města Corvallis nabízí výstavbu snadno rozšiřitelné jaderné elektrárny skládající se z několika malých jednotek, do nichž lze jednotlivé modulární reaktory dopravovat kamionem. Elektrárna s 12 reaktory, z nichž každý má vlastní turbínu vyrábějící elektrickou energii, by stála asi 2,2 miliardy dolarů a produkovala zhruba třetinu energie v porovnání s velkou jadernou elektrárnou [14]. Vzhledem k tomu, že LR mohou stát zhruba třikrát tolik, cena elektřiny by měla být přibližně stejná. Navíc modulární zařízení by začalo vydělávat, hned jak by se reaktor po několika letech výstavby spustil. O tom již pojednávala kapitola 1.4.1.

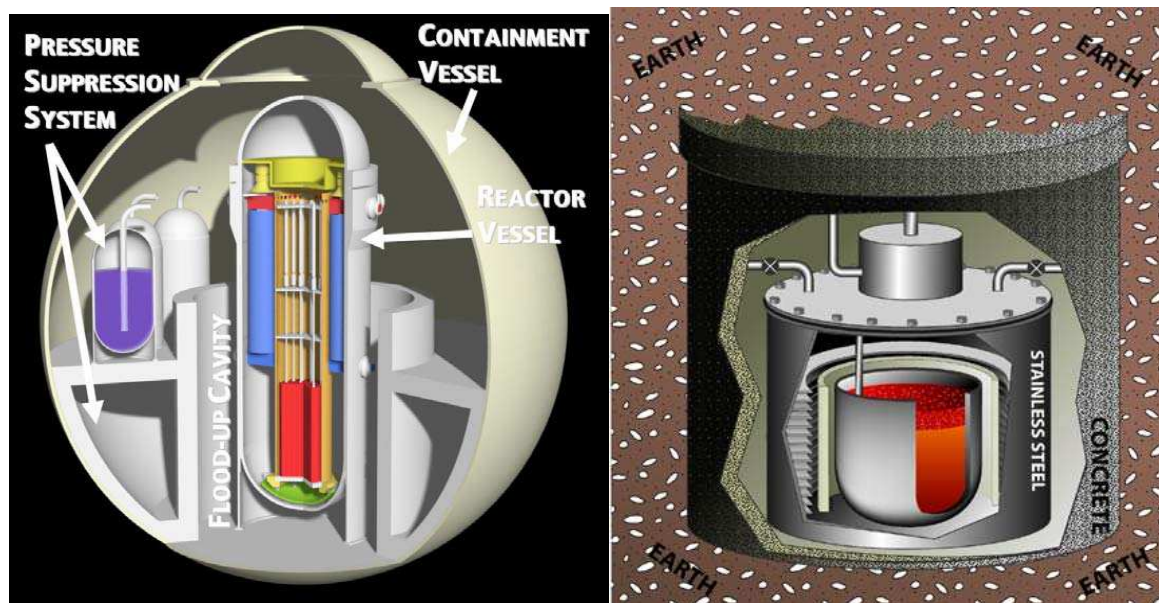
Firma Hyperion Power Generation ze Santa Fe v Novém Mexiku vyrábí komponenty k takzvané jaderné baterii s reaktorem označeným jako Hyperion Power Module (HPM). Díky tomuto reaktoru o velikosti chladničky se značná část montáže přesune z venkovního prostoru do tovární haly, kde jsou díky řízenému prostředí nižší výrobní náklady. Navíc nebude potřeba draze stěhovat tolik pracovníků i s rodinami na vzdálená staveniště. Reaktory HPM by se dopravovaly po silnici a měly by dostatečnou zásobu uranu na zhruba desetiletý provoz. Vyráběly by se v sériích s vyměnitelnými součástmi a každý by stál asi 100 milionů dolarů. Provoz bude probíhat téměř bez obsluhy. HPM je odvážný návrh reaktoru, který dokonce využívá k chlazení roztavený kov, a nepotřebuje proto složitý systém ventilů, protože kov na rozdíl od vody nemusí být udržován pod tlakem, aby pohltil velké množství tepla [14]. Firma Hyperion již ohlásila, že minireaktor je zralý pro uvedení na trh. Nyní probíhá schvalovací řízení a posouzení jadernou regulační komisí v USA. Firma už má údajně na svůj minireaktor 150 předběžných objednávek. [12]



Obr. 1. Reaktory NuScale [24] a mPower [41].

Firma Babcock & Wilcox, výrobce jaderných pohonných systémů pro americké námořnictvo i civilní sektor, uvádí, že její malé reaktory skýtají další zdroj úspor. Dokážou totiž využívat stávající vedení elektřiny, aniž by je přetěžovaly. Modulární reaktor mPower, který společnost vyrábí, je cíleně navržen pro nahrazení stárnoucích bloků uhelných elektráren. Odpadla by tím jejich nákladná modernizace. Podobný reaktor vyvíjí také firma Westinghouse v rámci mezinárodního IRIS konsorcia. [14]

Zakázky na koupi SMR se už objevují. Největší elektrárenská společnost v USA, Tennessee Valley Authority, hodlá instalovat dva modulární reaktory mPower v jedné staré uhelné elektrárně. Nahrazení uhelných kotlů jadernými reaktory zvažuje ještě pět dalších amerických elektrárenských firem [14]. V USA by se dle odhadů dalo 100 starých uhelných elektráren přestavět na jaderné během jednoho desetiletí, což je na poměry v tomto odvětví prakticky okamžik. Na následujících obrázcích jsou zobrazeny popsané americké typy SMR. Protože žádný dosud není ve fázi výstavby, jedná se pouze o ilustrační obrázky. Každý reaktor je uložen v podzemním kontejneru. Na obr. 1 vlevo je reaktor NuScale, vedle mPower, na obr. 2 je vlevo IRIS a vpravo HPM. Protože se jedná o významné typy SMR, jsou všechny blíže popsány v příloze č. 4. Porovnání je provedeno v kapitole 2.3.1 a 2.3.2.



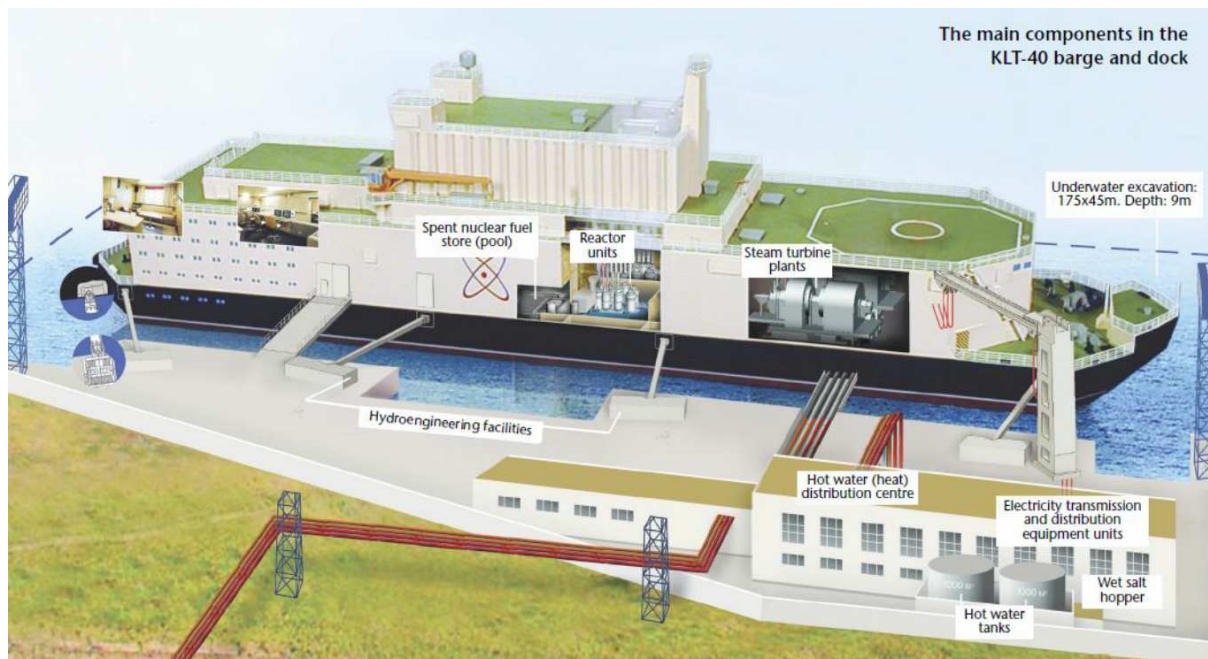
Obr. 2. Reaktory IRIS [22, str. 122] a HPM [48].

1.7.2.2 Rusko - plovoucí jaderné elektrárny

Rusko před časem přišlo se svým řešením problému neustále se zvyšující poptávky po energii v pobřežních oblastech. Namísto klasické elektrárny však ve svém návrhu počítá s pohyblivou jadernou elektrárnou, která bude celá umístěna na jedné lodi. Elektrárna by pak mohla volně přeplovat z místa na místo, podle potřeby. Návrh této plovoucí jaderné elektrárny je založen na zkušenostech s reaktory pro pohon ledoborců a ponorek. První taková plovoucí elektrárna jménem Akademik Lomonosov vypluje koncem roku 2012 k vodám u města Viljučinsk na dálném východě. Následovat ho budou ještě nejméně další čtyři plovoucí jaderné elektrárny směřující do arktických končin Ruska. Tyto plovoucí elektrárny lépe odolávají zemětřesení a odpadnou díky nim obtíže při budování jaderných zařízení na zamrzlé půdě, která může roztát a ohrozit statiku celé stavby. [14]

Elektrárnu nyní buduje ruský jaderný gigant Rosatom v petrohradské loděnici. Na místo určení ji dopraví vlečná loď. V této elektrárně budou reaktory KLT-40S, které vyrábí společnost OKB Hidropres. Stejná společnost vyrábí i reaktor VBER-300 určený jak pro plovoucí, tak i pro pozemní jaderné elektrárny [14]. Tyto reaktory a základní údaje o plovoucí jaderné elektrárně jsou podrobně popsány v příloze č. 4.

Společnost Rosatom doufá, že její elektrárny zaujmou i představitele zahraničních přímořských měst nebo měst na velkých řekách, která mají vysokou spotřebu energie. Firma se díky tomu, že celé plovoucí elektrárny bude stavět v Rusku, vyhne některým regulačním požadavkům, na nichž by trvala zákaznická země, kdyby se elektrárna budovala na její vlastní půdě. Dalším komerčním lákadlem je ochota Ruska odvézt si zpátky jaderný odpad. [14]



Obr. 3. Plovoucí jaderná elektrárna [32, str. 38].



Obr. 4. Plovoucí jaderná elektrárna ve výstavbě [30, str. 7].

Na obr. 3 je zobrazen návrh plovoucí jaderné elektrárny a na obr. 4 je již ve výstavbě. Rusové tyto elektrárny pojmenovali jako Plovušky [39]. Detaily jsou popsány v příloze č. 4, kde jsou i další obrázky zobrazující řezy touto elektrárnou. Díky poptávce po plovoucích elektrárnách si Rusko možná také zvýší či alespoň zachová odbornou úroveň v oblasti jaderné energetiky, která utrpěla tím, že jaderní inženýři odešli do zahraničí či do důchodu.

1.7.2.3 Francie - podmořské jaderné elektrárny

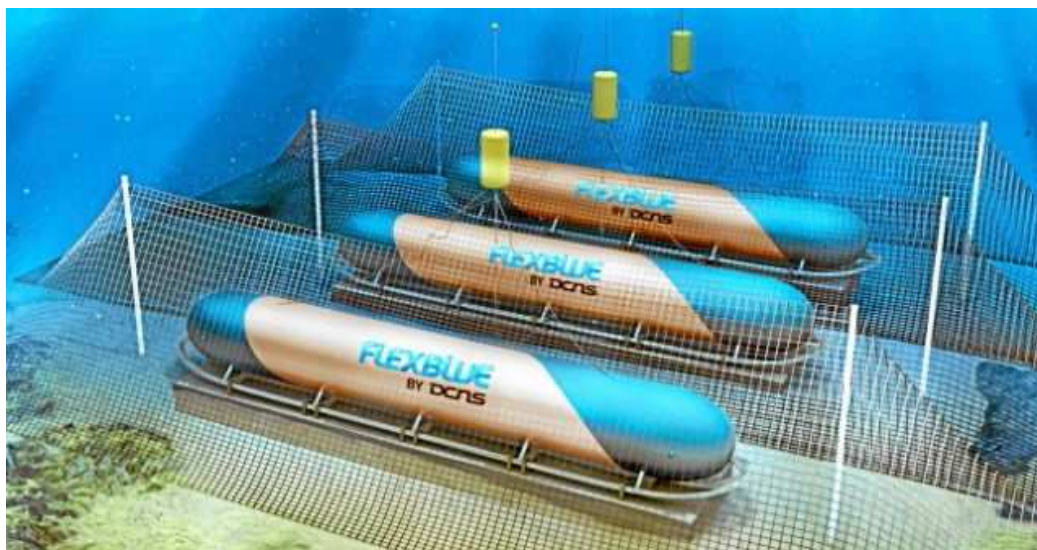
Přestože se Francie zaměřuje zejména na LR, např. EPR od společnosti AREVA s výkonem 1 600 MWe, které mají ve Francii mimořádnou podporu a vhodné podmínky pro výstavbu, pracuje se zde také na netradičním řešení elektrárny s malým reaktorem. Státní francouzská firma DCNS, výrobce vojenských jaderných zařízení pro francouzské námořnictvo, oznámila

plán na vývoj podmořského jaderného reaktoru umístěného trvale na dně moře a zásobujícího elektřinou okolní pobřeží. [11]

Návrh vychází z osvědčeného pohonu francouzských jaderných ponorek. Tato podmořská jaderná elektrárna jménem Flexblue by mohla vyrobit dostatek energie až pro jeden milión obyvatel. Malý reaktor použitý v této elektrárně má označení NP-300. Podmořská jaderná elektrárna bude mít tvar válce s rozměry 12 až 15×100 metrů. Bude uložena na dně moře zhruba v hloubce 60 až 100 metrů. Hmotnost elektrárny FlexBlue bude činit 12 tisíc tun. Plánovaný výkon reaktoru se pohybuje mezi 50 až 250 MWe v závislosti na podmínkách a místních požadavcích. Flexblue elektřinu vyrobí přímo pod vodou, odkud bude vedena podmořskými kabely na pobřeží. V této souvislosti DCNS vyzdvihuje fakt, že podle odhadů žijí až tři čtvrtiny lidstva v přímořských oblastech ve vzdálenosti do 80 kilometrů od pobřeží. Celá elektrárna by přitom byla asi 5 až 15 kilometrů od pobřeží. [52]

Elektrárnu vyrobí včetně reaktoru na souši, posléze ji převezou lodí na místo určení (viz obr. 6) a spustí na mořské dno. Celá bude vybavena vlastním pohonem na dálkové ovládání, takže by během její instalace neměly nastat žádné komplikace. Projekt počítá i s nutnou údržbou a opravami elektrárny. Elektrárnu v takovém případě vyzvednou a přesunou zpět na souš. Provoz Flexblue bude řídit posádka z kontrolního místa na pobřeží. V případě, že bude zapotřebí zásah na místě, bude k němu vyslána ponorka s potápěči. [12]

Francouzští energetici tvrdí, že jejich projekt je mnohem bezpečnější než ruský projekt plovoucích SMR. Francouzské řešení prý nemohou ohrozit velké přírodní katastrofy typu tsunami, silná zemětřesení ani záplavy. Podmořská elektrárna je podle nich lépe zabezpečena proti případným teroristickým útokům. Ale to je asi věc názoru a úhlu pohledu. Ohromné masy mořské vody budou navíc sloužit jako chladicí zařízení. Přestože se jedná o projekt, který prochází intenzivním vývojem, je k dispozici jen velmi málo informací. Důvodem je využití zatím nezveřejněných armádních technologií. [52]



Obr. 5. Podmořská elektrárna Flexblue složená ze tří nezávislých jednotek [46].

Na obr. 5 je zobrazen návrh elektrárny Flexblue. Aby nedocházelo k nežádoucímu poškození reaktoru či jeho pohybu vlivem vody pod hladinou, bude Flexblue přikryt ocelovou sítí. [12] Stejně jako u jiných SMR zde bude možné, v případě požadavku na větší výkon, postupně připojovat jednotlivé moduly. Na obr. 6 je zobrazen převoz jednoho modulu.



Obr. 6. Přeprava modulu Flexblue [40].

Zkoušky prototypu jsou plánovány na rok 2014 u pobřeží poblíž Cherbourgu. S odzkoušeným a hotovým Flexblue pak chtějí obě firmy přijít na trh energetických zařízení v roce 2018. Cena za jeden reaktor by neměla podle předběžných informací přesáhnout 10 milionů eur. Pokud jde o další výhled, počítá DCNS s tím, že během dalších dvou desítek let prodá až 300 jednotek Flexblue. [12]

O výstavbě podmořské jaderné elektrárny uvažovali v roce 2007 také estonští vědci. Chtěli ji umístit na mořské dno v zálivu Muuga a vyřešit tak nedostatek energie v zemi, která musí většinu elektřiny dovážet ze sousedních zemí [11]. Další projekt podmořského jaderného zařízení vznikl v Rusku. Jde o jaderný pohon stanic na mořském dně sloužících k přečerpávání a obnově dostatečného tlaku v podmořských potrubích přepravujících například zemní plyn [11]. Bližší informace o tomto projektu však nejsou k dispozici.

1.7.2.4 Ostatní státy

Do oboru výroby SMR vstoupila například japonská Toshiba s reaktorem 4S. První takový reaktor o výkonu 10 MWe chce zdarma umístit v Galeně na Aljašce, aby prokázala hlavní výhodu takového řešení - spolehlivé zásobování odlehleho regionu s minimálními nároky na provoz a údržbu [10]. Reaktor je totiž proveden tak, že nepotřebuje běžnou údržbu, která údajně není zapotřebí během celé jeho 30leté životnosti. Následně se pak počítá s tím, že reaktor bude vykopán a ve výrobním závodě naplněn novým palivem [12]. Někteří kritici však upozorňují na problém, že je reaktor 4S chlazen sodíkem. Tento prvek, pokud by došlo k jeho úniku z reaktoru, reaguje při styku s vodou nebo vzduchem výbušně. Jde o aspekt, který bude zřejmě nutno dořešit. [12]

Velmi ambiciózní plány má také argentinská společnost INVAP. Ta chce v nejbližších měsících spustit dlouho odkládanou výstavbu demonstračního jaderného bloku v severní části země. Reaktor označený CAREM o výkonu 25 MWe má zahájit provoz za tři roky. Výhledově chtějí Argentinci zvýšit výkon těchto bloků až na 300 MWe [10]. Japonská společnost ITHMSI nabízí například revoluční reaktor na bázi tekutých solí FUJI. Vývoj SMR probíhá také v Indii, Číně, Argentíně, Jihoafrické republice a Itálii. Podrobnosti jsou uvedeny v příložené tabulce (viz soubor „SMR.xls“). Výrobu malých reaktorů připravuje více států a společností. Většina však není ve fázi komerční produkce. [65]

Plány na budoucí využití malých reaktorů se objevily i v Česku. Prosazuje je například senátorka a jablonecká zastupitelka Soňa Paukertová [16]. Reaguje tak na situaci v Jablonci nad Nisou, kde obyvatelé platí jedny z nejvyšších cen za dodávky tepla z centralizovaných sítí. Na podobné řešení energetických potřeb si však města ještě počkají.

2 Vybrané typy SMR

Podle technických zpráv MAAE [21], [22], [23] existuje velké množství různých typů SMR. Navíc se stále objevují návrhy nové (například Flexblue, Prism, apod.), o kterých lze zatím získat jen velmi málo konkrétních informací. Z tohoto velkého množství není snadné vybrat ty, které mají technickou životaschopnost a možnost dalšího výzkumu důležitého pro jejich následný vývoj. Přehled SMR, které mají dle [65] největší potenciál na blízké využití, je zobrazen v tab. 1. Devět vybraných reaktorů je detailně popsáno v příloze č. 4.

Tab. 1. Vybrané SMR podle [65].

Název	Výkon [MWe]	Typ	Hlavní výrobce, země
KLT-40S	70	PWR	OKB GIDROPRES, Rusko
VK-300	300	BWR	Atomenergoproekt, Rusko
CAREM	27-100	PWR	CNEA & INVAP, Argentina
IRIS	100-335	PWR	Westinghouse, mezinárodní
Westinghouse SMR	200	PWR	Westinghouse, USA
mPower	125	PWR	Babcock & Wilcox, USA
SMART	100	PWR	KAERI, Jižní Korea
NuScale	45	PWR	NuScale Power, USA
CAP-100/ACP100	100	PWR	CNNC & Guodian, Čína
HTR-PM	2x105	HTR	INET & Huaneng, Čína
PBMR	80	HTR	Eskom, Jihoafrická Republika
GT-MHR	285	HTR	General Atomics (USA), Rosatom (Rusko)
BREST	300	FNR	RDIFE, Rusko
SVBR-100	100	FNR	Rosatom/En+, Rusko
HPM	25	FNR	Hyperion, USA
Prism	311	FNR	GE-Hitachi, USA
FUJI	100	MSR	ITHMSO, Japonsko-Rusko-USA

2.1 Popis základních informací

Pro účely této práce byly shromážděny základní informace o SMR uvedených v příložené tabulce vytvořené v programu MS EXCEL (soubor „SMR.xls“ na příloženém DVD). Protože se jedná o velmi rozsáhlou tabulku, která shrnuje základní informace o 34 SMR včetně výpočtu jejich ekonomických parametrů, nebylo vhodné tabulku vytisknout.

Vzhledem k velkému množství možností rozdělení SMR do skupin lze v tabulce reaktory rozdělit podle jakéhokoliv uvedeného parametru. Tabulka obsahuje vybrané parametry popsané v následujících kapitolách. U názvu každého SMR je vložen komentář, který uvádí odkaz na hlavní zdroj, odkud byly všechny základní informace o daném reaktoru čerpány. U proměnlivých parametrů (např. fáze projektu a u všech nákladů) je také přiložen komentář obsahující odkaz na zdroj této informace. Komentáře jsou připojeny i v případech, kde něco zpřesňují nebo vysvětlují.

Do tabulky byly vybrány základní SMR zejména podle [3] a [65]. Zdroje [22], [23], [32] a [31] však uvádějí další typy SMR. Vzhledem k rozsahu této práce však nebylo vhodné do tabulky všechny tyto typy zahrnout. Do tabulky byly zařazeny i reaktory, o kterých je k dispozici jen málo informací. Důvodem je, že hlavní výrobce zatím žádné informace

oficiálně neuvedl. Tyto reaktory byly zařazeny, neboť se jedná o intenzivně vyvíjené typy (např. NP-300).

2.1.1 Označení SMR, význam příslušné zkratky, hlavní výrobce

V tabulce je vždy uvedeno označení daného SMR a význam této zkratky. V některých případech, zejména u ruských nebo francouzských typů, se význam zkratk v literatuře MAAE ani v literatuře od konkrétních výrobců neuvádí. Hlavní výrobci SMR pocházejí z různých států. Protože zde používané informace vycházejí převážně z anglicky psaných zdrojů, jsou názvy ponechány v angličtině. Překlad do češtiny by z důvodů přehlednosti a jednoznačnosti nebyl vhodný. Nejčastěji se jedná o americké společnosti, následují je společnosti ruské. Jak je již uvedeno v kapitole 1.7.2.1, v USA se soustředili na výrobu pozemních SMR. Nejvýznamnějšími americkými společnostmi jsou Hyperion, NuScale Power, Babcock & Wilcox a Westinghouse, se svými reaktory HPM, NuScale, mPower a IRIS. Největší ruskou společností je OKB GIDROPRES, která se specializuje na výrobu reaktorů do plovoucích jaderných elektráren - KLT-40S, VBER-300 a VK-300 (viz kapitola 1.7.2.2). Mezi další významné státy patří Francie a Jižní Korea. Francie vyvíjí reaktor NP-300 pro podmořskou elektrárnu Flexblue (viz kapitola 1.7.2.3). Jihokorejská společnost KAERI nabízí reaktor SMART. Intenzivní vývoj probíhá také v Japonsku, kde společnost CRIEPI vyvinula rychlý reaktor 4S a kde společnost ITHMSI nabízí revoluční reaktor na bázi tekutých solí FUJI. V tabulce jsou dále uvedeny SMR z Indie, Číny, Argentiny, Jihoafrické republiky a Itálie.

2.1.2 Typ, výkon, palivo, obohacení paliva, moderátor a chladivo

SMR jsou stejně jako LR rozděleny na následující typy: PWR, BWR, PHWR, HTR, FNR a MSR. Důležité je jejich rozdělení z hlediska výkonu. O tom pojednávala kapitola 1.1 a 1.6. V tabulce jsou uvedeny i reaktory s výkonem vyšším než 300 MWe, přestože již do skupiny SMR nepatří. V literatuře [65] jsou však jako SMR uvedeny.

Palivem pro PWR je nejčastěji konvenční UO_2 . Používá se však také palivo MOX, nitridy uranu, speciální slitiny pro vysokoteplotní reaktory (např. TRISO palivo) nebo fluoridové soli pro MSR. Moderátor a chladivo závisí na typu reaktoru. PWR a BRW využívání jako moderátor i chladivou lehkou vodu, PHWR je zástupce těžkovodních reaktorů, HTR používají grafitový moderátor a jsou chlazeny nejčastěji heliem, FNR moderátor nemají a jsou chlazeny roztavenými kovy (Na, Pb, Bi nebo jejich slitinami), MSR využívají speciální směsi tekutých palivových fluoridových solí s pevným grafitovým moderátorem.

2.1.3 Uspořádání primárního okruhu/tepelný cyklus, cirkulace chladiva

Uspořádání primárního okruhu je důležité zejména u PWR reaktorů. Může být integrální nebo smyčkové. Je-li smyčkové, je uveden počet chladících smyček. Integrální uspořádání je blíže popsáno v kapitole 1.4.4. U ostatních typů reaktorů se uspořádání aktivní zóny neuvádí. Pro tyto reaktory je důležitější typ použitého tepelného cyklu. Zatímco vybrané SMR typu PWR používají vždy nepřímý Rankinův cyklus (známý také jako Clausius-Rankinův cyklus), ostatní typy mohou využívat i další tepelné cykly jako například přímý Rankinův cyklus (např. VKR-MT), přímý Braytonův cyklus (např. GT-MHR), nepřímý Braytonův superkritický cyklus využívající CO_2 (např. SSTAR), apod. Braytonův cyklus je také známý jako Erikson-Braytonův cyklus. Typ použitého cyklu rozhoduje o celkové tepelné účinnosti příslušné elektrárny. Zatímco elektrárny s nepřímým Rankinovým cyklem dosahují účinnosti maximálně kolem 35 %, elektrárny s přímým Braytonovým cyklem dosahují tepelných účinností vyšších. Například u GT-MHR je uvedena účinnost 48 % (viz příloha č. 4).

Odvod tepla z každého reaktoru musí být zajištěn cirkulací chladiva. Tato cirkulace může být přirozená nebo nucená. Velkou výhodou přirozené cirkulace je, že nepotřebujeme žádná čerpadla. U SMR lze vzhledem k nižším výkonům a konstrukčním úpravám zajistit dostatečnou přirozenou cirkulaci. Využití přirozené cirkulace také souvisí s bezpečností (viz kapitola 1.4.3). Údaj uvedený v tabulce platí pro druh cirkulace během nominálního provozního stavu. Některé typy SMR využívající za plného výkonu nucenou cirkulaci jsou navrženy tak, aby se v případě snížení výkonu tato cirkulace samovolně změnila na přirozenou. Jedná se například o reaktory IRIS a mPower (viz příloha č. 4).

2.1.4 Plánovaná životnost, doba palivové kampaně, doba výstavby

Nejčastěji jsou SMR navrhovány na životnost 60 let. Ale předpokládá se, že bude možné dobu jejich provozu prodloužit. Tři typy (VKR-MT, AHWR a ENHS) mají odhadovanou životnost 100 let. Nejkratší navrhovanou životnost má HPM - 8 až 10 let. Po této době se však počítá s úplnou výměnou celého modulu včetně paliva. Tato možnost oproti jiným SMR přináší řadu výhod (podrobnosti viz příloha č. 4).

Doba palivové kampaně pro uvedené SMR se pohybuje od 0,8 až do neuvěřitelných 60 let. Záleží na konkrétním návrhu. Je zde také důležité, zda se palivo bude vyměňovat po jednotlivých kampaních přímo na místě nebo ve výrobním závodě, zda bude doplňováno kontinuálně, nebo u některých typů nebude v průběhu životnosti měněno vůbec. Bližší informace jsou u vybraných typů uvedeny v příloze č. 4.

Doba výstavby se pohybuje od 1 do 8 let. U většiny SMR se jedná pouze o odhad. Skutečná doba výstavby bude vzhledem k nevyhnutelným logistickým problémům zřejmě delší. U mnoha typů také tento údaj není vůbec uváděn. Doba výstavby by však měla být zásadně kratší než u klasických LR. S tím souvisí modulární a sériová výstavba, o které již pojednávala kapitola 1.4.1.

2.1.5 Fáze projektu, rok informace o fázi projektu

Návrh nové jaderné elektrárny je časově i organizačně velice náročný projekt. Vývoj se proto rozděluje na několik časových etap. Tyto etapy se označují jako fáze projektu. První fází projektu je studium proveditelnosti (feasibility study), druhou je základní návrh (basic design), následuje detailní návrh (detailed design – v české terminologii je tato fáze označována také jako prováděcí projekt), výstavba (construction) a uvedení do provozu (commissioning). Zdroje MAAE [23, str. 13] a [22, str. 12] navíc uvádějí další fáze, které podrobněji popisují průběh vývoje. Nejvýznamnějšími jsou Conceptual design stage (lze přeložit jako konceptuální návrh), která je mezi fází studie proveditelnosti (feasibility study) a základním návrhem (basic design) a Early conceptual design, která je ještě před fází konceptuální. Rozdělení vývoje projektu na jednotlivé fáze také závisí na hlavním výrobcí. Každý výrobce si může určit vlastní rozdělení vývojových fází. Za určitých podmínek také nejsou některé fáze nutné. Například pokud se jedná o typ SMR, který přímo vychází z jiného typu, nemusí vývoj tohoto reaktoru projít fází studia proveditelnosti nebo ani základním návrhem. V této práci budou dále použity výše uvedené anglické mezinárodní termíny.

Rok informace uvádí, k jakému roku se vztahuje uvedená fáze projektu. O některých SMR totiž nejsou dostupné nové informace. Je tedy možné, že se některé typy již nacházejí v pokročilejší fázi vývoje. Většina vybraných SMR se nachází již ve fázi detailed design. Ve výstavbě je pouze ruský reaktor KLT-40S. Zdroj [21, str. 7] uvádí, že jsou ve výstavbě dvě jednotky.

2.1.6 Investiční náklady

Investiční náklady představují počáteční investici nutnou k výstavbě elektrárny. Tyto náklady lze dále rozdělovat podle toho, na co byly vynaloženy. Mohou zahrnovat i odhad inflace a poplatků. Jejich podrobné rozdělení a rozlišení představuje širší problematiku, která přesahuje rozsah této práce. Podrobnosti uvádí literatura [20]. Předpokládá se, že investiční náklady v této práci představují odhad, který zahrnuje náklady na nákup pozemku, na povolení výstavby a s tím souvisejícími právními náklady, náklady na základní stavební celky a na veškeré zařízení a vybavení potřebné ke spuštění elektrárny, náklady na zajištění financování (např. za úvěr) a náklady na uvádění do provozu (tj. připojení na distribuční soustavu apod.). Nezahrnují náklady na provoz a údržbu ani palivové náklady. Podle zdrojů, ze kterých byly údaje o investičních nákladech převzaty (viz tabulka „SMR.xls“) lze soudit, že se vždy jedná o odhad ceny na základě složitějších ekonomických postupů. Nelze však určit jak přesně byla příslušná hodnota odhadnuta.

Podle údajů MAAE jsou investiční náklady uváděny nejčastěji v $\$/kWe$ (cena v dolarech vztahená na jeden kWe). Uvedené náklady se pohybují od 593 $\$/kWe$ do 9 100 $\$/kWe$. Nejlevnějším SMR je BN-GT-300 (593 $\$/kWe$). Jeho cena však byla odhadnuta v roce 2007. Od té doby nebyl učiněn nový odhad. Nynější cena bude proto vyšší. Nejdražším je reaktor ABV (9 100 $\$/kWe$). Lze předpokládat, že odhad této vysoké hodnoty byl velmi přísný.

2.1.7 O&M náklady, palivové náklady, celkové provozní náklady

O&M náklady představují náklady spojené s provozováním a údržbou dané elektrárny. Údaj je ve zdrojové literatuře uváděn buď v $\$/MWh$ (cena v dolarech na jednu vyrobenou MW hodinu) nebo $\$/kWh$ (cena v dolarech na jednu vyrobenou kW hodinu). Z důvodů ucelenosti a přehlednosti byly všechny ceny převedeny na $\$/MWh$. Nelze přesně určit podle jakých parametrů a postupů tyto náklady výrobce odhaduje. U většiny SMR není k dispozici ani jejich odhad. Závisí na použité technologii, zkušenostech s provozem příslušného reaktoru a na tom, v jaké zemi jsou reaktory provozovány. Například podle [58] jsou průměrné O&M náklady současně provozovaných jaderných elektráren v ČR 14,74 $\$/MWh$.

Palivové náklady představují náklady na zakoupení paliva, jsou přepočtené na $\$/MWh$. Tento údaj je ze všech typů nákladů nejhůře zjištělný, protože cena závisí na množství parametrů, které není lehké stanovit. Výrobci ho proto velmi často neuvádějí. Uvedené údaje vycházejí zejména ze zdrojů [32, str. 85] a [5]. Práce [5] uvádí stručně postup, jak palivové náklady vypočítat. Závisí na světových cenách uranu, ceně za provoz těžebních a obohacovacích závodů a také na procentu obohacení. Tyto ceny pak významně závisí na celosvětové ekonomické situaci a v každé zemi se liší. Například zatímco cena jaderného paliva v Rusku je pouze 4 $\$/MWh$, v ostatních státech, včetně ČR, je 9,33 $\$/MWh$ [58]. Stejně ceny paliva uvádí i zdroj [32].

U některých vybraných SMR jsou O&M náklady a palivové náklady uváděny dohromady. Podle zdroje, odkud byl tento údaj čerpán, nebylo možné rozlišit, jaká jejich část bude na provoz a údržbu a jaká na palivo. V takovém případě jsou náklady uvedeny jako O&M, u palivových nákladů je poté hodnota 0 $\$/MWh$. Součet O&M nákladů a palivových nákladů bude dále označován jako celkové provozní náklady.

Zdroj [32] byl také použit jako základ pro odhad celkových provozních nákladů u SMART a mPower. Přestože se jedná o typy SMR, o kterých je dostatek informací a jejichž komerční využití je předpokládáno již v krátkodobém horizontu [34], nejsou zatím jejich předpokládané O&M nikde uvedeny. Protože však byly známy jejich náklady LUEC [32, str. 85], mohly být porovnány s podobnými tlakovodními reaktory IRIS, VBER-300 a KLT-40S, u kterých byly uvedeny jak LUEC, tak i celkové provozní náklady. Na základě průměrného rozdílu mezi LUEC a celkovými provozními náklady u výše uvedených typů byl proveden odhad

celkových provozních nákladů u SMART a mPower. Palivové náklady SMART a mPower byly známé. O&M náklady byly tedy určeny jejich odečtením.

U HPM, protože je to odlišný typ reaktoru, nemohly být náklady, stejně jako u výše uvedených typů, odhadnuty. Byly proto zvoleny náklady 14,74 \$/MWh, tedy stejné jako u LR. Tento odhad je dost přísný. Jak ale bude ukázáno v závěru, HPM nebude ekonomicky výhodný, ani kdybychom uvažovali náklady 0 \$/MWh. Palivové náklady se u HMP nepočítají. Neboť se palivo v reaktoru po celou dobu životnosti nebude měnit a poté se nahradí celá jednotka, je cena paliva zahrnuta již do počátečních investičních nákladů (tj. celý SMR se zakoupí včetně paliva).

Pokud je v některých případech uvedeno [32], že se provozní náklady týkají dvou jednotek zároveň, v této práci je uvažováno, že jsou to náklady pouze na jeden reaktor. Protože skutečné náklady budou pravděpodobně vyšší než zde uvedené odhady, nebude tento předpoklad výrazněji zkreslovat výsledky.

2.1.8 Součinitel využití výkonu

Součinitel využití výkonu (někdy uváděný také jako koeficient ročního využití) uvádí procento skutečně vyrobeného množství elektrické energie za jeden rok. Je jedním ze základních ukazatelů efektivity energetického zdroje. Ukazuje, nakolik je v průběhu roku využíván instalovaný výkon (výrobní kapacita) zdroje. Počítá se jako porovnání skutečného množství vyrobené energie s teoretickým maximálním množstvím, vyrobeným při celoročním provozu se jmenovitým výkonem. Pro jaderné elektrárny v České republice byl v roce 2010 průměrný součinitel využití výkonu 81,95 % [42]. U uvedených SMR se pohybuje od 80 do 99 %. U SMR se tedy předpokládá co možná největší využití jejich instalovaného výkonu.

2.1.9 Náklady na odstavení

V průběhu životnosti elektrárny se musí část zisku odvádět státu, aby byl zajištěn dostatek financí pro „odstavení a demontáž“ jaderné elektrárny po uplynutí její životnosti a pro dlouhodobé ukládání vyhořelého paliva. Podle literatury [19] musí každý provozovatel jaderné elektrárny v České republice platit z každé vyrobené MWh 72 Kč. Tato cena se skládá z nákladů na výstavbu skladu vyhořelého paliva a z platby na jaderný účet za účelem budoucích nákladů státu na ukládání radioaktivních odpadů a vyhořelého jaderného paliva. Podrobnosti jsou uvedeny v [19].

2.2 Výpočet doby prosté návratnosti

Důležitým kritériem, podle kterého lze hodnotit výhodnost investice na určitý projekt, je prostá doba návratnosti. Jedná se o nejjednodušší, nejméně přesné, ale velice často užívané ekonomické kritérium. Největší nevýhodou tohoto kritéria je, že zanedbává efekty inflace a fakt, že peníze můžeme vložit do jiných investičních příležitostí nebo že musíme splácet půjčku bance, která nám dané finanční zdroje poskytla. Upřesnění výpočtu jako je například odhad vlivu inflace, návrh možnosti jiných investičních příležitostí nebo podmínky získání investičních prostředků však vyžaduje podrobnější ekonomickou analýzu, která by přesahovala možnosti této práce. Vzhledem k dostupným vstupním údajům pro výpočet bylo tedy pro ekonomické posouzení jednotlivých SMR zvoleno kritérium prosté doby návratnosti [74]. Obecně se prostá doba návratnosti počítá podle následujícího vztahu:

$$\text{prostá doba návratnosti} = \frac{\text{celkové jednorázové investiční náklady}}{\text{roční peněžní toky}} \quad (2.1)$$

2.2.1 Podmínky a předpoklady

Protože k výpočtu prosté doby návratnosti není dostatek přesných podkladů a zejména vzhledem k tomu, že výpočet závisí na množství proměnlivých parametrů (např. výkupní cena elektřiny nebo kurs koruny vůči světovým měnám), je pro výpočet nutné stanovit výchozí podmínky a předpoklady, v rámci kterých bude možné výsledky výpočtu prezentovat. Tyto předpoklady jsou u každého vstupního parametru výpočtu podrobně uvedeny. Pro přehlednost je zde jejich shrnutí.

Shrnutí počátečních podmínek a předpokladů

- Investiční náklady jsou stanoveny s odvoláním na zdroj, který je v příložené tabulce „SMR.xls“ uveden ve vloženém komentáři. Není dále zjišťováno, jak byla tato hodnota v daném zdroji odhadnuta nebo vypočítána (viz kapitola 2.1.6). Za stejných podmínek jsou převzaty náklady na údržbu a náklady palivové.
- Náklady na odstavení vycházejí z literatury [19]. Je uvažováno, že se v budoucnosti nebudou měnit (viz kapitola 2.1.9).
- Použitý kurz koruny k dolaru a euru je průměrná hodnota za posledních 5 let platná ke zvolenému datu (viz kapitola 2.2.2). Uvažuje se, že se tato hodnota nebude v budoucnu výrazně měnit.
- Výkupní cena elektrické energie je zvolena podle [61] (viz kapitola 2.2.4).
- Pokud je výkon SMR uveden v určitém rozsahu je vždy zvolena nižší hodnota.
- Je předpokládáno, že se O&M a palivové náklady platí i v době krátké odstávky bloku, tj. roční počet hodin pro výpočet těchto nákladů není snížen o součinitel využití výkonu (viz kapitola 2.2.3).
- Pokud nebyl pro daný typ SMR nikde uveden součinitel využití výkonu, byla uvažována jeho průměrná hodnota 0,9. V takovém případě je hodnota 0,9 v tabulce označena komentářem.

2.2.2 Celkové investiční náklady, poplatek SÚJB

Celkové investiční náklady jsou určeny součinem nákladů za každou instalovanou kWe a nominálním výkonem daného SMR. Protože jsou všechny náklady uváděny v dolarech nebo v eurech je pro české podmínky nutné přepočítat všechny hodnoty na českou měnu. Byl proto zvolen průměrný kurs dolaru a eura za posledních pět let podle [57] ke dni 20. 1. 2012. Hodnoty kurzů byly 18,624 Kč za 1 dolar a 25,778 Kč za 1 Euro. Tyto hodnoty jsou také uvedeny v příložené tabulce (viz „SMR.xls“). Pro výpočet u reaktoru MARS jsou z důvodů ucelenosti postupu náklady v €/kWe převedeny nejprve na \$/kWe a až poté na Kč/kWe (1 € bylo podle výše stanovených předpokladů 1,3907 \$). Je zřejmé, že na výslednou cenu SMR bude mít vliv kurz koruny, jehož hodnotu lze jen těžko dopředu odhadnout. Kromě celkových investičních nákladů byly takto přepočítány i náklady na provoz a údržbu a náklady palivové.

Podle zdroje [60] bude od příštího roku SÚJB vybírat poplatky od provozovatelů jaderných zařízení, na něž v rámci své činnosti dohlíží. Vláda totiž schválila návrh nařízení, které stanovuje výši jednotlivých poplatků. Toto nařízení [63] stanovuje následující poplatky.

Podle § 2 [63] se za žádost o vydání povolení k umístění jaderně energetického reaktoru s výkonem větším než 50 MWt bude platit 19 600 000 Kč, u výzkumného reaktoru s výkonem do 50 MWt bude poplatek činit 14 000 000 Kč. Za žádost o vydání povolení k výstavbě jaderně energetického reaktoru s výkonem větším než 50 MWt se bude platit 126 000 000 Kč, u výzkumného reaktoru s výkonem do 50 MWt bude poplatek činit

19 600 000 Kč. Za žádost o vydání prvního povolení k provozu jaderně energetického reaktoru s výkonem větším než 50 MWt se bude platit 42 000 000 Kč, u výzkumného reaktoru s výkonem do 50 MWt bude poplatek činit 11 200 000 Kč. Podle SÚJB jsou všechny reaktory s výkonem nižším než 50 MWt výzkumné. Návrh neuvažuje jejich využití pro komerční výrobu elektrické energie. V této práci se však předpokládá, že by se stejné poplatky platily i při jejich komerčním využití. K celkovým investičním nákladům je proto nutné u reaktorů s výkonem větším než 50 MWt připočítat dohromady 186 600 000 Kč a 44 800 000 Kč u reaktorů s výkonem nižším než 50 MWt.

Podle § 3 [63] se také musí platit udržovací poplatek. Každý kalendářní měsíc, ve kterém trvala poplatková povinnost držitele povolení k provozu, musí provozovatel jaderně energetického reaktoru s výkonem větším než 50 MWt zaplatit 2 100 000 Kč a provozovatel reaktoru s výkonem do 50 MWt 1 000 Kč.

2.2.3 Provozní náklady, palivové náklady, náklady na odstavení

Provozní náklady představují výslednou hodnotu nákladů, která je uvedena v Kč, za provoz a údržbu elektrárny za jeden rok. Jsou určeny z O&M nákladů za \$/MWh, které jsou vynásobeny výkonem elektrárny a počtem hodin za jeden rok. Je uvažován maximální možný počet hodin za rok, není zahrnut vliv součinitele využití výkonu, který by tyto náklady nepatrně snížil. Je totiž předpokládáno, že se provozní náklady platí i v době krátké odstávky bloku. Vzhledem k tomu, že je součinitel využití výkonu průměrně 0,9, zvýší tento předpoklad vypočtené náklady pouze nepatrně.

Palivové náklady uvádí cenu v Kč za náklady na palivo za jeden rok. Jsou určeny analogicky jako náklady provozní, tedy z palivových nákladů za \$/MWh, které jsou vynásobeny výkonem elektrárny a počtem hodin za jeden rok. Opět je uvažován maximální počet hodin a není zahrnut vliv součinitele využití výkonu.

Náklady na odstavení představují poplatek, který se musí odvádět státu, za jeden rok provozu na budoucí odstavení elektrárny a za skladování použitého paliva (viz kapitola 2.1.9). Náklady na odstavení v Kč/MWh jsou vynásobeny jmenovitým výkonem elektrárny, počtem hodin za jeden rok a součinitelem využití výkonu. Podle [19] se totiž poplatek platí pouze za každou skutečně vyrobenou MWh.

2.2.4 Provozní výnosy

Hodnoty uvádí výši výnosů za prodej vyrobené elektrické energie za jeden rok. Výkupní cena elektrické energie v Kč/kWh je vynásobena jmenovitým výkonem elektrárny, počtem hodin za jeden rok a součinitelem využití výkonu.

Výkupní cena elektrické energie pro výrobce se stanovuje na Pražské energetické burze [61] v rámci ČR. Je zde uvedena cena v €/MWh pro základní (base load) a špičkové zatížení (peak load). Lze použít její průměrnou výši za měsíc, čtvrtletí nebo rok. Pro účely této práce byl zvolen poměr cen základního a špičkového zatížení. Výsledná cena necht' je složena z 80 % výkupní ceny základního zatížení a z 20 % ceny špičkového zatížení. Tyto hodnoty byly určeny jako průměr za jeden rok kde dni 1.2.2012. Při výpočtu se tedy předpokládá, že výkupní cena elektrické energie bude 52,6 €/MWh (138 Kč/kWh). Výkupní ceny energie při jejím prodeji do zahraničí [54] nebyly do předpokladu zahrnuty. Pokud bychom o prodeji energie do zahraničí uvažovali, výkupní cena by vycházela vyšší.

2.2.5 Prostá návratnost

Podle základního vztahu (viz kapitola 2.1) nyní vypočteme prostou návratnost jako:

$$\text{prostá doba návratnosti} = \frac{\text{celkové investiční náklady} + \text{poplatek SÚJB}}{\text{provozní výnosy} - \text{celkové provozní náklady}} \quad (2.2)$$

$$\text{celkové provozní náklady} = \text{provozní náklady} + \text{palivové náklady} + \text{náklady na odstavení} \quad (2.3)$$

Pokud do vztahu dosadíme hodnoty, vyjde nám počet let, za jaký se investice splatí. Pokud pro daný SMR nebyl nalezen údaj o některých nákladech, nemohla být prostá návratnost vypočítána. Ve sloupci „chybějící údaje“ lze zjistit, jaký údaj chybí. Výsledky výpočtu lze uvádět pouze při respektování podmínek a předpokladů uvedených v kapitole 2.2.1. Nejkratší prostá doba návratnosti vychází u PBMR (3,2 let) a GT-MHR (3,5 let). Nejdelší doba návratnosti vychází u ABV (37,3 let) a SMART (25,1 let).

Pro porovnání je uvedena vypočítaná prostá návratnost bez uvažování poplatku pro SÚJB a prostá návratnost s poplatkem pro SÚJB. Vlivem poplatku se doba návratnosti prodlouží tím více, čím nižší je výkon daného SMR. Například zatímco se u VBER-300 (s výkonem 300 MWe) návratnost prodlouží o 0,1 roku, u HPM (s výkonem 25 MWe) se prodlouží o 2,5. Z toho je patrné, že nařízení vlády o poplatcích pro SÚJB vytváří u reaktorů s výkonem těsně nad 50 MWt ekonomickou nevýhodu. Tyto poplatky by tedy v České republice mohly být překážkou pro výstavbu SMR. Dosavadní mez 50 MWt je pro SMR nevhodná. Měly by být alespoň stanoveny jemnější hranice, například stejně jako se reaktory rozdělují podle MAAE (viz kapitola 1.1). Nebo by měla být výše poplatků přímo úměrná elektrickému výkonu. Poté by bylo placení poplatků spravedlivější.

2.3 Podrobný popis vybraných SMR

Tato diplomová práce obsahuje bližší popis následujících vybraných typů, který je z důvodu přehlednosti uveden v příloze č. 4. Byly vybrány zejména zástupci tlakovodních reaktorů, protože tyto mají v českých podmínkách vzhledem ke zkušenostem se stejnými typy LR nejpravděpodobnější možnost uplatnění. Jedná se o tři americké reaktory IRIS, NuScale a mPower, korejský reaktor SMART a ruské KLT-40S a VBER-300. Přestože je zatím reaktor KLT-40S prezentován jako reaktor pro plovoucí jadernou elektrárnu, pro české podmínky nevhodnou, bude v případě komerčního zájmu možné koncept reaktoru upravit pro použití v klasické elektrárně stejně jako u VBER-300, kde je již tato možnost detailně zpracována [25]. Pro srovnání s netlakovodními typy byly podrobněji popsány i reaktor využívající tekuté kovy HPM, vysokoteplotní plynem chlazený GT-MHR a reaktor s palivovými tekutými solemi FUJI. Cílem přílohy je sjednotit základní informace o vybraných SMR do přehledné formy. Popis klade důraz na základní parametry, specifické vlastnosti a systémy zajišťující bezpečnost a spolehlivost. Stejně detailní popis u ostatních SMR nebyl proveden, protože by došlo k neúčelnému prodloužení práce. Následující technické a ekonomické hodnocení bylo tedy provedeno pro těchto devět vybraných SMR uvedených v příloze č. 4.

2.3.1 Technické porovnání a hodnocení

2.3.1.1 Výkon

Pokud bychom potřebovali reaktor s nejnižším výkonem, pak HPM nabízí výkon pouze 25 MWe. Takový výkon je vhodný jako lokální a nezávislý zdroj, pro továrny, malá města

nebo vojenské základny (bližší informace jsou v příloze č. 4). Výhodou je eliminace nutnosti přenosové soustavy a doba palivového cyklu 8 až 10 let. Problémem však je, že se jedná o rychlý reaktor chlazený tekutými kovy, se kterým ve srovnání s PWR není dostatek provozních zkušeností.

Reaktor NuScale nabízí výkon 45 MWe, navíc se jedná o osvědčený typ PWR. To by mohla být jeho velká výhoda. Reaktor KLT-40S má jmenovitý výkon 70 MWe. Vzhledem k jeho uložení na plovoucí jaderné elektrárně bude tento reaktor nejlépe využitelný v přímořských oblastech. Pokud bychom uvažovali o jeho využití v českých podmínkách, museli bychom počkat na změnu návrhu vzhledem k základnímu umístění. Reaktor IRIS nabízí možnost výběru velikosti instalovaného výkonu mezi 100 až 335 MWe. Výhodou je, že si lze objednat výkon optimálně navržený podle konkrétní energetické situace a ekonomické analýzy. Výkon 100 MWe nabízí také SMART. Tento reaktor však vychází ekonomicky nejméně příznivě (viz kapitola 2.3.2.3). Reaktor mPower bude mít výkon 125 MWe. Větší výkony nabízejí reaktory FUJI (200 MWe), GT-MHR (285 MWe) a VBER-300 (300 MWe).

2.3.1.2 Palivo, obohacení

Tlakovodní typy reaktorů IRIS, NuScale, mPower, SMART a VBER-300 používají konvenční jaderné palivo UO_2 s obohacením maximálně do 5 %. Výhodou je tedy možnost použití známého a osvědčeného paliva s nízkým obohacením. Z tohoto hlediska by se mohl zdát nevýhodný ruský reaktor KLT-40S, který používá palivo ve formě Al-Si-U s obohacením kolem 20 %. Palivo je tedy nejen vysoce obohacené, ale má i netradiční strukturu (Al-Si-U). Tím by mohly vzrůst jeho palivové náklady a reaktor by tak ztratil konkurenční výhodu. Podle zdroje [32, str. 85] je však cena tohoto paliva srovnatelná s palivovými náklady u výše uvedených PWR. Je to důsledek nízké ceny jaderného paliva v Rusku (viz kapitola 2.1.7). Výrobce uvádí, že by další výhodou mohla být větší odolnost proti zneužití jaderného paliva právě díky jeho speciální struktuře.

Rychlý reaktor HPM využívá jako paliva speciální nitrid uranu. Protože se jedná o rychlý reaktor, je nutné použít vyšší obohacení, které je zde kolem 20 %. Možná nevýhoda vysokého obohacení je však vyvážena výhodou dlouhého palivového cyklu 8 až 10 let. Stejně jako u KLT-40S by pak výhodou paliva mohlo být, že je z něj obtížné oddělit štěpný materiál než z kovového uranu nebo keramiky. Ze stejného důvodu ale nebude možné palivo snadno přepracovat. To by mohlo být považováno za nevýhodu.

Reaktor GT-MHR využívá vzhledem ke své specifické konstrukci keramikou obalené částice v prizmatických blocích s UCO v jádře. Takové palivo se označuje jako TRISO. Dělí se na štěpné částice s obohacením 19,8 % a plodivé částice s 0,7 % (blíže viz příloha č. 4). Zajímavé je, že náklady na toto speciální palivo jsou zhruba stejné jako u PWR používajících 5 % obohacené UO_2 . Reaktor FUJI využívá speciální roztavené fluoridové soli. Tento koncept přináší řadu výhod i nevýhod (viz příloha č. 4). Podle odhadů výrobce bude mít FUJI nejnižší palivové náklady [23] a navíc bude umožňovat zpracování použitého paliva z jiných reaktorů. Možnost použít palivo MOX je přímo plánována pouze u IRIS. Plutonium však bude možné také spalovat v reaktoru FUJI, pokud se rozpustí do směsi palivových solí.

2.3.1.3 Chlazení aktivní zóny

Z hlediska chlazení mají největší výhodu reaktory NuScale a HPM, protože pro chlazení využívají přirozenou cirkulaci i za plného výkonu. V primárním okruhu proto nemusí být žádná čerpadla. Mohlo by se zdát, že přirozená cirkulace je zde, na rozdíl od ostatních SMR, umožněna proto, že z nich mají nejnižší jmenovité provozní výkony a pokud by výkon byl vyšší, tak by na jejich chlazení přirozená cirkulace již nestačila. Na velikosti výkonu ale záležet nemusí. Existují totiž navržené SMR využívající přirozenou cirkulaci i při velkém výkonu, např. IMR (350 MWe), VK-300 (300 MWe), apod. (viz tabulka „SMR.xls“). Některé zde podrobněji popisované SMR však na možnost přirozené cirkulace při plném výkonu

nejsou navrženy. IRIS, mPower, SMART, KLT-40S a VBER-300 proto musí při plném výkonu používat cirkulaci nucenou. Všechny tyto tlakovodní typy jsou však navrženy tak, že v případě snížení výkonu přirozená cirkulace ke chlazení plně postačuje. Chlazení aktivní zóny je tedy vždy dostatečně zajištěno.

GT-MHR je chlazený plynem, nucená cirkulace chladiva je tedy nezbytná. V případě havárie není chlazení aktivní zóny zásadním problémem, protože reaktor využívá speciální TRISO palivo, které bez porušení vydrží teploty až 2 000 °C. Výrobce zaručuje, že v případě základní projektové havárie teplota paliva nikdy nepřesáhne 1 600 °C (viz příloha č. 4). Reaktor FUJI využívá také cirkulaci nucenou, v případě havárie však není odvod tepla kvůli odlišnému principu aktivní zóny nutný. Všechno palivo je vypuštěno, takže k žádnému následnému vzniku tepla v aktivní zóně nedochází (blíže viz příloha č. 4). Chlazení v havarijních režimech je blíže popsáno v kapitole 2.3.1.11.

2.3.1.4 Uspořádání primárního okruhu

Mnoho výhod přináší hlavně integrální uspořádání (popsané v kapitolách 1.4.4 a 2.1.3). Toto uspořádání je typické pro reaktory IRIS, NuScale, mPower, SMART. Ve všech případech se jedná o velmi podobné technické řešení. Integrální uspořádání má také reaktor HPM, který je navíc pro svůj malý výkon také označován jako jaderná baterie [14]. Ruské reaktory KLT-40S a VBER-300 používají konvenční smyčkové uspořádání. Přesto se však integrálnímu uspořádání velmi přibližují, neboť mezi jednotlivými hlavními částmi primárního okruhu nepoužívají žádná spojovací potrubí. Zařízení jsou k sobě připojena přímo nátrubky (viz příloha č. 4). GT-MHR využívá velmi zajímavé integrální uspořádání primárního i sekundárního okruhu. Je to možné díky využití přímého Braytonova cyklu, který u je PWR reaktorů nevhodný. Oproti ostatním popsaným SMR má proto GT-MHR také nejvyšší tepelnou účinnost. Reaktor FUJI má uspořádání primárního okruhu smyčkové.

2.3.1.5 Řízení a kompenzace reaktivity

U reaktorů IRIS, NuScale a VBER-300 bude řízení reaktivity v aktivní zóně zajištěno stejně jako u velkých PWR reaktorů. Tj. kombinací rozpustného bóru v primárním okruhu (pomocí kyseliny borité), dále použitím řídicích tyčí a vyhořívajících absorbátorů. V reaktoru KLT-40S bude reaktivita také řízena pomocí řídicích tyčí a vyhořívajících absorbátorů. Bude použit i rozpustný bór, ale ne ve formě kyseliny borité. Bude použita látka s označením BC50. Blíže viz [26].

SMART a mPower nebudou používat žádný rozpuštěný bór ani jiný tekutý pohlcovač neutronů. K řízení reaktivity budou podle výrobců [22], [18] dostačující pouze řídicí tyče a vyhořívající absorbátory. Na ně je zde proto kladen větší důraz. U SMART budou například použity palivové tyče s přesně stanoveným různým obsahem vyhořívajících absorbátorů vzhledem k poloze dané tyče v aktivní zóně. Výhodou reaktorů PWR, které nepoužívají kyselinu boritou nebo jiný tekutý absorbátor, je, že k primárnímu okruhu nebudou připojeny další pomocné systémy související s dávkováním absorbátoru. Materiály primárního okruhu také nebudou muset vlivu kyseliny odolávat.

HPM bude využívat řídicí tyče. Informace o vyhořívajícím absorbátoru nejsou nikde uvedeny. Pro zajištění správné funkce však bude jeho použití nezbytné. U GT-MHR není způsob řízení reaktivity nikde přímo uveden. Bude zde patrně regulována řídicími tyčemi s vyhořívajícími absorbátory jako u podobných typů reaktorů. U FUJI je reaktivita regulována pomocí speciální regulační tyče umístěné ve středu aktivní zóny. Při rozběhu reaktoru bude tyčí vyslán silný zdroj neutronů. Po dosažení kritického stavu již další zdroj neutronů potřeba nebude. Reaktivita pak bude zajištěna dopředu namíchaným složením palivových solí. [23]

2.3.1.6 Kontejnment

Bezpečné uložení reaktoru představuje základní požadavek na bezpečnost SMR (viz kapitola 1.5). Všechny popsané SMR mají vždy tlakovou nádobu reaktoru a přilehlé systémy uloženy v kontejnmentu. Protože má kontejnment SMR malé rozměry, je možné, na rozdíl od LR, jeho snadné uložení pod zemí.

IRIS bude mít pod zemí uloženou pouze polovinu kontejnmentu. Podle [22] tím bude bezpečnost reaktoru dostatečně zajištěna. Reaktor mPower bude mít kontejnment pod zemí celý. Mezi kontejnmentem a tlakovou nádobou bude bazén zajišťující havarijní chlazení, který bude navíc sloužit pro ukládání použitého paliva. Podobné řešení využívá reaktor NuScale, který bude také uzavřen v ocelovém podzemním kontejnmentu. Bazén chlazení zde obklopuje kontejnment zvenku. U SMART je také kontejnment navržen jako podzemní, není zde však žádný bazén na dochlazování. KLT-40S a VBER-300 mají v případě uložení na plovoucích elektrárnách specifický kontejnment, obklopující primární okruh, postavený přímo v konstrukci loď, proto samozřejmě nemohou být uloženy pod zemí. Z tohoto důvodu se ruské reaktory jeví jako méně bezpečné. V případě použití těchto typů u pozemních elektráren, kontejnment v podzemí také uložen nebude.

Úplně pod zemí bude uložen reaktor HPM. GT-MHR bude mít v podzemním kontejnmentu uložen primární i sekundární okruh. Elektrárna s FUJI zatím uložení pod zemí neplánuje. Kontejnment FUJI je navržen standardně jako u velkých jaderných elektráren. Přehledné obrázky všech návrhů kontejnmentů obsahuje příloha č. 4.

2.3.1.7 Plánovaná životnost

Životnost je u většiny SMR stejná jako u LR. IRIS, NuScale, mPower, SMART, GT-MHR, VBER-300 mají životnost plánovanou na 60 let. V budoucnu se předpokládá, že se tato životnost ještě prodlouží. KLT-40S má uvedenou životnost pouze 40 let. Je nižší, protože jde o konzervativní odhad [26]. FUJI má plánovanou životnost 30 let. Je to z důvodů použití tekutých solí a vysokých provozních teplot v reaktoru. Tlaková nádoba FUJI proto bude více namáhána než u ostatních typů. HPM bude mít životnost 8 až 10 let. Jedná se o záměr výrobce. Po celou životnost totiž nemusí být doplňováno či měněno jaderné palivo. Jednou za 8 až 10 let se vymění celá jednotka a to i přesto, že životnost jednotlivých částí reaktoru nemusí být zdaleka vyčerpána.

2.3.1.8 Doba palivové kampaně

Nejdelší palivovou kampaň, 8 až 10 let, bude mít reaktor HPM. Po této době se celý vymění. Reaktor mPower nabízí délku jedné kampaně 4 až 5 let. To je více než u ostatních tlakovodních SMR a to i přesto, že používá palivo obohacené maximálně do 5 % a má výkon až 125 MWe. Reaktor mPower má tedy nejdelší dobu palivové kampaně při současně nízkém obohacení paliva a relativně vysokém výkonu 125 MWe. Doba palivové kampaně u NuScale je 2 roky, přestože má reaktor nízký výkon 45 MWe, SMART s výkonem 100 MWe plánuje délku kampaně 3 roky, IRIS 2,5 až 4 roky. U KLT-40S bude výměna paliva probíhat jednou za 3 až 4 roky, protože jeho palivo má větší obohacení a celý reaktor nižší výkon. U VBER-300 bude výměna častější (za 1 až 2 roky), bude se však vyměňovat pouze část paliva (jako u nynějších LR). V plovoucích elektrárnách navíc budou sklady čerstvého paliva s dostatečnou zásobou, aby loď mohla na místě zůstat po plánovanou dobu, například podle [25] na 6 let. Tím je u VBER-300 kompenzována nevýhoda částečného vyměňování paliva. U reaktoru GT-MHR se vyměňují palivové koule postupně za 1,3 roku. U plynových reaktorů je takové řešení běžné [65]. Délku palivového cyklu zde proto není vhodné srovnávat s PWR. Podobně je tomu i u reaktoru FUJI, kde bude probíhat průběžná výměna tekutého paliva. Přesný časový interval této výměny není nikde uveden.

2.3.1.9 Fáze vývoje

V nejpokročilejší fázi vývoje je reaktor KLT-40S, který se již instaluje na plovoucí jadernou elektrárnu (viz kapitola 1.7.2.2). Reaktory IRIS, NuScale, mPower, SMART, VBER-300, GT-MHR jsou ve fázi detailed design a v současné době buď čekají na licencování, nebo již proces udělení licence probíhá (viz [65] a [21]). HPM je zatím pouze ve fázi conceptual design. Vývoj FUJI je ještě více pozadu, je ve fázi early conceptual design.

2.3.1.10 Doba výstavby

Nejdelší doba výstavby 4,5 let je uvedena u VBER-300, u KLT-40S jsou to 4 roky. U ostatních jsou uvedeny 3 roky. Vždy se však jedná o předběžný návrh, kde se do této doby započítávají i zdržení, která vzniknou, protože se bude jednat o první výstavbu daného SMR. Doba se prodlouží vlivem čekání na různá povolení, jejichž dobu vyřízení dopředu nelze přesně odhadnout, a z důvodu nedostatečných praktických zkušeností s výstavbou a vlivem upřesňujících technických změn, které bude nutné u první výstavby provést. Po ověření a získání zkušeností během první výstavby se doba velmi zkrátí. Například HPM bude celý vyráběn pouze v továrně a to před tím, než si tento reaktor zákazník objedná. Po objednání tedy bude nutné postavit pouze jednoduchou infrastrukturu s podzemním kontejnmentem, kam bude již vyrobený HPM snadno přepraven. Tovární doba výroby jednoho modulu není zatím nikde uváděna.

2.3.1.11 Bezpečnost a spolehlivost

Všechny uvedené SMR v zásadě respektují stejné, základní a nezbytné bezpečnostní požadavky (viz kapitola 1.4). Nelze obecně říci, že je určitý reaktor bezpečnější než ostatní a proč. Zajištění bezpečnosti u FNR je velmi podobné jako u PWR. U GT-MHR a FUJI se odlišuje více. Bezpečnost z hlediska odvodu tepla z aktivní zóny, řízení reaktivity a ochrana pomocí kontejnmentu je již popsána v kapitolách 2.3.1.3 a 2.3.1.6. Všechny popsané SMR mají vysokou úroveň zajištění bezpečnosti a dodržují všechny bezpečnostní požadavky pro nové generace jaderných elektráren [65]. Využívají například zápornou zpětnou vazbu, což je jedna ze základních inherentních vlastností, a dále používají různorodé pasivní systémy chlazení. Aktivní systémy jsou vždy použity pouze jako doplňující. Bližší popis zajištění bezpečnosti je u všech typů popsán v příloze č. 4. Následující shrnutí obsahuje stručný popis nejvýznamnějších a odlišujících se způsobů zajištění bezpečnosti.

IRIS

Má složitě propracovaný systém odvodu zbytkového tepla. Jedná se o pasivní nouzový systém, který je složený ze čtyř nezávislých subsystémů, z nichž každý má vlastní výměník připojený k samostatnému parogenerátoru. Tyto výměníky tepla jsou ponořeny do skladovacích nádrží paliva, které se nacházejí mimo kontejnment. Pro nouzové odstavení reaktoru jsou navrženy dva plnotlaké systémy nádrží s kyselinou boritou, které poskytují okamžité snížení reaktivity prostřednictvím přímého vstříkávání naředěné kyseliny borité do tlakové nádoby. Funkce těchto nádrží je zajištěna pomocí gravitace.

NuScale

Zvláštností je kontejnment připomínající tlakovou nádobu reaktoru (viz příloha č. 4). Skutečnou tlakovou nádobu těsně obklopuje. Toto řešení umožňuje, že při běžném výkonovém provozu tvoří atmosféra v kontejnmentu izolační vakuum, které výrazně snižuje tepelné ztráty z reaktorové nádoby. Vakuum dále zvyšuje kapacitu kondenzace vodní páry, která může být bezpečnostními ventily odvedena do tohoto prostoru. Je také odstraněn vzduch, což zabraňuje vzniku hořlavých směsí vodíku v případě závažných nehod a je tím vyřešen problém koroze a vlhkosti uvnitř kontejnmentu. Celý kontejnment se nachází

pod úrovní terénu v bazénu vody. Bazén může sloužit jako chladič s kapacitou schopnou absorbovat všechno teplo ze štěpných produktů z plně rozběhnutého reaktoru po dobu 72 hodin.

mPower

Zajímavým technickým řešením je bazén na použité palivo, který „přímo obklopuje“ tlakovou nádobu reaktoru. V tomto bazénu je za všech provozních stavů přirozená cirkulace, která zaručuje spolehlivý odvod zbytkového tepla a tím chlazení celého primárního okruhu. Bazén navíc slouží pro uložení použitého paliva. Skladovací kapacita je navržena na 60 let provozu.

SMART

Tlak v primárním okruhu je řízen pomocí inherentních parciálních tlaků vodní páry a dusíku, který vyplňuje kompenzátor objemu. Celý systém reaguje velmi citlivě na kolísání tlaku a teploty v reaktoru. Také pojme široký rozsah tlaků při přechodových procesech i nehodách. Jinak se SMART ničím zvláštním neliší od ostatních vybraných SMR. Detaily jsou v příloze č. 4.

KLT-40S

Při běžném provozu je zbytkové teplo odváděno jedním ze dvou kanálů pro odvod tepla přes tři smyčky - z chladicího okruhu do meziobvodu a z něj do mořské vody. K dispozici je také kanál pasivního odvodu tepla, který pracuje na principu vypařování vody z mokrého zásobníku do ventilačního systému. Pasivní bezpečnostní systémy využívají přirozené cirkulace chladiva a energie stlačeného plynu. KLT-40S obsahuje také systémy na udržení roztaveného koria uvnitř reaktorové nádoby. Velice podobné systémy využívá i VBER-300.

HPM

Hlavním prvkem, který zvyšuje bezpečnost HPM, je chladicí kapalina ve formě tekutého kovu (eutektická směs olovo-bismut). Uvolnění radioaktivních látek ve formě odpařeného chladiva je vyloučeno vzhledem k vysoké teplotě jeho varu. Var nenastane ani v případě snížení tlaku chladicí kapaliny, protože provozní tlak je blízko atmosférickému tlaku. Vzhledem k tomu, že chladivo není reaktivní se vzduchem, vodou, palivem, kovovými komponenty a betonem, nemůže dojít k rychlým exotermickým reakcím, které by mohly způsobit vážné problémy. Například jsou vyloučeny reakce, které produkují hořlavý vodík (to je jedna z hlavních nežádoucích vlastností u lehkovodních reaktorů).

GT-MHR

Zvláštností je použití žáruvzdorných TRISO částic paliva, které v sobě udrží všechny štěpné produkty i při vyšších teplotách než za běžného provozu a při předpokládaných havarijních stavech. To je zkombinováno s vhodnými vlastnostmi chladiva a moderátoru. Chladivo je helium, které tvoří jedinou fázi, je inertní a nemá žádný vliv na reaktivitu. Grafitové jádro zajišťuje vysokou tepelnou kapacitu, pomalé teplotní změny a má stále stabilní strukturu i při velmi vysokých teplotách.

FUJI

Má pro zajištění bezpečnosti mnoho výhod. Zde jsou vypsány pouze nejdůležitější, ostatní jsou v příloze č. 4. Primární a sekundární smyčky pracují při velmi nízkém tlaku (~ 5 atm). Tím jsou eliminovány všechny nehody vznikající vlivem přetlaku, jako je například prasknutí primárního okruhu. Roztavené soli jsou chemicky inertní a prakticky nehořlavé. Neexistuje možnost zvýšení tlaku v primárním okruhu, protože bod varu solí je velmi vysoký (cca 1 800 K) v porovnání s provozní teplotou (cca 1 000 K). Reaktor navíc pro chlazení nepoužívá žádnou vodu. K odvodu tepla jsou také využity roztavené soli. Je tak eliminována nehoda spojená se zvýšením tlaku v primárním okruhu kvůli odpařování vody nebo úniku

páry. Palivová sůl je v kritickém stavu, pouze prochází-li grafitovým jádrem v aktivní zóně. V případě nehody bude palivová sůl z aktivní zóny vypuštěna. Poté již v aktivní zóně nemůže vzniknout kritický stav.

U všech popsaných SMR je také odstraněno hlavní cirkulační potrubí a s tím související možnost vzniku velké a střední LOCA havárie. U GT-MHR a FUJI se LOCA havárie nehodnotí. I kdyby u nich došlo k případnému prasknutí primárního okruhu, což je velmi nepravděpodobné kvůli nízkým pracovním tlakům v reaktoru, nebude docházet k dalšímu nárůstu teploty (FUJI). U GT-MHR je palivo proti vysokému nárůstu teploty odolné.

2.3.2 Ekonomické porovnání a hodnocení

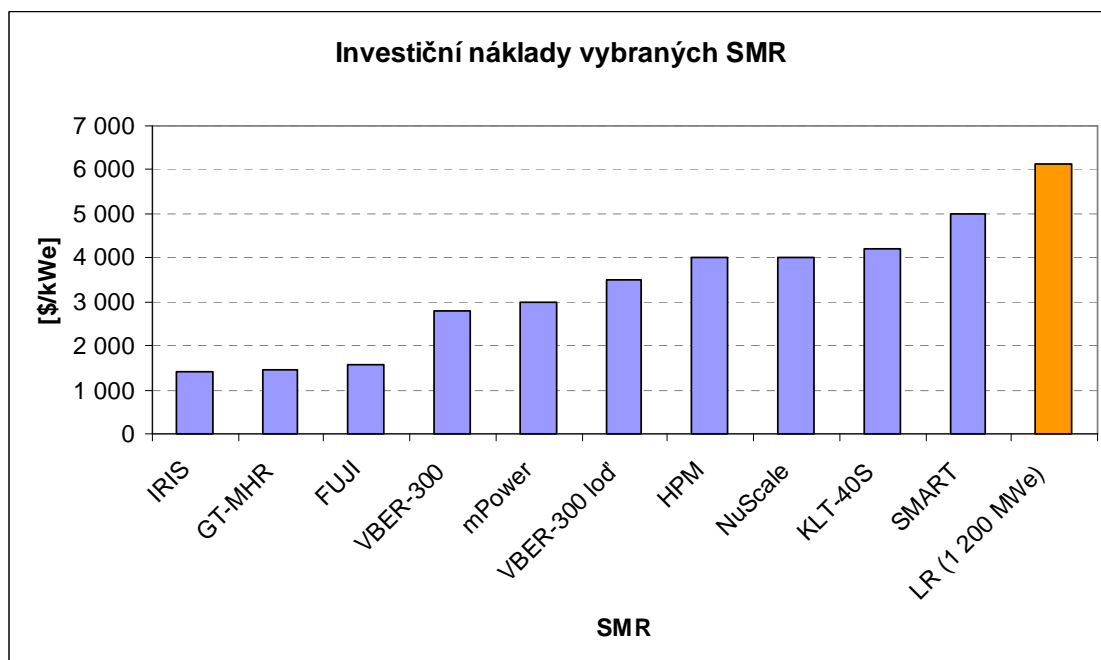
Ekonomické porovnání vybraných SMR bylo provedeno v souladu s předpoklady uvedenými v kapitole 2.2. Vybrané SMR byly porovnány s průměrnými náklady LR. Tyto náklady byly stanoveny podle uvedených zdrojů (viz tab. 3). Výkon LR byl zvolen 1 200 MWe.

2.3.2.1 Investiční náklady

Tab. 2 ukazuje investiční náklady pro vybrané SMR a průměrné investiční náklady u LR. Podle těchto nákladů je nejvýhodnější IRIS a nejdražší SMART. Náklady na LR jsou podle očekávání největší. Je zajímavé, že nízké investiční náklady mají reaktory GT-MHR a FUJI, přestože s jejich výrobou ani výstavbou nejsou žádné zkušenosti. Pro větší názornost jsou investiční náklady zobrazeny v grafu 1.

Tab. 2. Investiční náklady vybraných SMR.

SMR	Investiční náklady [\$/kWe]
IRIS	1 400
GT-MHR	1 460
FUJI	1 584
VBER-300	2 800
mPower	3 000
VBER-300 loď	3 500
HPM	4 000
NuScale	4 000
KLT-40S	4 200
SMART	5 000
LR (1 200 MWe)	6 147



Graf 1. Investiční náklady vybraných SMR.

Tab. 3 zobrazuje průměrné investiční náklady LR. Ceny jsou vždy vyšší než u nejdražších vybraných SMR (KLT-40S a SMART). Bude tedy zajímavé porovnat, kolik by se teoreticky ušetřilo, kdyby se místo jednoho velkého bloku o výkonu 1 200 nebo 1 600 MWe nakoupil větší počet SMR, který dohromady zajistí stejný nebo větší výkon. Pro porovnání zvolme nejlevnější uváděnou cenu LR 5 339 \$/kWe. Pokud bychom zvolili cenu větší, byly by ušetřené investiční náklady SMR ještě výraznější.

Tab. 3. Investiční náklady velkých reaktorů.

Zdroj	Investiční náklady [\$/kWe]
http://chytraenergie.info/index.php/kalendar-akci/53-minule/164-kolik-stoji-novy-atom [45]	6 954
http://harrisschool.uchicago.edu/centers/hepi/Rothwell_ANL_EconNuclear_20110223.pdf [44]	5 339
http://www.oecd.org/dataoecd/59/50/45528378.pdf [58]	5 858
Průměr	6 147

Tab. 4. Porovnání investičních nákladů mezi SMR a LR (1 200 MWe).

LR	Výkon [MWe]	1 200	Investiční náklady [\$/kWe]	5 339			
SMR	Investiční náklady [\$/kWe]	Výkon [MWe]	Počet SMR pro 1 200 MWe	Výkon SMR [MWe]	Cena za SMR pro 1 200 MWe [\$/kWe]	Cena za 1 LR [\$/kWe]	Ušetřeno [\$/kWe]
SMART	5 000	100	12	1 200	6 000 000 000	6 406 800 000	406 800 000
KLT-40S	4 200	70	18	1 260	5 292 000 000	6 406 800 000	1 114 800 000
NuScale	4 000	45	27	1 215	4 860 000 000	6 406 800 000	1 546 800 000
HPM	4 000	25	48	1 200	4 800 000 000	6 406 800 000	1 606 800 000
VBER-300 loď	3 500	300	4	1 200	4 200 000 000	6 406 800 000	2 206 800 000
mPower	3 000	125	10	1 250	3 750 000 000	6 406 800 000	2 656 800 000
VBER-300	2 800	300	4	1 200	3 360 000 000	6 406 800 000	3 046 800 000
FUJI	1 584	150	8	1 200	1 900 800 000	6 406 800 000	4 506 000 000
GT-MHR	1 460	285	5	1 425	2 080 500 000	6 406 800 000	4 326 300 000
IRIS	1 400	100	12	1 200	1 680 000 000	6 406 800 000	4 726 800 000

Tab. 4 ukazuje porovnání investičních nákladů na výstavbu LR o výkonu 1 200 MWe, například AP 1000, s investičními náklady na výstavbu takového počtu SMR, který by dohromady zajistil stejný nebo nejbližší větší instalovaný výkon. Již podle tab. 2 jsme mohli předpokládat, že nejvíce výhodné budou reaktory IRIS, GT-MHT a FUJI a nejméně SMART. Výsledky u nejlevnějších SMR jsou obzvláště překvapivé. Místo cca 6 miliard dolarů bychom zaplatili pouze cca 2 miliardy. U reaktoru SMART by bylo ušetřeno pouze cca 400 tisíc. Největší počet stejných jednotek SMR bychom museli postavit u HPM, přesto bychom však ušetřili cca 1,5 miliardy. Tab. 5 ukazuje stejné porovnání, tentokrát s LR o výkonu 1 600 MWe (takový výkon má například EPR). Protože se zvýšil výkon, zvýšily se s ním úměrně všechny vypočtené ceny. U nejlevnějších SMR bychom místo cca 8,5 miliard dolarů zaplatili pouze 2,5 miliardy.

Tab. 5. Porovnání investičních nákladů mezi SMR a LR (1 600 MWe).

LR	Výkon [MWe]	1 600	Investiční náklady [\$/kWe]	5 339			
SMR	Investiční náklady [\$/kWe]	Výkon [MWe]	Počet SMR pro 1 600 MWe	Výkon SMR [MWe]	Cena za SMR pro 1 600 MWe [\$/kWe]	Cena za 1 LR [\$/kWe]	Ušetřeno [\$/kWe]
SMART	5 000	100	16	1 600	8 000 000 000	8 542 400 000	542 400 000
KLT-40S	4 200	70	23	1 610	6 762 000 000	8 542 400 000	1 780 400 000
NuScale	4 000	45	36	1 620	6 480 000 000	8 542 400 000	2 062 400 000
HPM	4 000	25	64	1 600	6 400 000 000	8 542 400 000	2 142 400 000
VBER-300 loď	3 500	300	6	1 800	6 300 000 000	8 542 400 000	2 242 400 000
mPower	3 000	125	13	1 625	4 875 000 000	8 542 400 000	3 667 400 000
VBER-300	2 800	300	6	1 800	5 040 000 000	8 542 400 000	3 502 400 000
FUJI	1 584	150	11	1 650	2 613 600 000	8 542 400 000	5 928 800 000
GT-MHR	1 460	285	6	1 710	2 496 600 000	8 542 400 000	6 045 800 000
IRIS	1 400	100	16	1 600	2 240 000 000	8 542 400 000	6 302 400 000

2.3.2.2 O&M náklady, palivové náklady, celkové provozní náklady

Tab. 6 ukazuje náklady na provoz a údržbu a palivové náklady pro vybrané SMR. Protože u reaktorů HPM, IRIS, KLT-40S a VBER-300 byla výše těchto nákladů uvedena dohromady, není je možné podle této tabulky s ostatními SMR přímo porovnat. Jak je již uvedeno v kapitole 2.1.7, jsou O&M velkých reaktorů 14,74 \$/MWh (viz [50, str. 5] a [58, str. 1]) a palivové náklady 9,33 \$/MWh [50, str. 5].

Tab. 6. O&M náklady a palivové náklady vybraných SMR.

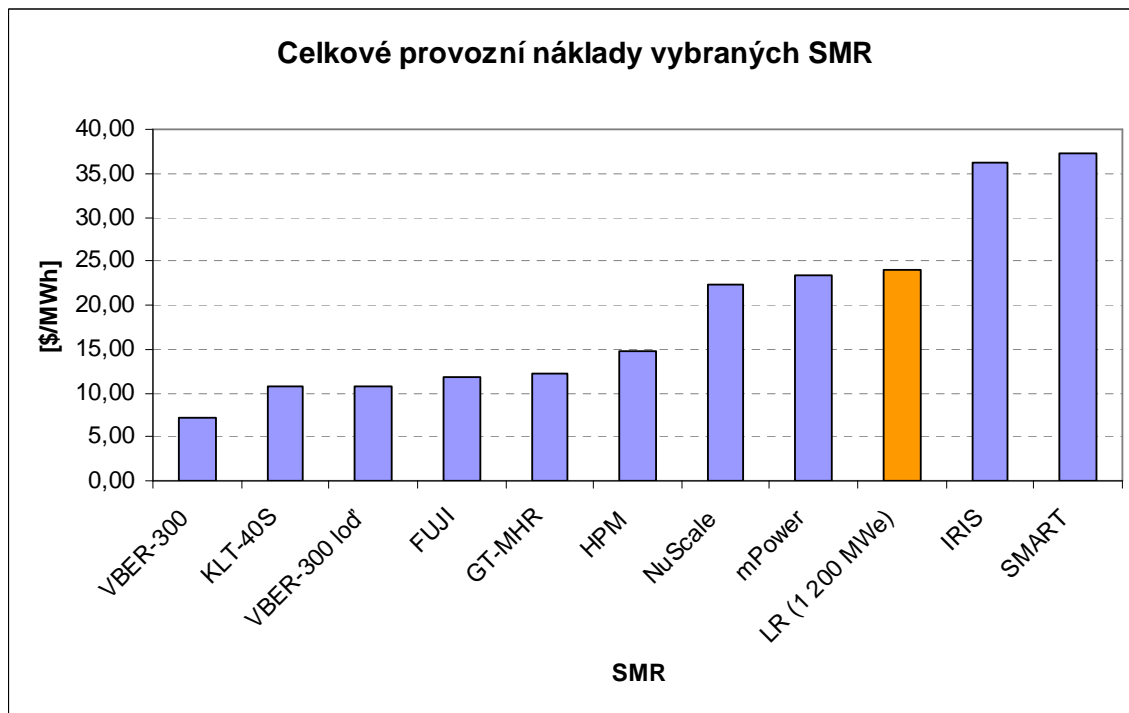
SMR	O&M náklady [\$/MWh]	SMR	Palivové náklady [\$/MWh]
GT-MHR	3,50	HPM	0,00
FUJI	5,80	IRIS	0,00
VBER-300	7,10	KLT-40S	0,00
KLT-40S	10,70	VBER-300 loď	0,00
VBER-300 loď	10,70	VBER-300	0,00
mPower	13,52	FUJI	6,00
NuScale	13,70	SMART	7,21
HPM	14,74	NuScale	8,53
LR (1 200 MWe)	14,74	GT-MHR	8,70
SMART	30,09	LR (1 200 MWe)	9,33
IRIS	36,20	mPower	9,78

Tab. 7. Celkové provozní náklady vybraných SMR.

SMR	Celkové provozní náklady [\$/MWh]
VBER-300	7,10
KLT-40S	10,70
VBER-300 loď	10,70
FUJI	11,80
GT-MHR	12,20
HPM	14,74
NuScale	22,23
mPower	23,30
LR (1 200 MWe)	24,07
IRIS	36,20
SMART	37,30

V tab. 7 jsou uvedeny celkové provozní náklady. Přestože by podle všeho očekávání měly mít SMR již ze své podstaty jednodušší údržbu, tak reaktory SMART a IRIS budou mít provozní náklady ve srovnání s LR vyšší (viz tab. 6). Vyšší budou následně i celkové provozní náklady. IRIS a SMART tedy mají náklady nejvyšší. Nejnižší náklady jsou odhadovány u ruských reaktorů VBER-300 a KLT-40S. Podle mého názoru je to dáno zejména tím, že je podle

[58, str. 1] průměrná cena jaderného paliva v Rusku nízká. Následují je netlakovodní reaktory FUJI, GT-MHR a HPM. U HPM byly náklady odhadnuty podle LR (viz kapitola 2.1.7). Opravdové náklady by měly být podle výrobce [55] nižší. Americké reaktory NuScale a mPower budou mít provoz levnější než LR pouze o cca 1 \$/MWh. Závěrem lze říci, že SMR, které mají celkové provozní náklady vyšší než 24,07 \$/MWh, nejsou oproti LR z tohoto pohledu výhodné. Výsledek je přehledně zobrazen v grafu 2.



Graf 2. Celkové provozní náklady vybraných SMR.

2.3.2.3 Prostá návratnost

Tab. 8. Prostá návratnost vybraných SMR.

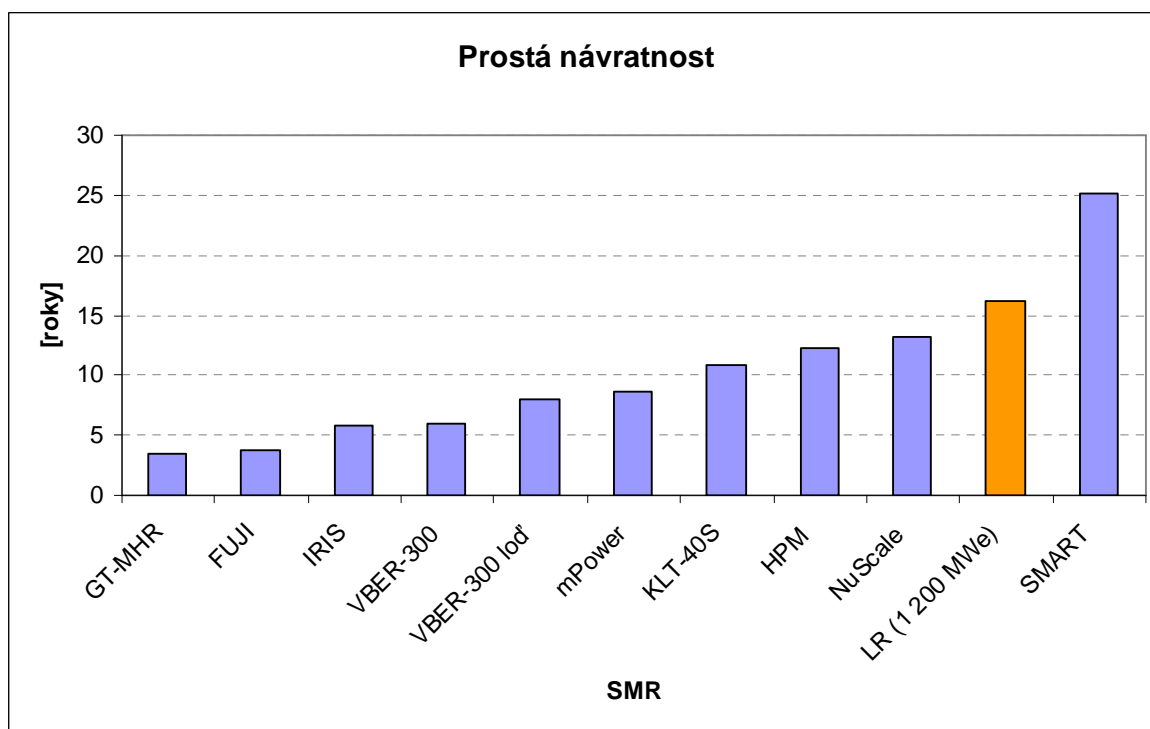
SMR	Prostá návratnost [roky]
GT-MHR	3
FUJI	4
IRIS	6
VBER-300	6
VBER-300 loď	8
mPower	9
KLT-40S	11
HPM	12
NuScale	13
LR (1 200 MWe)	16
SMART	25

V tab. 8 je uvedena doba prosté návratnosti u vybraných SMR. Jsou při tom uvažovány všechny poplatky pro SÚJB. Nejkratší dobu návratnosti má plynový reaktor GT-MHR. Následuje ho FUJI, který je však teprve ve vývojové fázi early conceptual design. Zajímavý výsledek je u IRIS. Přestože má tento reaktor celkové provozní náklady vyšší než současné

LR, je doba jeho prosté návratnosti pouze 6 let. Je to dáno nízkými počátečními investičními náklady. Investice u reaktoru VBER-300 pro pozemní elektrárnu se vrátí za 6 let, pro plovoucí za 8 let. Reaktor mPower má dobu návratnosti i přes vysoké provozní náklady 8 let. Naopak u KLT-40S, kde jsou provozní náklady nízké, vyšla návratnost 11 let, protože jeho investiční náklady jsou druhé největší.

Návratnost u HPM vyšla 12,2 let. Protože životnost jednoho modulu je plánována maximálně na 10 let, investice do HPM by se nikdy nezaplátila. Mohli bychom říci, že odhad celkových jeho provozních nákladů byl zvolen špatně. Ale i pokud bychom uvažovali, že celkové provozní náklady budou 0 \$/MWh, vyšla by prostá návratnost 9 let. Investice by se tedy pouze zaplatila, ale zisk by nebyl skoro žádný. Tyto nepříznivé výsledky jsou dány tím, že reaktor s malým výkonem (25 MWe) bude každý rok přinášet pouze malé výnosy. Počáteční investiční náklady se proto budou splácet velmi pomalu. HPM tedy za daných okolností a stanovených podmínek není ekonomicky výhodný.

Stále příznivě vychází NuScale s dobou návratnosti 13 let. Delší dobu návratnosti než současné LR bude mít pouze reaktor SMART a to 25 let. Tento reaktor tedy z ekonomického hlediska není výhodný. U všech ostatních vybraných SMR se počáteční investice vrátí dříve než u LR. Zvláštním případem je samozřejmě HPM, kde je sice návratnost kratší než u LR, ale kvůli krátké životnosti HPM se jedná o nepříznivý výsledek. Porovnání prosté návratnosti přehledně zobrazuje graf 3.



Graf 3. Prostá návratnost vybraných SMR.

3 Návrh základních rozměrů tlakové nádoby reaktoru

Pro návrh základních rozměrů tlakové nádoby reaktoru byl z vybraných typů SMR uvedených v příloze zvolen reaktor KLT-40S. O tomto SMR bylo totiž k dispozici nejvíce informací o použitých materiálech a základních rozměrech tlakové nádoby. Reaktor byl také zvolen proto, že se jedná o jediný SMR, jehož výstavba již probíhá. Cílem tohoto návrhu není vypočítat a navrhnout stejné rozměry jaké bude mít skutečná tlaková nádoba KLT-40S. Cílem je navrhnout tlakovou nádobu s takovými rozměry, aby konstrukce vyhověla podmínkám podle české normy NTD A. S. I. [2]. Návrh se skládá ze dvou částí - výpočtu základních rozměrů (viz kapitola 3) a kontrolního výpočtu (viz kapitola 4). Pro urychlení výpočtu základních rozměrů a umožnění jejich snadné modifikace byl vytvořen jednoduchý a přehledný program v MS EXCELU, který je na přiloženém DVD. Jedná se o soubor „KLT-40S - návrh rozměrů.xls“. Následující kapitoly popisují nejen výsledky, ale i postupy, podle kterých byly základní rozměry tlakové nádoby určeny.

3.1 Výchozí parametry pro výpočet

Podle zdroje [26] byly zjištěny následující vstupní informace důležité pro návrh základních rozměrů.

Vnitřní průměr válcové části nádoby	$D = 1\,920$ mm
Výpočtový tlak	$p = 16,2$ MPa
Materiál tlakové nádoby	15Cr2NiMo
Pracovní tlak	12,7 MPa
Teplota na vstupu	280 °C
Teplota na výstupu	316 °C

Další rozměry, které jsou nutné pro výpočet, byly odečteny podle schémat [17] a následně vhodně upraveny tak, aby vyhovovaly vypočteným hodnotám podle [2]. Jedná se například o tloušťku návaru, vnitřní a vnější průměr hrdel, vnitřní průměr zúžené části tlakové nádoby, výchozí rozměry víka a přírubového spoje. Bylo také zvoleno vhodné těsnění a následně podle výsledných sil působících na horní přírubu reaktoru byly zvoleny rozměry svorníků a vypočítána výška příruby.

3.1.1 Materiály a dovolená napětí

Základní materiál tlakové nádoby, který je ve zdrojové literatuře [26] označen jako 15Cr2NiMo je podle ruské normy označován jako 15CH2NMFA. Z tohoto materiálu bude vyrobena spodní eliptická část, hladká válcová část a hrdlová část tlakové nádoby. Dále také ploché kruhové víko a horní točivá příruba reaktoru. Pro části tlakové nádoby, které musejí být z nerez oceli, byla zvolena ocel 08CH18N10T, která se osvědčila při provozu reaktorů VVER. Svorníky a matice budou z materiálu 38CHN3MFA.

Vlastnosti výše uvedených materiálů byly určeny podle [1]. V tab. 9 jsou zobrazeny R_m a $R_{p0,2}$ pro danou teplotu. Vlastnosti při teplotě 130 °C byly určeny lineární interpolací mezi teplotami 100 a 150 °C. Tab. 10 upřesňuje výběr materiálů vzhledem k rozdělení, které je použito ve zdroji [1].

Tab. 9. Vlastnosti použitých materiálů.

materiál	$T = 20\text{ °C}$		$T = 100\text{ °C}$		$T = 130\text{ °C}$		$T = 150\text{ °C}$		$T = 350\text{ °C}$	
	R_m	$R_{p0,2}$	R_m	$R_{p0,2}$	R_m	$R_{p0,2}$	R_m	$R_{p0,2}$	R_m	$R_{p0,2}$
	[MPa]		[MPa]		[MPa]		[MPa]		[MPa]	
15CH2NMFA	549	441	549	412	542,7	408,7	530	402	491	395
08CH18N10T	490	196	456	186	446,0	184,3	426	181	333	157
38CHN3MFA	785	685	755	657	745,3	665,7	726	683	667	540

Tab. 10. Upřesnění výběru materiálů.

15CH2NMFA	[1, str. 69] od 160 do 400 mm (kategorie pevnosti KP 395)
08CH18N10T	[1, str. 75] polotovary nad 40 do 200 mm
38CHN3MFA	[1, str. 68] kategorie pevnosti KP 685

Jmenovité dovolené napětí se pro všechna jaderná zařízení (kromě šroubů) určí následovně:

$$[\sigma], [\sigma]_h = \min \left\{ \frac{R_m^T}{n_m}; \frac{R_{p0,2}^T}{n_{0,2}} \right\} \quad (3.1)$$

kde

$$n_m = 2,6$$

$$n_{0,2} = 1,5$$

Jmenovité dovolené napětí pro šrouby se určí podle vztahu:

$$[\sigma]_w = \frac{R_{p0,2}^T}{n_{0,2}} \quad (3.2)$$

kde

$$n_{0,2} = 2$$

Dovolené napětí se určuje pro výpočtovou teplotu T a teplotu při tlakové zkoušce T_h . Hodnoty dovoleného napětí pro použité materiály jsou uvedeny v tab. 11.

Tab. 11. Dovolená napětí.

materiály	$T_h = 130\text{ °C}$	$T = 350\text{ °C}$
	$[\sigma]_h$	$[\sigma]$
	[MPa]	
15CH2NMFA	208,7	188,8
08CH18N10T	122,9	104,7
38CHN3MFA	332,8	270,0

3.1.2 Určení zkušební tlaku

Zkušební tlak nesmí být podle [2] menší než tlak stanovený podle vztahu:

$$p_h = 1,25 \cdot p \cdot \frac{[\sigma]_h}{[\sigma]} \quad (3.3)$$

V případě, že se tlakové zkoušce podrobuje systém nebo okruh, který je tvořen součástmi z rozdílných materiálů, pak se zkušební tlak p_h stanovuje jako minimální hodnota ze stanovených zkušebních tlaků [2]. Nejnižší hodnota vychází pro materiál 15CH2NMFA

$p_h = 22,38$ MPa. Je proto zvolen zkušební tlak $p_h = 22,5$ MPa. Tab. 12 shrnuje hodnoty výchozích výpočtových parametrů – tlaku a teploty.

Tab. 12 Výchozí hodnoty tlaku a teploty.

p [MPa]	16,2
p_h [MPa]	22,5
T [°C]	350
T_h [°C]	130

3.2 Návrh základních rozměrů

Návrh základních rozměrů byl proveden podle [2] a [6]. Protože se ve výpočtu vyskytuje velké množství použitých veličin, jsou všechny tyto veličiny popsány již v úvodní kapitole. V následujících odstavcích proto význam některých veličin není znovu vysvětlován.

3.2.1 Eliptické dno

3.2.1.1 Pracovní režim

Výpočtová tloušťka stěny se určí podle vztahu [2, str. 40]:

$$s_R = \frac{p \cdot D \cdot m_3}{m_1 \cdot \varphi \cdot [\sigma] - p} \cdot \frac{1}{m_2} \quad (3.4)$$

kde

$$D = 1\,932 \text{ mm}$$

$$p = 16,2 \text{ MPa}$$

$$[\sigma] = 188,8 \text{ MPa}$$

$$m_1 = 4 \text{ (} m_1 \text{ až } m_3 \text{ jsou určeny podle [2, str. 41])}$$

$$m_2 = 1$$

$$m_3 = \frac{D}{2 \cdot H} = \frac{1\,932}{2 \cdot 483} = 2$$

$H = 483$ mm (rozměry eliptického dna jsou zvoleny podle polotovaru [62])

$\varphi = 1$ (dno je neoslabené otvory)

Pozn.: vnitřní průměr je i s nerezovým návarem podle zadání 1 920 mm. Byla zvolena tloušťka návaru 6 mm. Protože se výpočet podle [2] provádí pro všechny části tlakové nádoby bez uvažování návaru, bude tedy vnitřní průměr $D = 1\,932$ mm. Je to na straně větší bezpečnosti. Výpočtový součinitel snížení pevnosti φ v sobě kromě vlivu zeslabení může obsahovat i vliv svarů. Podle [2, str. 79 a 80] je však u plně provařených svarů $\varphi = 1$. K zeslabení vlivem svarů tedy nedochází.

Meze použitelnosti vztahu:

$$0,0025 \leq \frac{s - c}{D} \leq 0,1 \quad (3.5)$$

$$0,2 \leq \frac{H}{D} \leq 0,5 \quad (3.6)$$

$$s \geq s_R + c \quad (3.7)$$

kde

$$c = c_{11} + c_{12} + c_2$$

$$\begin{aligned}c_{11} &= 0 \text{ mm} \\c_{12} &= 16 \text{ mm} \\c_2 &= 0 \text{ mm}\end{aligned}$$

Pozn.: protože přídatky k tloušťce stěny závisí na technologii výroby, která u částí KLT-40S není známa, jsou zvoleny hodnoty, které odpovídají výrobě tlakové nádoby reaktoru VVER 440 podle [6].

Po dosazení:

$$s_R = \frac{p \cdot D \cdot m_3}{m_1 \cdot \varphi \cdot [\sigma] - p} \cdot \frac{1}{m_2} = \frac{16,2 \cdot 1932,2}{4,1 \cdot 188,8 - 16,2} \cdot \frac{1}{1} = 84,68 \text{ mm}$$

Byla zvolena tloušťka stěny $s = 105 \text{ mm}$.

$$0,0025 \leq \frac{105 - 16}{1932} \leq 0,1 \Rightarrow 0,0025 \leq 0,046 \leq 0,1$$

$$0,2 \leq \frac{483}{1932} \leq 0,5 \Rightarrow 0,2 \leq 0,25 \leq 0,5$$

$$105 \geq 84,68 + 16 \Rightarrow 105 \geq 100,68$$

\Rightarrow podmínky pro použití vztahu jsou splněny

Dovolený přetlak se určí podle vztahu [2, str. 41]:

$$[p] = \frac{(s - c) \cdot m_1 \cdot m_2 \cdot \varphi \cdot [\sigma]}{D \cdot m_3 + (s - c) \cdot m_2} \quad (3.8)$$

$$[p] = \frac{(s - c) \cdot m_1 \cdot m_2 \cdot \varphi \cdot [\sigma]}{D \cdot m_3 + (s - c) \cdot m_2} = \frac{(105 - 16) \cdot 4,1 \cdot 1 \cdot 188,8}{1932,2 + (105 - 16) \cdot 1} = 17,01 \text{ MPa}$$

platí zde pevnostní podmínka:

$$[p] > p \Rightarrow 17,01 > 16,2 \Rightarrow \text{podmínka je splněna}$$

3.2.1.2 Tlaková zkouška

Při tlakové zkoušce nesmí podle [6] redukované prosté membránové napětí překročit limit $1,35 \cdot [\sigma]_h$.

σ_{red} a σ_m se určí ze vztahů:

$$\sigma_{red} = \sigma_m - \left(-\frac{p_h}{2} \right) \quad (3.9)$$

$$\sigma_m = \frac{p_h \cdot [D \cdot m_3 + (s - c) \cdot m_2]}{(s - c) \cdot m_1 \cdot m_2 \cdot \varphi} \quad (3.10)$$

po dosazení:

$$\sigma_m = \frac{p_h \cdot [D \cdot m_3 + (s - c) \cdot m_2]}{(s - c) \cdot m_1 \cdot m_2 \cdot \varphi} = \frac{22,5 \cdot [1932,2 + (105 - 16) \cdot 1]}{(105 - 16) \cdot 4,1 \cdot 1} = 249,78 \text{ MPa}$$

$$\sigma_{red} = \sigma_m - \left(-\frac{p_h}{2} \right) = 249,78 - \left(-\frac{22,5}{2} \right) = 261,03 \text{ Mpa}$$

platí zde pevnostní podmínka:

$$\sigma_{red} \leq 1,35 \cdot [\sigma]_h$$

$$261,03 \leq 1,35 \cdot 208,7 \Rightarrow 261,03 \leq 281,77 \Rightarrow \text{podmínka je splněna}$$

3.2.2 Hladká válcová část

3.2.2.1 Pracovní režim

Výpočtová tloušťka stěny se určí podle vztahu [2, str. 40]. Tento vztah platil i pro eliptické dno:

$$s_R = \frac{p \cdot D \cdot m_3}{m_1 \cdot \varphi \cdot [\sigma] - p} \cdot \frac{1}{m_2} \quad (3.11)$$

kde

$$D = 1\,932 \text{ mm}$$

$$p = 16,2 \text{ MPa}$$

$$[\sigma] = 188,8 \text{ MPa}$$

$$m_1 = 2 \text{ (} m_1 \text{ až } m_3 \text{ jsou určeny podle [2, str. 41])}$$

$$m_2 = 1$$

$$m_3 = 1$$

$$\varphi = 1 \text{ (válcová část je neoslabená otvory)}$$

meze použitelnosti vztahu:

$$\frac{s - c}{D} \leq 0,3 \quad (3.12)$$

$$s \geq s_R + c \quad (3.13)$$

kde

$$c = c_{11} + c_{12} + c_2$$

$$c_{11} = 0 \text{ mm}$$

$$c_{12} = 0 \text{ mm}$$

$$c_2 = 0 \text{ mm}$$

Pozn.: opět jsou zvoleny hodnoty, které se uvažují při výpočtu tlakové nádoby reaktoru VVER440 podle [6].

Po dosazení:

$$s_R = \frac{p \cdot D \cdot m_3}{m_1 \cdot \varphi \cdot [\sigma] - p} \cdot \frac{1}{m_2} = \frac{16,2 \cdot 1\,932 \cdot 1}{2 \cdot 1 \cdot 188,8 - 16,2} \cdot \frac{1}{1} = 86,58 \text{ mm}$$

Byla zvolena tloušťka stěny $s = 100 \text{ mm}$.

$$\frac{s - c}{D} \leq 0,3 \Rightarrow \frac{100 - 0}{1\,932} \leq 0,3 \Rightarrow 0,052 \leq 0,3$$

$$s \geq s_R + c \Rightarrow 100 \geq 86,58 + 0 \Rightarrow 100 \geq 86,58$$

\Rightarrow Podmínky pro použití vztahu jsou splněny.

Dovolený přetlak se určí podle vztahu [2, str. 41]:

$$[p] = \frac{(s - c) \cdot m_1 \cdot m_2 \cdot \varphi \cdot [\sigma]}{D \cdot m_3 + (s - c) \cdot m_2} \quad (3.14)$$

$$[p] = \frac{(s-c).m_1.m_2.\varphi.[\sigma]}{D.m_3 + (s-c).m_2} = \frac{(100-0).2.1.1.188,8}{1\,932.1 + (100-0).1} = 18,59 \text{ MPa}$$

platí zde pevnostní podmínka:

$$[p] > p \Rightarrow 18,59 > 16,2 \Rightarrow \text{podmínka je splněna}$$

3.2.2.2 Tlaková zkouška

Zatížení při tlakové zkoušce se počítá stejně jako v kapitole 3.2.1.2.

$$\sigma_m = \frac{p_h.[D.m_3 + (s-c).m_2]}{(s-c).m_1.m_2.\varphi} = \frac{22,5.[1\,932.1 + (100-0).1]}{(100-0).2.1.1} = 228,49 \text{ MPa}$$

$$\sigma_{red} = 228,49 - \left(-\frac{22,5}{2}\right) = 239,74 \text{ MPa}$$

pevnostní podmínka:

$$\sigma_{red} \leq 1,35.[\sigma]_h$$

$$239,74 \leq 1,35.208,7 \Rightarrow 261,03 \leq 281,77 \Rightarrow \text{podmínka je splněna}$$

3.2.3 Zóna nátrubků

Cílem této kapitoly je určit tloušťku zóny nátrubků s , která bývá větší než tloušťka hladké válcové části. Podle [26] a [17] má reaktor 8 stejných nátrubků rovnoměrně symetricky rozmístěných po obvodu tlakové nádoby. V každém nátrubku je umístěna ještě vnitřní trubka, která je nutná vzhledem ke speciálně navržené konstrukci KLT-40S. Vnitřní trubka však na návrh rozměrů nátrubků nemá žádný vliv. [17]

3.2.3.1 Součinitel snížení pevnosti

Vlivem otvorů dochází ke snížení pevnosti zóny nátrubků. Toto snížení je ve výpočtu zahrnuto pomocí součinitele snížení pevnosti φ_d nebo φ_c . U KLT-40S tvoří nátrubky a tedy i otvory v nich obvodovou (příčnou) řadu otvorů [2, str. 75]. Je tedy nutné určit součinitel snížení pevnosti vlivem obvodové řady otvorů. Tyto otvory se pokládají za řadu, jestliže vzdálenost mezi okraji dvou sousedních nepřesahuje hodnotu $\sqrt{[D_m.(s-c)]}$. Tzn.:

$$l_1 - d \leq \sqrt{[D_m.(s-c)]} \quad (3.15)$$

kde

$$D_m = 1\,980 \text{ mm}$$

$$s = 200 \text{ mm}$$

$$c = 0 \text{ mm (zvoleno podle [6])}$$

$$d = 452 \text{ mm (vnitřní průměr otvoru bez návaru)}$$

Vnitřní průměr hrdlové části byl zvolen 1 768 mm, tloušťka návaru je 6 mm a tloušťka zóny nátrubků byla na základě výpočtu zvolena $s = 200$ mm. Z těchto rozměrů lze určit střední průměr zóny nátrubků D_m .

$$D_m = D_{\text{vnitřní}} + 2.s_{\text{návaru}} + s \quad (3.16)$$

$$\Rightarrow D_m = 1\,768 + 2.6 + 200 = 1\,980 \text{ mm}$$

Je zřejmé, že v závislosti na změně D_m se změní i vypočtená tloušťka stěny s_r , podle které se volí skutečná tloušťka stěny s . Poté se ale opět změní D_m . Volbu s je proto nutné upřesňovat tak dlouho, než následující výpočet bude souhlasit.

Vzdálenost (rozteč) mezi středy dvou sousedních otvorů l_1 lze obecně určit pomocí následujícího vztahu:

$$l_1 = \frac{\pi \cdot D_m}{n_{\text{nátrubků}}} \quad (3.17)$$

po dosazení:

$$l_1 = \frac{\pi \cdot D_m}{n_{\text{nátrubků}}} = \frac{\pi \cdot 1980}{8} = 777,54 \text{ mm}$$

$$l_1 - d \leq \sqrt{[D_m \cdot (s - c)]} \Rightarrow 777,54 - 452 \leq \sqrt{[1980 \cdot (200 - 0)]} \Rightarrow 325,54 \leq 629,29$$

\Rightarrow jedná se o příčnou řadu otvorů

Součinitel snížení pevnosti vlivem otvorů určíme dle vztahu:

$$\varphi_d = \frac{2 \cdot (l_1 - d)}{l_1} \quad (3.18)$$

po dosazení:

$$\varphi_d = \frac{2 \cdot (l_1 - d)}{l_1} = \frac{2 \cdot (777,54 - 452)}{777,54} = 0,837$$

Protože jsou nátrubky částečně vyztuženy, je třeba součinitel ještě zpřesnit. Platí zde vztah:

$$\varphi_c = \varphi_d + (1 - \varphi_d) \cdot \frac{\sum A}{(s - c) \cdot d} \quad (3.19)$$

kde

$$\sum A = A_c + A_n + A_w \quad (3.20)$$

$A_n = 0 \text{ mm}^2$ (výztužné límce nejsou použity)

$A_w = 0 \text{ mm}^2$ (plocha není vyztužena vlivem svarového kovu)

$$A_c = 2 \cdot h_c \cdot (s_c - s_{0c} - c_c) \quad (3.21)$$

$h_c = 100 \text{ mm}$ (vhodně zvoleno)

$s_c = 54 \text{ mm}$ (určeno viz kapitola 3.2.4.1)

$c_c = 0,75 \text{ mm}$ (zvoleno podle [6])

Minimální výpočtová tloušťka stěny vyhrdlení s_{0c} se určí podle vztahu:

$$s_{0c} = \frac{p \cdot D_a}{2 \cdot \varphi \cdot [\sigma] + p} \quad (3.22)$$

kde

$D_a = 560 \text{ mm}$ (zvolený vnější průměr hrdla (nátrubku))

$p = 16,2 \text{ MPa}$

$[\sigma] = 188,8 \text{ MPa}$

$\varphi = 1$ (nátrubek není oslaben otvory)

po dosazení:

$$s_{0c} = \frac{p \cdot D_a}{2 \cdot \varphi \cdot [\sigma] + p} = \frac{16,2 \cdot 560}{2 \cdot 1 \cdot 188,8 + 16,2} = 23,03 \text{ mm}$$

Musí být splněny následující podmínky:

$$\frac{(s_c - c_c)}{D_a} \leq 0,25 \quad (3.23)$$

$$h_c \leq \sqrt{(d_{ac} - s_c + c_c) \cdot (s_c - c_c)} \quad (3.24)$$

kde

$c = 0 \text{ mm}$ (zvoleno podle [6] stejně jako v kapitole 3.2.2.1)

po dosazení:

$$\frac{(s_c - c_c)}{D_a} \leq 0,25 \Rightarrow \frac{(54 - 0,75)}{560} \leq 0,25 \Rightarrow 0,10 \leq 0,25$$

$$h_c \leq \sqrt{(D_a - s_c + c_c) \cdot (s_c - c_c)} \Rightarrow 100 \leq \sqrt{(560 - 54 + 0,75) \cdot (54 - 0,75)} \Rightarrow 100 \leq 164,27$$

\Rightarrow podmínky pro použití vztahů jsou splněny

Nyní jsou již určeny všechny parametry, takže je možné provést výpočet.

$$A_c = 2 \cdot h_c \cdot (s_c - s_{0c} - c_c) = 2 \cdot 100 \cdot (54 - 23,03 - 0,75) = 6043,66 \text{ mm}^2$$

$$\varphi_c = \varphi_d + (1 - \varphi_d) \cdot \frac{\sum A}{(s - c) \cdot d} = 0,837 + (1 - 0,837) \cdot \frac{6043,66}{(200 - 0) \cdot 452} = 0,848$$

3.2.3.2 Pracovní režim

Výpočtovou tloušťku stěny zóny nátrubků lze určit podle známého vztahu:

$$s_R = \frac{p \cdot D \cdot m_3}{m_1 \cdot \varphi \cdot [\sigma] - p} \cdot \frac{1}{m_2} \quad (3.25)$$

kde

$$D = 1780 \text{ mm}$$

$$p = 16,2 \text{ MPa}$$

$$[\sigma] = 188,8 \text{ MPa}$$

$$m_1 = 2 \text{ (} m_1 \text{ až } m_3 \text{ jsou určeny podle [2, str. 41])}$$

$$m_2 = 1$$

$$m_3 = 1$$

$$\varphi = \varphi_c$$

po dosazení:

$$s_R = \frac{p \cdot D \cdot m_3}{m_1 \cdot \varphi \cdot [\sigma] - p} \cdot \frac{1}{m_2} = \frac{16,2 \cdot 1780 \cdot 1}{1 \cdot 1188,8 - 16,2} \cdot \frac{1}{2} = 86,58 \text{ mm}$$

S ohledem na vzorový návrh tlakové nádoby [17] byla zvolena tloušťka stěny $s = 200 \text{ mm}$.

Meze použitelnosti vztahu:

$$\frac{s-c}{D} \leq 0,3 \quad (3.26)$$

$$s \geq s_R + c \quad (3.27)$$

kde

$c = 0$ mm (zvoleno podle [6])

po dosazení:

$$\frac{s-c}{D} \leq 0,3 \Rightarrow \frac{200-0}{1780} \leq 0,3 \Rightarrow 0,11 \leq 0,3$$

$$s \geq s_R + c \Rightarrow 200 \geq 86,58 + 0 \Rightarrow 200 \geq 86,58$$

\Rightarrow podmínky pro použití vztahu jsou splněny

Dovolený přetlak se určí podle vztahu [2, str. 41]:

$$[p] = \frac{(s-c).m_1.m_2.\varphi.[\sigma]}{D.m_3 + (s-c).m_2} \quad (3.28)$$

po dosazení:

$$[p] = \frac{(s-c).m_1.m_2.\varphi.[\sigma]}{D.m_3 + (s-c).m_2} = \frac{(200-0).2.1.0,848.188,8}{1780.1 + (200-0).1} = 32,36 \text{ MPa}$$

platí zde pevnostní podmínka:

$$[p] > p \text{ tj. } 32,36 > 16,2 \Rightarrow \text{podmínka je splněna}$$

3.2.3.3 Tlaková zkouška

Zatížení při tlakové zkoušce se počítá stejně jako v kapitole 3.2.1.2.

$$\sigma_m = \frac{p_h.[D.m_3 + (s-c).m_2]}{(s-c).m_1.m_2.\varphi} = \frac{22,5.[1780.1 + (200-0).1]}{(200-0).2.1.0,848} = 131,24 \text{ MPa}$$

$$\sigma_{red} = \sigma_m - \left(-\frac{p_h}{2}\right) = 131,24 - \left(-\frac{22,5}{2}\right) = 142,49 \text{ MPa}$$

Pevnostní podmínka:

$$\sigma_{red} \leq 1,35.[\sigma]_h$$

$$142,49 \leq 1,35.208,7 \Rightarrow 261,03 \leq 281,77 \Rightarrow \text{podmínka je splněna}$$

3.2.3.4 Určení maximálního průměru nevyztuženého otvoru

Největší přípustný průměr otvoru, který není vyztužen, se určuje podle vztahů [2, str. 68 a 69]:

$$d_0 = \left(\frac{2}{\varphi_0} - 1,75\right) \cdot \sqrt{D_m \cdot (s-c)} \quad (3.29)$$

$$\varphi_0 = \frac{1}{m_1.m_2} \cdot \frac{p.[D.m_3 + (s-c).m_2]}{(s-c).[\sigma]} \quad (3.30)$$

po dosazení:

$$\varphi_0 = \frac{1}{m_1 \cdot m_2} \cdot \frac{p \cdot [D \cdot m_3 + (s - c) \cdot m_2]}{(s - c) \cdot [\sigma]} = \frac{1}{2 \cdot 1} \cdot \frac{16,2 \cdot [1\,780,1 + (200 - 0) \cdot 1]}{(200 - 0) \cdot 188,8} = 0,42$$

$$d_0 = \left(\frac{2}{\varphi_0} - 1,75 \right) \cdot \sqrt{D_m \cdot (s - c)} = \left(\frac{2}{0,42} - 1,75 \right) \cdot \sqrt{1980 \cdot (200 - 0)} = 1\,862,66 \text{ mm}$$

Průměr otvoru v hrdle $d = 452 \text{ mm}$ je menší než d_0 . Otvor proto nemusíme více vyztužovat.

3.2.4 Nátrubek DN 440

Nátrubek se skládá ze dvou částí. Nejprve je přímo z válcové části tlakové nádoby vykováno hrdlo. To je první část nátrubku z materiálu 15CH2NMFA. Poté následuje navařená část z nerez oceli 08CH18N10T. Nátrubek se tedy musí počítat na dvě části.

3.2.4.1 Pracovní režim (část z 15CH2NMFA)

Výpočtová tloušťka stěny nátrubku byla již určena v kapitole 3.2.3.1. Platí tedy, že:

$$s_R = s_{0c} = \frac{p \cdot D_a}{2 \cdot \varphi \cdot [\sigma] + p} = \frac{16,2 \cdot 560}{2 \cdot 1 \cdot 188,8 + 16,2} = 23,03 \text{ mm}$$

Byla zvolena tloušťka $s = 54 \text{ mm}$.

$$\text{Meze použitelnosti vztahu:} \quad \frac{s - c}{D_a} \leq 0,3 \quad (3.31)$$

$$s \geq s_R + c \quad (3.32)$$

kde

$c = 0,75 \text{ mm}$ (musí být stejné jako c_c v kapitole 3.2.2.1)

po dosazení:

$$\frac{s - c}{D_a} \leq 0,3 \Rightarrow \frac{54 - 0,75}{560} \leq 0,3 \Rightarrow 0,10 \leq 0,3$$

$$s \geq s_R + c \Rightarrow 200 \geq 23,03 + 0,75 \Rightarrow 200 \geq 23,78$$

\Rightarrow podmínky pro použití vztahu jsou splněny

Dovolený přetlak se určí podle vztahu [2, str. 45]:

$$[p] = \frac{2 \cdot (s - c) \cdot \varphi \cdot [\sigma]}{K \cdot D_a - (s - c)} \quad (3.33)$$

kde

$K = 1$ [2, str. 45] (ostatní veličiny byly již uvedeny)

po dosazení:

$$[p] = \frac{2 \cdot (s - c) \cdot \varphi \cdot [\sigma]}{K \cdot D_a - (s - c)} = \frac{2 \cdot (54 - 0,75) \cdot 1 \cdot 188,8}{1 \cdot 560 - (54 - 0,75)} = 39,69 \text{ MPa}$$

platí zde pevnostní podmínka:

$$[p] > p \Rightarrow 39,69 > 16,2 \Rightarrow \text{podmínka je splněna}$$

3.2.4.2 Tlaková zkouška (část z 15CH2NMFA)

Tlaková zkouška se u nátrubků počítá podle vztahů [6]:

$$\sigma_{red} = \sigma_m - \left(-\frac{p_h}{2} \right) \quad (3.34)$$

$$\sigma_m = \frac{p_h \cdot (D_a - s + c)}{2 \cdot \varphi \cdot (s - c)} \quad (3.35)$$

po dosazení:

$$\sigma_m = \frac{p_h \cdot (D_a - s + c)}{2 \cdot \varphi \cdot (s - c)} = \frac{22,5 \cdot (560 - 54 + 0,75)}{2 \cdot 1 \cdot (54 - 0,75)} = 107,06 \text{ MPa}$$

$$\sigma_{red} = \sigma_m - \left(-\frac{p_h}{2} \right) = 107,06 - \left(-\frac{22,5}{2} \right) = 118,31 \text{ MPa}$$

platí zde pevnostní podmínka:

$$\sigma_{red} \leq 1,35 \cdot [\sigma]_h$$

$$118,31 \leq 1,35 \cdot 208,7 \Rightarrow 261,03 \leq 281,77 \Rightarrow \text{podmínka je splněna}$$

3.2.4.3 Pracovní režim (část z 08CH18N10T)

Opět platí již uvedený vztah pro nátrubek:

$$s_R = \frac{p \cdot D_a}{2 \cdot \varphi \cdot [\sigma] + p} \quad (3.36)$$

$$D_a = 520 \text{ mm}$$

$$p = 16,2 \text{ MPa}$$

$$[\sigma] = 104,7 \text{ MPa}$$

$$\varphi = 1 \text{ (část není oslabena otvory)}$$

po dosazení:

$$s_R = \frac{p \cdot D_a}{2 \cdot \varphi \cdot [\sigma] + p} = \frac{16,2 \cdot 520}{2 \cdot 1 \cdot 104,7 + 16,2} = 37,35 \text{ mm}$$

Byla zvolena tloušťka $s = 40 \text{ mm}$.

Meze použitelnosti vztahu:

$$\frac{s - c}{D_a} \leq 0,3 \quad (3.37)$$

$$s \geq s_R + c \quad (3.38)$$

kde

$$c = 1,07 \text{ mm (zvoleno podle [6])}$$

po dosazení:

$$\frac{s - c}{D_a} \leq 0,3 \Rightarrow \frac{40 - 1,07}{520} \leq 0,3 \Rightarrow 0,07 \leq 0,3$$

$$s \geq s_R + c \Rightarrow 40 \geq 37,35 + 1,07 \Rightarrow 40 \geq 38,42$$

⇒ podmínky pro použití vztahu jsou splněny

Dovolený přetlak se určí stejně jako v kapitole 3.2.4.1.

$$[p] = \frac{2 \cdot (s - c) \cdot \varphi \cdot [\sigma]}{K \cdot D_a - (s - c)} = \frac{2 \cdot (40 - 1,07) \cdot 1 \cdot 104,7}{1 \cdot 520 - (40 - 1,07)} = 16,94 \text{ MPa}$$

platí zde pevnostní podmínka:

$$[p] > p \Rightarrow 39,69 > 16,2 \Rightarrow \text{podmínka je splněna}$$

3.2.4.4 Tlaková zkouška (část z 08CH18N10T)

Zatížení při tlakové zkoušce se počítá stejně jako v kapitole 3.2.4.2.

$$\sigma_m = \frac{p_h \cdot (D_a - s + c)}{2 \cdot \varphi \cdot (s - c)} = \frac{22,5 \cdot (520 - 40 + 1,07)}{2 \cdot 1 \cdot (40 - 1,07)} = 139,02 \text{ MPa}$$

$$\sigma_{red} = \sigma_m - \left(-\frac{p_h}{2} \right) = 139,02 - \left(-\frac{22,5}{2} \right) = 150,27 \text{ MPa}$$

platí zde pevnostní podmínka:

$$\sigma_{red} \leq 1,35 \cdot [\sigma]_h$$

$$150,27 \leq 1,35 \cdot 208,7 \Rightarrow 150,27 \leq 281,77 \Rightarrow \text{podmínka je splněna}$$

3.2.5 Víko

Tlakovou nádobu reaktoru uzavírá ploché kruhové víko. Pro stanovení jeho tloušťky je nejprve nutné určit koeficient snížení pevnosti svarovými spoji a otvory. Svarové spoje víko neobsahuje, otvory ano. Jsou nutné pro vyvedení pohonů havarijních a regulačních kazet z aktivní zóny. Podle dostupných zdrojů nelze přesně určit kolik je ve víku otvorů, jaký mají průměr a jak jsou uspořádány. Zdroj [26] pouze uvádí, že je v reaktoru 8 kompenzačních kazet a 3 havarijní kazety. Ve víku proto bude minimálně 11 otvorů. Rozměr palivového souboru je 98,5 mm [26].

Pro další návrh tlakové nádoby reaktoru budeme předpokládat, že je ve víku 13 otvorů o průměru 130 mm a 6 otvorů o průměru 100 mm. Je záměrně zvolen větší počet otvorů s většími průměry, aby byl výpočet vycházející z tohoto předpokladu na straně bezpečnosti. Předpokládá se, že větší otvory budou pro regulační a havarijní kazety a menší pro vyvedení měření. Zvolené rozmístění respektuje šestiúhelníkové uspořádání aktivní zóny.

Podle [2, str. 77] se součinitel snížení pevnosti určí podle vztahu:

$$\varphi_d = \frac{1}{1 + \frac{\sum d_i}{D_R} + \left[\frac{\sum d_i}{D_R} \right]^2} \quad (3.39)$$

kde

$D_R = 1\,515$ mm (vhodně zvoleno)

$\sum d_i$ je maximální součet délek tětív otvorů v nejoslabenějším řezu vedeném středem víka. V nejoslabenějším řezu jsou 3 otvory o průměru 130 mm a 2 otvory s průměrem 100 mm.

po dosazení:

$$\varphi_d = \frac{1}{1 + \frac{\sum d_i}{D_R} + \left[\frac{\sum d_i}{D_R} \right]^2} = \frac{1}{1 + \frac{590}{1515} + \left[\frac{590}{1515} \right]^2} = 0,65$$

3.2.5.1 Pracovní režim

Pro kruhové víko platí návrh rozměrů podle [2, str. 46] typ 4:

$$s_{1R} = K_4 \cdot D_R \cdot \sqrt{\frac{p}{\varphi \cdot [\sigma]}} \quad (3.40)$$

kde

$$K_4 = 0,45$$

$$p = 16,2 \text{ MPa}$$

$$[\sigma] = 188,8 \text{ MPa}$$

po dosazení:

$$s_{1R} = K_4 \cdot D_R \cdot \sqrt{\frac{p}{\varphi \cdot [\sigma]}} = 0,25 \cdot 1515 \cdot \sqrt{\frac{16,2}{0,65 \cdot 188,8}} = 247,88 \text{ mm}$$

Byla zvolena tloušťka $s_1 = 300 \text{ mm}$.

Meze použitelnosti vztahu:

$$\frac{s_1 - c}{D_R} \leq 0,2 \quad (3.41)$$

$$s_1 \geq s_{1R} + c \quad (3.42)$$

kde

$$c = 0 \text{ mm (zvoleno podle [6])}$$

po dosazení:

$$\frac{s_1 - c}{D_R} \leq 0,2 \Rightarrow \frac{300 - 0}{1515} \leq 0,2 \Rightarrow 0,198 \leq 0,2$$

$$s_1 \geq s_{1R} + c \Rightarrow 300 \geq 247,88 + 0 \Rightarrow 300 \geq 247,88$$

\Rightarrow podmínky pro použití vztahu jsou splněny

Dovolený přetlak se určí podle [2, str. 46]:

$$[p] = \left[\frac{s_1 - c}{K_4 \cdot D_R} \right]^2 \cdot \varphi \cdot [\sigma] \quad (3.43)$$

$$\Rightarrow [p] = \left[\frac{s_1 - c}{K_4 \cdot D_R} \right]^2 \cdot \varphi \cdot [\sigma] = \left[\frac{300 - 0}{0,25 \cdot 1515} \right]^2 \cdot 0,65 \cdot 188,8 = 23,73 \text{ MPa}$$

Platí zde pevnostní podmínka:

$$[p] > p \Rightarrow 23,73 > 16,2 \Rightarrow \text{podmínka je splněna}$$

3.2.5.2 Tlaková zkouška

Při tlakové zkoušce se opět kontroluje podmínka, že redukované prosté membránové napětí nesmí překročit limit $1,35 \cdot [\sigma]_h$.

σ_{red} a σ_m se určí ze vztahů:

$$\sigma_{red} = \sigma_m - \left(-\frac{p_h}{2} \right) \quad (3.44)$$

$$\sigma_m = \frac{p_h}{\varphi_d} \cdot \left(\frac{K_4 \cdot D_R}{s - c} \right)^2 \quad (3.45)$$

po dosazení:

$$\sigma_m = \frac{p_h}{\varphi_d} \cdot \left(\frac{K_4 \cdot D_R}{s - c} \right)^2 = \frac{22,5}{0,65} \cdot \left(\frac{0,45 \cdot 1515}{300 - 0} \right)^2 = 179,07 \text{ MPa}$$

$$\sigma_{red} = \sigma_m - \left(-\frac{p_h}{2} \right) = 179,07 - \left(-\frac{22,5}{2} \right) = 190,32 \text{ MPa}$$

pevnostní podmínka:

$$\sigma_{red} \leq 1,35 \cdot [\sigma]_h$$

$$190,32 \leq 1,35 \cdot 208,7 \Rightarrow 190,32 \leq 281,77 \Rightarrow \text{podmínka je splněna}$$

3.2.6 Nátrubky na víku DN 100 a DN 75

V každém otvoru ve víku je nátrubek z nerez oceli. Jak již bylo uvedeno v kapitole 3.2.5, je ve víku 13 otvorů o průměru 130 mm a 6 otvorů o průměru 100 mm. V těchto otvorech jsou nátrubky s vnějším průměrem 124 mm u většího otvoru a s vnějším průměrem 94 mm u menšího otvoru. Všechny nátrubky jsou z materiálu 08CH18N10T. Tloušťka stěny těchto nátrubků se určí stejným postupem jako v kapitole 3.2.4.

3.2.6.1 DN 100

$$D_a = 124 \text{ mm}$$

$$p = 16,2 \text{ MPa}$$

$$[\sigma] = 104,7 \text{ MPa}$$

$$\varphi = 1 \text{ (část není oslabena otvory)}$$

$$c = 0,75 \text{ mm (zvoleno podle [6])}$$

po dosazení:

$$s_R = \frac{p \cdot D_a}{2 \cdot \varphi \cdot [\sigma] + p} = \frac{16,2 \cdot 124}{2 \cdot 1 \cdot 104,7 + 16,2} = 8,91 \text{ mm}$$

Byla zvolena tloušťka $s = 12 \text{ mm}$.

kontrola mezí použitelnosti vztahu:

$$\frac{s - c}{D_a} \leq 0,3 \Rightarrow \frac{12 - 0,75}{124} \leq 0,3 \Rightarrow 0,09 \leq 0,3$$

$$12 \geq 8,91 + 0,75 \Rightarrow 12 \geq 9,66$$

\Rightarrow podmínky pro použití vztahu jsou splněny

dovolený přetlak:

$$[p] = \frac{2 \cdot (s - c) \cdot \varphi \cdot [\sigma]}{K \cdot D_a - (s - c)} = \frac{2 \cdot (12 - 0,75) \cdot 1 \cdot 104,7}{1 \cdot 124 - (12 - 0,75)} = 20,89 \text{ MPa}$$

platí zde pevnostní podmínka:

$$[p] > p \Rightarrow 20,89 > 16,2 \Rightarrow \text{podmínka je splněna}$$

tlaková zkouška:

$$\sigma_m = \frac{p_h \cdot (D_a - s + c)}{2 \cdot \varphi \cdot (s - c)} = \frac{22,5 \cdot (124 - 12 + 0,75)}{2 \cdot 1 \cdot (12 - 0,75)} = 112,75 \text{ MPa}$$

$$\sigma_{red} = \sigma_m - \left(-\frac{p_h}{2} \right) = 112,75 - \left(-\frac{22,5}{2} \right) = 124,00 \text{ MPa}$$

$$\sigma_{red} \leq 1,35 \cdot [\sigma]_h$$

$$124,00 \leq 1,35 \cdot 208,7 \Rightarrow 124,00 \leq 281,77 \Rightarrow \text{podmínka je splněna}$$

3.2.6.2 DN 75

$$D_a = 94 \text{ mm}$$

$$p = 16,2 \text{ MPa}$$

$$[\sigma] = 104,7 \text{ MPa}$$

$$\varphi = 1 \text{ (část není oslabena otvory)}$$

$$c = 0,75 \text{ mm (zvoleno podle [6])}$$

po dosazení:

$$s_R = \frac{p \cdot D_a}{2 \cdot \varphi \cdot [\sigma] + p} = \frac{16,2 \cdot 94}{2 \cdot 1 \cdot 104,7 + 16,2} = 6,75 \text{ mm}$$

Byla zvolena tloušťka $s = 9,5 \text{ mm}$.

Kontrola mezí použitelnosti vztahu:

$$\frac{s - c}{D_a} \leq 0,3 \Rightarrow \frac{9,5 - 0,75}{94} \leq 0,3 \Rightarrow 0,09 \leq 0,3$$

$$9,5 \geq 6,75 + 0,75 \Rightarrow 9,5 \geq 7,5$$

\Rightarrow podmínky pro použití vztahu jsou splněny

dovolený přetlak:

$$[p] = \frac{2 \cdot (s - c) \cdot \varphi \cdot [\sigma]}{K \cdot D_a - (s - c)} = \frac{2 \cdot (9,5 - 0,75) \cdot 1 \cdot 104,7}{1 \cdot 94 - (9,5 - 0,75)} = 21,49 \text{ MPa}$$

platí zde pevnostní podmínka:

$$[p] > p \Rightarrow 21,49 > 16,2 \Rightarrow \text{podmínka je splněna}$$

tlaková zkouška:

$$\sigma_m = \frac{p_h \cdot (D_a - s + c)}{2 \cdot \varphi \cdot (s - c)} = \frac{22,5 \cdot (94 - 9,5 + 0,75)}{2 \cdot 1 \cdot (9,5 - 0,75)} = 109,61 \text{ MPa}$$

$$\sigma_{red} = \sigma_m - \left(-\frac{p_h}{2} \right) = 109,61 - \left(-\frac{22,5}{2} \right) = 120,86 \text{ MPa}$$

$$\sigma_{red} \leq 1,35 \cdot [\sigma]_h$$

$$120,86 \leq 1,35 \cdot 208,7 \Rightarrow 120,86 \leq 281,77 \Rightarrow \text{podmínka je splněna}$$

3.2.7 Hlavní přírubový spoj

Tlaková nádoba reaktoru je uzavřena plochým kruhovým víkem, na které dosedá točivá příruba, která je s tlakovou nádobou spojena pomocí předepnutých svorníků. K přírubovému spoji patří také těsnění.

3.2.7.1 Těsnění

Důležité je navrhnout polohu, rozměry, typ a materiál těsnění, které se nachází mezi víkem a tlakovou nádobou. Těsnění je nutné z důvodu zamezení úniku chladiva z primárního okruhu. V reaktorech VVER se nejvíce osvědčilo profilové niklové těsnění (viz [6] a [8]). Jsou proto použita dvě proutková niklová těsnění, jejichž poloha je určena průměry D_{m1} a D_{m2} . Průměr každého proutku je 5 mm (zvoleno podle [6]). Byl zvolen stejný průměr jako u VVER 440, protože je svými rozměry i výkonem nejvíce podobný KLT-40S.

Základní parametry a rozměry těsnění:

$$D_{m1} = 1\,425 \text{ mm}$$

$$D_{m2} = 1\,470 \text{ mm}$$

$$D_{mt} = 1\,447,5 \text{ mm}$$

$$n = 2$$

$$b = 5 \text{ mm}$$

$$b_0 = 1,25 \text{ mm}$$

$$m = 2,5$$

$$q_o = 68,65 \text{ MPa}$$

$$\text{kde } \left(D_{mt} = \frac{D_{m1} + D_{m2}}{2} \right) \text{ a } \left(b_0 = \frac{1}{4} \cdot b \right) [9]$$

Pozn.: parametry q_o , b_0 a m byly určeny podle ruské normy [9]. Je zde proto ponecháno ruské označení b_0 . V normě [2] je značení odlišné (b_0 je označeno pouze jako b). Označení b_0 bylo použito ve všech následujících výpočtech.

3.2.7.2 Působící síly

Pokud známe výše uvedené parametry těsnění a příslušné tlaky, lze podle [2, str. 54] určit síly působící v přírubovém spoji.

Síla nezbytná k otláčení těsnění se určí podle vztahu:

$$F_d = n \cdot \pi \cdot D_{mt} \cdot b_0 \cdot q_o \quad (3.46)$$

síla zabezpečující těsnost se určí podle vztahu:

$$\text{při provozním tlaku: } F_2 = n \cdot \pi \cdot D_{mt} \cdot b_0 \cdot m \cdot p \quad (3.47)$$

$$\text{při tlakové zkoušce: } F_{2h} = n \cdot \pi \cdot D_{mt} \cdot b_0 \cdot m \cdot p_h \quad (3.48)$$

celková osová síla ve svornících se určí podle vztahu:

$$\text{při provozním tlaku:} \quad F_p = 0,25 \cdot \pi \cdot D_{mt}^2 \cdot p \quad (3.49)$$

$$\text{při tlakové zkoušce:} \quad F_{ph} = 0,25 \cdot \pi \cdot D_{mt}^2 \cdot p_h \quad (3.50)$$

nyní lze určit celkovou utahovací sílu ve svornících podle vztahu:

$$F_0 \geq \max\{F_d; F_2 + F_p; F_{2h} + F_{ph}\} \quad (3.51)$$

po dosazení:

$$F_d = n \cdot \pi \cdot D_{mt} \cdot b_0 \cdot q_0 = 2 \cdot \pi \cdot 1\,447,5 \cdot 1,25 \cdot 68,65 = 780\,418 \text{ N}$$

$$F_2 = n \cdot \pi \cdot D_{mt} \cdot b_0 \cdot m \cdot p = 2 \cdot \pi \cdot 1\,447,5 \cdot 1,25 \cdot 2,5 \cdot 16,2 = 460\,430 \text{ N}$$

$$F_{2h} = n \cdot \pi \cdot D_{mt} \cdot b_0 \cdot m \cdot p_h = 2 \cdot \pi \cdot 1\,447,5 \cdot 1,25 \cdot 2,5 \cdot 22,5 = 639\,486 \text{ N}$$

$$F_p = 0,25 \cdot \pi \cdot D_{mt}^2 \cdot p = 0,25 \cdot \pi \cdot 1\,447,5^2 \cdot 16,2 = 26\,658\,889 \text{ N}$$

$$F_{ph} = 0,25 \cdot \pi \cdot D_{mt}^2 \cdot p_h = 0,25 \cdot \pi \cdot 1\,447,5^2 \cdot 22,5 = 37\,026\,234 \text{ N}$$

$$F_0 \geq \max\{F_d; F_2 + F_p; F_{2h} + F_{ph}\} \Rightarrow F_0 \geq \max\{780\,418; 27\,119\,319; 37\,665\,720\}$$

$$\Rightarrow F_0 = 37\,665\,720 \text{ N}$$

3.2.7.3 Svorníky

Minimální průměr dřívku svorníku se určí podle vztahu [2, str. 54]:

$$\text{při provozním tlaku:} \quad d_s = \sqrt{1,27 \cdot \frac{F_0}{z \cdot [\sigma]_w} + d_c^2} \quad (3.52)$$

$$\text{při tlakové zkoušce:} \quad d_{sh} = \sqrt{1,27 \cdot \frac{F_{0h}}{z \cdot [\sigma]_{wh}} + d_c^2} \quad (3.53)$$

kde

$$F_0 = F_2 + F_p = 460\,430 + 26\,658\,889 = 27\,119\,319 \text{ N}$$

$$F_{0h} = F_{2h} + F_{ph} = 639\,486 + 37\,026\,234 = 37\,665\,720 \text{ N}$$

$z = 24$ (vhodně zvoleno v souladu s [2, str. 58])

$d_c = 10 \text{ mm}$

$[\sigma]_w = 270 \text{ MPa}$ (viz tab. 11)

$[\sigma]_{wh} = 332,8 \text{ MPa}$ (viz tab. 11)

po dosazení:

$$d_s = \sqrt{1,27 \cdot \frac{F_0}{z \cdot [\sigma]_w} + d_c^2} = \sqrt{1,27 \cdot \frac{27\,119\,319}{24 \cdot 270} + 10^2} = 73,6 \text{ mm}$$

$$d_{sh} = \sqrt{1,27 \cdot \frac{F_{0h}}{z \cdot [\sigma]_{wh}} + d_c^2} = \sqrt{1,27 \cdot \frac{37\,665\,720}{24 \cdot 332,8} + 10^2} = 78,0 \text{ mm}$$

Pozn.: podle [2] se d_s počítá také při zatížení od síly F_d . V tomto případě je však patrné, že je síla F_d o dva řády menší než F_0 a F_{0h} . Zatížení od síly F_d proto nebude mít na návrh průměru svorníku žádný vliv.

Z výpočtu vyplývá, že minimální možný průměr dřívku je 78 mm. Byl zvolen svorník (šroub) M95x6 [4]. Průměr dřívku v nejužším místě je 85 mm. Roztečný průměr svorníků byl zvolen $D_w = 1\,840 \text{ mm}$.

3.2.7.4 Příruba

U každého návrhu příruby je nutné provést určení výšky listu příruby. V reaktoru KLT-40S je použita točivá příruba, která se pro účely výpočtu obecně rozděluje na dvě části: přítlačný prstenec a opěrný nákržek [2, str. 53]. Zde je však místo opěrného nákržku vloženo rovnou kruhové víko, jehož rozměry byly určeny v kapitole 3.2.5. Pro návrh příruby tedy stačí určit minimální možnou výšku přítlačného prstence h_{f1} . Výpočet byl proveden podle [2, str. 59 až 61].

Shrnutí základních rozměrů příruby:

$d_0 = 110$ mm (průměr otvoru na šrouby v horní přírubě)

$D = 1\,380$ mm (vnitřní průměr příruby)

$D_1 = 1\,380$ mm (vnitřní průměr přítlačného prstence)

$D_2 = 2130$ mm (vnější průměr přítlačného prstence)

$D_f = 1\,515$ mm (vnější průměr kruhového víka)

$D_{mt} = 1\,447,5$ mm (výpočtový průměr těsnění)

$D_w = 1\,840$ mm (roztečný průměr svorníků)

Pozn.: konstrukce je navržena tak, že má průměr D_1 stejnou velikost jako průměr D . Obecně však tyto průměry mohou být různé.

Ohybové momenty v přítlačném prstenci:

ohybový moment od síly na otláčení těsnění se určí podle vztahu:

$$M_d = F_d \cdot e_4 \quad (3.54)$$

kde

$$e_4 = 0,5 \cdot [D_w - 0,5 \cdot (D_1 + D_f)] \quad (3.55)$$

ohybový moment od sil působících v provozním stavu se určí podle vztahu:

$$M_p = (F_1 + F_2 + F_3) \cdot e_4 \quad (3.56)$$

kde

$$F_1 = 0,25 \cdot \pi \cdot D^2 \cdot p \quad (3.57)$$

$$F_3 = 0,25 \cdot \pi \cdot (D_{mt}^2 - D^2) \cdot p \quad (3.58)$$

ohybový moment vyvolaný zkušební tlakem se určí podle vztahu:

$$M_h = (F_{1h} + F_{2h} + F_{3h}) \cdot e_4 \quad (3.59)$$

$$F_{1h} = 0,25 \cdot \pi \cdot D^2 \cdot p_h \quad (3.60)$$

$$F_{3h} = 0,25 \cdot \pi \cdot (D_{mt}^2 - D^2) \cdot p_h \quad (3.61)$$

Pozn.: síly F_d , F_2 a F_{2h} již byly určeny v kapitole 3.2.7.2.

po dosazení:

$$e_4 = 0,5 \cdot [D_w - 0,5 \cdot (D_1 + D_f)] = 0,5 \cdot [1\,840 - 0,5 \cdot (1\,380 + 1\,515)] = 196,25 \text{ mm}$$

$$M_d = F_d \cdot e_4 = 780\,418 \cdot 169,25 = 153\,156\,994 \text{ N}\cdot\text{mm}$$

$$F_1 = 0,25 \cdot \pi \cdot D^2 \cdot p = 0,25 \cdot \pi \cdot 1\,380^2 \cdot 16,2 = 24\,230\,539 \text{ N}$$

$$F_3 = 0,25 \cdot \pi \cdot (D_{mt}^2 - D^2) \cdot p = 0,25 \cdot \pi \cdot (1\,447,5^2 - 1\,380^2) \cdot 16,2 = 2\,428\,350 \text{ N}$$

$$M_p = (F_1 + F_2 + F_3) \cdot e_4 = (24\,230\,539 + 460\,430 + 2\,428\,350) \cdot 196,25 = 5\,322\,166\,257 \text{ N.mm}$$

$$F_{1h} = 0,25 \cdot \pi \cdot D^2 \cdot p_h = 0,25 \cdot \pi \cdot 1\,380^2 \cdot 22,5 = 33\,653\,526 \text{ N}$$

$$F_{3h} = 0,25 \cdot \pi \cdot (D_{mt}^2 - D^2) \cdot p_h = 0,25 \cdot \pi \cdot (1\,447,5^2 - 1\,380^2) \cdot 22,5 = 3\,372\,708 \text{ N}$$

$$M_h = (F_{1h} + F_{2h} + F_{3h}) \cdot e_4 = (33\,653\,526 + 639\,486 + 3\,372\,708) \cdot 196,25 = 7\,391\,897\,579 \text{ N.mm}$$

maximální ohybový moment:

$$M = \max\{M_d; M_p; M_h\} \quad (3.62)$$

$$\Rightarrow M = \max\{153\,156\,994; 5\,322\,166\,257; 7\,391\,897\,579\}$$

Maximální ohybový moment v přítláčném prstenci bude $M = 7\,391\,897\,579 \text{ N.mm}$.

Nyní lze určit minimální dovolenou výšku h_{f1} . Pro přítláčný prsteneček platí:

$$h_{f1} = \sqrt{\frac{1,27 \cdot \frac{M}{[\sigma]} - X}{Y}} \quad (3.63)$$

kde

$$[\sigma] = 188,8 \text{ MPa}$$

$$X = 0 \text{ mm}$$

$$Y = D_2 - D_1 - 2 \cdot d_0 = 530 \text{ mm}$$

$$M = 7\,391\,897\,579 \text{ N.mm}$$

po dosazení:

$$h_{f1} = \sqrt{\frac{1,27 \cdot \frac{M}{[\sigma]} - X}{Y}} = \sqrt{\frac{1,27 \cdot \frac{7\,391\,897\,579}{188,8} - 0}{530}} = 306,26 \text{ mm}$$

Výška přítláčného prstence byla zvolena 350 mm.

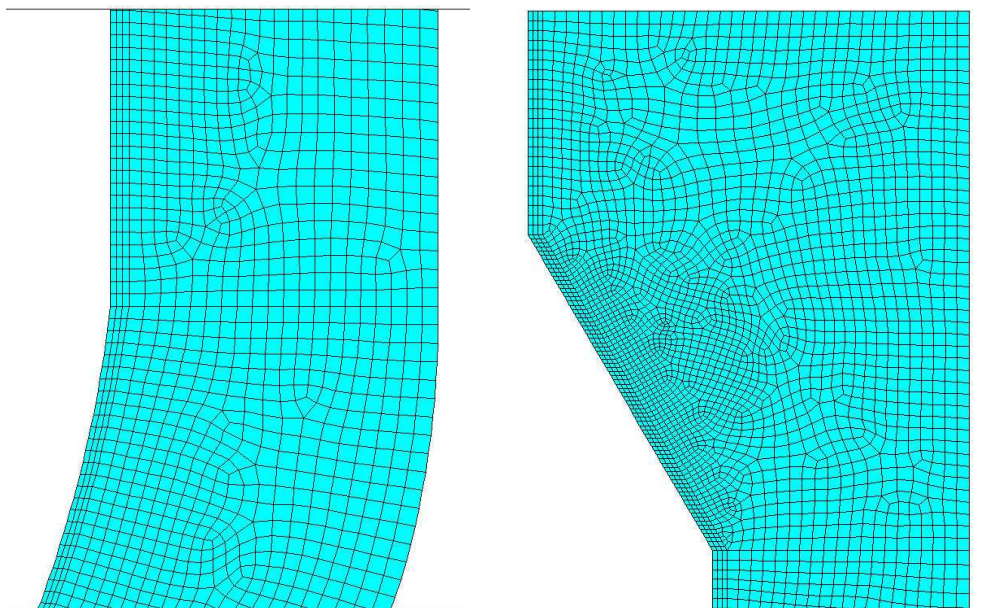
4 Kontrolní výpočet

Pro prokázání schopnosti nádoby splnit podmínky stanovené podle [2] za všech provozních režimů reaktoru se provádí řada tzv. kontrolních výpočtů. V této práci byla zvolena kontrola na statickou pevnost [2, str. 107] pro spodní část tlakové nádoby. Spodní část necht' je složena z eliptického dna a hladké válcové části, která je prodloužena o část části hrdlové. Pro provedení tohoto kontrolního výpočtu je nutné určit rozložení napětí a teploty. Bylo tedy vypočteno teplotní a tlakové namáhání spodní části tlakové nádoby pomocí MKP ve výpočtovém programu ANSYS 13.0.

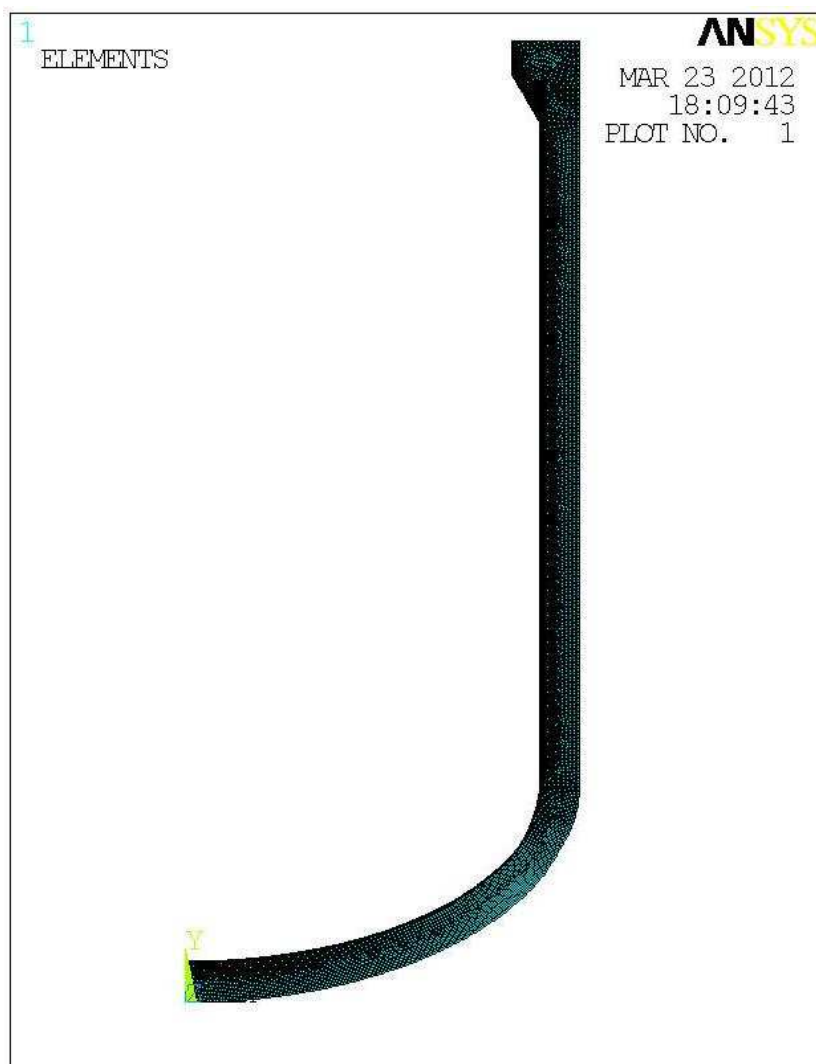
Během provozu dochází k namáhání jak vlivem provozního tlaku, tak vlivem teploty. Výpočet se v programu ANSYS proto musí rozdělit na více částí. Nejprve se provádí tzv. teplotní výpočet, při kterém se určí teplotní rozložení v jednotlivých provozních režimech. Poté následuje výpočet pevnostní, při kterém se určí napětí vznikající v tlakové nádobě vlivem vypočteného teplotního rozložení a vlivem tlakového zatížení. Z důvodu použité metodiky hodnocení podle normy NTD [2] se pevnostní výpočet provede pro každý výpočtový stav dvakrát. Nejprve při uvažování koeficientu teplotní roztažnosti α a poté při jeho zanedbání – tj. při nastavení $\alpha = 0$. Tedy jednou s uvažováním vlivu teploty a jednou bez. Takový postup je důležitý pro správné posouzení limitů pro skupiny kategorií napětí [2, str. 109]. Nakonec se v počítané části nádoby zvolí řezy a výpočtové uzly, kde je vhodné výsledné napětí vyhodnotit, v těchto řezech se vypočítá napětí podle tzv. kategorií a porovná se s dovolenými hodnotami podle NTD [2, str. 109].

4.1 Model zvolené části tlakové nádoby

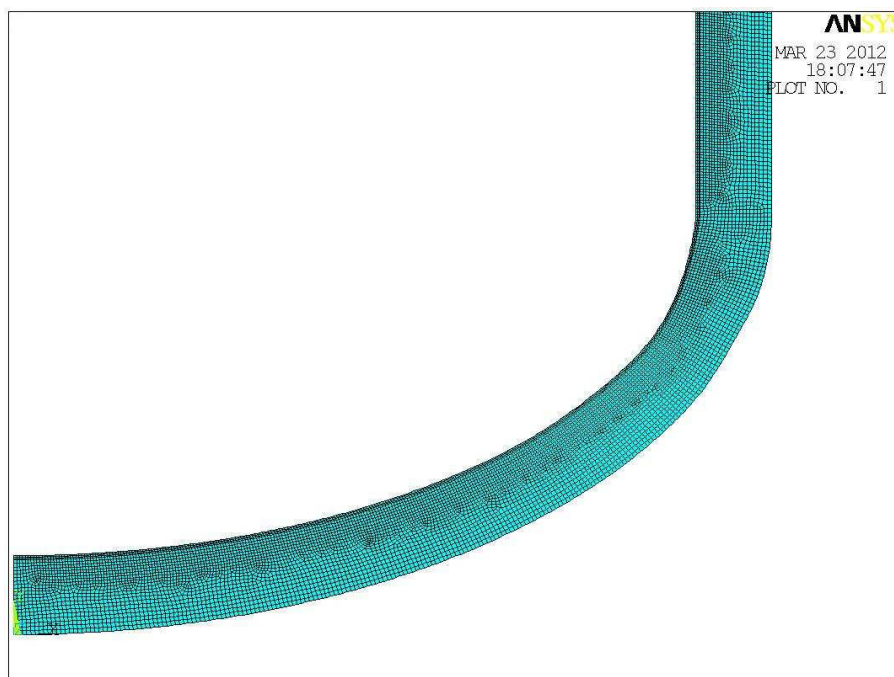
Vzhledem k symetrickému tvaru počítané části, která je popsána v úvodu kapitoly 4, byl vytvořen 2D model, definovaný jako axiálně symetrický podle osy y. Při síťování byla použita v oblasti návaru strukturovaná a v oblasti základního materiálu tlakové nádoby nestruturovaná síť. Celý vysíťovaný model je zobrazen na obr. 8. Detaily sítě jsou na obr. 7 a obr. 9. Stejná síť byla použita pro výpočet teplotní i pevnostní.



Obr. 7. Detaily sítě – přechod mezi dnem a válcovou částí, horní část.



Obr. 8. MKP model počítané části tlakové nádoby – síť.



Obr. 9. Detaily sítě – eliptické dno.

4.2 Teplotní výpočet

4.2.1 Okrajové podmínky

Tlaková nádoba reaktoru je během provozu namáhána různě se měnícími teplotami a tlaky v závislosti na tom, v jakém provozním režimu se nachází. Vlivem teploty vzniká v konstrukci napětí, které je nutné zahrnout do pevnostního výpočtu. Úkolem teplotního výpočtu je proto určit rozložení teploty ve zvoleném modelu ve všech důležitých provozních stavech. Tyto výsledky pak budou použity jako hodnoty vstupující do pevnostního výpočtu.

V této práci byly pro výpočet zvoleny provozní režimy, viz tab. 13 až tab. 16. Zvolené provozní režimy vycházejí z reálných režimů VVER 440. Teploty a tlaky byly upraveny podle zjištěných údajů o KLT-40S [26]. Jedná se tedy o předpokládané projektové režimy zatěžování. Skutečné projektové režimy, které určuje výrobce reaktoru, totiž zatím nejsou známy. Pro komplexní posouzení by však bylo nutné zohlednit při výpočtu další, zde zatím nedefinované provozní režimy a jim odpovídající zatížení, což by příslušelo podrobnější analýze. To ale přesahuje možnosti této práce. V následujících tabulkách jsou pro daný režim uvedeny změny provozní teploty na vstupu do reaktoru a provozní tlaky v závislosti na čase.

Jedná se tedy o nestacionární teplotní výpočet, jehož výsledkem bude rozložení teplot v počítané části tlakové nádoby v čase od 0 od 391 757 s. V tomto časovém intervalu bude poté možné získat teplotní rozložení ve zvolených výpočtových stavech zátěžového cyklu.

Tab. 13. Režim spouštění s tlakovou zkouškou.

τ [s]	t [°C]	p [MPa]
0	50	0
28 800	130	2,9
28 850	130	22,5
34 200	130	2,2
43 200	140	2,2
50 400	162	2,2
61 200	224	12,7
68 400	266	12,7
77 400	270	12,7
82 800	270	12,7
97 200	270	12,7

Tab. 14. Režim havarijního odstavení.

τ [s]	t [°C]	p [MPa]
0	270	12,7
72	270	10,3
288	270	12,7
360	270	12,7
540	270	12,7
7 200	270	12,7

Tab. 15. Režim rychlého spuštění.

τ [s]	t [°C]	p [MPa]
0	270	12,7
33	270	12,7
5 400	270	12,7

Tab. 16. Režim odstavení.

τ [s]	t [°C]	p [MPa]
0	270	12,7
6 660	270	12,7
7 992	254	12,7
20 592	160	3,5
31 500	160	3,5
33 680	152	3,5
35 480	152	0
44 480	88	0
46 280	78	0
54 000	78	0

Protože se jedná o části tlakové nádoby, které jsou ovlivněny teplotou chladiva na vstupu do reaktoru, bude teplota této části v případě havarijního odstavení a rychlého spuštění stále stejná. Pokud bychom však počítali části na výstupu, teplota by se v jednotlivých časech měnila. Tyto čtyři vybrané stavy následují za sebou a vytváří tak posloupnost výpočtových režimů (viz tab. 17).

Tab. 17. Posloupnost výpočtových režimů.

Název režimu	Provozní podmínky	Číslo výpočtového stavu	τ [s]	t [°C]	p [MPa]
režim spouštění s tlakovou zkouškou	NPP	1	0	50	0
	NPP	2	28 800	130	2,9
	TZ	8	28 850	130	22,5
	NPP	9	34 200	130	2,2
			43 200	140	2,2
			50 400	162	2,2
	NPP	10	61 200	224	12,7
			68 400	266	12,7
	NPP	3	77 400	270	12,7
			82 800	270	12,7
režim havarijního odstavení	APP	11	97 272	270	10,3
			97 560	270	12,7
			97 920	270	12,7
			98 460	270	12,7
			105 660	270	12,7
režim rychlého spuštění			105 693	270	12,7
			111 093	270	12,7
režim odstavení	NPP	4	117 753	270	12,7
	NPP	12	125 745	254	12,7
	NPP	5	146 337	160	3,5
			177 837	160	3,5
			211 517	152	3,5
	NPP	6	246 997	152	0
			291 477	88	0
	NPP	7	391 757	78	0

Pro další popis výsledků byly zvoleny a očíslovány určité výpočtové stavy. Jedná se o místa s maximální teplotou nebo tlakem a místa, kde dochází k jejich vzrůstu nebo poklesu (to je přehledně zobrazeno na obr. 10 a obr. 11). Hodnotí se také stav před začátkem provozu v čase 0 s a stav po odstavení (skončení cyklu) v čase 391 757 s. Podle NTD se také rozlišuje, o které provozní podmínky se jedná. Jde o NPP (normální provozní podmínky), TZ (tlaková zkouška) a APP (abnormální provozní podmínky).

Při řešení teplotního pole byla zadávána teplota okolí a chladiva, přestup tepla na vnitřním a vnějším povrchu. Vnitřní povrch řešené části tlakové nádoby je omýván chladivem, jehož teplota je dána podle výše uvedených provozních režimů a součinitel přestupu tepla na vnitřním povrchu je $10\,000\text{ W}\cdot\text{m}^{-2}\cdot\text{K}^{-1}$. Na vnějším povrchu byla zadána hodnota součinitele přestupu tepla $18\text{ W}\cdot\text{m}^{-2}\cdot\text{K}^{-1}$. Teplota okolí byla zadána $30\text{ }^\circ\text{C}$. Tyto provozní údaje byly převzaty podle dokumentace ŠKODA JS [7], které vycházejí z řešení reaktoru VVER 440.

Při stanovení časového kroku výpočtu byla respektována podmínka, aby na jeden krok připadala změna teploty nanejvýš $3\text{ }^\circ\text{C}$. Kvůli tomu a také pro urychlení výpočtu byl celý cyklus rozdělen na čtyři části, nezávisle na jednotlivých režimech. Tato situace je zobrazena v příloženém souboru „KLT-40S - výpočtové režimy.xls“, kde je také pro každou část uveden zvolený počet kroků. Počet kroků a nastavené okrajové podmínky jsou také uvedeny ve zdrojových souborech programu ANSYS ve složce „MKP výpočet - ANSYS 13.0“ na příloženém DVD.

Teplotní závislosti teplofyzikálních vlastností konstrukčních materiálů byly převzaty z [22, str. 100 až 101]. Jedná se o modul pružnosti v tahu E , teplotní součinitel délkové roztažnosti α , součinitel tepelné vodivosti λ , měrnou tepelnou kapacitu c_p a hustotu ρ .

4.2.2 Výsledky

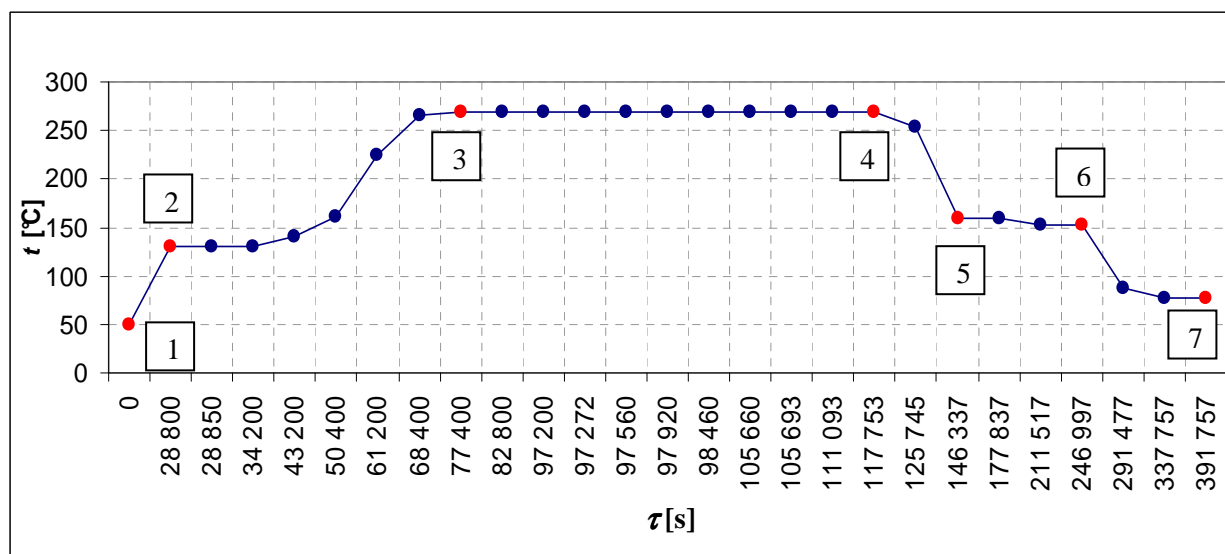
Pro vytvoření výstupních souborů a obrázků obsahujících vypočtené hodnoty teplot ve zvolených stavech (viz tab. 17) byly použity procedury napsané v programovacím jazyku nadstavby ANSYS (viz soubory s koncovkou „.mac“ ve složce „MKP výpočet - ANSYS 13.0“ na příložené DVD), které vycházejí z originálních procedur Ing. Voldřicha [8].

Výsledkem teplotního výpočtu je poté rozložení teplot ve vybraných výpočtových stavech. Obrázky rozložení teplot ve všech vybraných výpočtových stavech jsou zobrazeny v příloze č. 3. Toto rozložení teplot bude následně použito jako vstupní okrajová podmínka pro část kontrolního výpočtu na statickou pevnost, ve které se uvažuje vliv teploty.

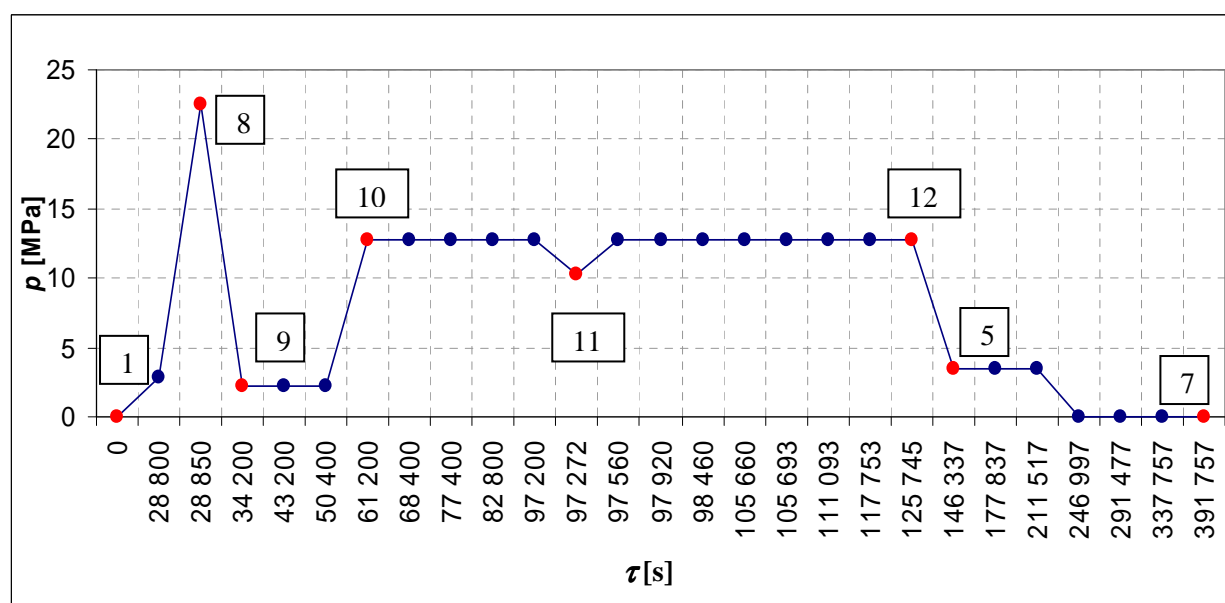
4.3 Kontrolní výpočet na statickou pevnost

4.3.1 Okrajové podmínky

Výpočet byl proveden pro výpočtové stavy, které jsou červeně zobrazeny na obr. 10 a obr. 11. Obr. 10 zobrazuje průběh teploty v závislosti na čase a obr. 11 průběh tlaků. V tab. 17 jsou to tučně zobrazené hodnoty. Pro každý takto vybraný stav byl nastaven odpovídající vnitřní přetlak podle tab. 17 a načteny vstupní teploty získané z předcházejícího teplotního výpočtu (při kontrolním výpočtu na statickou pevnost bez uvažování teplotního namáhání teploty načteny nebyly). Přetlak působí na všechny vnitřní stěny řešené části tlakové nádoby. Z vnějšku nepůsobí na stěny žádný tlak. Vliv zatížení od vlastní hmotnosti se neuvažuje.

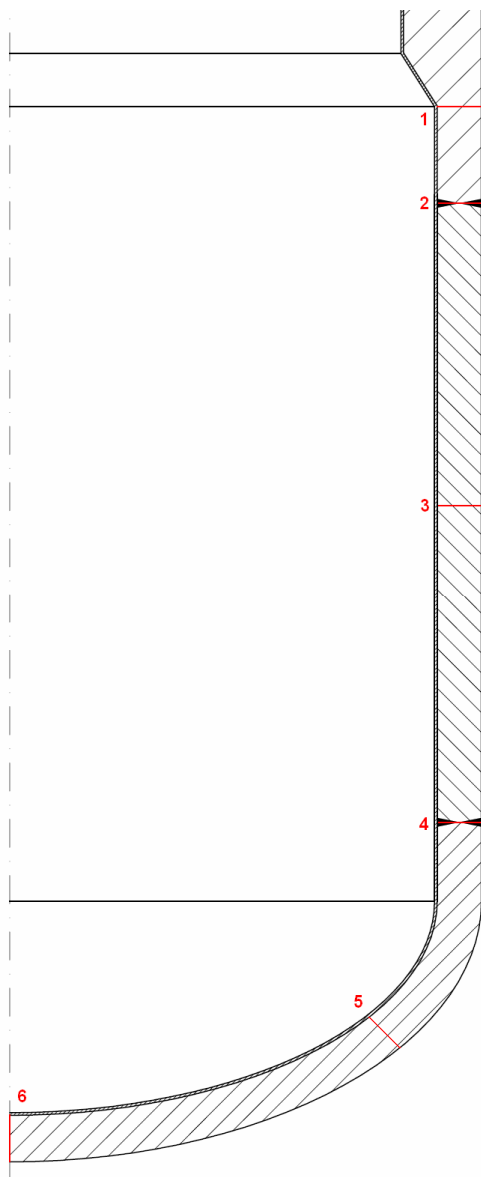


Obr. 10. Průběh teploty v závislosti na čase zátěžového cyklu.

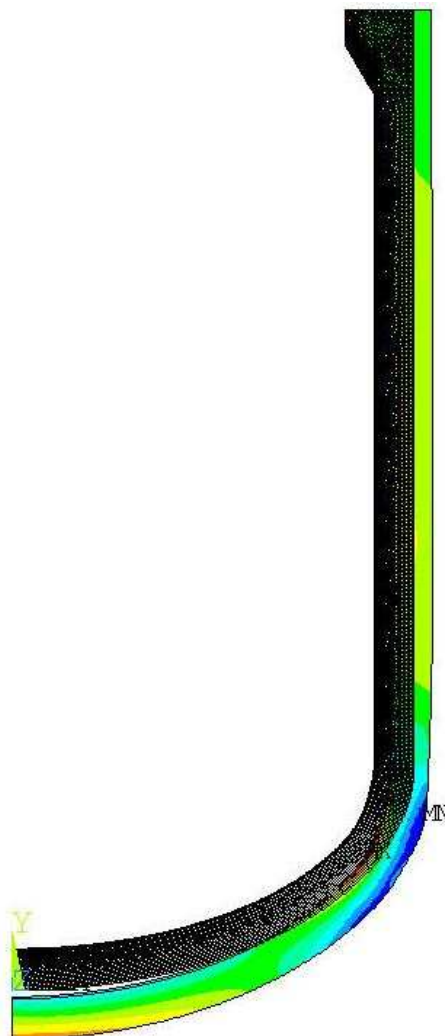


Obr. 11. Průběh tlaku v závislosti na čase zátěžového cyklu.

Při pevnostním výpočtu musí být model MKP uchycen pevně v prostoru tak, aby to co nejvíce odpovídalo reálné situaci. Proto bylo definováno, že v místě osy symetrie (osa y) je posuv ve směru osy x nulový. Na horní hraně (místo přerušení modelu) byl definován nulový posuv ve směru osy y. Na této hraně bylo také zadáno tlakové zatížení odpovídající tomu, které je daným průřezem v závislosti na jednotlivých stavech přenášeno (viz příložený soubor „KLT-40S - výpočtové režimy.xls“). Příklad porovnání zdeformovaného a nezdeformovaného tvaru je na obr. 13. Jedná se o zatížení při TZ (v tab. 17 je to číslo 8).



Obr. 12. Řezy pro kontrolní výpočet.



Obr. 13. Zdeformovaný a nezdeformovaný tvar.

4.3.2 Výsledky

Pro vytvoření výstupních souborů a obrázků obsahujících vypočtené hodnoty napětí byly použity podobné procedury jako v kapitole 4.2.2. Bylo tedy vypočteno rozložení napětí ve všech výše zvolených stavech. Obrázky výsledného napětí pro výpočet s vlivem i bez vlivu teploty jsou zobrazeny v příloze č. 3.

Pro hodnocení bylo zvoleno šest řezů tak, aby byly zachyceny oblasti s výskytem nejvyšších hodnot napětí. Tyto řezy jsou zobrazeny na obr. 12. Jsou vedeny pouze materiálem tlakové nádoby. Návar se při kontrolním výpočtu na statickou pevnost neuvažuje. První řez zachycuje vliv vrubu vzniklého přechodem do rozšířené části hrdel, druhý řez je veden v místě svaru, který spojuje hladkou válcovou část s hrdlovou částí, třetí řez je veden v místě, kde je střed aktivní zóny, čtvrtý řez je veden v místě, kde je svar spojující hladkou válcovou část se dnem. Pátý řez je veden místem eliptického dna, kde vycházelo největší napětí a šestý řez je v místě symetrie, tj. v prostředku dna nádoby.

Z výpočtu se v místech řezu získaly hodnoty všech základních složek napětí (tj. normálová napětí ve směru x, y, z a smyková napětí xy, xz, yz). Tato napjatost byla dále vyhodnocena pomocí účelově vytvořeného programu, který je používán pro interní potřeby společnosti ŠKODA JS. Program vypočte napětí podle příslušných kategorií [2, str. 87] ve zvolených řezech 1 až 6 (viz obr. 12) a tyto výsledky se porovnávají s limitami pro dané skupiny kategorií napětí [2, str. 109 a 110]. Jak již bylo uvedeno v úvodu kapitoly 4, hodnotí se zvlášť zatížení s vlivem teploty a bez vlivu teploty.

4.3.2.1 Vyhodnocení namáhání bez vlivu teploty

V případě hodnocení namáhání bez vlivu teploty se podle [2, str. 109 a 110] porovnává kategorizované napětí $(\sigma)_1$, $(\sigma)_2$ a součet hlavních napětí σ_1 , σ_2 , σ_3 vypočítaných ve zvolených řezech nádoby s příslušnými limitními hodnotami.

V následujících tabulkách jsou uvedeny výsledné hodnoty kategorizovaných napětí v jednotlivých řezech. Čísla krajních uzlů odpovídají očíslování uzlových bodů sítě v programu ANSYS. První číslo krajního uzlu vždy odpovídá uzlu na vnitřním okraji základního materiálu tlakové nádoby a druhé číslo uzlu na vnějším okraji. Je-li uvedena pomlčka, pak se daná kategorie napětí (jedná se o $(\sigma)_1$ nebo τ) posuzuje pro celý řez. Jsou vypsané výsledky těch výpočtových stavů, ve kterých vychází největší napětí. Jedná se o výpočtové stavy č. 4, 5, 8, 11.

Tab. 18. Vyhodnocení zatížení bez vlivu teploty pro řez č. 1.

provozní podmínky	číslo výpočtového stavu	číslo krajního uzlu	skupina kategorie napětí [MPa]			limitní hodnota napětí [MPa]		vyhodnocení
TZ						$[\sigma]_h = 208$		
	8	-	$(\sigma)_1 = 159$	<	$1,35 \cdot [\sigma]_h = 281$			vyhovuje
	8	3311	$(\sigma)_2 = 178$	<	$1,70 \cdot [\sigma]_h = 353$			vyhovuje
NPP	8	3293	$(\sigma)_2 = 142$	<	$1,70 \cdot [\sigma]_h = 353$			vyhovuje
	4	-	$(\sigma)_1 = 90$	<	$[\sigma] = 197$			vyhovuje
	5	3311	$(\sigma)_2 = 100$	<	$1,30 \cdot [\sigma] = 257$			vyhovuje
APP	4	3293	$(\sigma)_2 = 81$	<	$1,30 \cdot [\sigma] = 257$			vyhovuje
	11	-	$(\sigma)_1 = 73$	<	$1,20 \cdot [\sigma] = 237$			vyhovuje
	11	3311	$(\sigma)_2 = 81$	<	$1,60 \cdot [\sigma] = 316$			vyhovuje
Ostatní limity	11	3311	$\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3 = 164$	<	$4,80 \cdot [\sigma] = 947$			vyhovuje
	1	-	$\tau = 7,2$	<	$0,50 \cdot [\sigma] = 99$			vyhovuje

Tab. 19. Vyhodnocení zatížení bez vlivu teploty pro řez č. 2.

provozní podmínky	číslo výpočtového stavu	číslo krajního uzlu	skupina kategorie napětí [MPa]			limitní hodnota napětí [MPa]		vyhodnocení
						$[\sigma]_h$		
TZ						$[\sigma]_h$	= 208	
	8	-	$(\sigma)_1$	= 191	<	1,35. $[\sigma]_h$	= 281	vyhovuje
	8	8984	$(\sigma)_2$	= 208	<	1,70. $[\sigma]_h$	= 353	vyhovuje
NPP	8	3255	$(\sigma)_2$	= 174	<	1,70. $[\sigma]_h$	= 353	vyhovuje
	4	-	$(\sigma)_1$	= 108	<	$[\sigma]$	= 197	vyhovuje
	5	8984	$(\sigma)_2$	= 117	<	1,30. $[\sigma]$	= 257	vyhovuje
APP	4	3255	$(\sigma)_2$	= 99	<	1,30. $[\sigma]$	= 257	vyhovuje
	11	-	$(\sigma)_1$	= 87	<	1,20. $[\sigma]$	= 237	vyhovuje
	11	8984	$(\sigma)_2$	= 95	<	1,60. $[\sigma]$	= 316	vyhovuje
Ostatní limity	11	3255	$\sigma_1+\sigma_2+\sigma_3$	= 127	<	4,80. $[\sigma]$	= 947	vyhovuje
	1	-	τ	= 2,5	<	0,50. $[\sigma]$	= 99	vyhovuje

Tab. 20. Vyhodnocení zatížení bez vlivu teploty pro řez č. 3.

provozní podmínky	číslo výpočtového stavu	číslo krajního uzlu	skupina kategorie napětí [MPa]			limitní hodnota napětí [MPa]		vyhodnocení
						$[\sigma]_h$		
TZ						$[\sigma]_h$	= 208	
	8	-	$(\sigma)_1$	= 222	<	1,35. $[\sigma]_h$	= 281	vyhovuje
	8	8777	$(\sigma)_2$	= 240	<	1,70. $[\sigma]_h$	= 353	vyhovuje
NPP	8	3117	$(\sigma)_2$	= 203	<	1,70. $[\sigma]_h$	= 353	vyhovuje
	4	-	$(\sigma)_1$	= 125	<	$[\sigma]$	= 197	vyhovuje
	5	8777	$(\sigma)_2$	= 135	<	1,30. $[\sigma]$	= 257	vyhovuje
APP	4	3117	$(\sigma)_2$	= 117	<	1,30. $[\sigma]$	= 257	vyhovuje
	11	-	$(\sigma)_1$	= 101	<	1,20. $[\sigma]$	= 237	vyhovuje
	11	8777	$(\sigma)_2$	= 110	<	1,60. $[\sigma]$	= 316	vyhovuje
Ostatní limity	11	3117	$\sigma_1+\sigma_2+\sigma_3$	= 141	<	4,80. $[\sigma]$	= 947	vyhovuje
	1	-	τ	= 1,4	<	0,50. $[\sigma]$	= 99	vyhovuje

Tab. 21. Vyhodnocení zatížení bez vlivu teploty pro řez č. 4.

provozní podmínky	číslo výpočtového stavu	číslo krajního uzlu	skupina kategorie napětí [MPa]			limitní hodnota napětí [MPa]		vyhodnocení
						$[\sigma]_h$		
TZ						$[\sigma]_h$	= 208	
	8	-	$(\sigma)_1$	= 136	<	1,35. $[\sigma]_h$	= 281	vyhovuje
	8	8632	$(\sigma)_2$	= 139	<	1,70. $[\sigma]_h$	= 353	vyhovuje
NPP	8	3020	$(\sigma)_2$	= 149	<	1,70. $[\sigma]_h$	= 353	vyhovuje
	4	-	$(\sigma)_1$	= 77	<	$[\sigma]$	= 197	vyhovuje
	5	8632	$(\sigma)_2$	= 79	<	1,30. $[\sigma]$	= 257	vyhovuje
APP	4	3020	$(\sigma)_2$	= 85	<	1,30. $[\sigma]$	= 257	vyhovuje
	11	-	$(\sigma)_1$	= 62	<	1,20. $[\sigma]$	= 237	vyhovuje
	11	8632	$(\sigma)_2$	= 64	<	1,60. $[\sigma]$	= 316	vyhovuje
Ostatní limity	11	3020	$(\sigma)_2$	= 68	<	1,60. $[\sigma]$	= 316	vyhovuje
	11	3020	$\sigma_1+\sigma_2+\sigma_3$	= 128	<	4,80. $[\sigma]$	= 947	vyhovuje
	1	-	τ	= 6,4	<	0,50. $[\sigma]$	= 99	vyhovuje

Tab. 22. Vyhodnocení zatížení bez vlivu teploty pro řez č. 5.

provozní podmínky	číslo výpočtového stavu	číslo krajního uzlu	skupina kategorie napětí [MPa]			limitní hodnota napětí [MPa]		vyhodnocení
TZ						$[\sigma]_h =$	208	
	8	-	$(\sigma)_1 =$	110	<	$1,35 \cdot [\sigma]_h =$	281	vyhovuje
	8	15326	$(\sigma)_2 =$	270	<	$1,70 \cdot [\sigma]_h =$	353	vyhovuje
NPP	8	11153	$(\sigma)_2 =$	73	<	$1,70 \cdot [\sigma]_h =$	353	vyhovuje
	4	-	$(\sigma)_1 =$	62	<	$[\sigma] =$	197	vyhovuje
	5	15326	$(\sigma)_2 =$	152	<	$1,30 \cdot [\sigma] =$	257	vyhovuje
APP	4	11153	$(\sigma)_2 =$	41	<	$1,30 \cdot [\sigma] =$	257	vyhovuje
	11	-	$(\sigma)_1 =$	50	<	$1,20 \cdot [\sigma] =$	237	vyhovuje
	11	15326	$(\sigma)_2 =$	123	<	$1,60 \cdot [\sigma] =$	316	vyhovuje
Ostatní limity	11	15326	$\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3 =$	144	<	$4,80 \cdot [\sigma] =$	947	vyhovuje
	1	-	$\tau =$	50,4	<	$0,50 \cdot [\sigma] =$	99	vyhovuje

Tab. 23. Vyhodnocení zatížení bez vlivu teploty pro řez č. 6.

provozní podmínky	číslo výpočtového stavu	číslo krajního uzlu	skupina kategorie napětí [MPa]			limitní hodnota napětí [MPa]		vyhodnocení
TZ						$[\sigma]_h =$	208	
	8	-	$(\sigma)_1 =$	193	<	$1,35 \cdot [\sigma]_h =$	281	vyhovuje
	8	10948	$(\sigma)_2 =$	272	<	$1,70 \cdot [\sigma]_h =$	353	vyhovuje
NPP	8	10968	$(\sigma)_2 =$	113	<	$1,70 \cdot [\sigma]_h =$	353	vyhovuje
	4	-	$(\sigma)_1 =$	109	<	$[\sigma] =$	197	vyhovuje
	5	10948	$(\sigma)_2 =$	155	<	$1,30 \cdot [\sigma] =$	257	vyhovuje
APP	4	10968	$(\sigma)_2 =$	64	<	$1,30 \cdot [\sigma] =$	257	vyhovuje
	11	-	$(\sigma)_1 =$	88	<	$1,20 \cdot [\sigma] =$	237	vyhovuje
	11	10948	$(\sigma)_2 =$	125	<	$1,60 \cdot [\sigma] =$	316	vyhovuje
Ostatní limity	11	10968	$(\sigma)_2 =$	52	<	$1,60 \cdot [\sigma] =$	316	vyhovuje
	11	10948	$\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3 =$	243	<	$4,80 \cdot [\sigma] =$	947	vyhovuje
	1	-	$\tau =$	1,9	<	$0,50 \cdot [\sigma] =$	99	vyhovuje

4.3.2.2 Vyhodnocení namáhání s vlivem teploty

V případě hodnocení namáhání s vlivem teploty se podle [2, str. 109 a 110] porovnává rozkmit napětí $(\sigma)_{RV}$ a součet hlavních napětí σ_1 , σ_2 , σ_3 vypočítaných ve zvolených řezech nádoby s příslušnými limitními hodnotami. Skupiny kategorií napětí $(\sigma)_1$ a $(\sigma)_2$ se v tomto případě nehodnotí.

V následujících tabulkách jsou opět uvedeny výsledné hodnoty kategorizovaných napětí v jednotlivých řezech. Označení 1-8 znamená, že se jedná o rozkmit napětí mezi výpočtovými stavy 1 a 8. První číslo krajního uzlu vždy odpovídá uzlu na vnitřním okraji základního materiálu tlakové nádoby a druhé číslo uzlu na vnějším okraji. Jsou opět vypsány výsledky těch výpočtových stavů, ve kterých vychází největší napětí. Jedná se o rozkmit napětí mezi stavy 1-8 a 6-4. Ostatní limity se pak týkají výpočtových stavů 1, 4 a 11.

Tab. 24. Vyhodnocení zatížení s vlivem teploty pro řez č. 1.

provozní podmínky	číslo výpočtového stavu	číslo krajního uzlu	skupina kategorie napětí [MPa]	limitní hodnota napětí [MPa]	vyhodnocení
Rozkmit napětí (TZ + NPP)	1-8	3311	$(\sigma)_{RV} = 182 <$	Limit = 683	vyhovuje
	6-4	3293	$(\sigma)_{RV} = 190 <$	Limit = 683	vyhovuje
Ostatní limity	4	3293	$(\sigma)_{max} = 203 <$	$R_m = 513$	vyhovuje
	11	3293	$\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3 = 190 <$	$4,80 \cdot [\sigma] = 947$	vyhovuje
	1	-	$\tau = 11,1 <$	$0,65 \cdot [\sigma] = 128$	vyhovuje

Tab. 25. Vyhodnocení zatížení s vlivem teploty pro řez č. 2.

provozní podmínky	číslo výpočtového stavu	číslo krajního uzlu	skupina kategorie napětí [MPa]	limitní hodnota napětí [MPa]	vyhodnocení
Rozkmit napětí (TZ + NPP)	1-8	8984	$(\sigma)_{RV} = 182 <$	Limit = 683	vyhovuje
	6-4	3255	$(\sigma)_{RV} = 190 <$	Limit = 683	vyhovuje
Ostatní limity	4	3255	$(\sigma)_{max} = 203 <$	$R_m = 513$	vyhovuje
	11	3255	$\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3 = 190 <$	$4,80 \cdot [\sigma] = 947$	vyhovuje
	1	-	$\tau = 2,4 <$	$0,65 \cdot [\sigma] = 128$	vyhovuje

Tab. 26. Vyhodnocení zatížení s vlivem teploty pro řez č. 3.

provozní podmínky	číslo výpočtového stavu	číslo krajního uzlu	skupina kategorie napětí [MPa]	limitní hodnota napětí [MPa]	vyhodnocení
Rozkmit napětí (TZ + NPP)	1-8	8777	$(\sigma)_{RV} = 232 <$	Limit = 683	vyhovuje
	6-4	3117	$(\sigma)_{RV} = 222 <$	Limit = 683	vyhovuje
Ostatní limity	4	3117	$(\sigma)_{max} = 230 <$	$R_m = 513$	vyhovuje
	11	3117	$\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3 = 241 <$	$4,80 \cdot [\sigma] = 947$	vyhovuje
	1	-	$\tau = 1,4 <$	$0,65 \cdot [\sigma] = 128$	vyhovuje

Tab. 27. Vyhodnocení zatížení s vlivem teploty pro řez č. 4.

provozní podmínky	číslo výpočtového stavu	číslo krajního uzlu	skupina kategorie napětí [MPa]	limitní hodnota napětí [MPa]	vyhodnocení
Rozkmit napětí (TZ + NPP)	1-8	8632	$(\sigma)_{RV} = 151 <$	Limit = 683	vyhovuje
	6-4	3020	$(\sigma)_{RV} = 189 <$	Limit = 683	vyhovuje
Ostatní limity	4	3020	$(\sigma)_{max} = 197 <$	$R_m = 513$	vyhovuje
	11	3020	$\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3 = 225 <$	$4,80 \cdot [\sigma] = 947$	vyhovuje
	1	-	$\tau = 6,4 <$	$0,65 \cdot [\sigma] = 128$	vyhovuje

Tab. 28. Vyhodnocení zatížení s vlivem teploty pro řez č. 5.

provozní podmínky	číslo výpočtového stavu	číslo krajního uzlu	skupina kategorie napětí [MPa]	limitní hodnota napětí [MPa]	vyhodnocení
Rozkmit napětí (TZ + NPP)	1-8	15326	$(\sigma)_{RV} = 280 <$	Limit = 683	vyhovuje
	6-4	11153	$(\sigma)_{RV} = 144 <$	Limit = 683	vyhovuje
Ostatní limity	4	15326	$(\sigma)_{max} = 257 <$	$R_m = 513$	vyhovuje
	11	15326	$\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3 = 123 <$	$4,80 \cdot [\sigma] = 947$	vyhovuje
	1	-	$\tau = 49,3 <$	$0,65 \cdot [\sigma] = 128$	vyhovuje

Tab. 29. Vyhodnocení zatížení s vlivem teploty pro řez č. 6.

provozní podmínky	číslo výpočtového stavu	číslo krajního uzlu	skupina kategorie napětí [MPa]			limitní hodnota napětí [MPa]			vyhodnocení
Rozkmit napětí (TZ + NPP)	1-8	10948	$(\sigma)_{RV} =$	283	<	Limit =	683	vyhovuje	
	6-4	10968	$(\sigma)_{RV} =$	123	<	Limit =	683	vyhovuje	
Ostatní limity	4	10948	$(\sigma)_{max} =$	281	<	$R_m =$	513	vyhovuje	
	11	10948	$\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3 =$	339	<	$4,80 \cdot [\sigma] =$	947	vyhovuje	
	1	-	$\tau =$	1,9	<	$0,65 \cdot [\sigma] =$	128	vyhovuje	

4.4 Závěr kontrolního výpočtu

Jak ukazují výše uvedené tabulky výsledných hodnot (tab. 18 až tab. 29), jsou ve všech případech splněny dané mezní limity. V žádném zvoleném řezu není výrazně větší napětí, hodnoty se pohybují bezpečně pod danými mezními limity. Největší namáhání vychází při výpočtovém stavu č. 8 (tlaková zkouška). Výsledky příznivě vycházejí pro všechny kategorie napětí, s vlivem teploty, i bez. Kontrolní výpočet na statickou pevnost tedy prokázal, že zvolená část tlakové nádoby vyhovuje závazným podmínkám NTD A.S.I.

5 Závěr

Snahou této diplomové práce bylo shrnout a podat informace o současném stavu výzkumu a vývoje SMR a na základě takto získaných podkladů provést jejich technické a ekonomické porovnání. Bylo zjištěno, že zatímco lze v české literatuře najít o SMR jen velmi málo informací, je v zahraničních publikacích (zejména dokumenty MAAE) věnována SMR velká pozornost. V současné době existuje více než 50 typů SMR, které se nacházejí v různých stadiích vývoje. V příložené tabulce „SMR.xls“ je prostřednictvím základních informací podrobněji představeno 34 typů. Z tohoto velkého množství bylo pro bližší popis a porovnání vybráno 9 základních typů SMR (viz příloha č. 4). Cílem přílohy bylo sjednotit základní informace o těchto reaktorech do přehledné formy. Popis klade důraz na základní parametry, specifické vlastnosti a systémy zajišťující bezpečnost a spolehlivost. Pro možnost ekonomického porovnání byly shromážděny základní údaje nutné pro výpočet prosté doby návratnosti. Příložená tabulka „SMR.xls“ také umožňuje snadnou změnu vstupních parametrů. Lze poté porovnávat, jak se doba prosté návratnosti mění například v závislosti na kurzu dolaru vzhledem ke koruně, výši investičních nákladů, zahrnutí poplatku pro SÚJB, apod.

Nebyla objevena žádná technická překážka pro výstavbu SMR. Vzhledem k jejich základním vlastnostem (modulární a sériová výstavba, přeprava, zmenšení a zjednodušení konstrukce, integrální uspořádání primárního okruhu a ochrana proti zneužití jaderného materiálu) jsou navíc bezpečnější než LR. Menší jmenovité výkony lze také snadněji regulovat než velké zdroje. Vzhledem k distribuci elektrické energie nabízejí decentralizované řešení nezátěžující přenosovou soustavu.

Podle dostupných ekonomických údajů je u většiny SMR prostá návratnost kratší než u LR. Jejich výstavba je navíc jednodušší a rychlejší. Hlavními důvody, proč se zatím malé reaktory nestaví je získání licence, které může být mnohem více problematické a zdlouhavé, než je očekáváno, a nepřipravenost veřejnosti na nové podoby jaderných elektráren. Je také nezbytné provést detailní analýzu ekonomické stránky SMR.

V současné době se o výstavbě SMR v České republice neuvažuje. Ani SÚJB podle nově vydané vyhlášky [63] s malými reaktory pro výrobu elektrické energie nepočítá. Nyní je samozřejmě aktuální výstavba velkých reaktorů pro třetí a čtvrtý blok v Temelíně, zejména pak volba hlavního dodavatele.

Důležitou součástí práce je také návrh základních rozměrů tlakové nádoby vybraného typu SMR. Byl proveden návrh tlakové nádoby reaktoru KLT-40S podle NTD A.S.I. [2]. V rámci kontrolního výpočtu byla zvolena kontrola na statickou pevnost pro spodní část tlakové nádoby. Pro tyto účely byl vytvořen model v programu ANSYS 13.0, kde bylo vypočteno rozložení teplot a napětí v důležitých výpočtových stavech a vypočtené hodnoty byly přepočítány na tzv. kategorizovaná napětí, která se porovnála s limitními hodnotami podle NTD. Kontrolní výpočet na statickou pevnost prokázal, že vše vyhovuje podmínkám stanoveným NTD. Je však důležité poznamenat, že pro úplné posouzení tlakové nádoby by ještě musely být podle kontrolního výpočtu posouzeny další části tlakové nádoby a provedeny další kontrolní výpočty (např. kontrolní výpočet na cyklické namáhání, kontrolní výpočet při vibracích, apod.).

Na základě návrhu základních rozměrů a kontrolních výpočtů byl proveden návrh tlakové nádoby reaktoru. Tento projekt tlakové nádoby je zobrazen v příloze č. 1, obrázky 3D modelu jsou v příloze č. 2. Pro tyto účely byly použity programy Autodesk Inventor 2008 a Autodesk AutoCAD 2008. Protože navržená tlaková nádoba splňuje všechny požadavky NTD, výsledky lze použít jako výchozí podklady pro další detailní návrhy.

Použitá literatura

Knižní publikace:

- [1] A.S.I. *Normativně technická dokumentace: Charakteristiky materiálů pro zařízení a potrubí jaderných elektráren typu VVER, Sekce II.* Praha: květen 2007.
- [2] A.S.I. *Normativně technická dokumentace: Hodnocení pevnosti zařízení a potrubí jaderných elektráren typu VVER, Sekce III.* Praha: květen 2007.
- [3] BERGMANN, R., VUJIC, J., ŠKODA, R. *Small Modular Reactors: Simpler, Safer, Cheaper.* California: University of California, 2011.
- [4] LEINVEBER J., VÁVRA P. *Strojnické tabulky.* Praha: Albra, 2003.
- [5] PANNIER, CH., ŠKODA, R. *SMR2011-6659 Assessment of Small Modular Reactor Fuel Cost.* Washington, USA: ASME 2011 small Modular reactors Symposium SME2011, September 28-30, 2011.
- [6] ŠKODA JS a.s. *Technická dokumentace., evid. č.: Ae 13 639/Dok, Rev.4.*
- [7] ŠKODA JS a.s. *Technická dokumentace., evid. č.: Ae 11 288/Dok, Rev.0.*
- [8] VOLDŘICH. J. *Návrh přírubových spojů horního bloku tlakové nádoby jaderného reaktoru – podklady pro předmět Semestrální projekt, KKE FST.* Plzeň: ZČU v Plzni, 2010.
- [9] ГОСУДАРСТВЕННЫЙ КОМИТЕТ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ. *Нормы расчета на прочность элементов реакторов.* Москва: Металлургия, 1973.

Články v časopisech:

- [10] DTR. *Jaderný průmysl má spasit "kapesní" reaktor.* *Lidové noviny.* 24.6.2011. roč. 24, č. 148, s. 15.
- [11] HANUS, V. *Jaderné reaktory budou vyrábět energii na dně moře.* *Haló noviny.* 31.1.2011. roč. 21, č. 25, s. 6.
- [12] PLICHTA, V. *Jaderné reaktory blízké budoucnosti.* *Technik.* 15.2.2012. roč. 20, č. 1, s. 26.
- [13] PROFIT. *Jaderná elektrárna do každé rodiny.* *Profit.* 17.10.2011. roč. 22, č. 42, s. 65.
- [14] THE ECONOMIST. *Elektrárny do kapsy.* *Respekt.* 24.1.2011. roč. 22, č. 4, s. 71.
- [15] TRAMBA, D. *Obří Temelín? Česko začíná couvat.* *Lidové noviny.* 3.3.2012. roč. 25, č. 54, s. 1.
- [16] TRAMBA, D. *Nové typy elektráren míří i do Česka.* *Lidové noviny.* 24.6.2011. roč. 24, č. 148, s. 15.

Internetové zdroje:

- [17] FADEEV Y. P. *KLT-40S Reactor Plant for the floating CNPP FPU.*
http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloads/Technology/meetings/2011-Jul-4-8-ANRT-WS/2_KLT-40S_VBER_OKBM_Afrikantov_Fadeev.pdf. JSC "Afrikantov OKBM" RUSSIA.
- [18] HALFINGER, J. *mPower a progressive energy solution.*
http://www.babcock.com/library/explore/pdf/2009_summer.pdf.

USA: New Jersey Clean Air Council Public Hearing, Babcock & Wilcox, April 2009.

[19] HAVLÍČEK, L. *Pokrytí závazků spojených s palivovým cyklem po ukončení provozu elektrárny teorie a praxe v ČR.*

<http://www.csvts.cz/cns/mikulas/sborniky/2006.pdf>.

Jaderná energetika v pracích mladé generace – 2006, Sborník referátů. Brno: VUT, Prosinec 2006.

[20] IAEA. *Economic Evaluation of Bids for Nuclear Power Plants 1999 Edition.*

http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/TRS396_scr.pdf. Vienna: IAEA, 2000.

[21] IAEA. *Project on Common Technology and Issues for Small and Medium-sized Reactors.*

http://www.iaea.org/inisnkm/nkm/pages/2011/NEMschool2011/topics/topic4/IAEA_NENP_Suuki_SMR_ICTP_110811.pdf. Trieste, Italy: 11 August 2011.

[22] IAEA. *Status of innovative small and medium sized reactor design 2005.* http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1485_web.pdf. March 2006.

[23] IAEA. *Status of small reactor designs without on-site refuelling.*

http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1536_web.pdf. January 2007.

[24] IAEA. *Status report 106 - NuScale Power Modular and Scalable Reactor (NuScale).*

http://aris.iaea.org/ARIS/download.cgi?requested_doc=report&doc_id=106&type_of_output=pdf. Austria: IAEA, 2011.

[25] IAEA. *Status report 66 - VBER-300 (VBER-300).*

http://aris.iaea.org/ARIS/download.cgi?requested_doc=report&doc_id=66&type_of_output=pdf.

Austria: IAEA, 2011.

[26] IAEA. *Status report 73 - KLT-40S (KLT-40S).*

http://aris.iaea.org/ARIS/download.cgi?requested_doc=report&doc_id=73&type_of_output=pdf. Austria: IAEA, 2011.

[27] IAEA. *Status report 77 - System-Integrated Modular Advanced Reactor (SMART).*

http://aris.iaea.org/ARIS/download.cgi?requested_doc=report&doc_id=77&type_of_output=pdf. Austria: IAEA, 2011.

[28] JOHN R. *The Future Role of Nuclear Power: Advances in Small Scale Nuclear.*

<http://www.europeanfutureenergyforum.com/CMSFiles/Gallery/Files/Conference/1/Deal,%20John%20APP.pdf>. Hyperion Power Generation Inc., 20 October 2010.

[29] LABAR M. P., SHENOY A. S., SIMON W. A., CAMPBELL E. M. *Status of the GT-MHR for Electricity Production.*

<http://www.world-nuclear.org/sym/2003/pdf/labar.pdf>

London: World Nuclear Association Annual Symposium, September 2003.

[30] LOKHOV, A. *Current Status, Technical Feasibility and Economics of Small Nuclear Reactors.*

<http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloads/Technology/meetings/2011-Aug-15-18-SMR-TM/17-Aug-Wednesday/OECD-Lokhov-SMR-Economics.pdf>. OECD Nuclear Energy Agency, Nuclear Development Division, 2011.

- [31] MARK S. CAMPAGNA. *Small and Modular Nuclear Reactors: The Hyperion Power Module 2010*.
<http://www.nuclearenergyinsider.com/nuclear-construction-summit/pdfs/Tracts/Track%201/10.30am-Mark-Campagna-Hyperion-Power-Generation.pdf>.
USA: Nuclear Construction Summit Charlotte, October 26, 2010.
- [32] NUCLEAR ENERGY AGENCY. *Current Status, Technical Feasibility and Economic of Small Nuclear Reactors*.
<http://www.oecd-nea.org/ndd/reports/2011/current-status-small-reactors.pdf>. June 2011.
- [33] SHAN SUN, LIHONG ZHANG. *The Development of Multi-Purpose Modular Reactors with Improved Safety in China*.
http://www.iaea.org/INPRO/3rd_Dialogue_Forum/10a.Sun-Multipurpose-Reactor-in-China.pdf
Tsinghua University: Huaneng Shandong Shidao Bay Nuclear Power Copany, Institution of Nuclear Energy Technology, 27-09-2011.
- [34] SUBKI, H. *Common Issues and Challenges in Development and Deployment of Small and Medium-sized Reactors (SMR)*.
<http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloads/Technology/meetings/2011-March-TWG-GCR/Day3/Issues-Challenges-SMR-Subki-20110330.pdf>
22nd TWG Meeting on GCR: IAEA, 28 – 30 March 2011.
- [35] SÚJB. *Vyhláška č. 146/1997 Sb. Státního úřadu pro jadernou bezpečnost ze dne 18. Června 1997*.
http://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/legislativa/vyhlasky/146_97.pdf.
- [36] U.S. DEPARTMENT OF ENERGY, OFFICE OF NUCLEAR ENERGY, SCIENCE AND TECHNOLOGY. *Report to Congress on Small Modular Nuclear Reactors*.
<http://www.ne.doe.gov/pdfFiles/Cong-Rpt-may01.pdf>. May 2001.
- [37] VESHNYAKOV, K. B., FADEEV, YU, P. *Heat and Power Sources Based on Nuclear Shipbuilding Technologies*.
http://www.computare.org/Support%20documents/Guests/Computare%20PDF%20Western%20Focus%20Seminar/Presentations/WF3/5%20-%20Veshnyakov%20Shipbuilding%2009_06_02.pdf. AFRIKANTOV OKB GIDROPRES, 2009.
- [38] WON J L. *The SMART Reaktor*.
https://smr.inl.gov/Document.ashx?path=DOCS%2FSMR+technologies%2FWon_Jae_Lee_KAERI_Pres.pdf. USA: 4th Annual Asian-Pacific Nuclear Energy Forum, 18.6.-19.6. 2010.
- [39] <http://3pol.cz/487-plovusky>
- [40] <http://aciers.free.fr/index.php/2011/01/page/2/>
- [41] <http://atomicinsights.com/2009/11/update-on-babcock-and-wilcox-mpower-modular-reactor.html>
- [42] http://cs.wikipedia.org/wiki/Koeficient_ročního_využití
- [43] <http://gnosis9.net/populace.php>
- [44] http://harrisschool.uchicago.edu/centers/hepi/Rothwell_ANL_EconNuclear_20110223.pdf

- [45] <http://chytraenergie.info/index.php/kalendar-akci/53-minule/164-kolik-stoji-novy-atom>
[46] http://latinaero.com/news/technology/nws_tech_110123-001.html
[47] <https://netfiles.uiuc.edu/mragheb/www/NPRE%20402%20ME%20405%20Nuclear%20Power%20Engineering/Modular%20Integral%20Compact%20Underground%20%20Reactor.pdf>
[48] <http://newenergyandfuel.com/2008/08/21/nuclear-hot-tub-reactors-25-million-each/los-alamos-hyperion-reactor-graphic/>
[49] <http://nextbigfuture.com/2011/02/nuclear-roundup-hyperion-power.html>
[50] http://old.enea.it/produzione_scientifica/pdf_brief/Monti_Simbolotti_NuclearPower.pdf
[51] <http://syeilendrapramuditya.wordpress.com/2009/04/14/the-iris-reactor-technical-data-and-specifications/>
[52] http://technet.idnes.cz/tec_tecnika.aspx?c=A110201_163540_tec_tecnika_mbo
[53] <http://www.cezdistribuce.cz/cs/informace-o-spolecnosti/tiskove-zpravy/>
[54] <http://www.eex.com/en/>
[55] <http://www.hyperionpowergeneration.com/>
[56] <http://www.iea.org/weo/electricity.asp>
[57] <http://www.kurzy.cz/kurzy-men/grafy/nr/CZK-USD/od-6.1.2007/>
[58] <http://www.oecd.org/dataoecd/59/50/45528378.pdf>
[59] <http://www.oecd-nea.org/brief/brief-07.html>
[60] <http://www.parlamentnilisty.cz/zpravy/Vlada-schvalila-vysi-poplatku-za-jaderny-dozor-215550>
[61] <http://www.pxe.cz/>
[62] <http://www.slawinski.de/cz/produkty/elipticka-dna/>
[63] http://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/legislativa/vyhlasky/NV_399_2011.pdf
[64] <http://www.techtydenik.cz/detail.php?action=show&id=6462&mark=>
[65] <http://www.world-nuclear.org/info/inf33.html>

Seznam obrázků

Obr. 1. Reaktory NuScale [24] a mPower [41].	17
Obr. 2. Reaktory IRIS [22, str. 122] a HPM [48].	18
Obr. 3. Plovoucí jaderná elektrárna [32, str. 38].	19
Obr. 4. Plovoucí jaderná elektrárna ve výstavbě [30, str. 7].	19
Obr. 5. Podmořská elektrárna Flexblue složená ze tří nezávislých jednotek [46].	20
Obr. 6. Přeprava modulu Flexblue [40].	21
Obr. 7. Detaily sítě – přechod mezi dnem a válcovou částí, horní část.	60
Obr. 8. MKP model počítané části tlakové nádoby – síť.	61
Obr. 9. Detaily sítě – eliptické dno.	61
Obr. 10. Průběh teploty v závislosti na čase zátěžového cyklu.	65
Obr. 11. Průběh tlaku v závislosti na čase zátěžového cyklu.	65
Obr. 12. Řezy pro kontrolní výpočet.	66
Obr. 13. Zdeformovaný a nezdeformovaný tvar	66

Seznam grafů

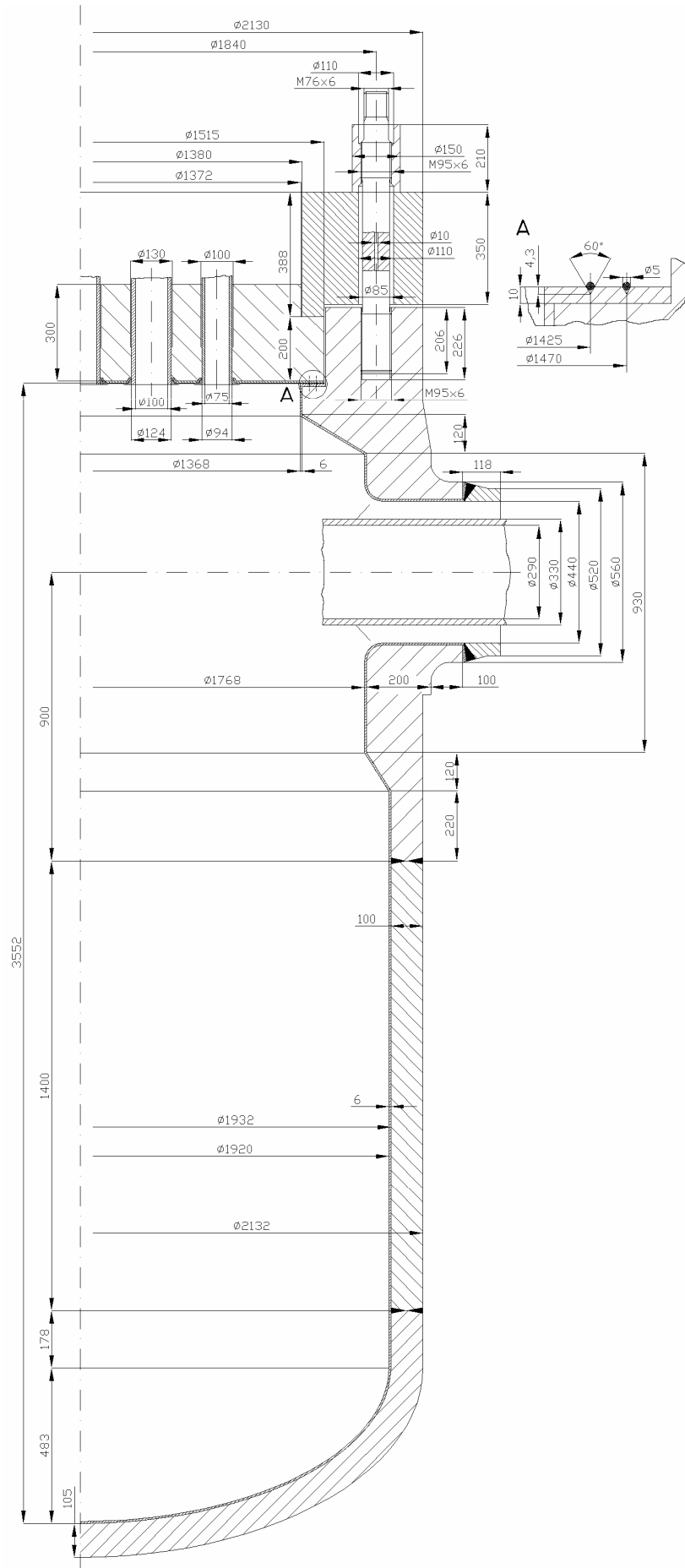
Graf 1. Investiční náklady vybraných SMR.....	36
Graf 2. Celkové provozní náklady vybraných SMR.....	39
Graf 3. Prostá návratnost vybraných SMR.....	40

Seznam tabulek

Tab. 1. Vybrané SMR podle [65].....	22
Tab. 2. Investiční náklady vybraných SMR.....	35
Tab. 3. Investiční náklady velkých reaktorů.....	36
Tab. 4. Porovnání investičních nákladů mezi SMR a LR (1 200 MWe).....	37
Tab. 5. Porovnání investičních nákladů mezi SMR a LR (1 600 MWe).....	37
Tab. 6. O&M náklady a palivové náklady vybraných SMR.....	38
Tab. 7. Celkové provozní náklady vybraných SMR.....	38
Tab. 8. Prostá návratnost vybraných SMR.....	39
Tab. 9. Vlastnosti použitých materiálů.....	42
Tab. 10. Upřesnění výběru materiálů.....	42
Tab. 11. Dovolená napětí.....	42
Tab. 12. Výchozí hodnoty tlaku a teploty.....	43
Tab. 13. Režim spouštění s tlakovou zkouškou.....	62
Tab. 14. Režim havarijního odstavení.....	62
Tab. 15. Režim rychlého spuštění.....	62
Tab. 16. Režim odstavení.....	63
Tab. 17. Posloupnost výpočtových režimů.....	63
Tab. 18. Vyhodnocení zatížení bez vlivu teploty pro řez č. 1.....	67
Tab. 19. Vyhodnocení zatížení bez vlivu teploty pro řez č. 2.....	68
Tab. 20. Vyhodnocení zatížení bez vlivu teploty pro řez č. 3.....	68
Tab. 21. Vyhodnocení zatížení bez vlivu teploty pro řez č. 4.....	68
Tab. 22. Vyhodnocení zatížení bez vlivu teploty pro řez č. 5.....	69
Tab. 23. Vyhodnocení zatížení bez vlivu teploty pro řez č. 6.....	69
Tab. 24. Vyhodnocení zatížení s vlivem teploty pro řez č. 1.....	70
Tab. 25. Vyhodnocení zatížení s vlivem teploty pro řez č. 2.....	70
Tab. 26. Vyhodnocení zatížení s vlivem teploty pro řez č. 3.....	70
Tab. 27. Vyhodnocení zatížení s vlivem teploty pro řez č. 4.....	70
Tab. 28. Vyhodnocení zatížení s vlivem teploty pro řez č. 5.....	70
Tab. 29. Vyhodnocení zatížení s vlivem teploty pro řez č. 6.....	71

PŘÍLOHA č. 1

Projekt tlakové nádoby KLT-40S



PŘÍLOHA č. 2

3D model tlakové nádoby KLT-40S



Prostorový pohled na tlakovou nádobu.



Řez tlakovou nádobou.



Nárys a půdorys tlakové nádoby.

PŘÍLOHA č. 3

**Rozložení teplot a napětí v počítané části tlakové nádoby
(výsledky z programu ANSYS 13.0)**

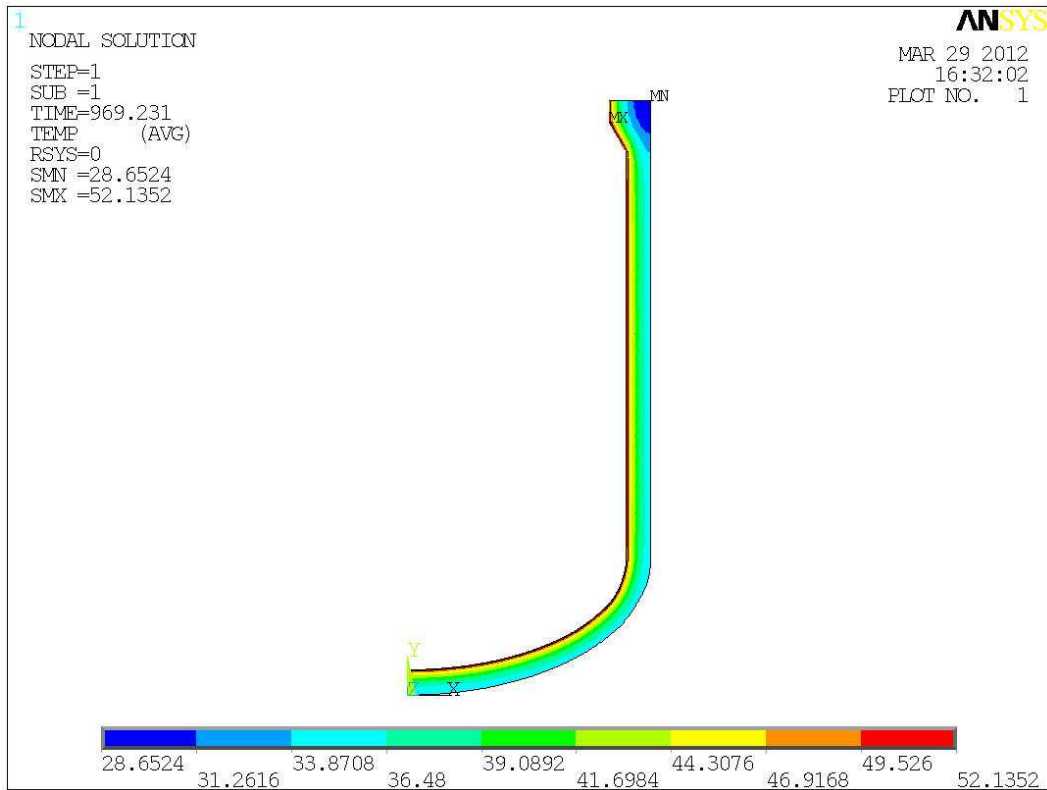
Obsah přílohy č. 3

1	Teplotní rozložení	2
1.1	Rozložení teploty ve výpočtovém stavu č. 1	2
1.2	Rozložení teploty ve výpočtovém stavu č. 2	2
1.3	Rozložení teploty ve výpočtovém stavu č. 3	3
1.4	Rozložení teploty ve výpočtovém stavu č. 4	3
1.5	Rozložení teploty ve výpočtovém stavu č. 5	4
1.6	Rozložení teploty ve výpočtovém stavu č. 6	4
1.7	Rozložení teploty ve výpočtovém stavu č. 7	5
1.8	Rozložení teploty ve výpočtovém stavu č. 8	5
1.9	Rozložení teploty ve výpočtovém stavu č. 9	6
1.10	Rozložení teploty ve výpočtovém stavu č. 10	6
1.11	Rozložení teploty ve výpočtovém stavu č. 11	7
1.12	Rozložení teploty ve výpočtovém stavu č. 12	7
2	Rozložení napětí s vlivem teploty	8
2.1	Výpočtový stav č. 1	8
2.2	Výpočtový stav č. 2	9
2.3	Výpočtový stav č. 3	11
2.4	Výpočtový stav č. 4	12
2.5	Výpočtový stav č. 5	14
2.6	Výpočtový stav č. 6	15
2.7	Výpočtový stav č. 7	17
2.8	Výpočtový stav č. 8	18
2.9	Výpočtový stav č. 9	20
2.10	Výpočtový stav č. 10	21
2.11	Výpočtový stav č. 11	23
2.12	Výpočtový stav č. 12	24
3	Rozložení napětí bez vlivu teploty	26
3.1	Výpočtový stav č. 1	26
3.2	Výpočtový stav č. 2	27
3.3	Výpočtový stav č. 3	28
3.4	Výpočtový stav č. 4	30
3.5	Výpočtový stav č. 5	31
3.6	Výpočtový stav č. 6	33
3.7	Výpočtový stav č. 7	33
3.8	Výpočtový stav č. 8	34
3.9	Výpočtový stav č. 9	35
3.10	Výpočtový stav č. 10	37
3.11	Výpočtový stav č. 11	38
3.12	Výpočtový stav č. 12	40

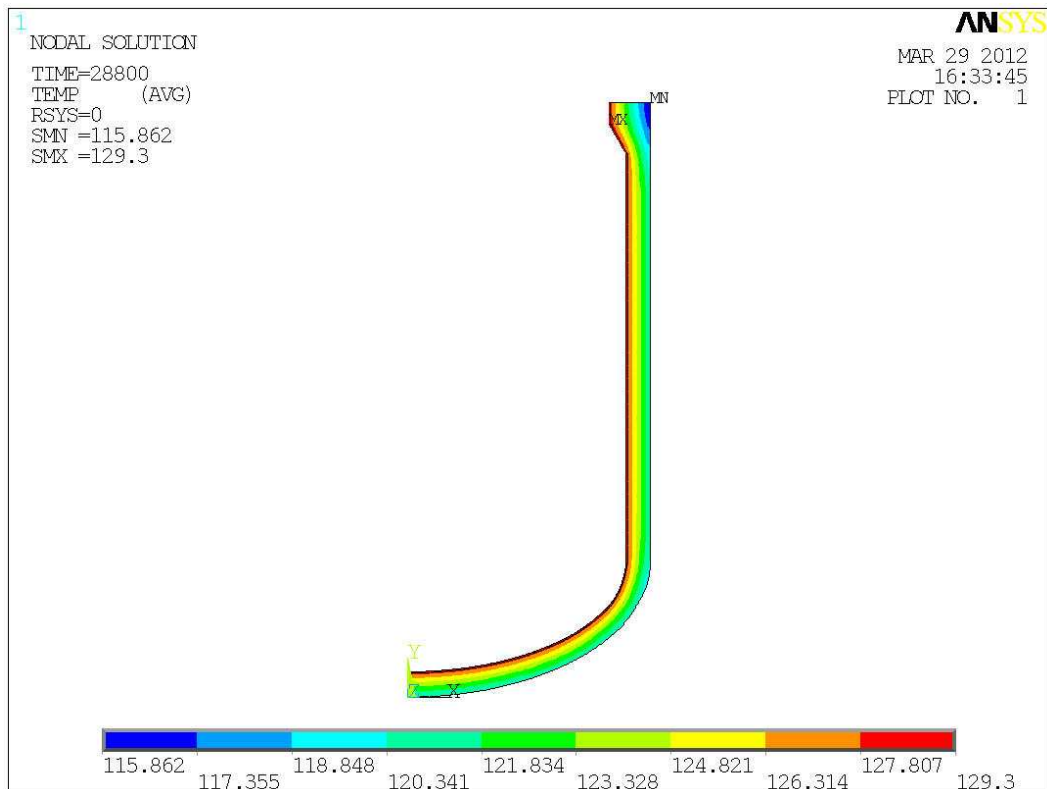
V této příloze je zobrazeno rozložení napětí a teplot v počítané části tlakové nádoby ve všech důležitých výpočtových stavech. Teplota je zobrazena v °C, intenzita napětí (redukované napětí určené podle Trescovy hypotézy) je v MPa. V případě rozložení napětí je pro každý výpočtový stav ukázána celá část, detail horní rozšiřující se části a detail spodní eliptické části.

1 Teplotní rozložení

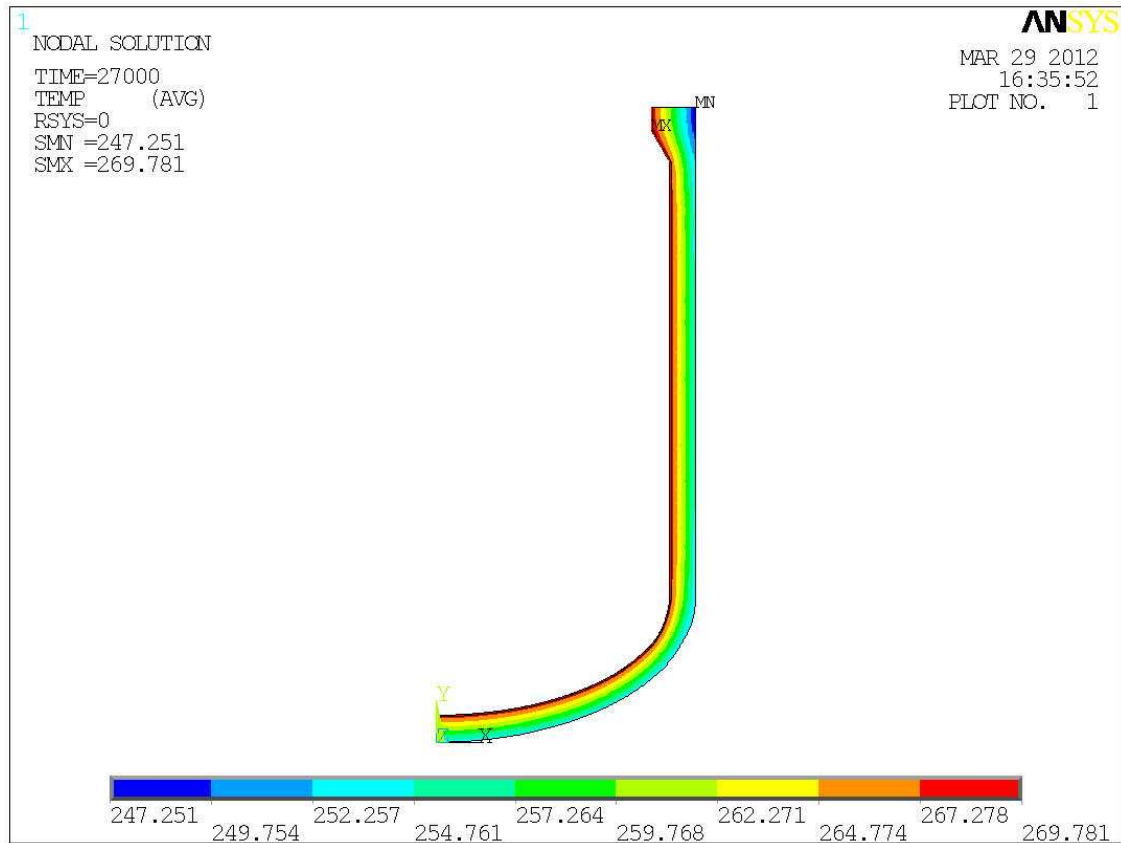
1.1 Rozložení teploty ve výpočtovém stavu č. 1



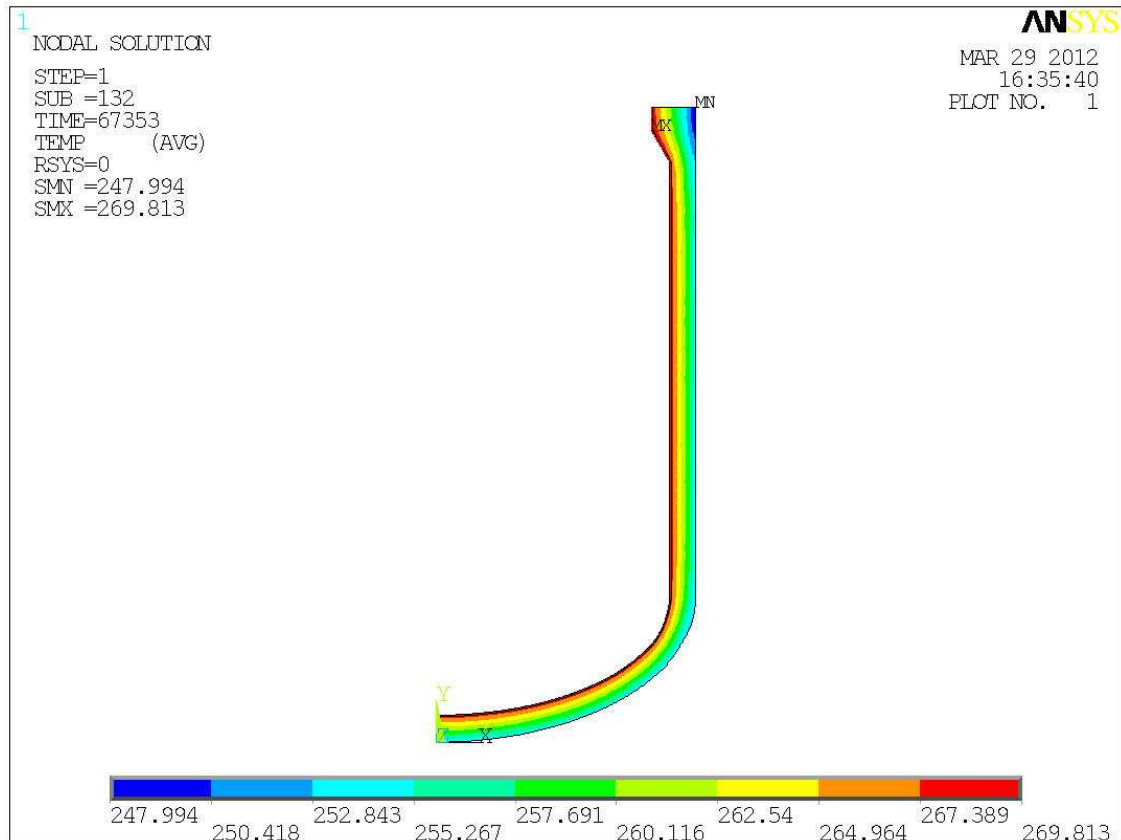
1.2 Rozložení teploty ve výpočtovém stavu č. 2



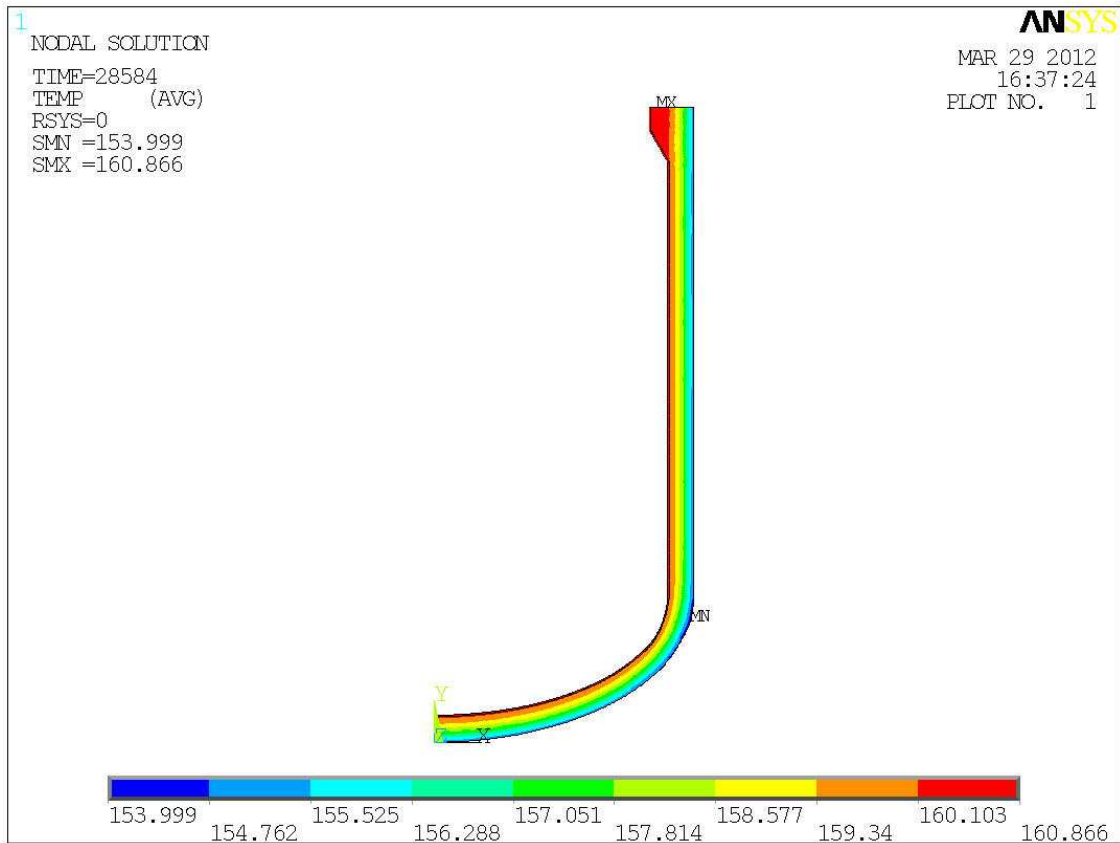
1.3 Rozložení teploty ve výpočtovém stavu č. 3



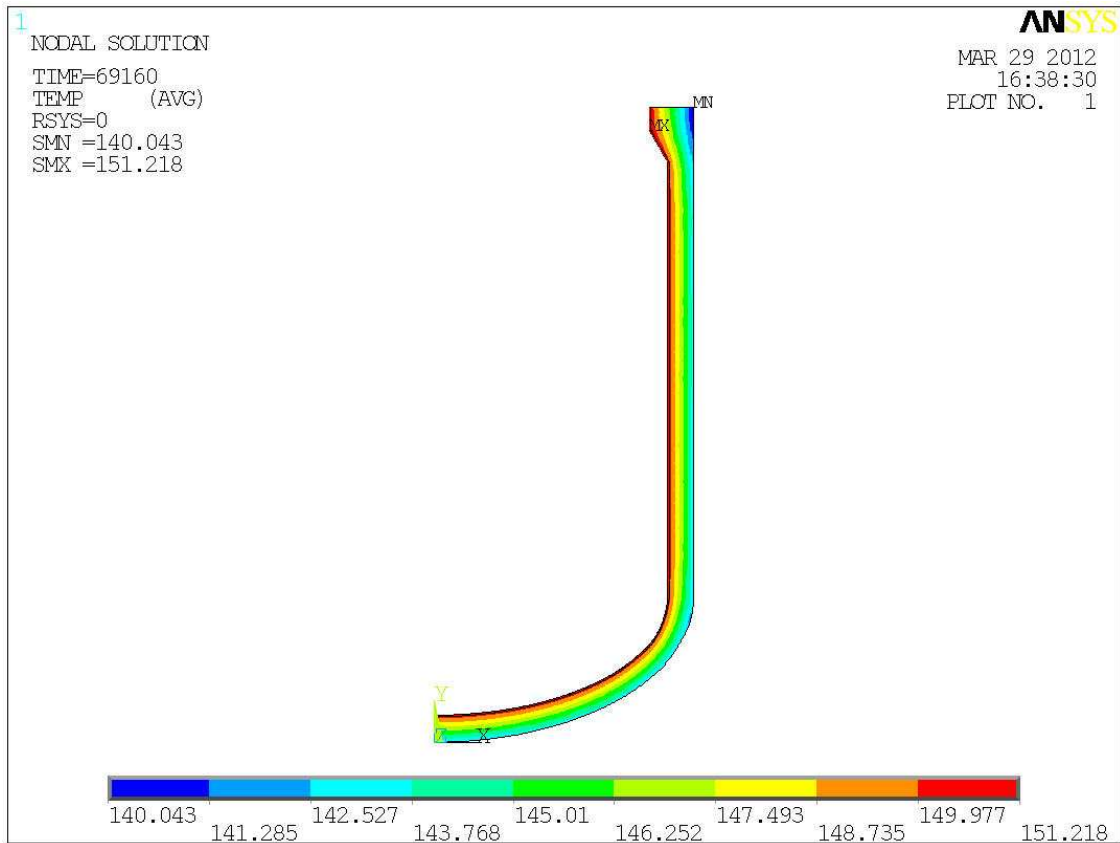
1.4 Rozložení teploty ve výpočtovém stavu č. 4



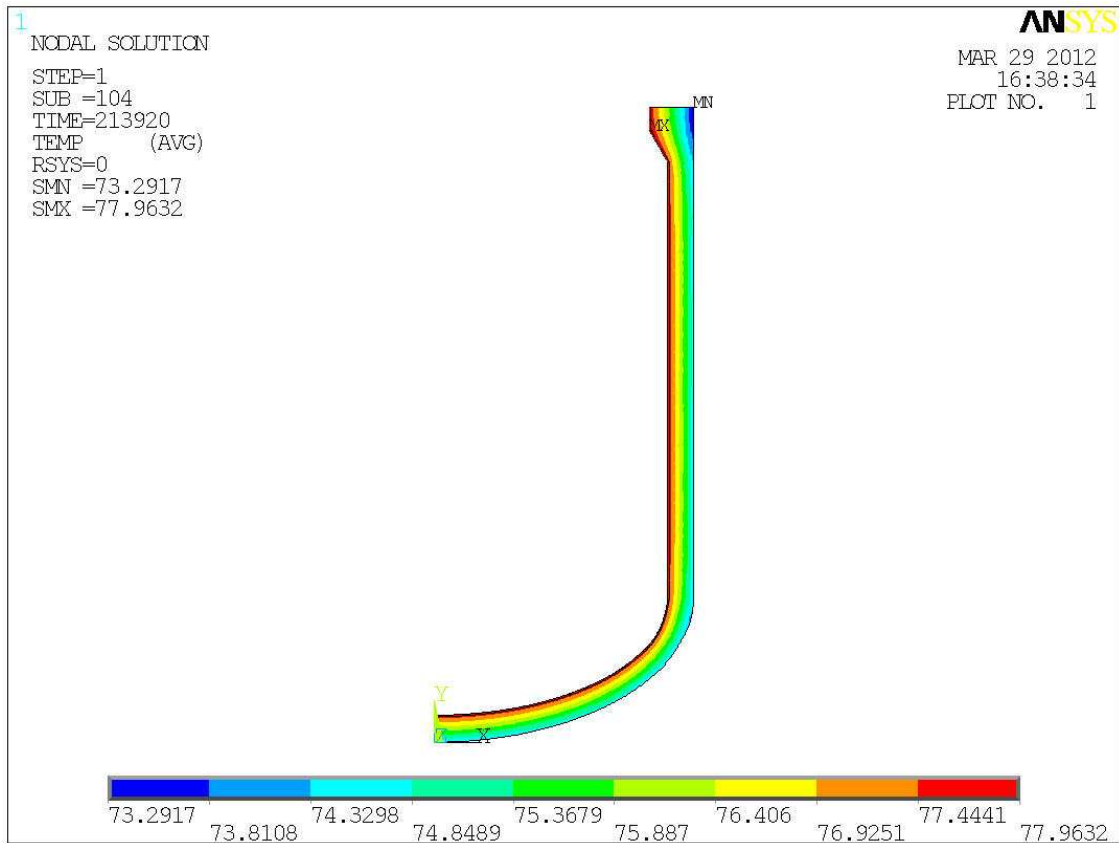
1.5 Rozložení teploty ve výpočtovém stavu č. 5



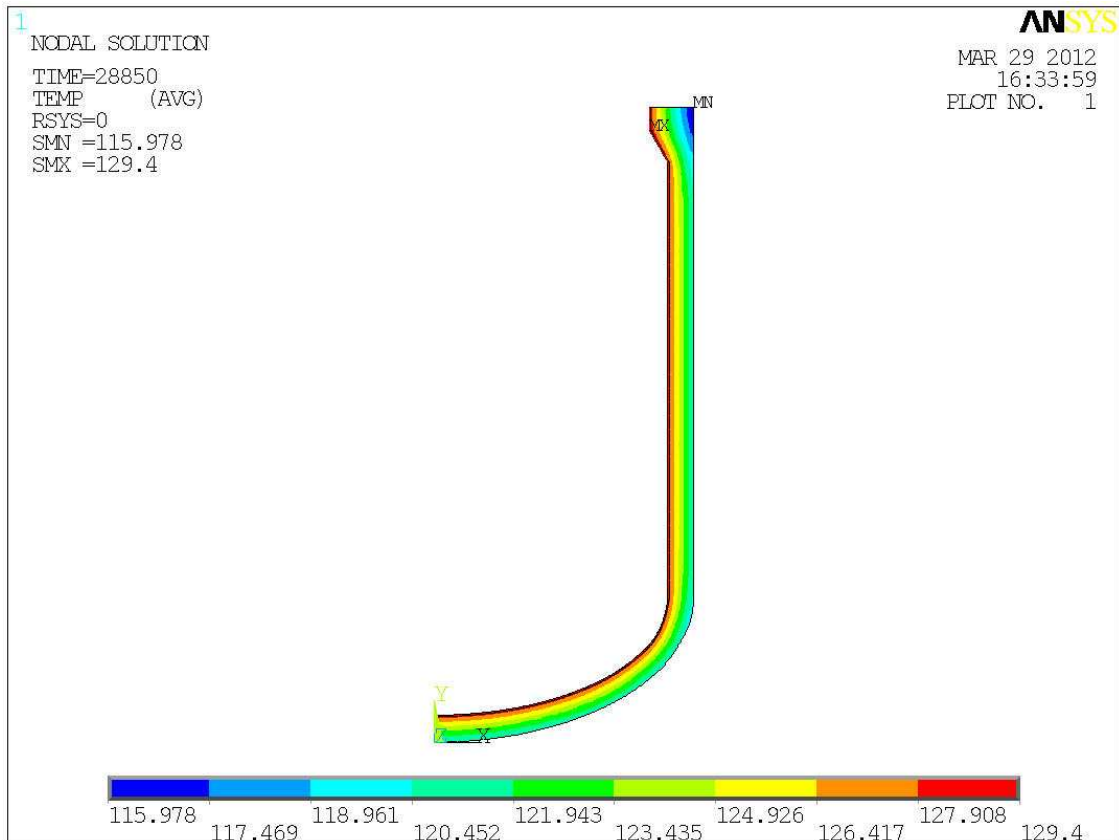
1.6 Rozložení teploty ve výpočtovém stavu č. 6



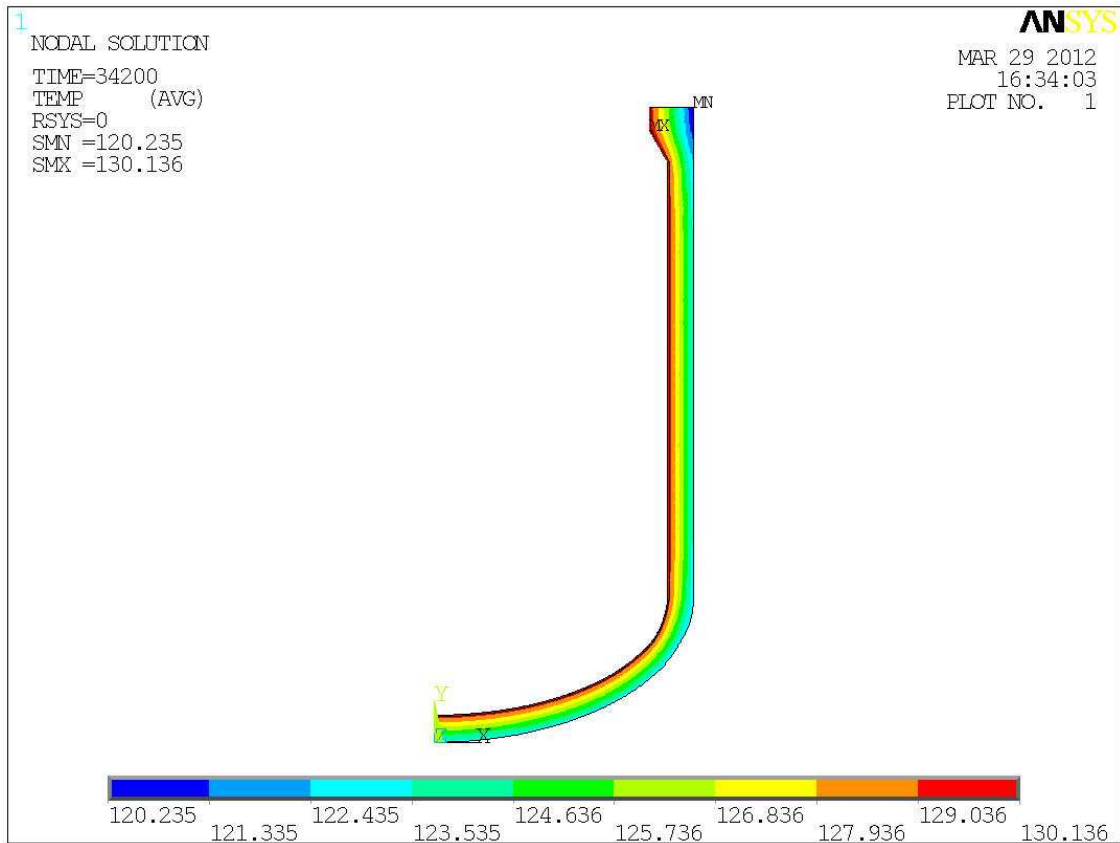
1.7 Rozložení teploty ve výpočtovém stavu č. 7



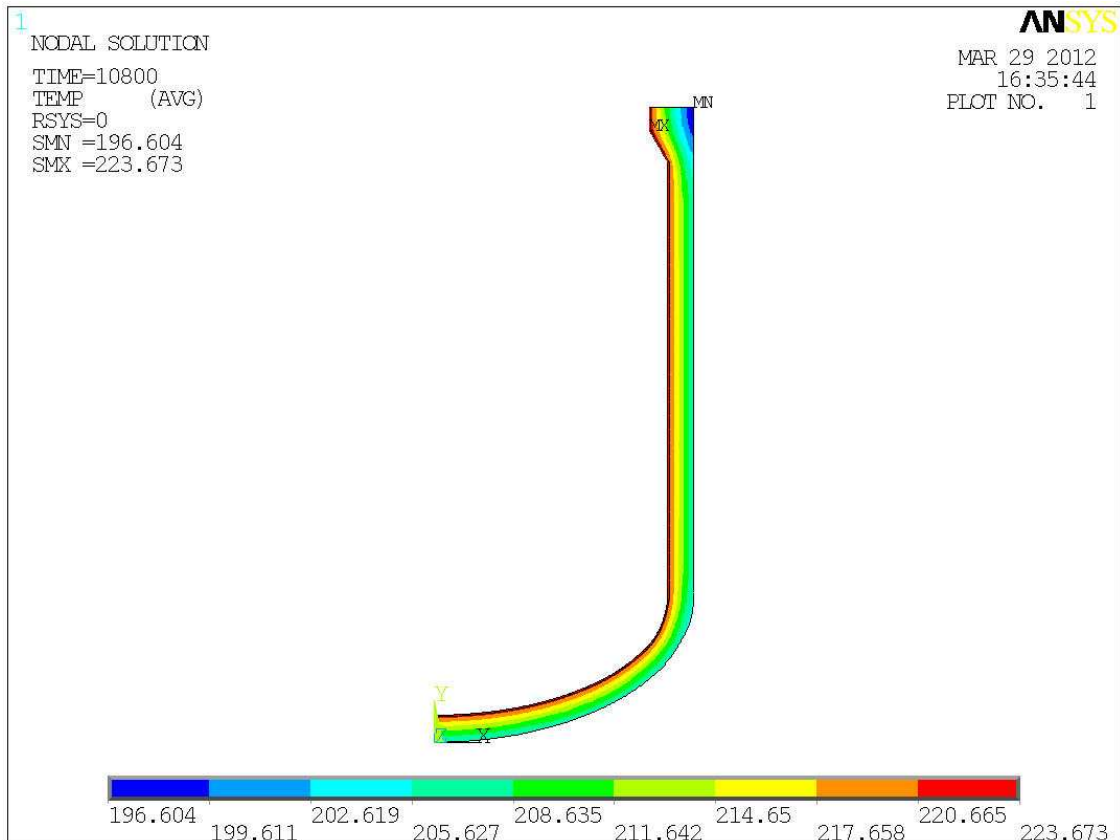
1.8 Rozložení teploty ve výpočtovém stavu č. 8



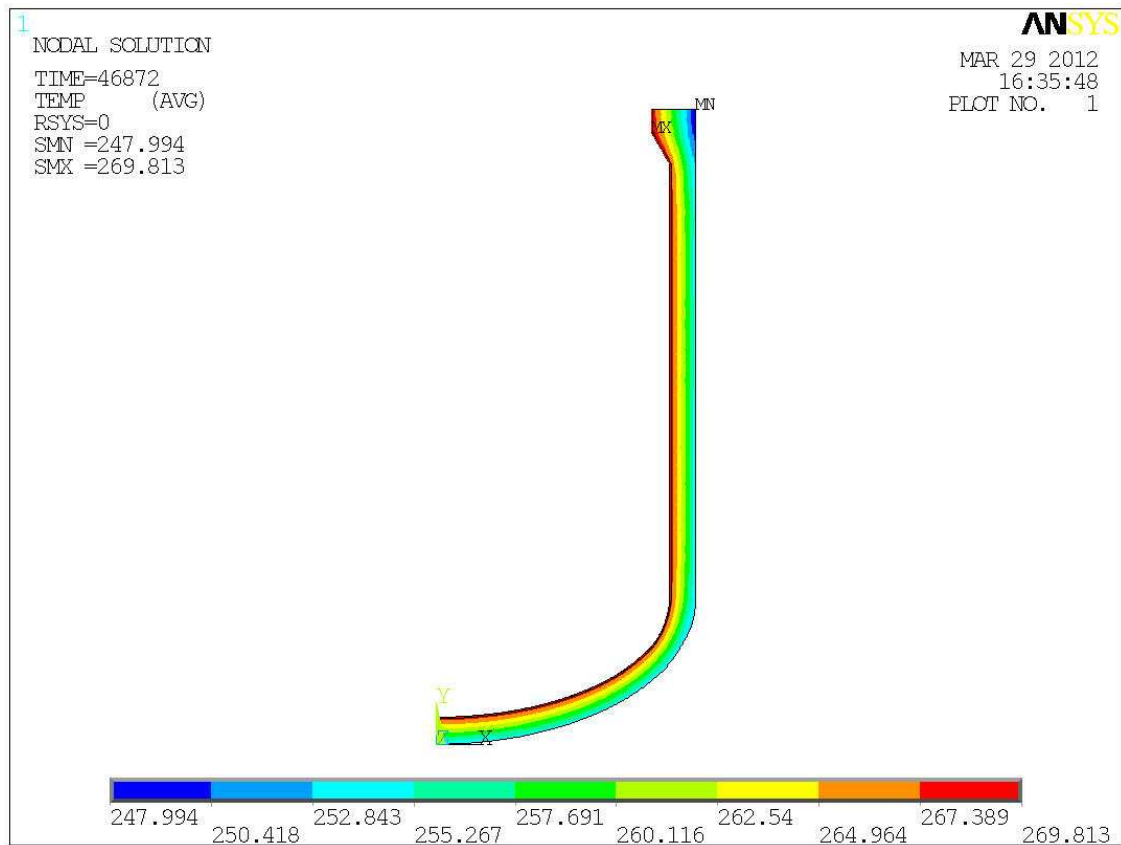
1.9 Rozložení teploty ve výpočtovém stavu č. 9



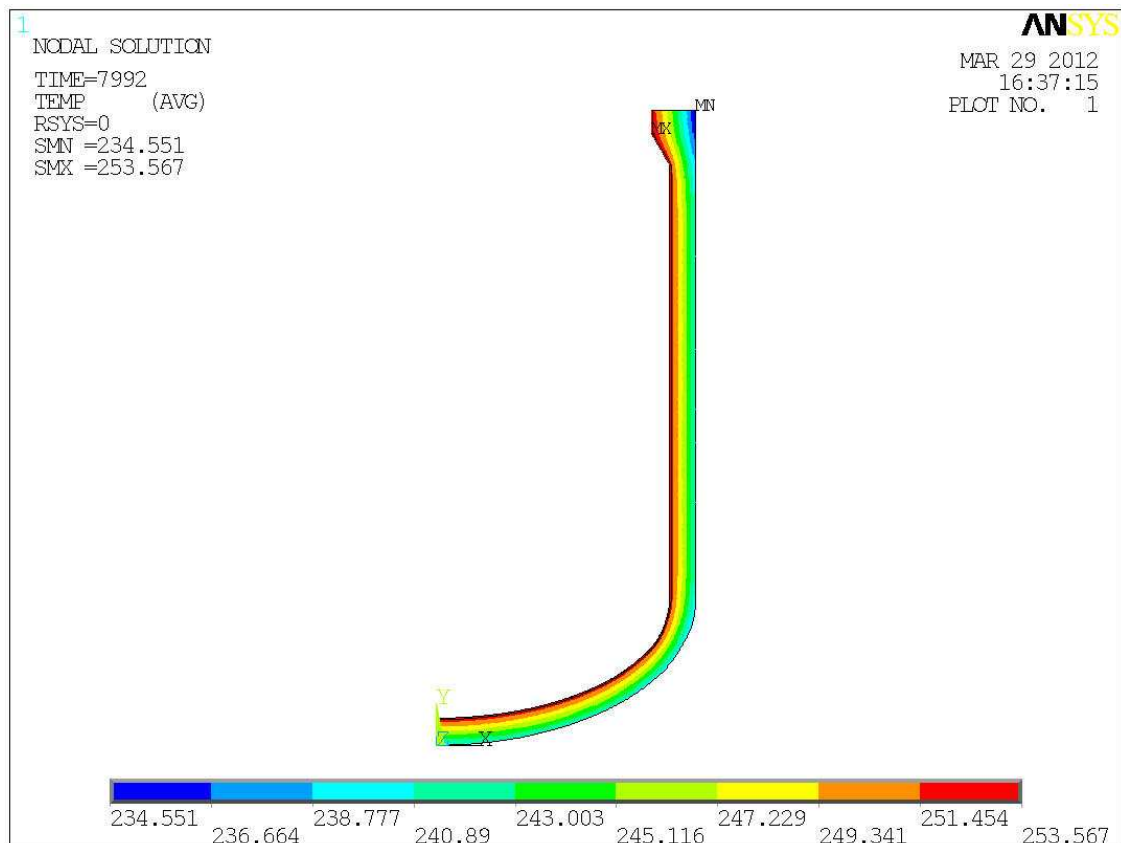
1.10 Rozložení teploty ve výpočtovém stavu č. 10



1.11 Rozložení teploty ve výpočtovém stavu č. 11

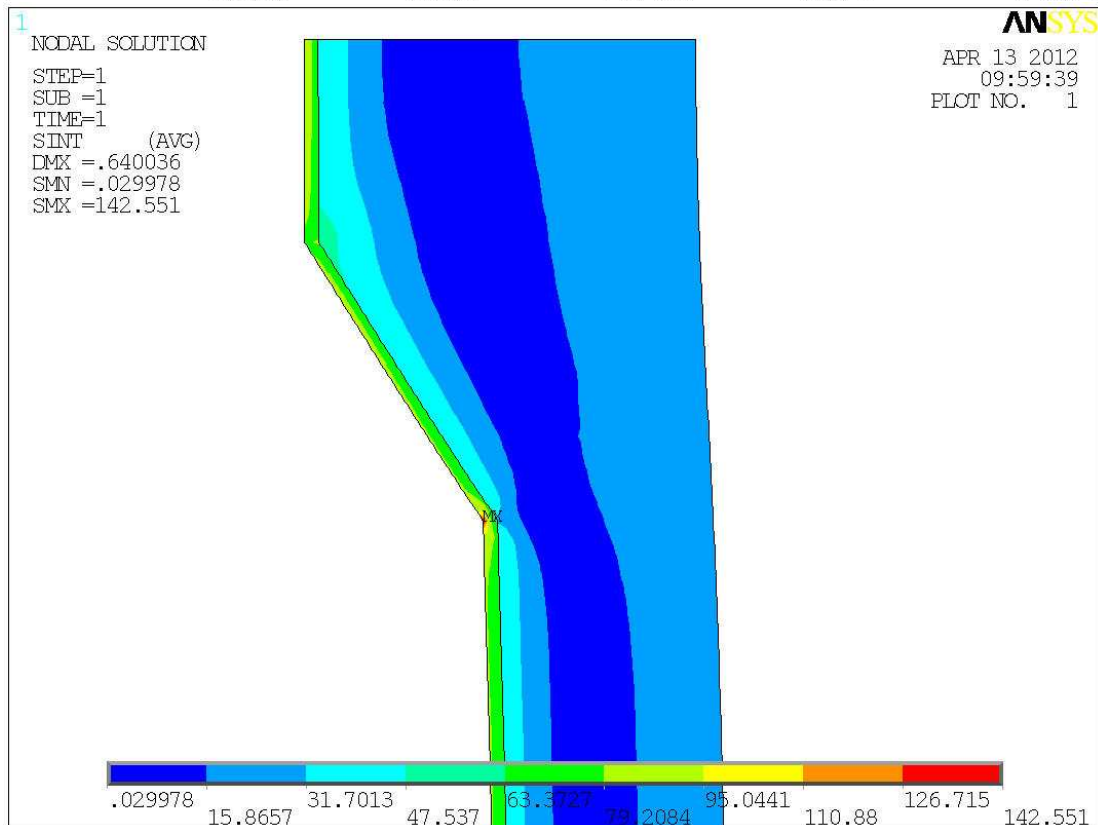
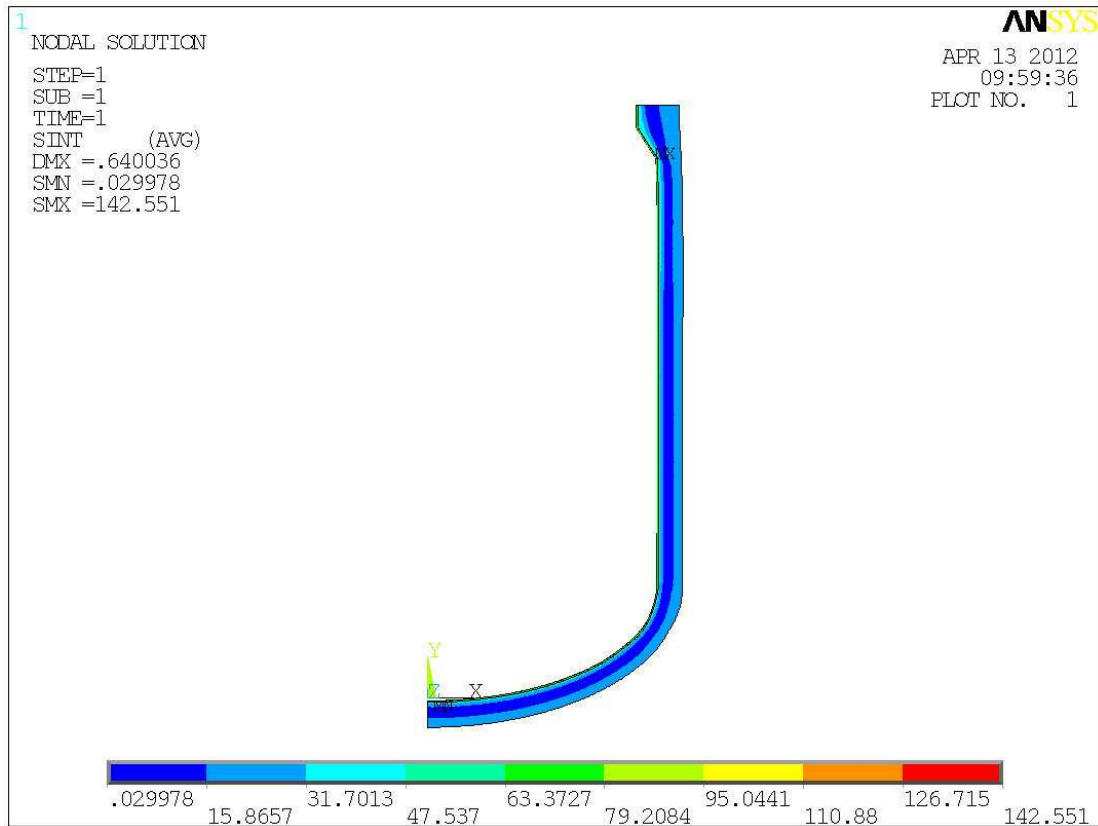


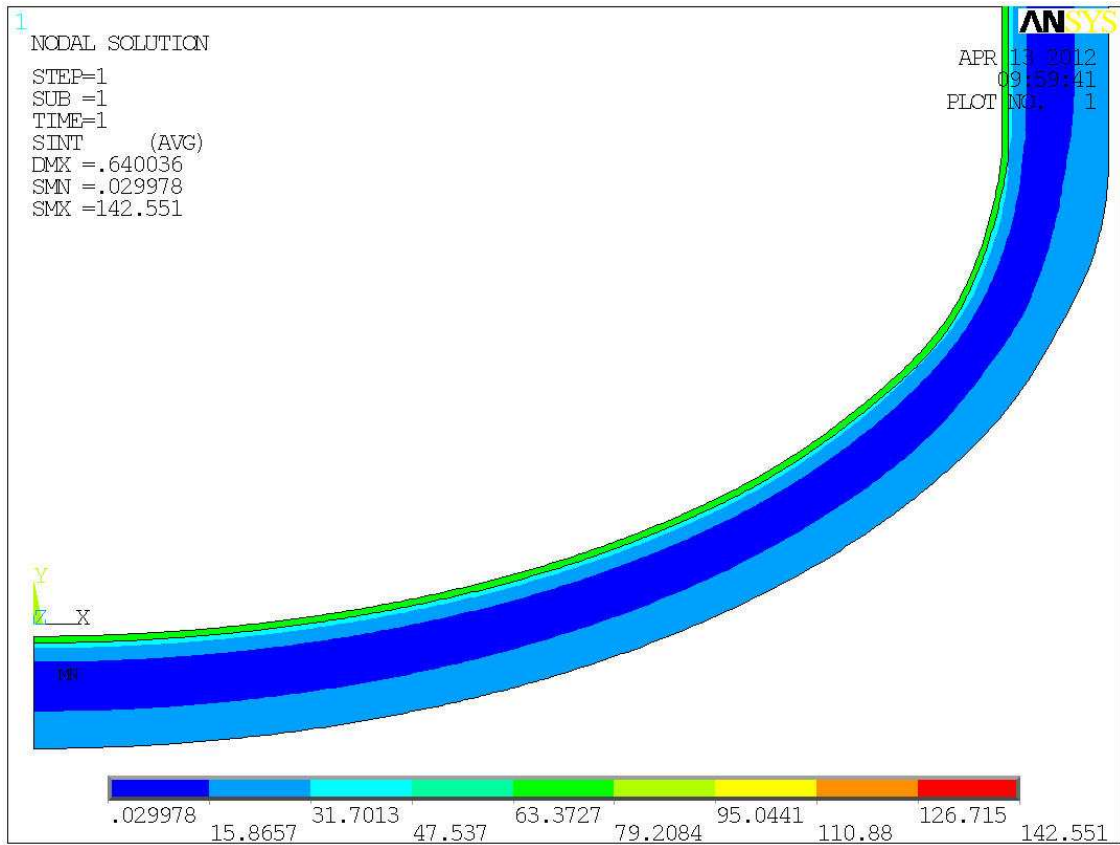
1.12 Rozložení teploty ve výpočtovém stavu č. 12



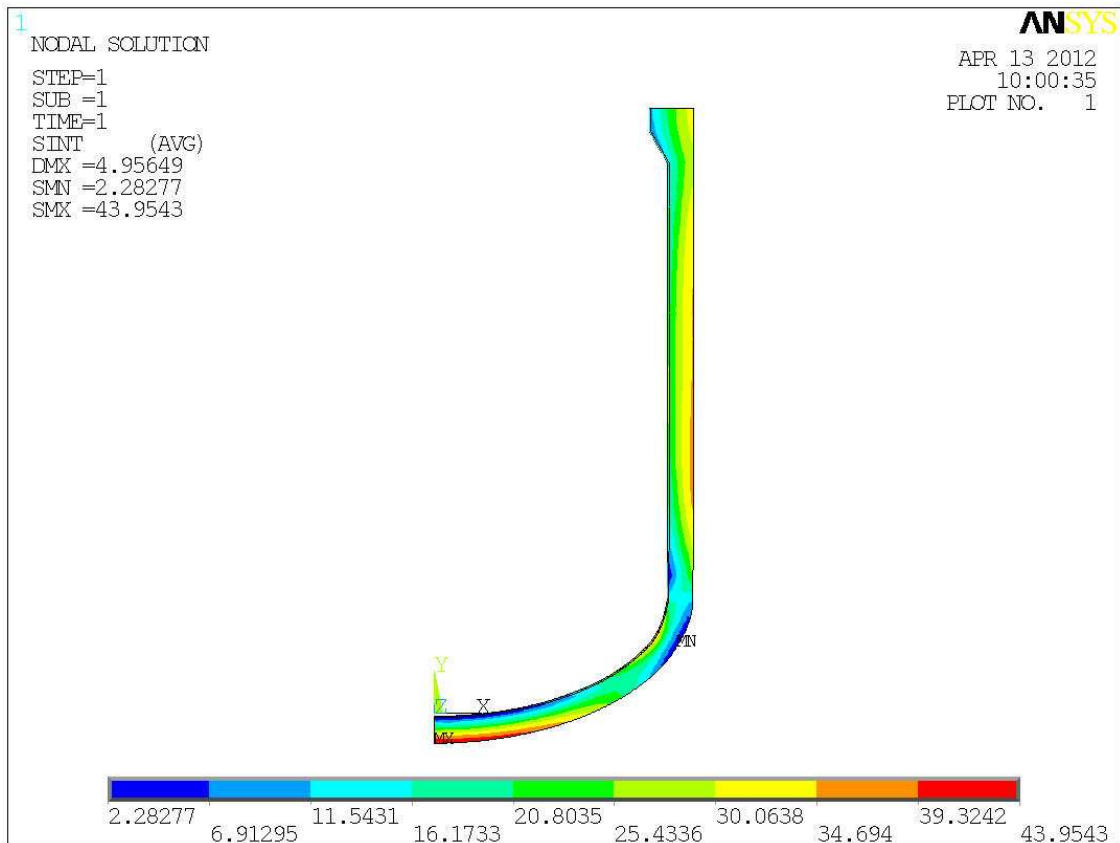
2 Rozložení napětí s vlivem teploty

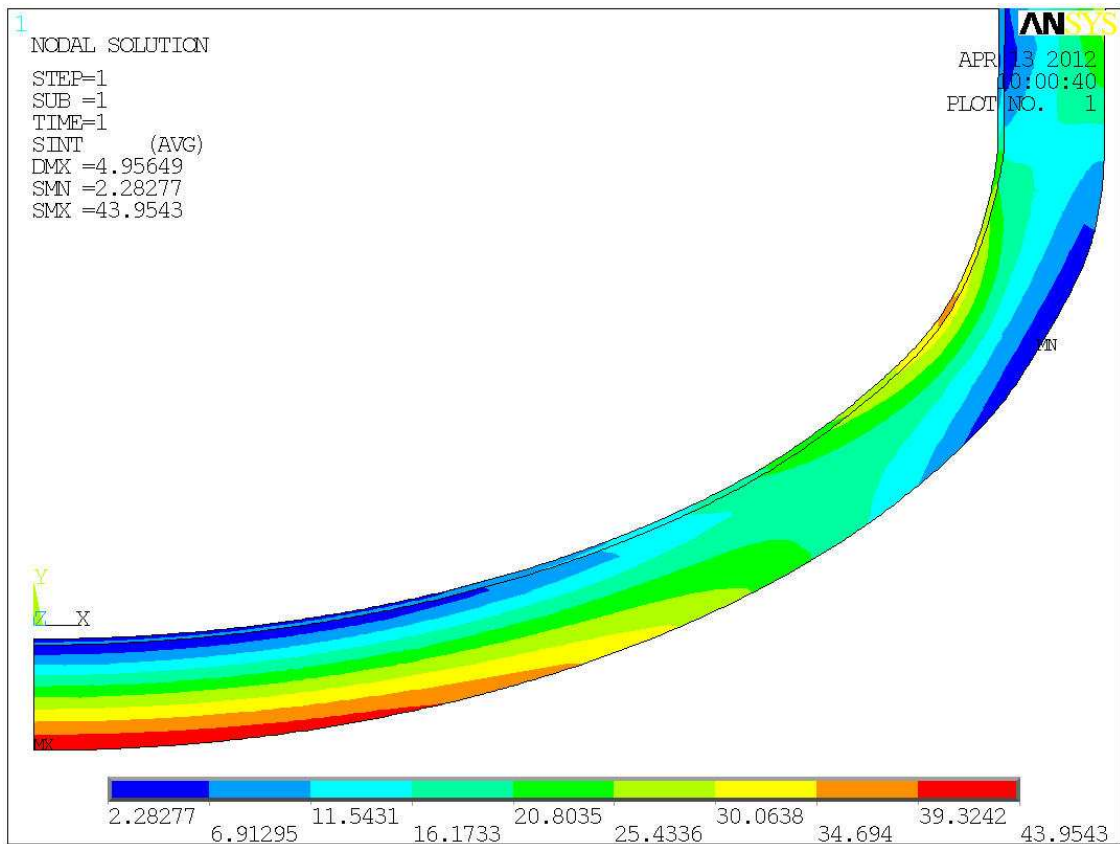
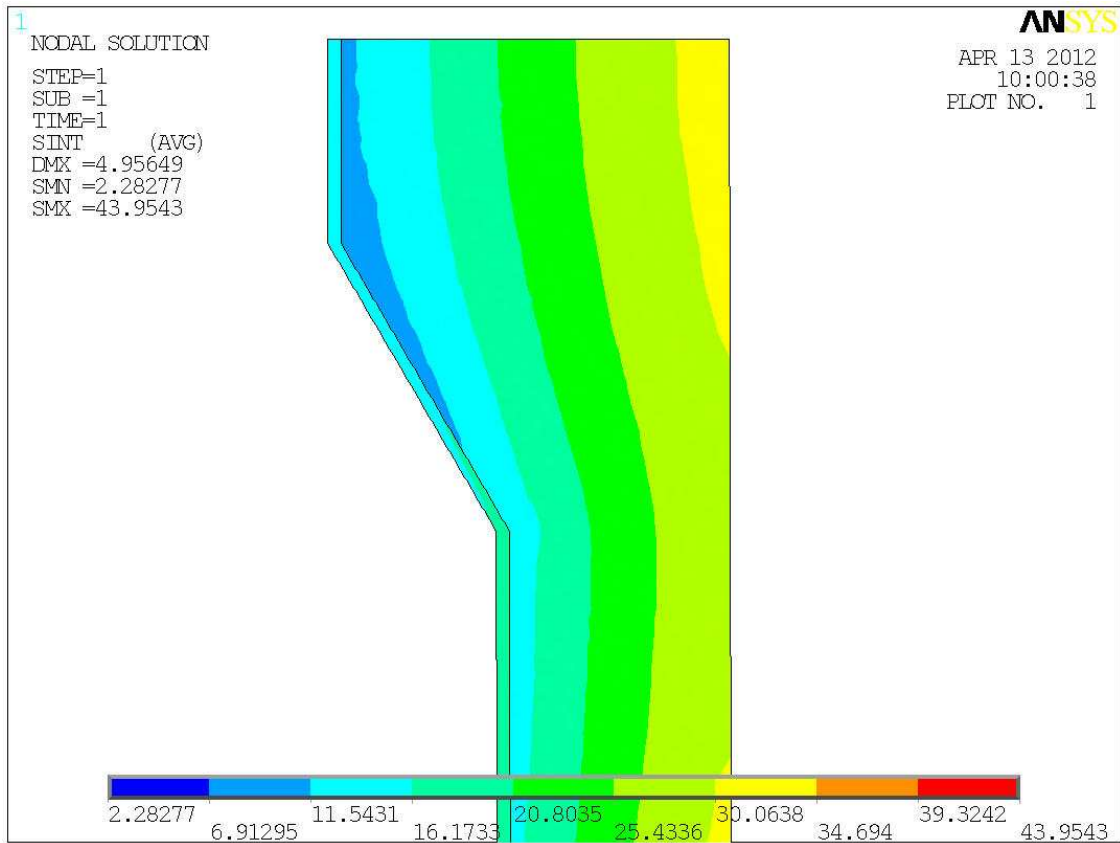
2.1 Výpočtový stav č. 1



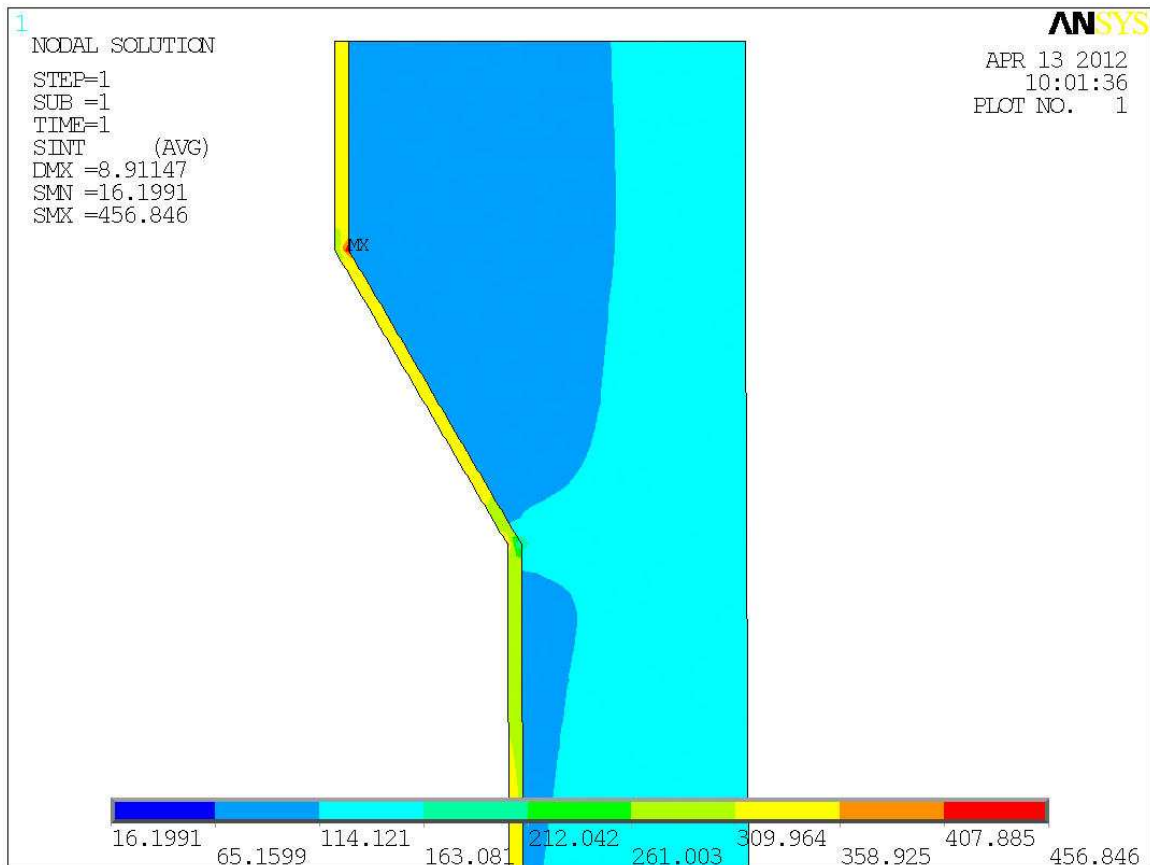
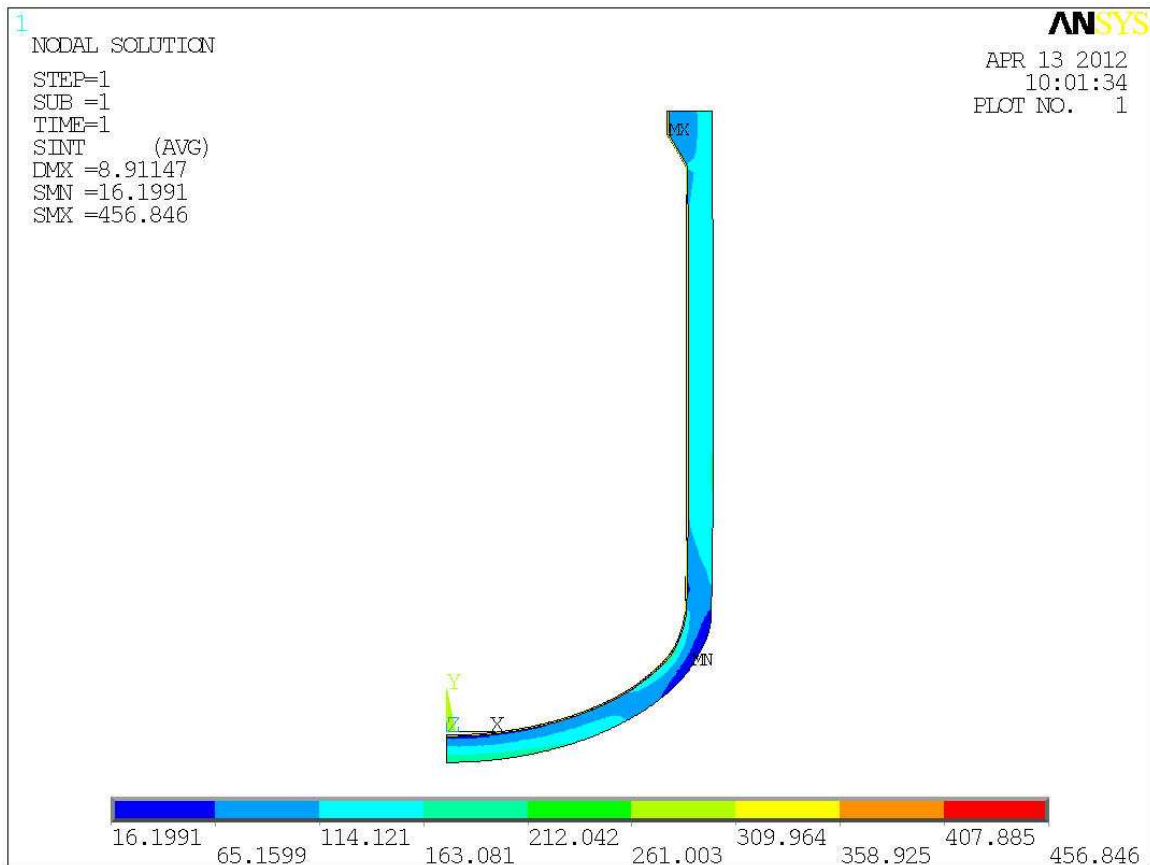


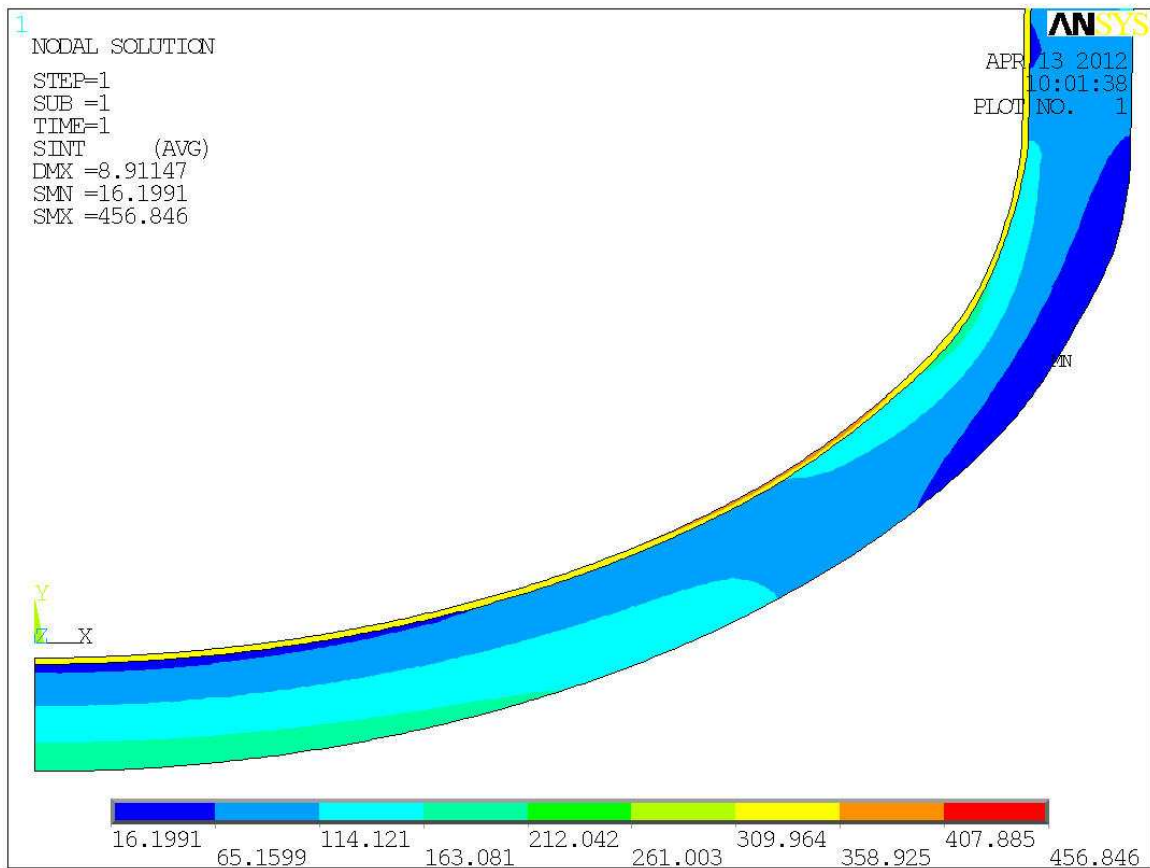
2.2 Výpočtový stav č. 2



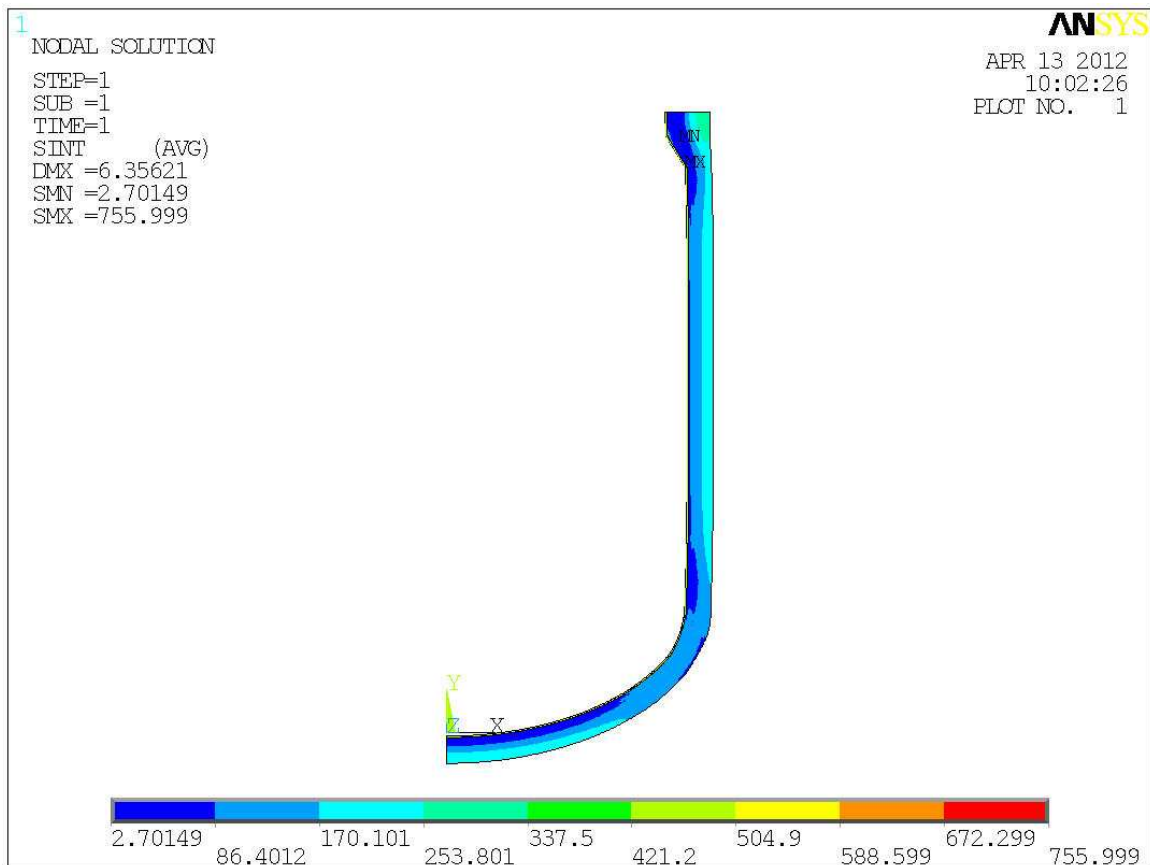


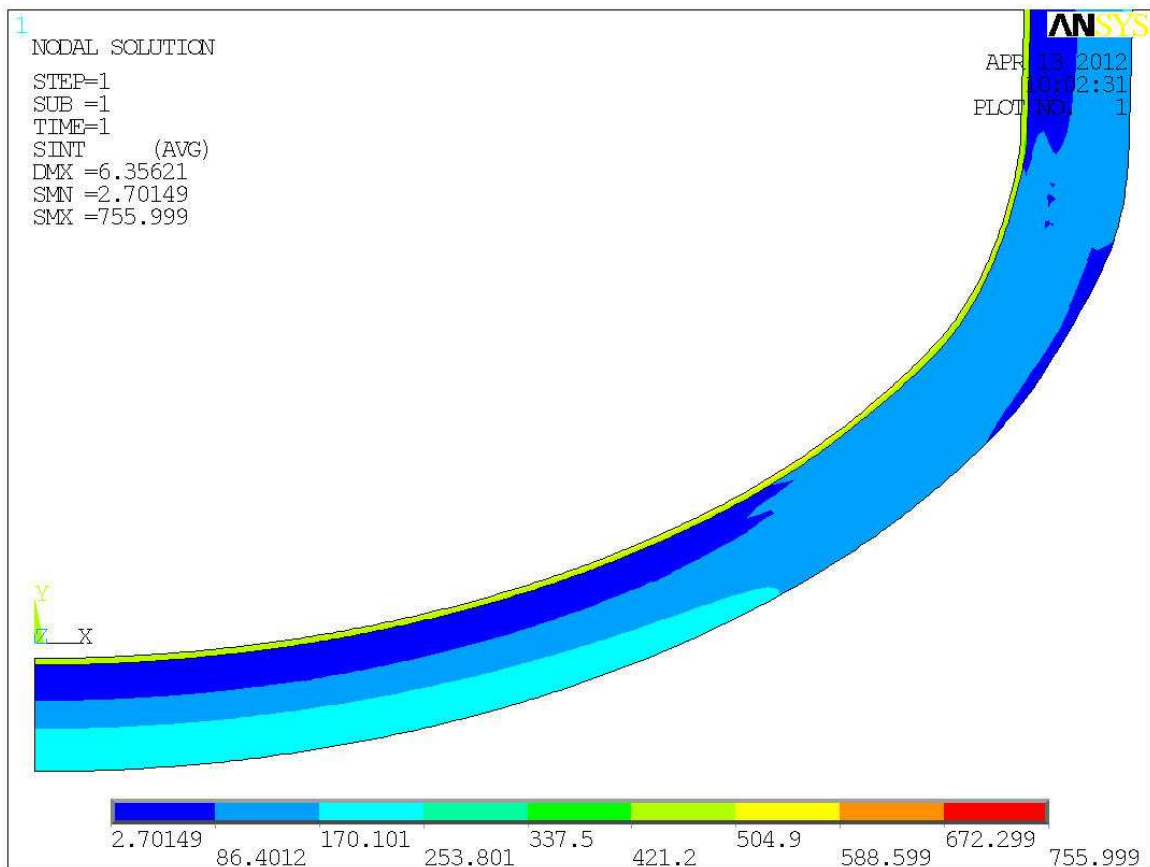
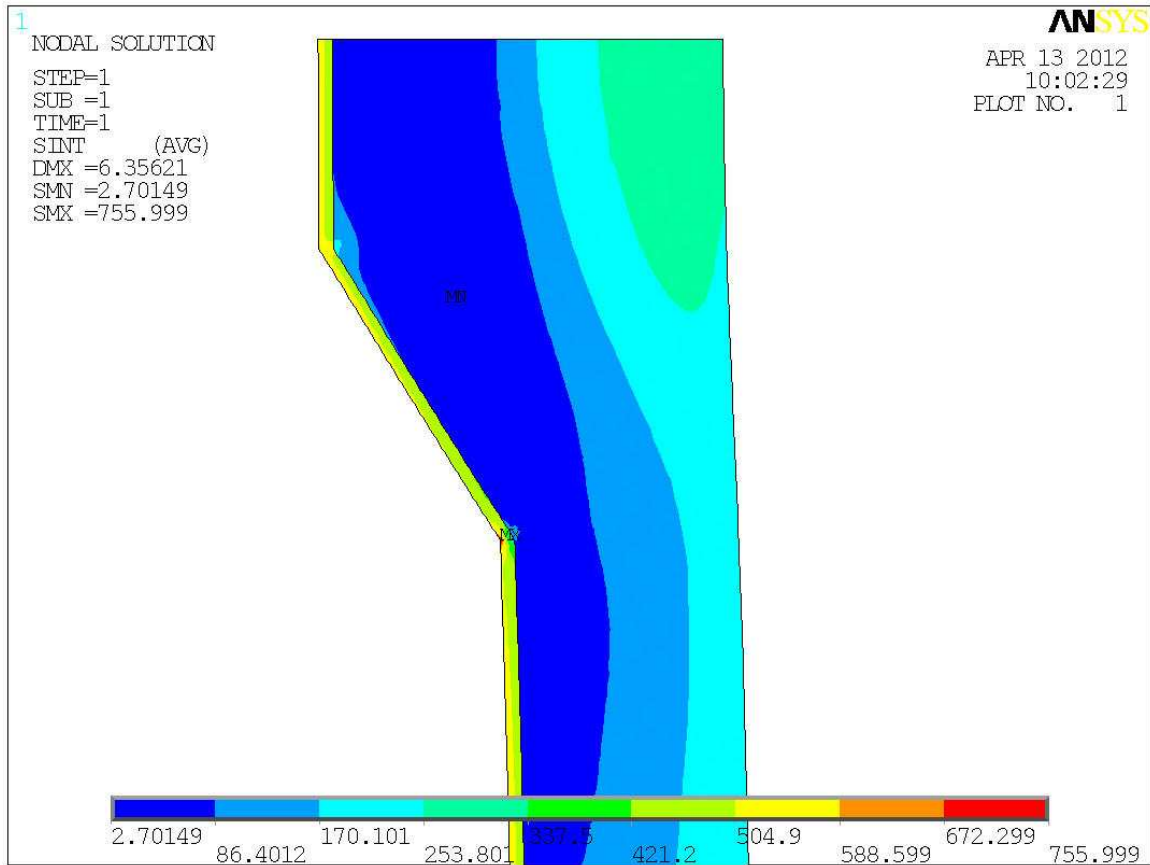
2.3 Výpočtový stav č. 3



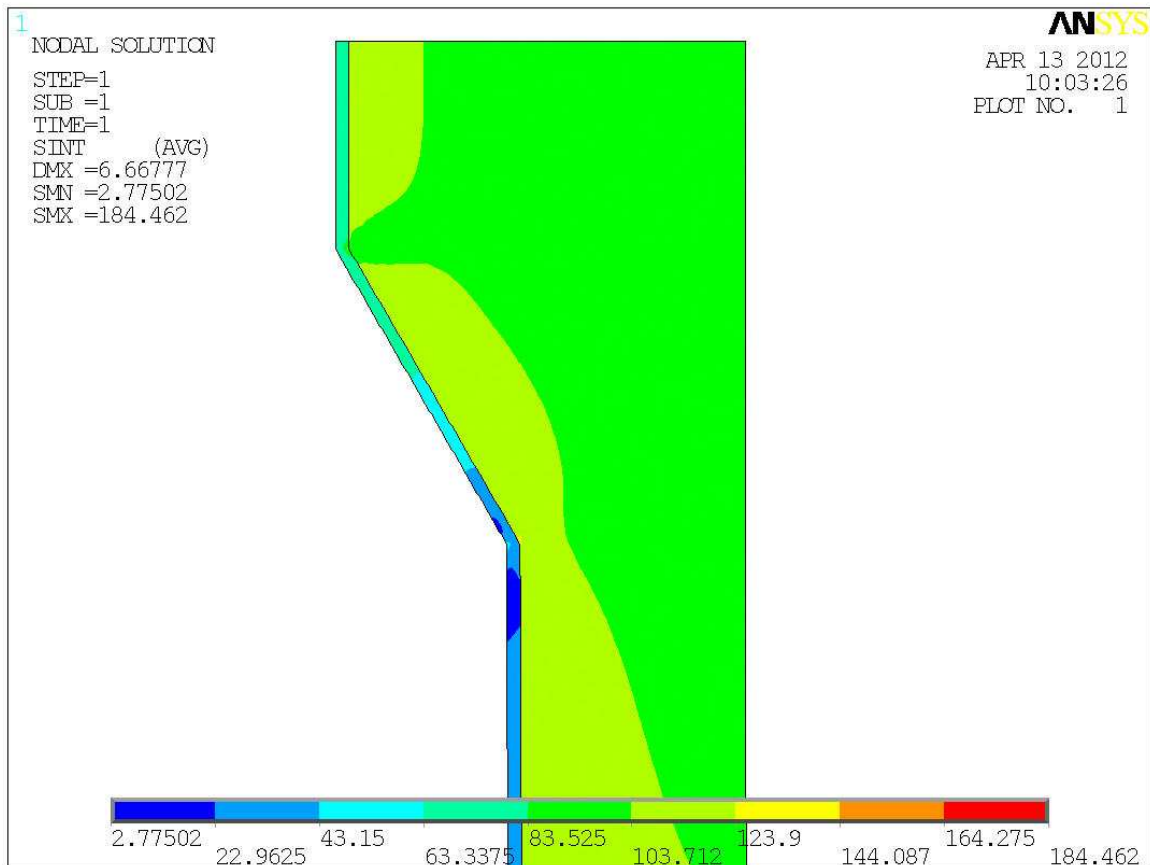
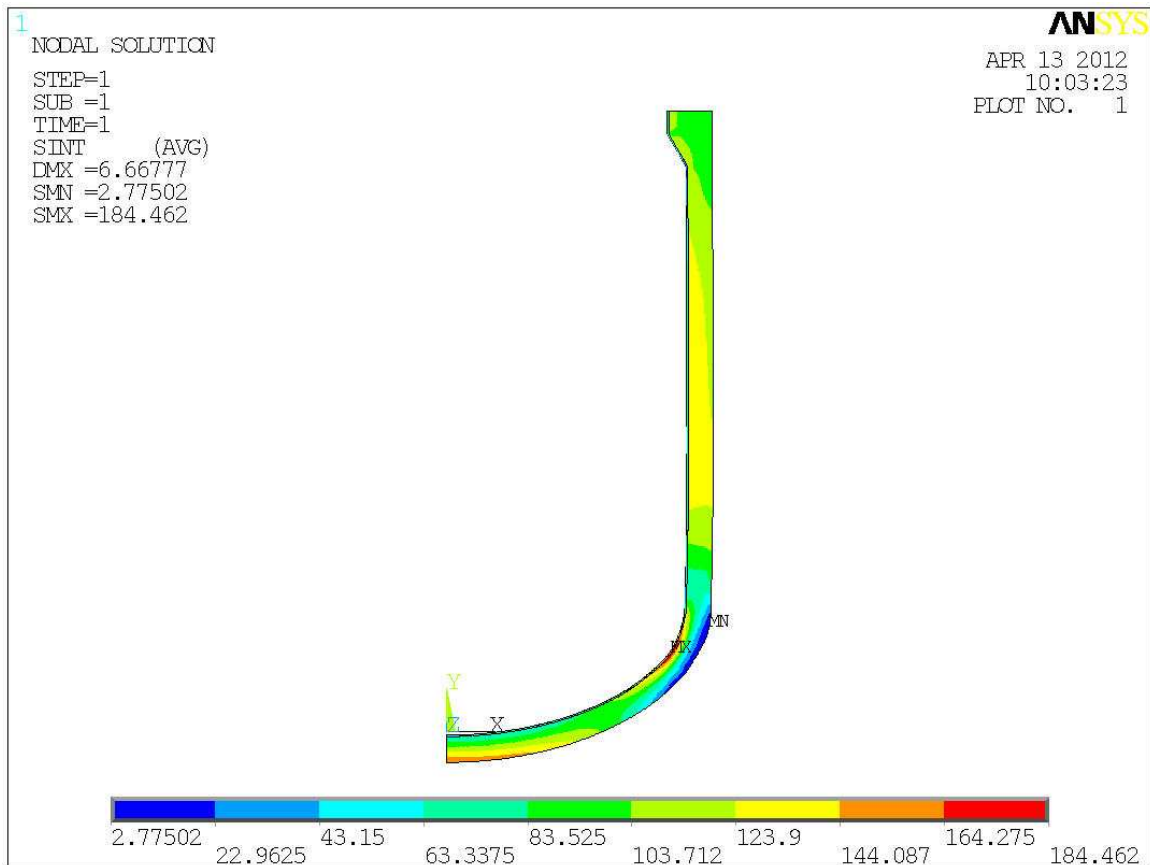


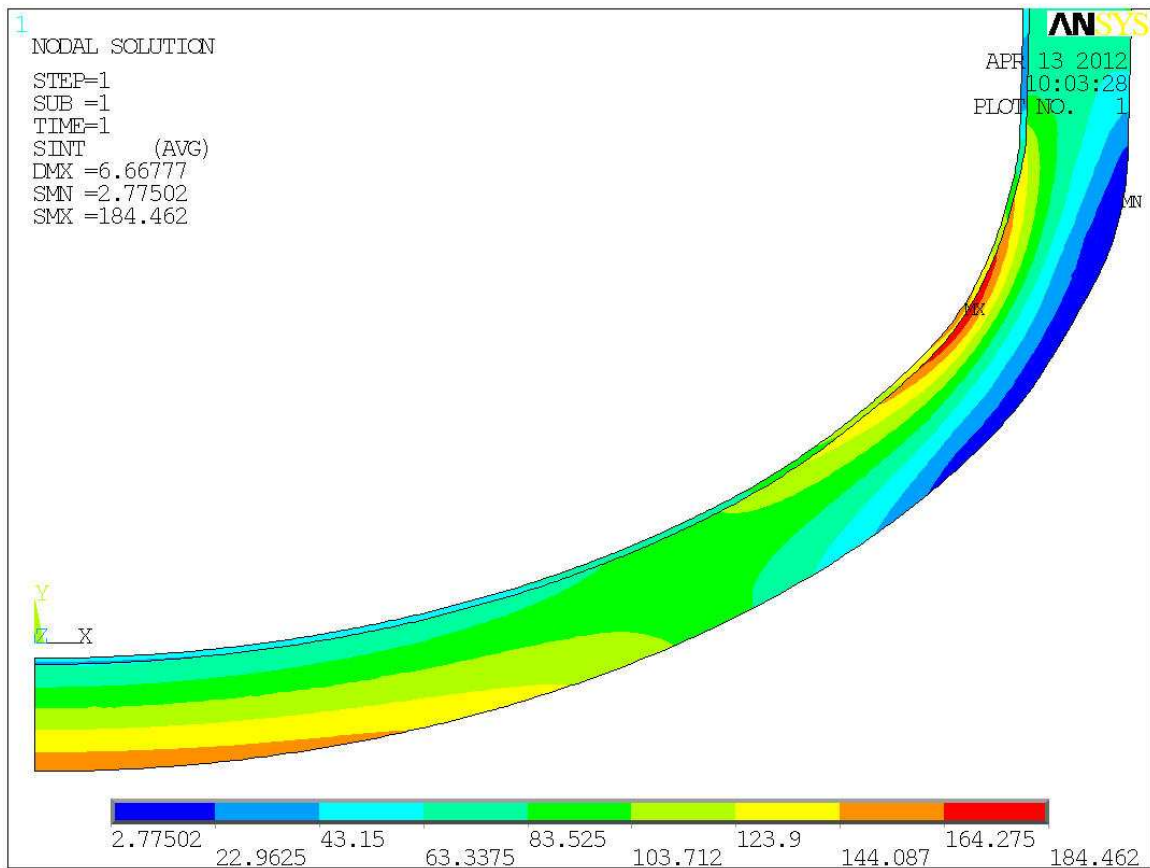
2.4 Výpočtový stav č. 4



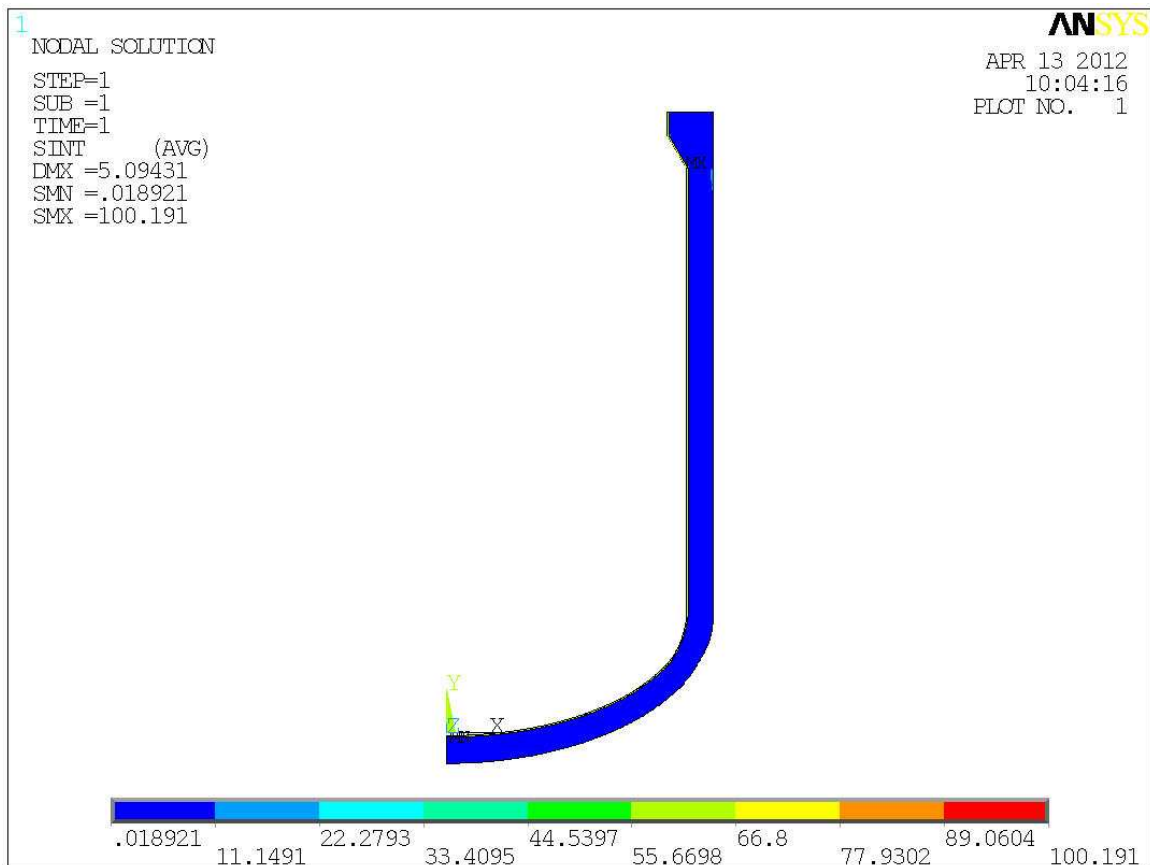


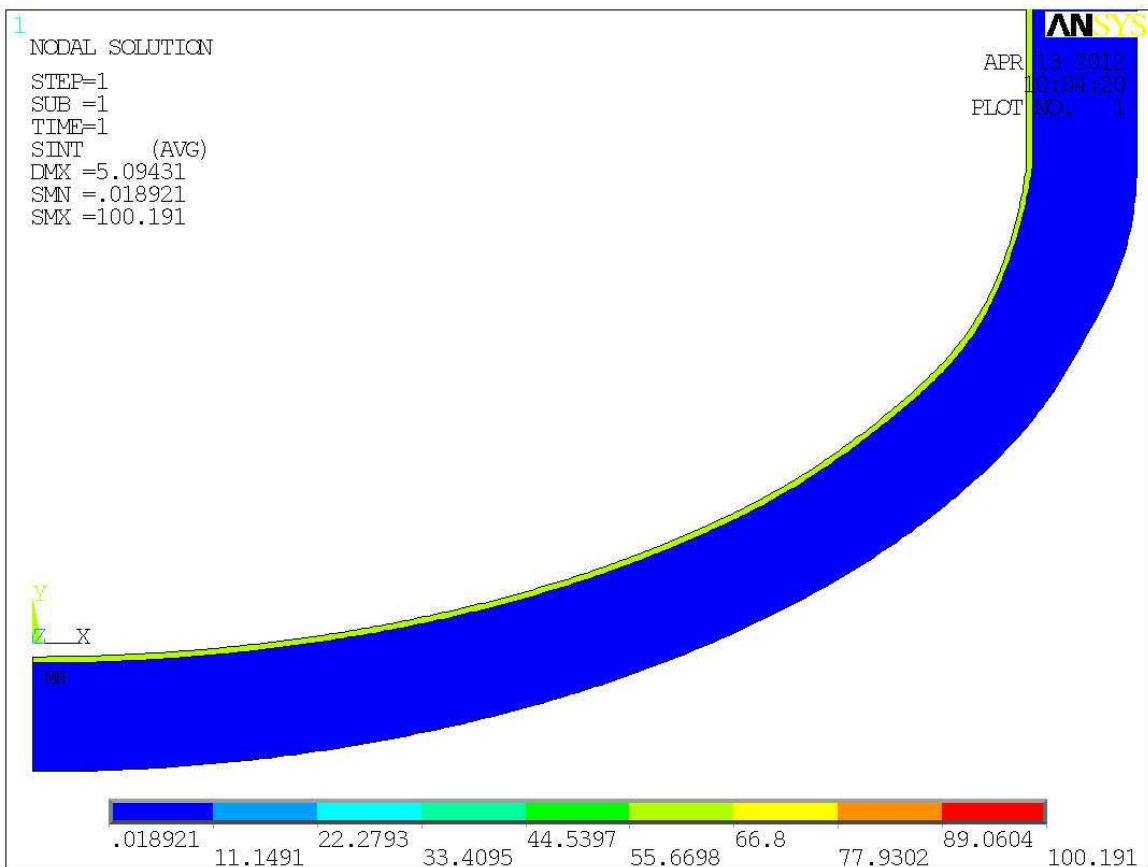
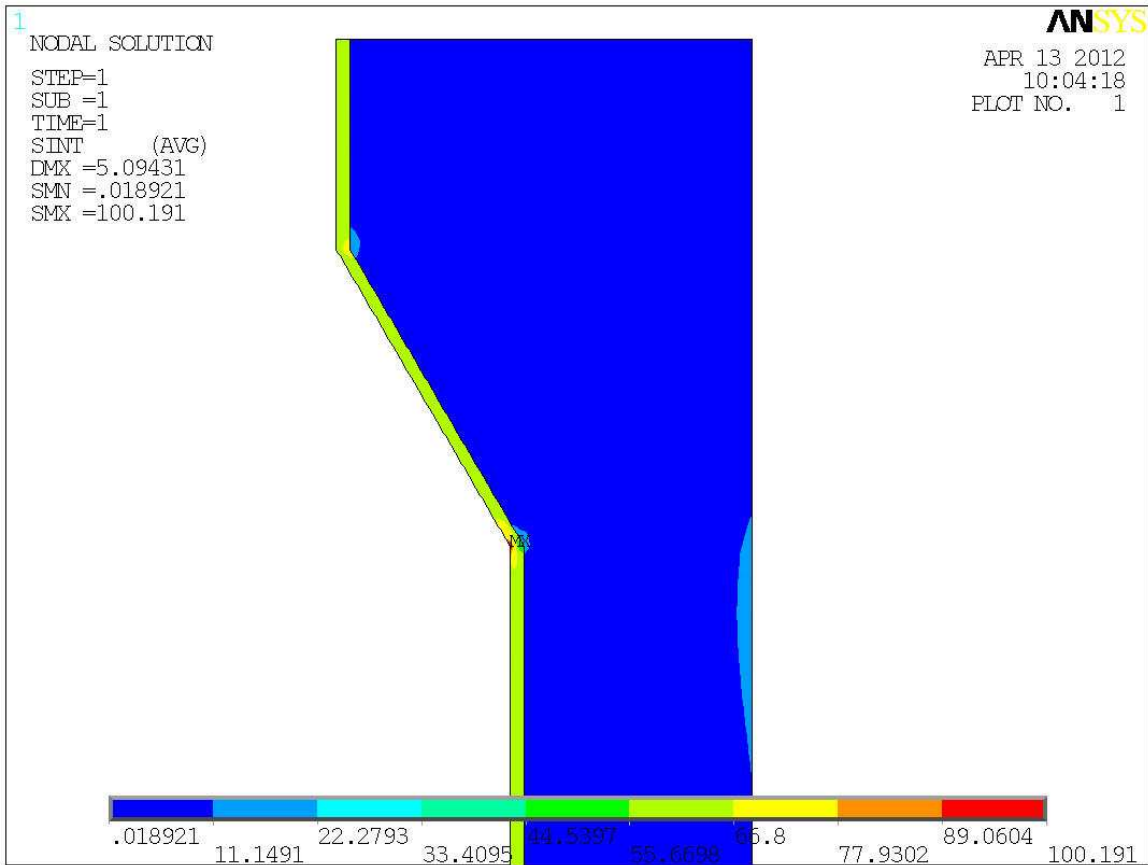
2.5 Výpočtový stav č. 5



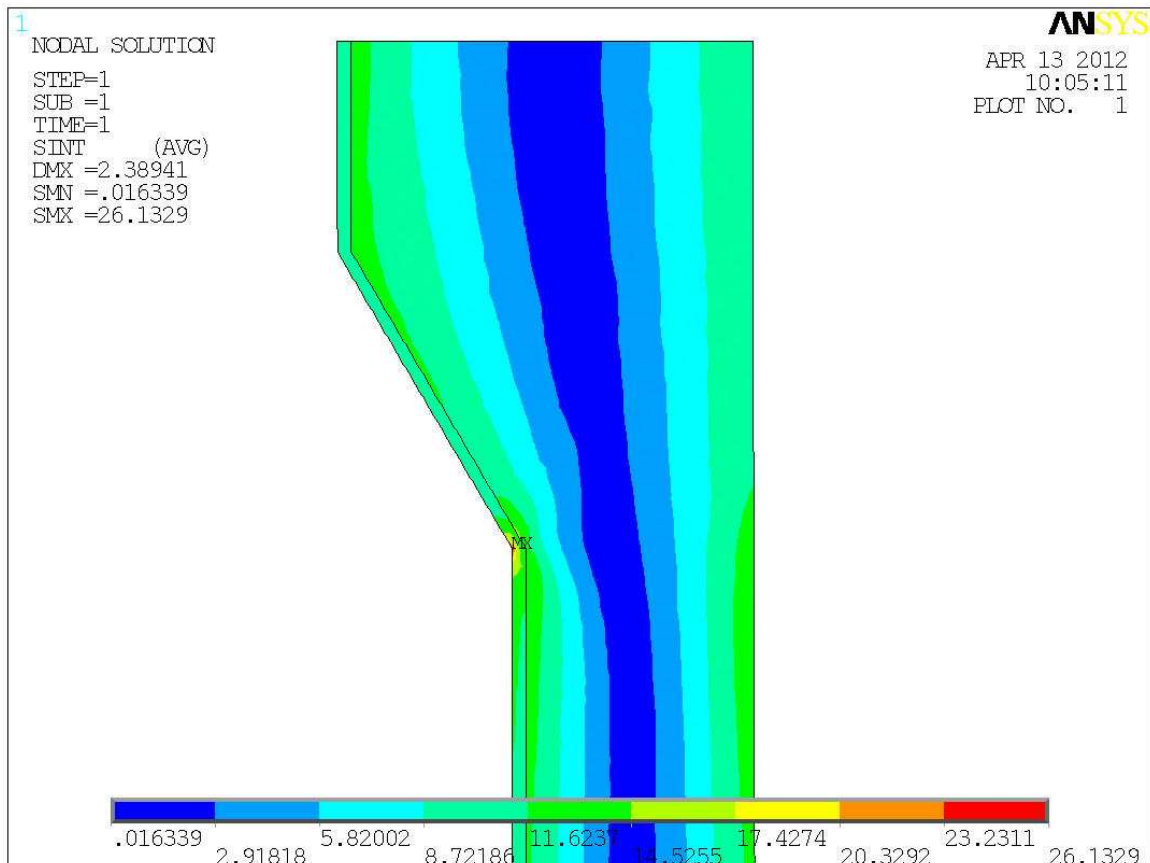
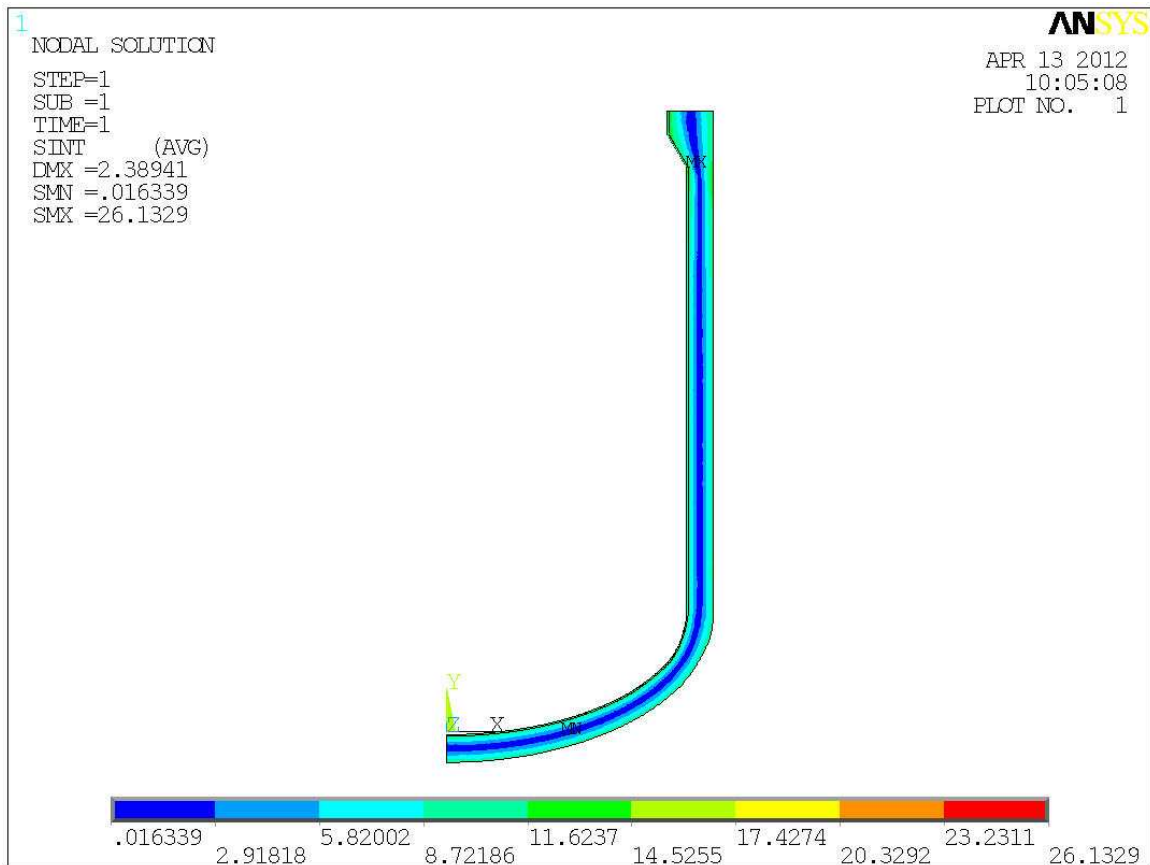


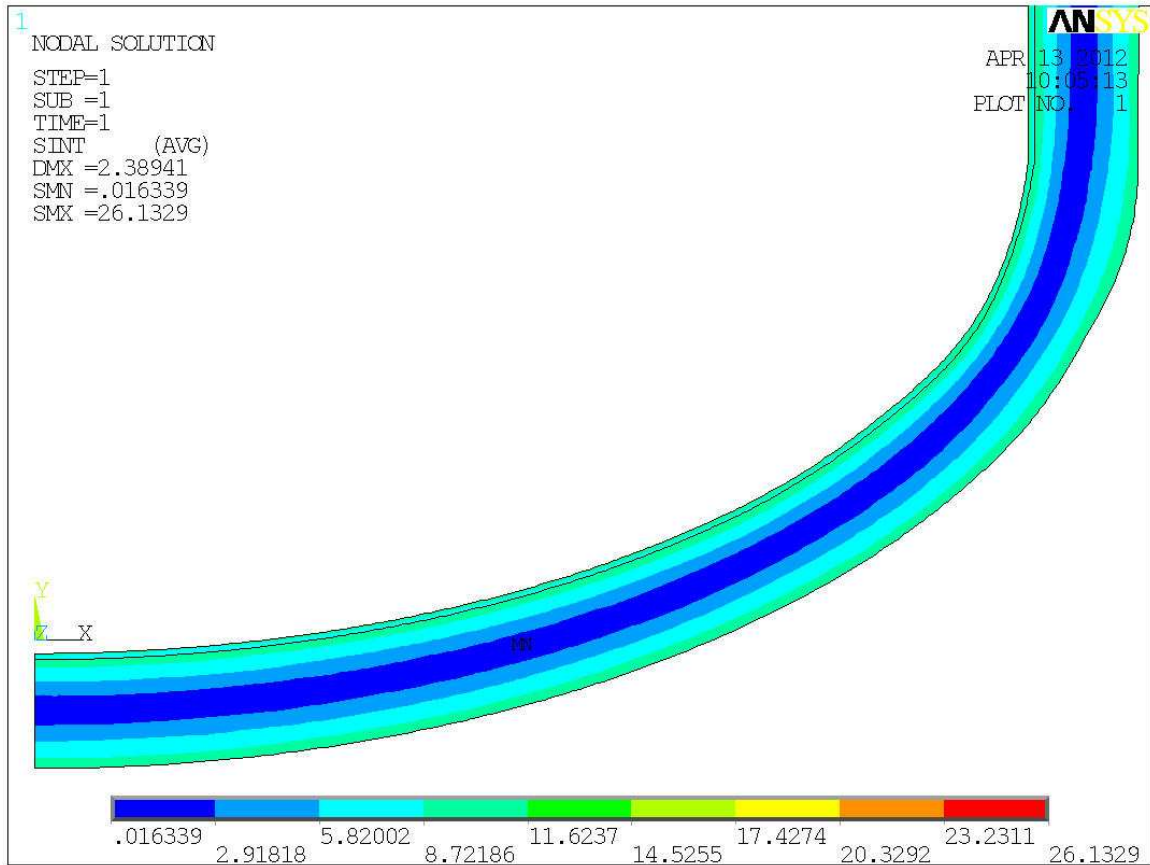
2.6 Výpočtový stav č. 6



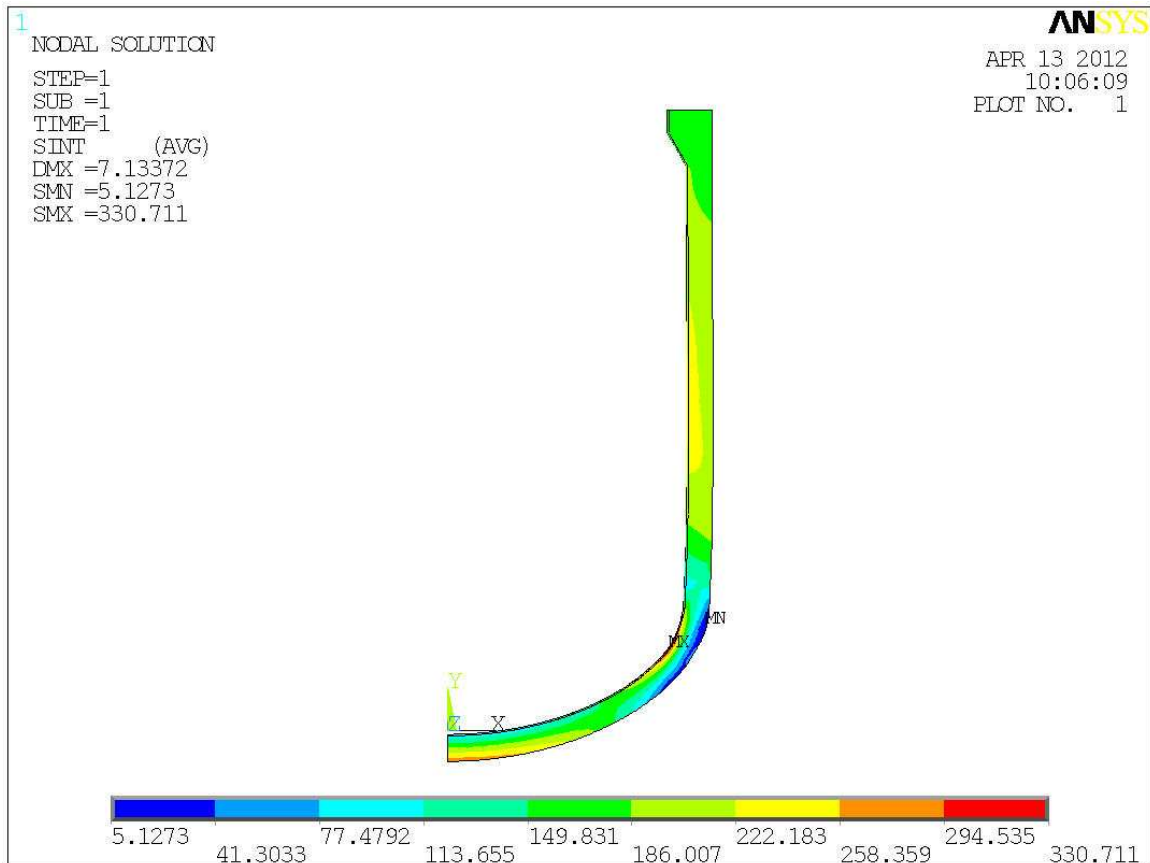


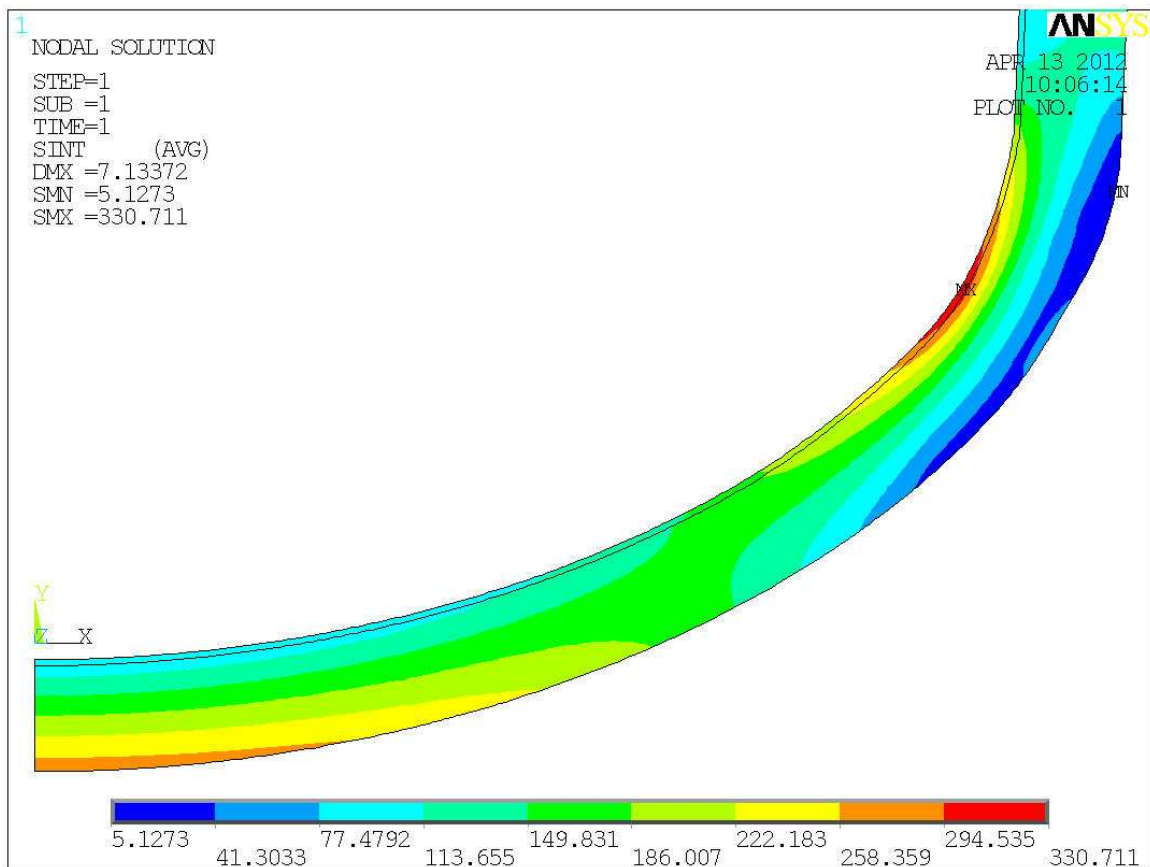
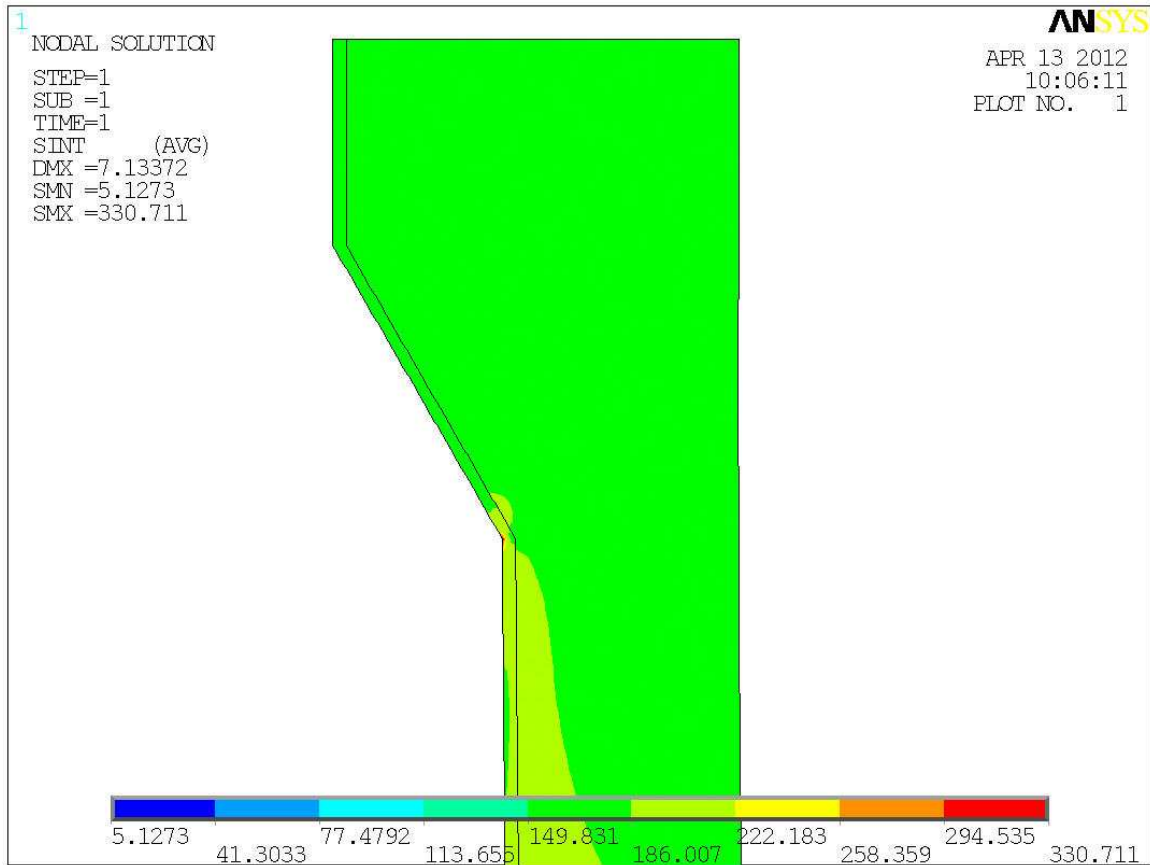
2.7 Výpočtový stav č. 7



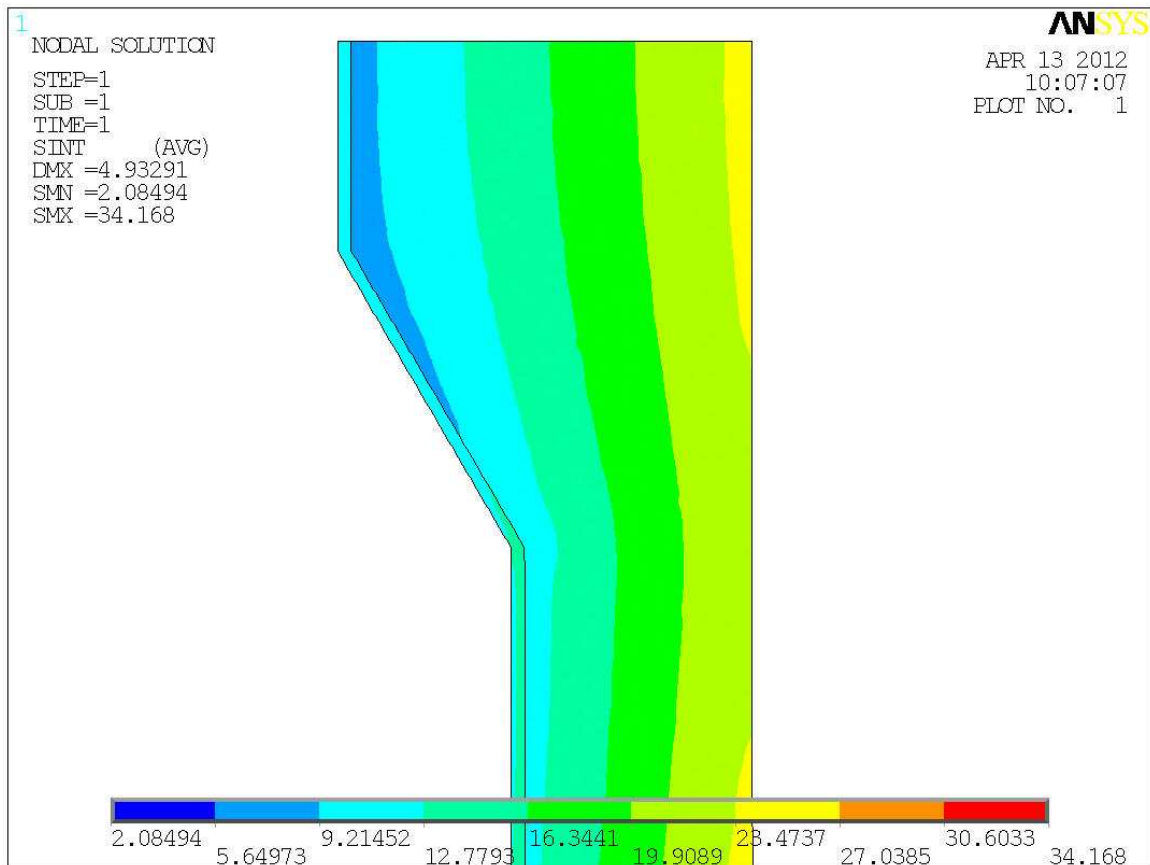
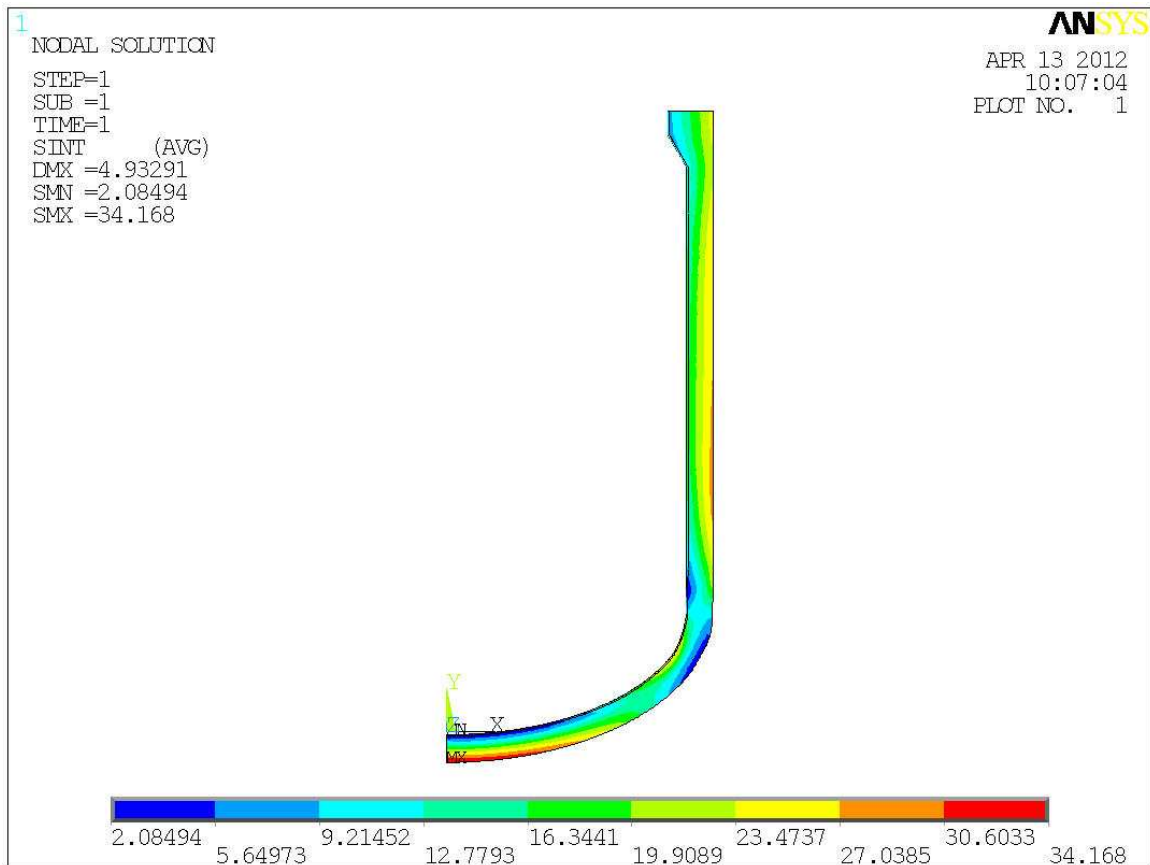


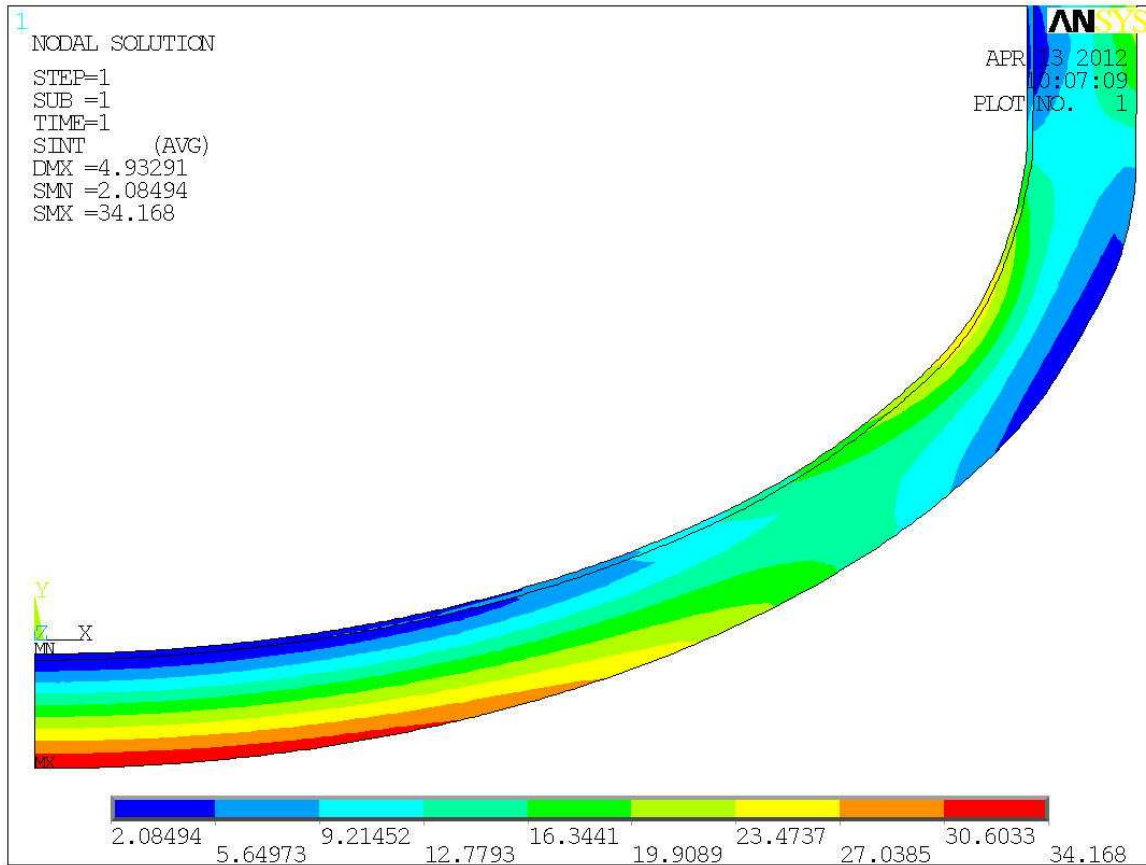
2.8 Výpočtový stav č. 8



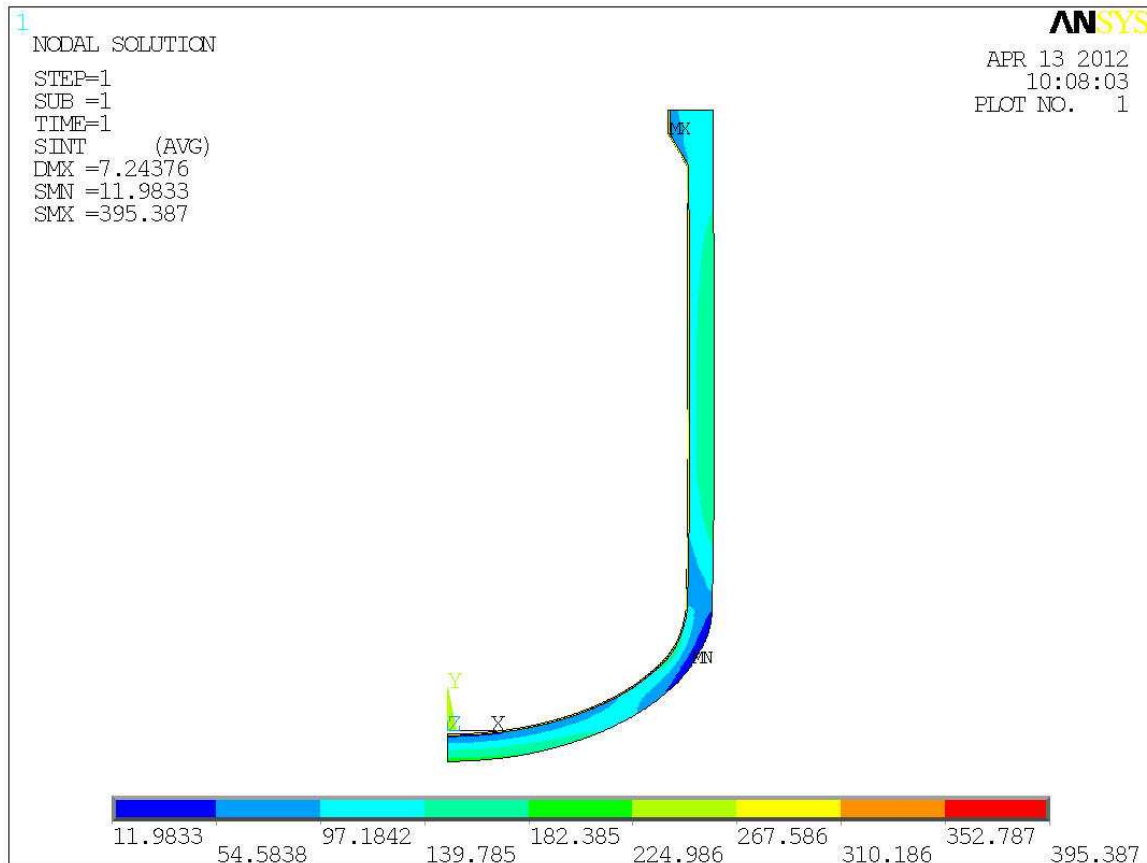


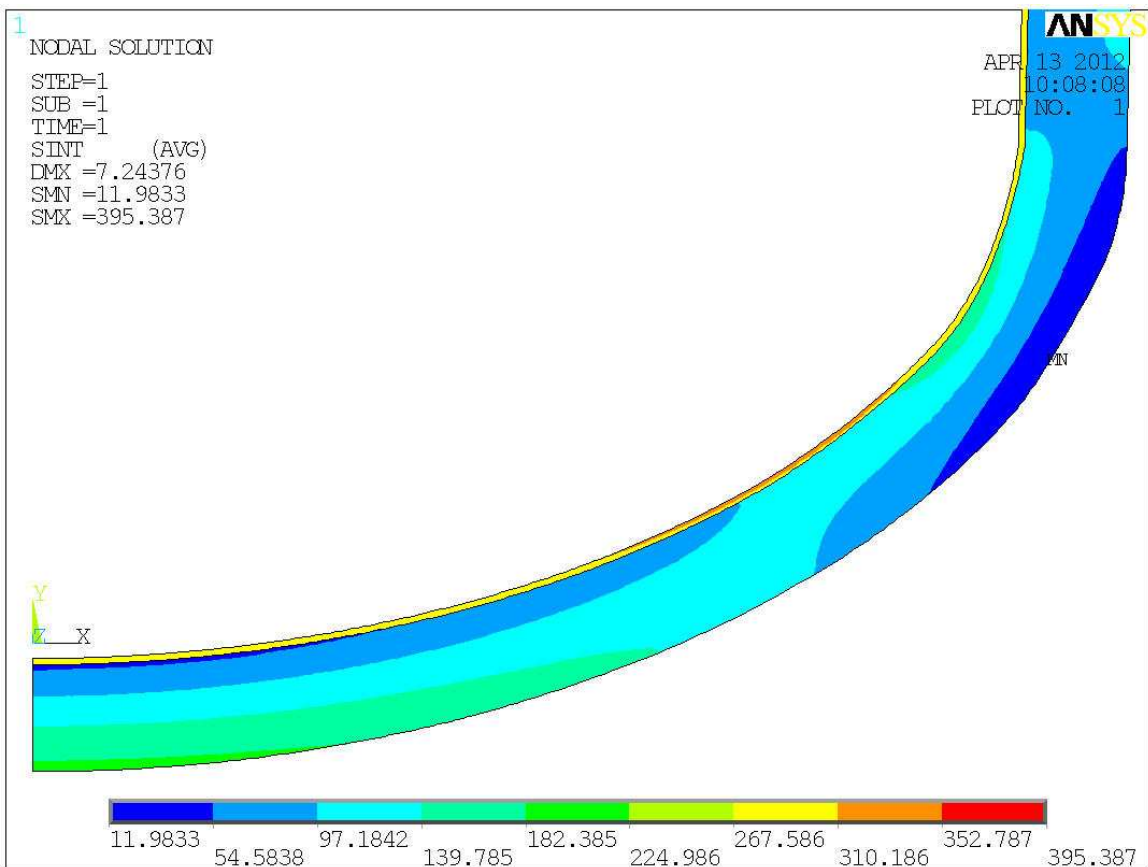
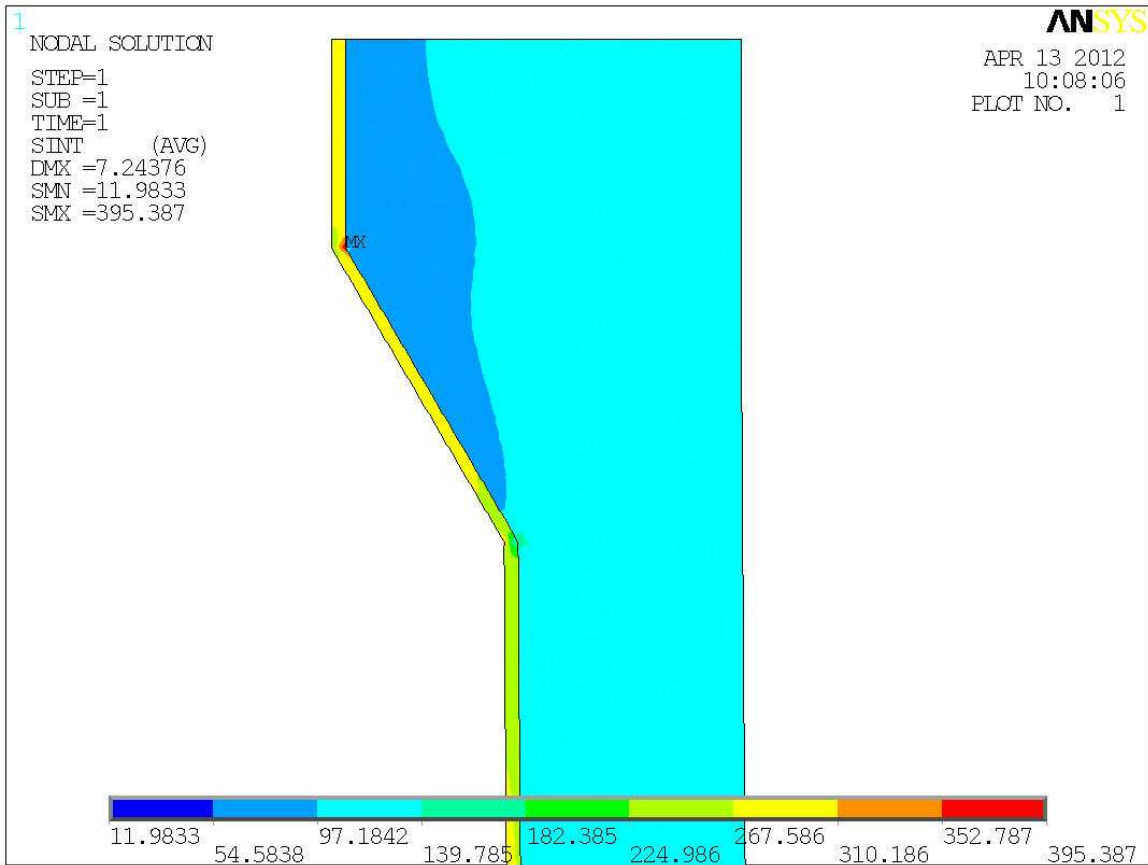
2.9 Výpočtový stav č. 9



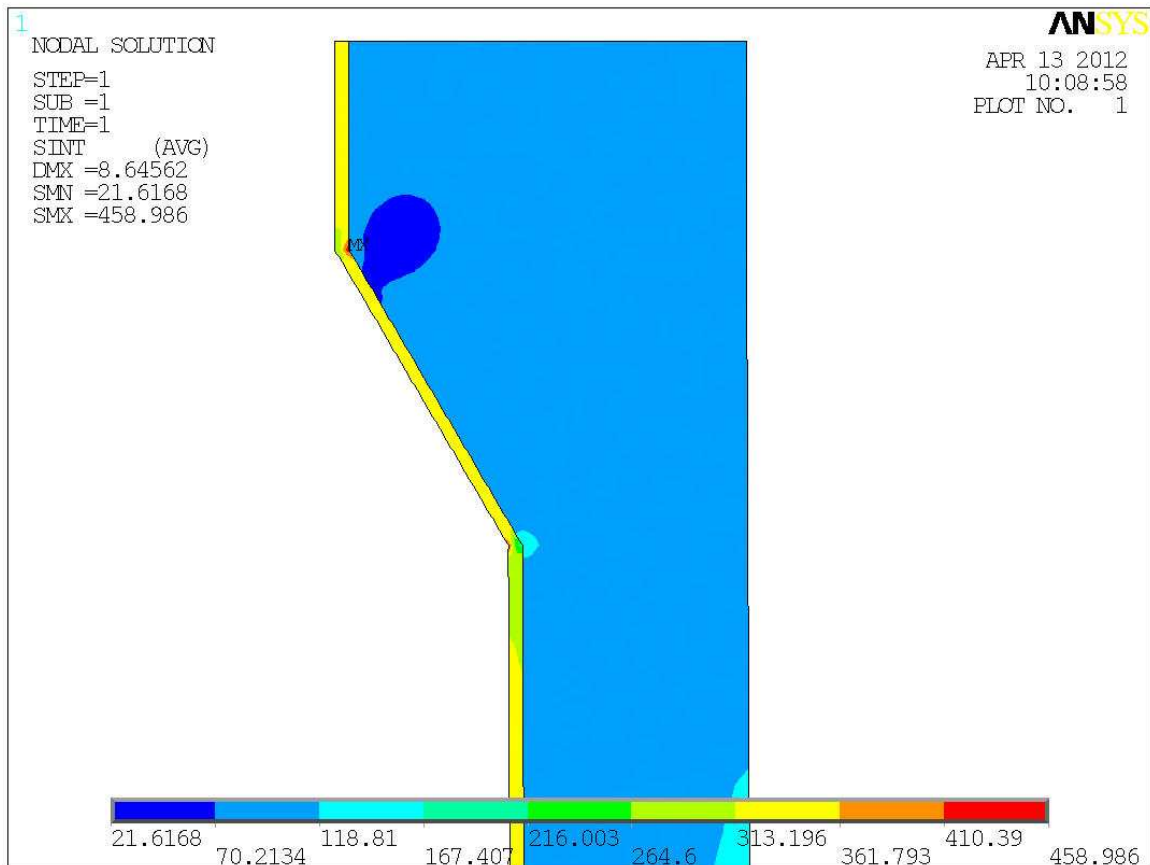
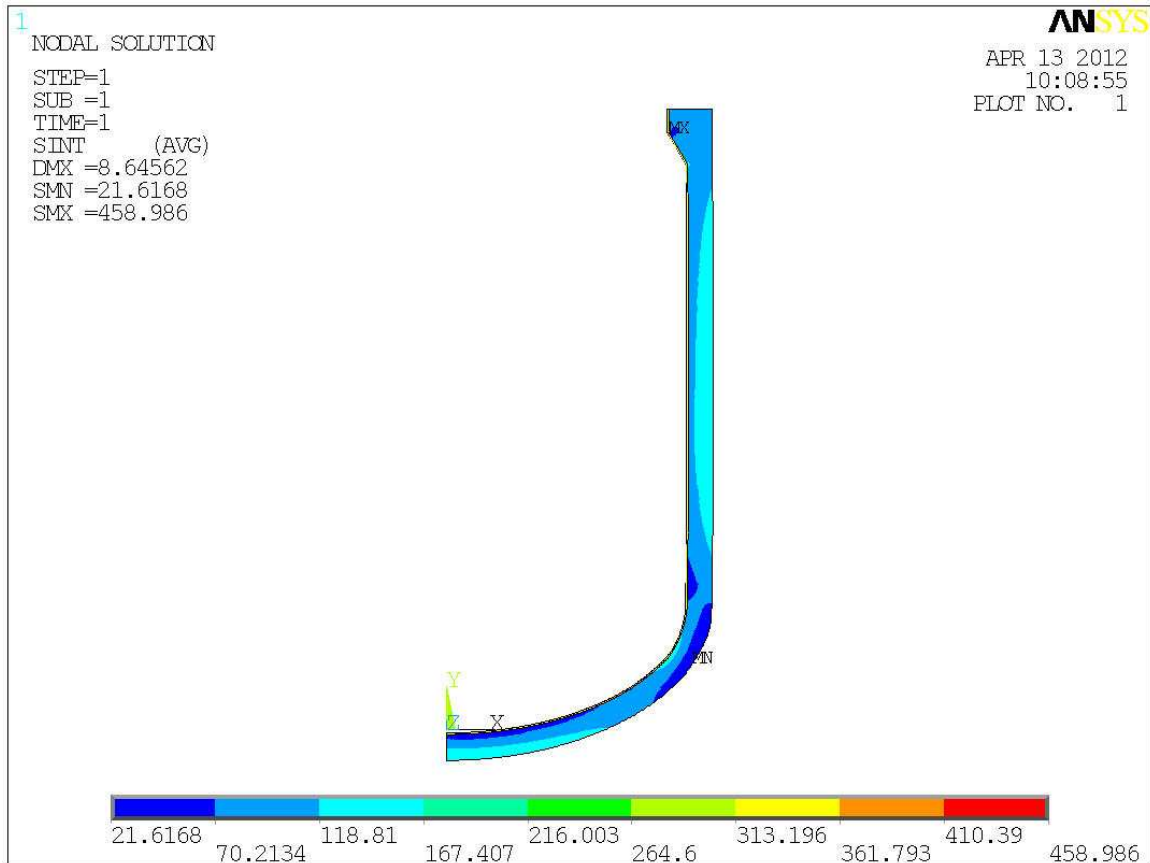


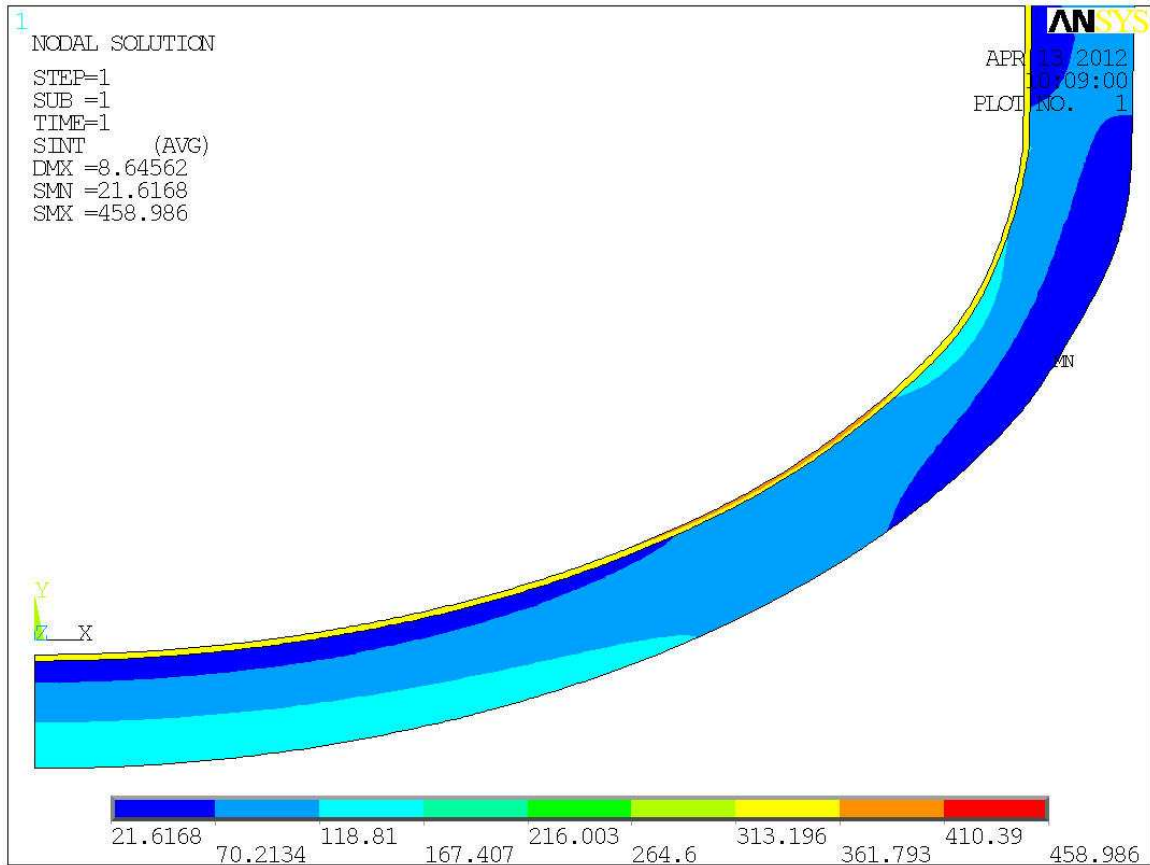
2.10 Výpočtový stav č. 10



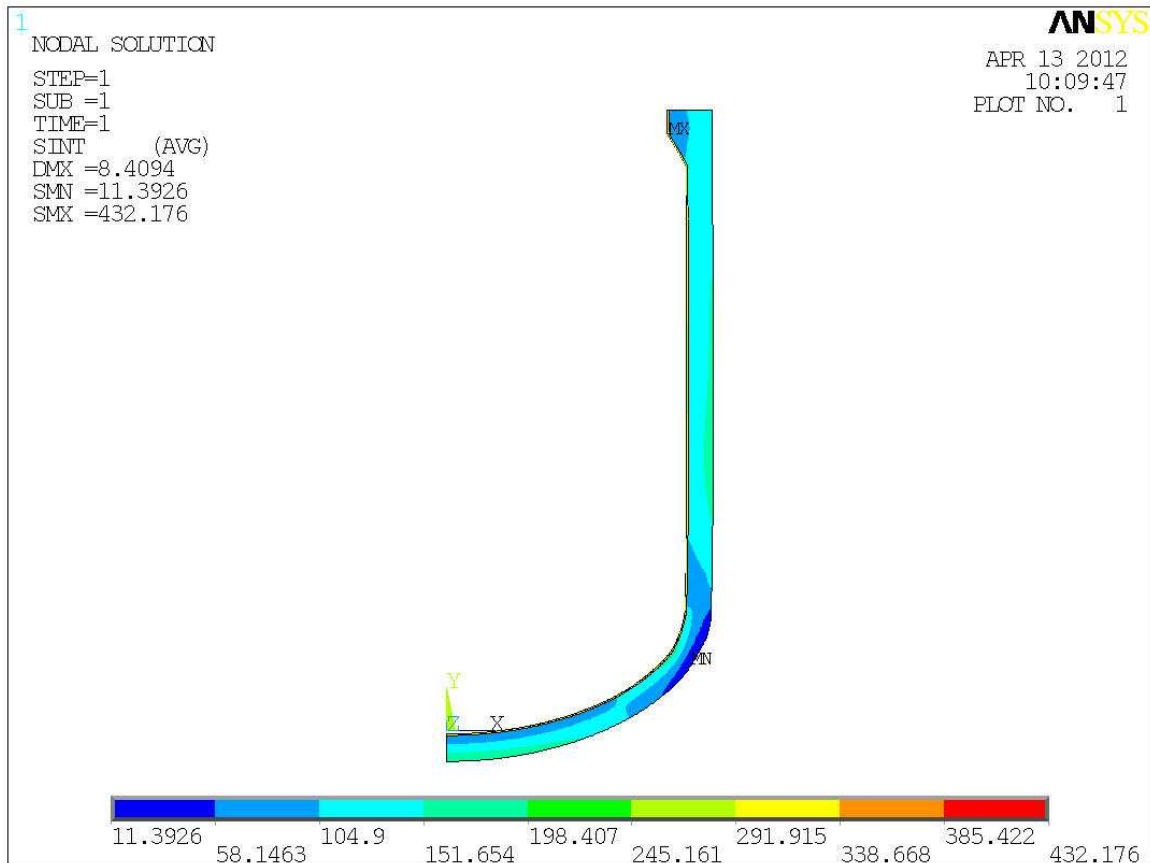


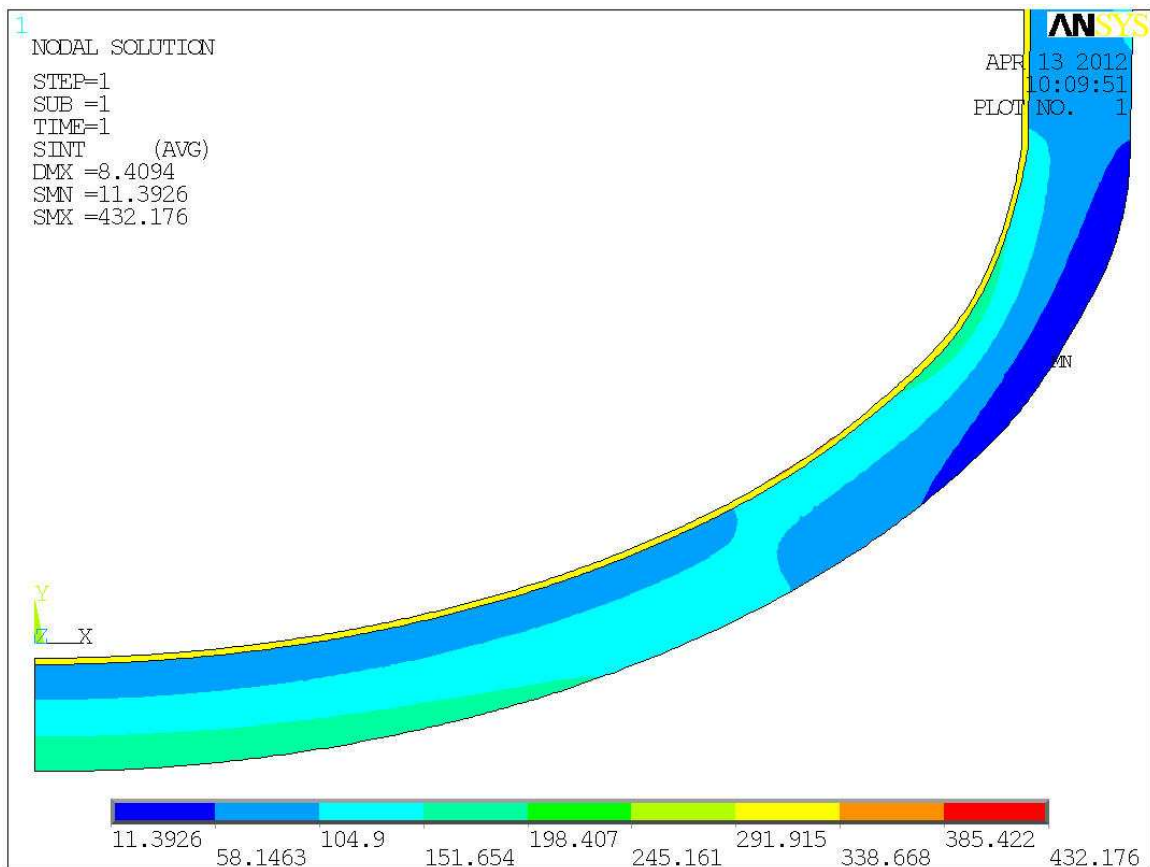
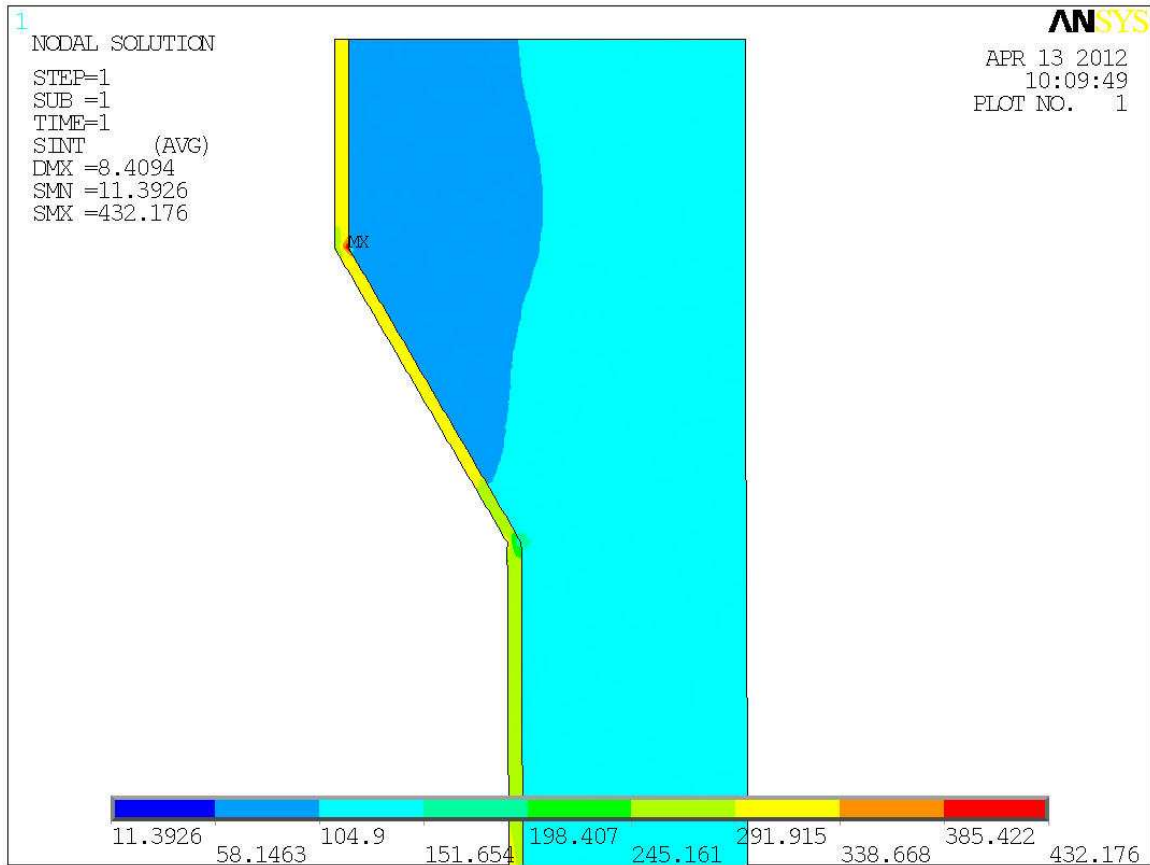
2.11 Výpočtový stav č. 11





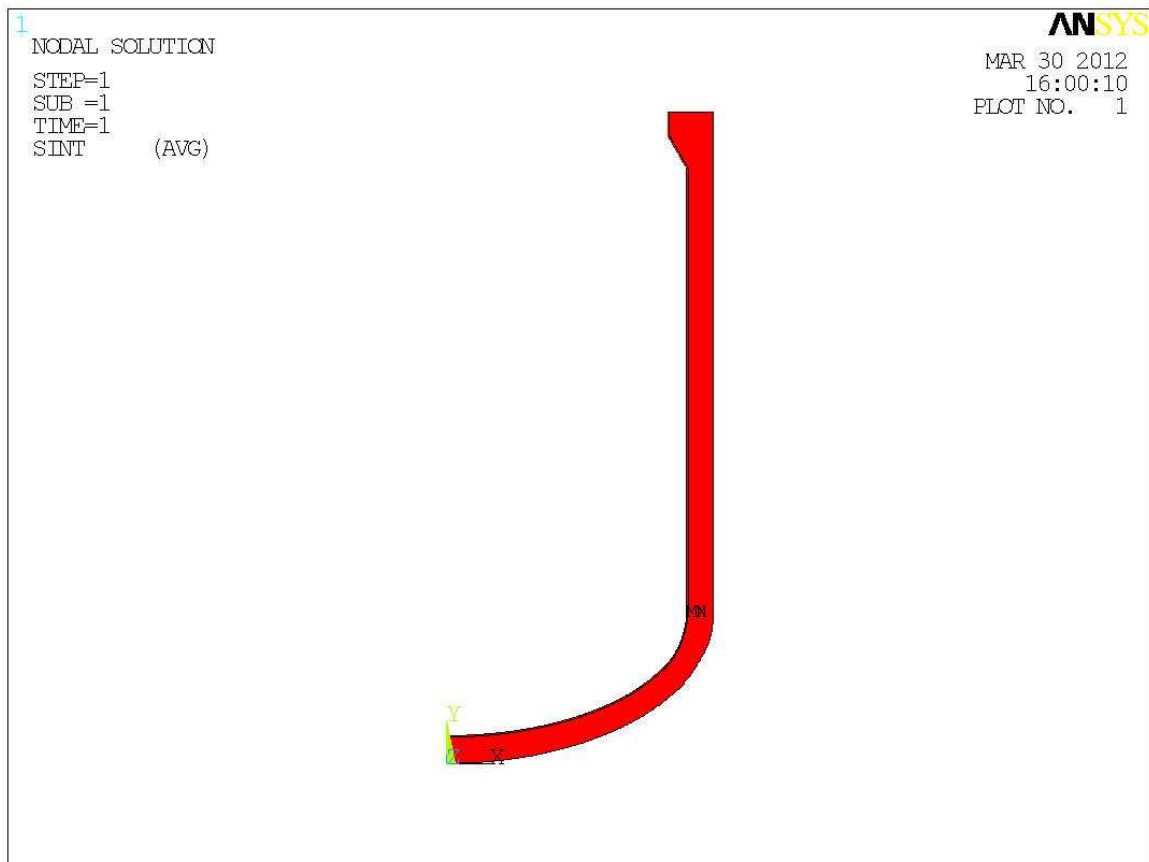
2.12 Výpočtový stav č. 12





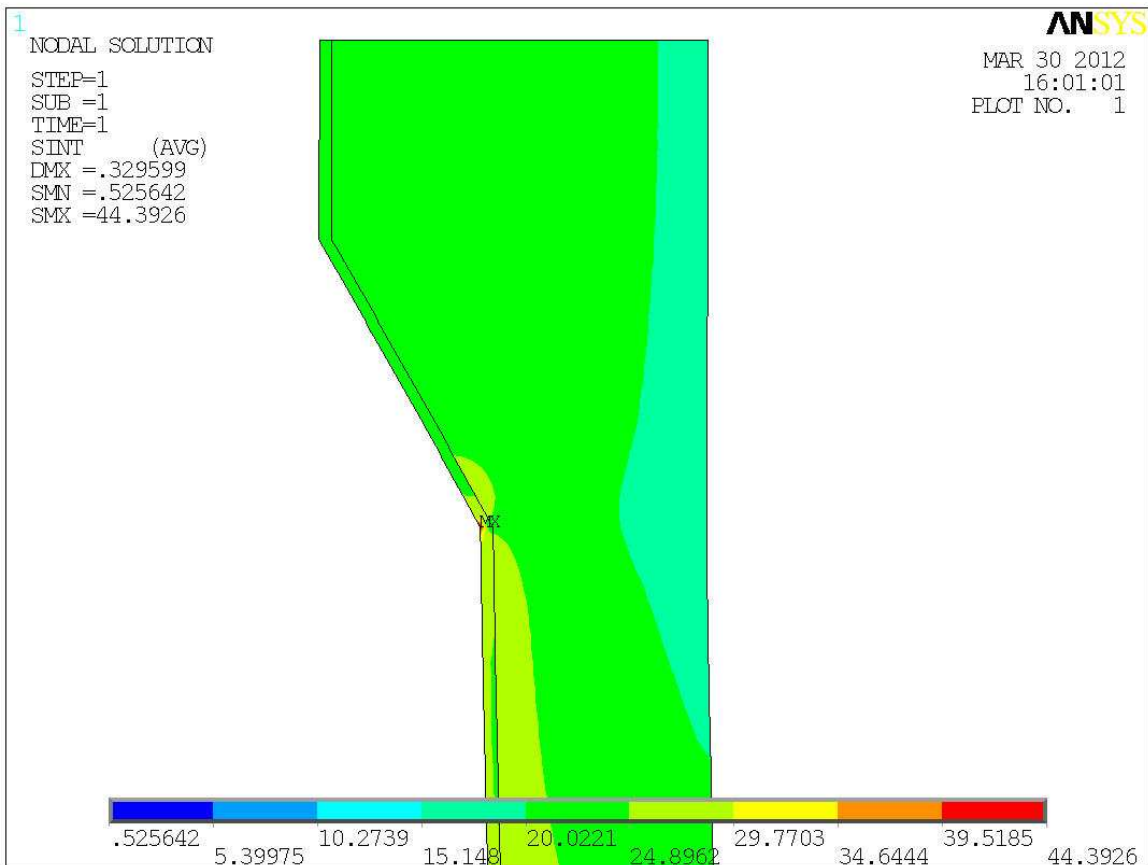
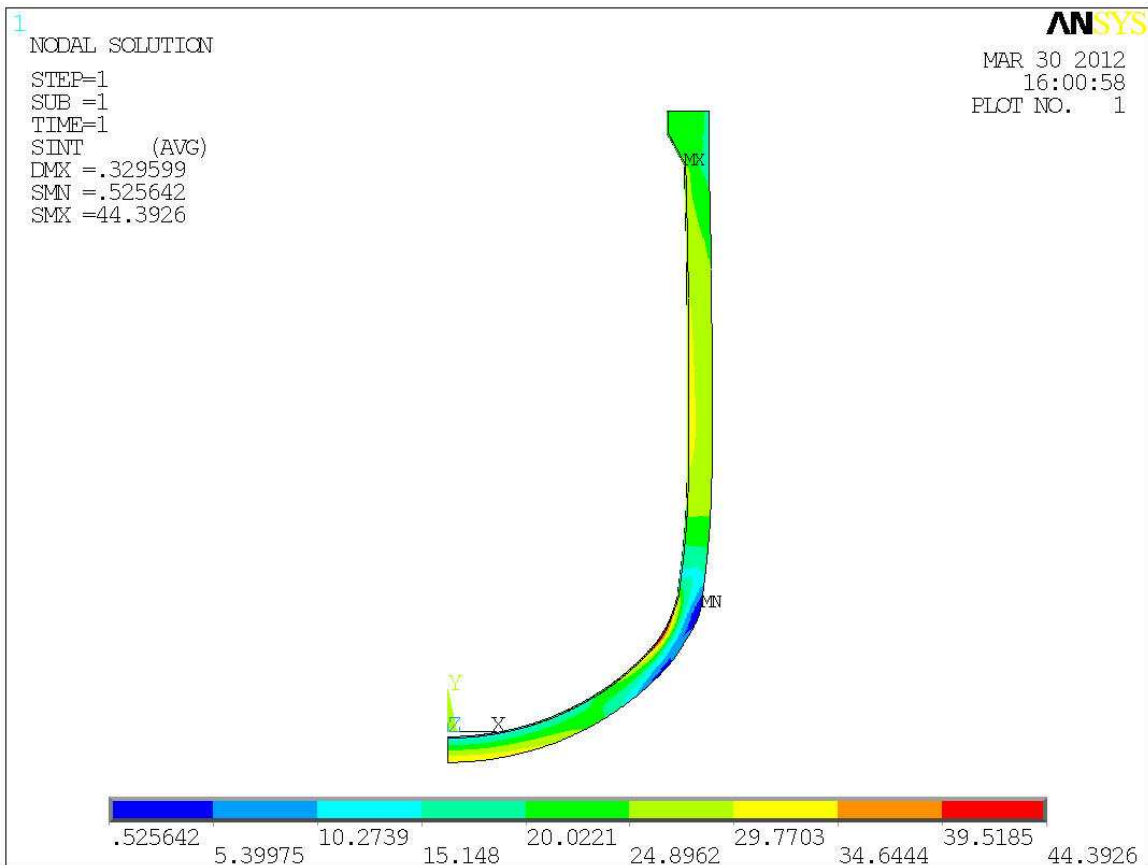
3 Rozložení napětí bez vlivu teploty

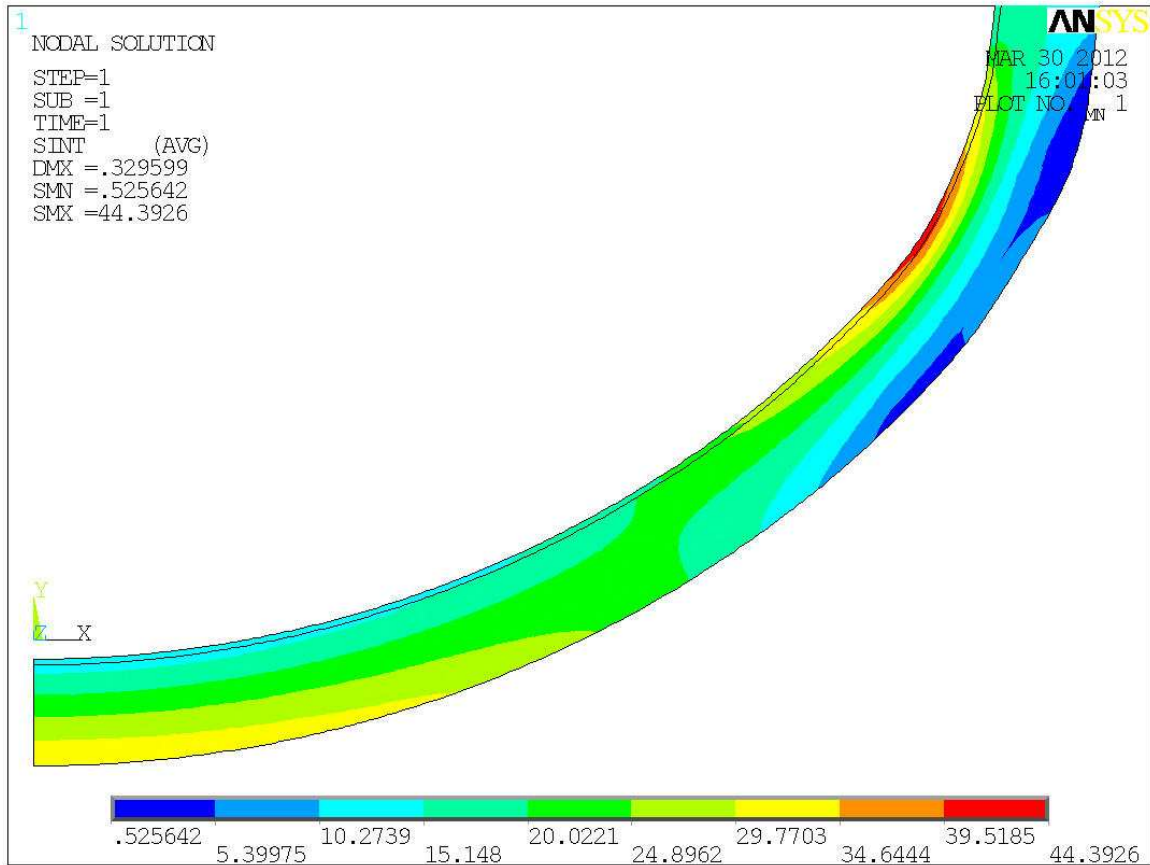
3.1 Výpočtový stav č. 1



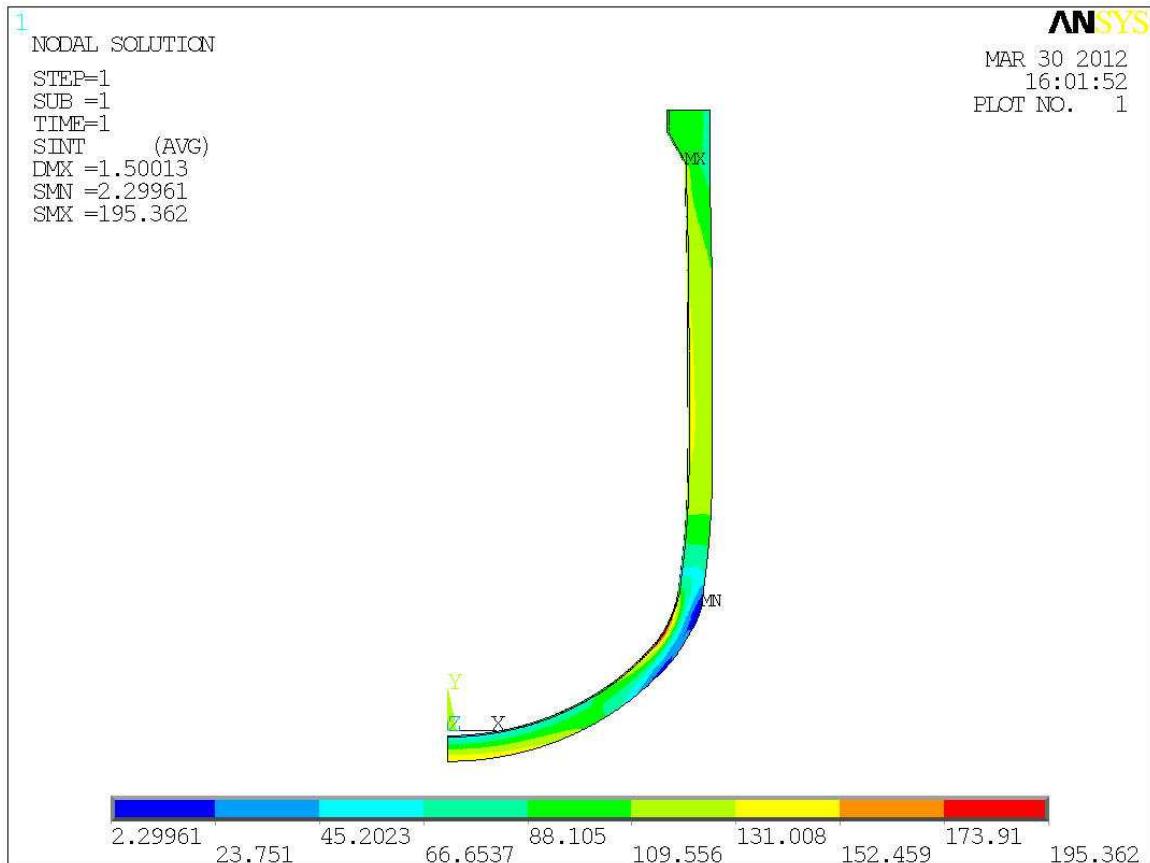
Protože se v tomto výpočtovém stavu vliv teploty neuvažuje a vnitřní přetlak je 0 MPa, nevychází zde žádné napětí. Ve skutečnosti by zde bylo nepatrné napětí vlivem např. předeprnutí svorníků na horním přírubovém spoji. Hodnota tohoto napětí by však nepřevýšila napětí v ostatních výpočtových stavech. Zatížení vlivem předeprnutí lze proto zanedbat.

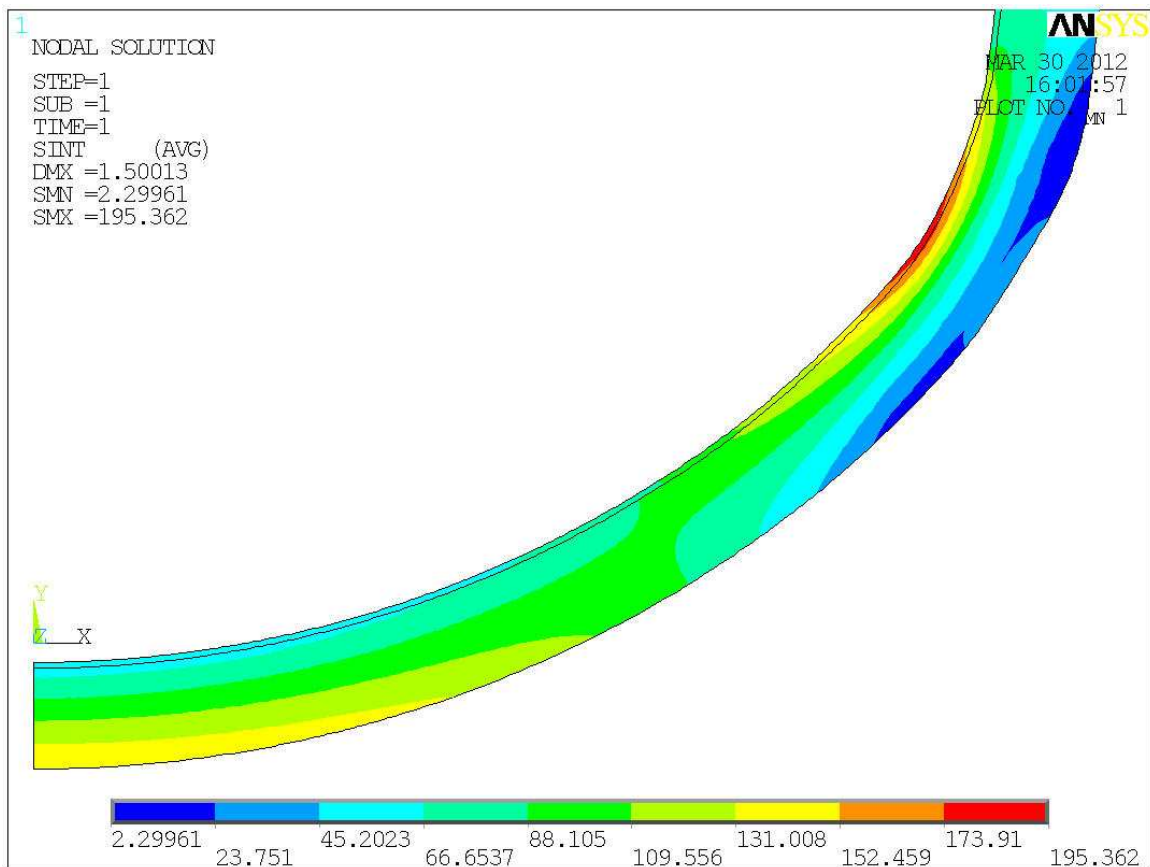
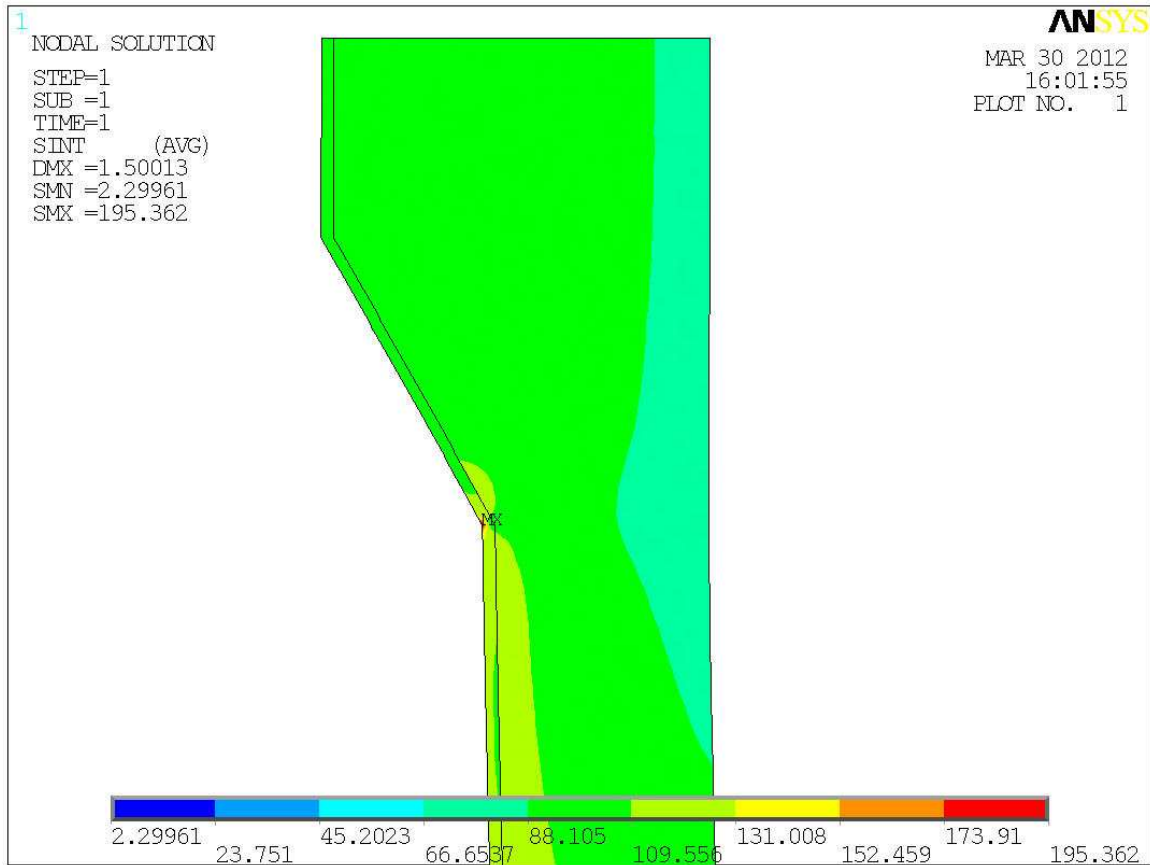
3.2 Výpočtový stav č. 2



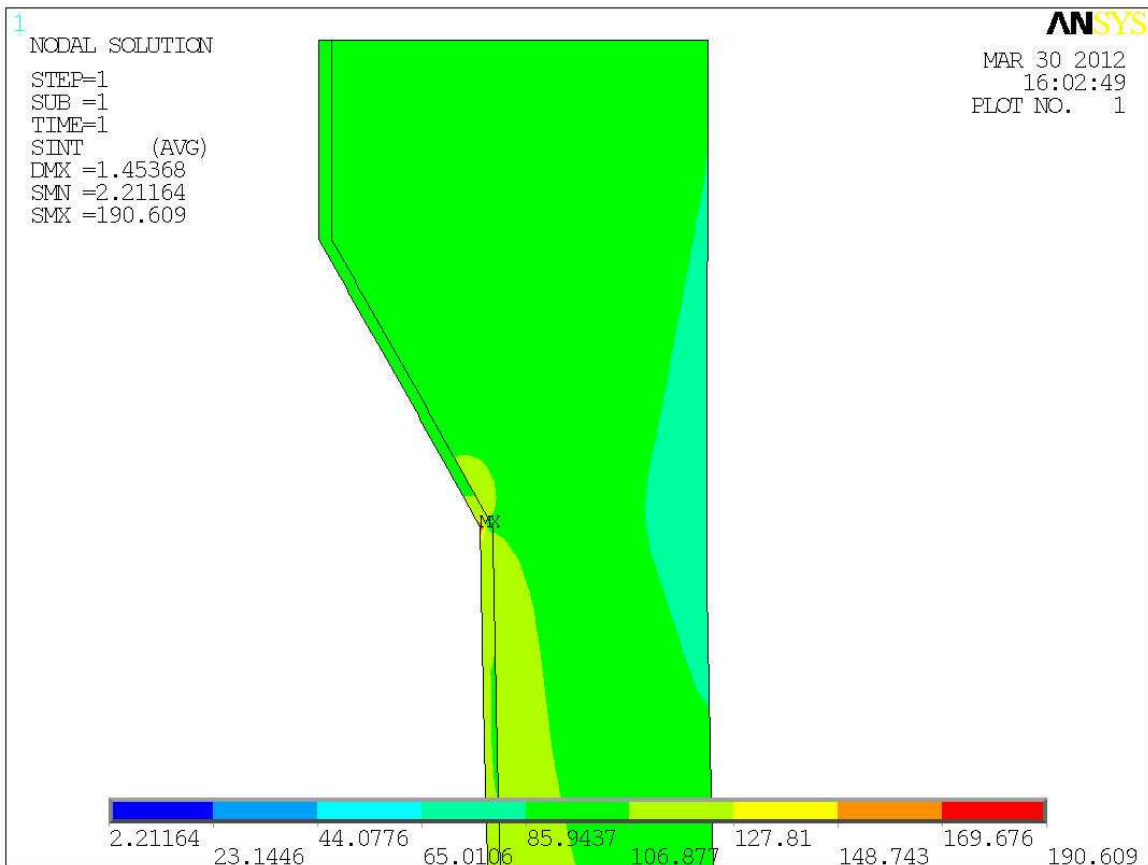
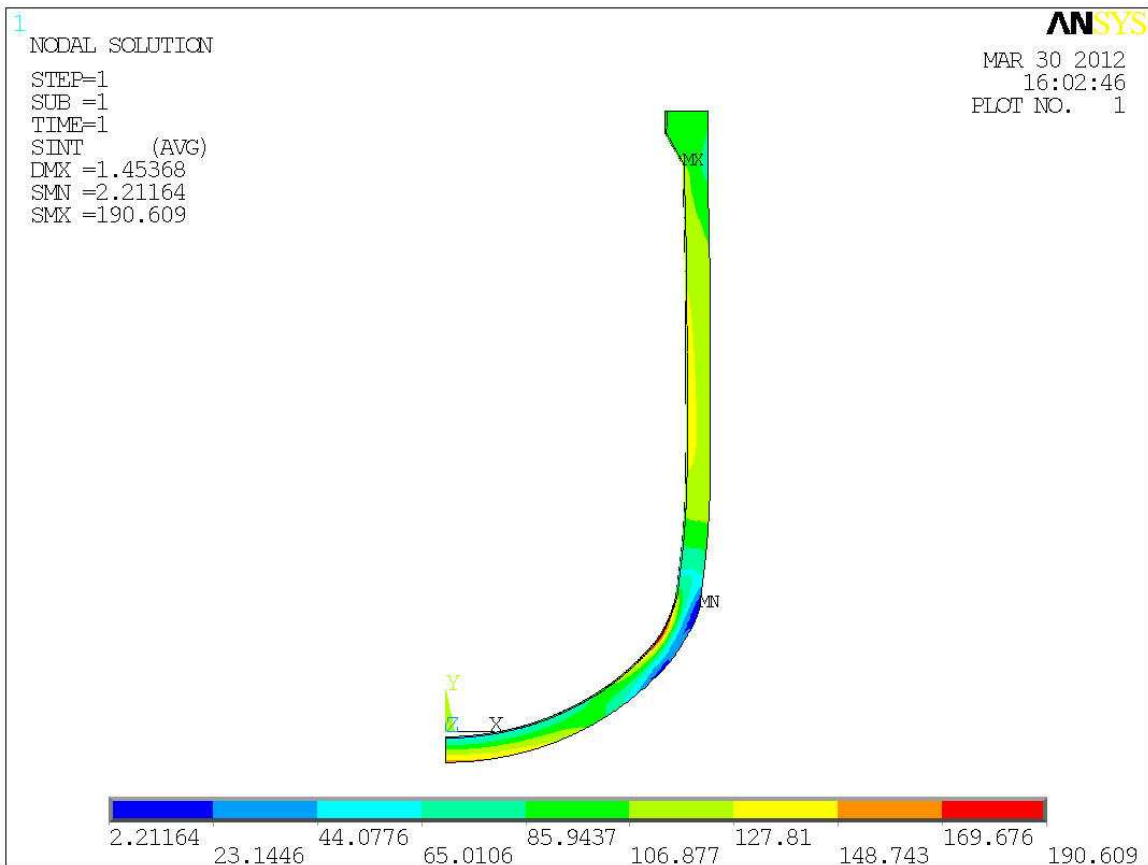


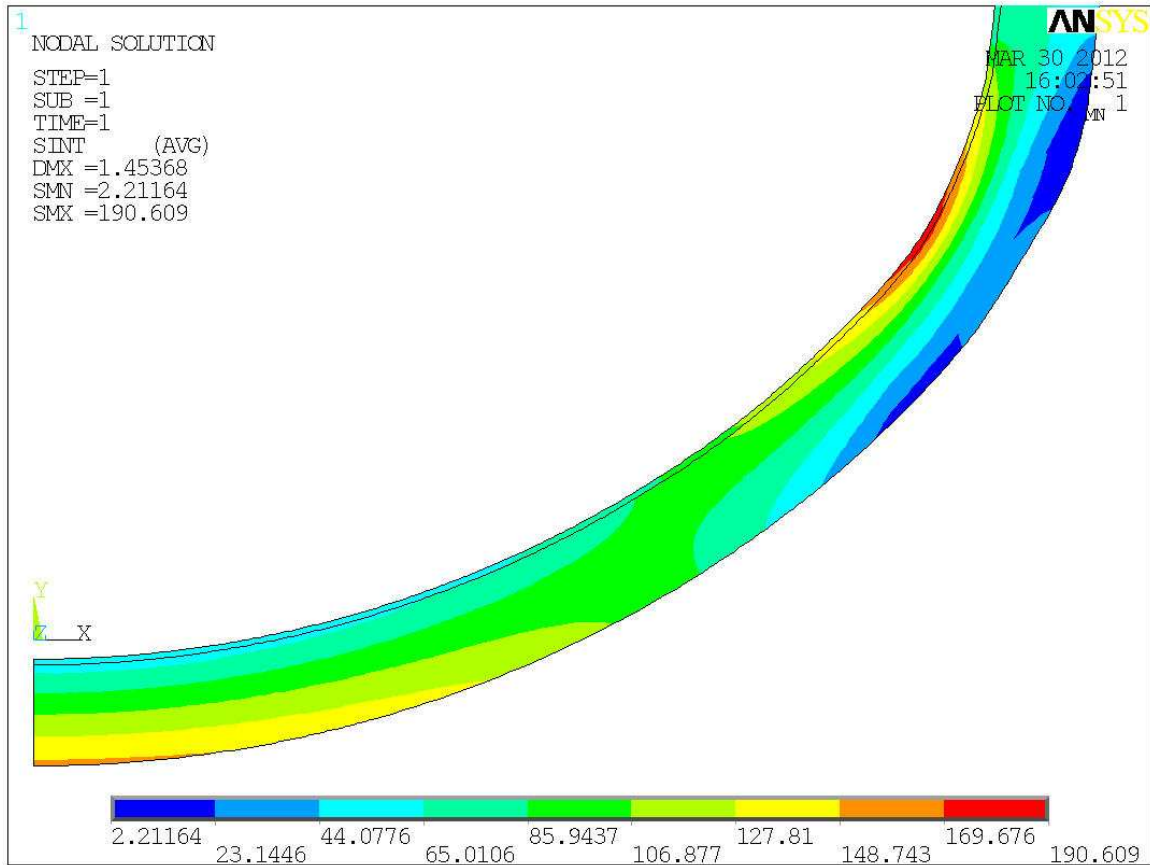
3.3 Výpočtový stav č. 3



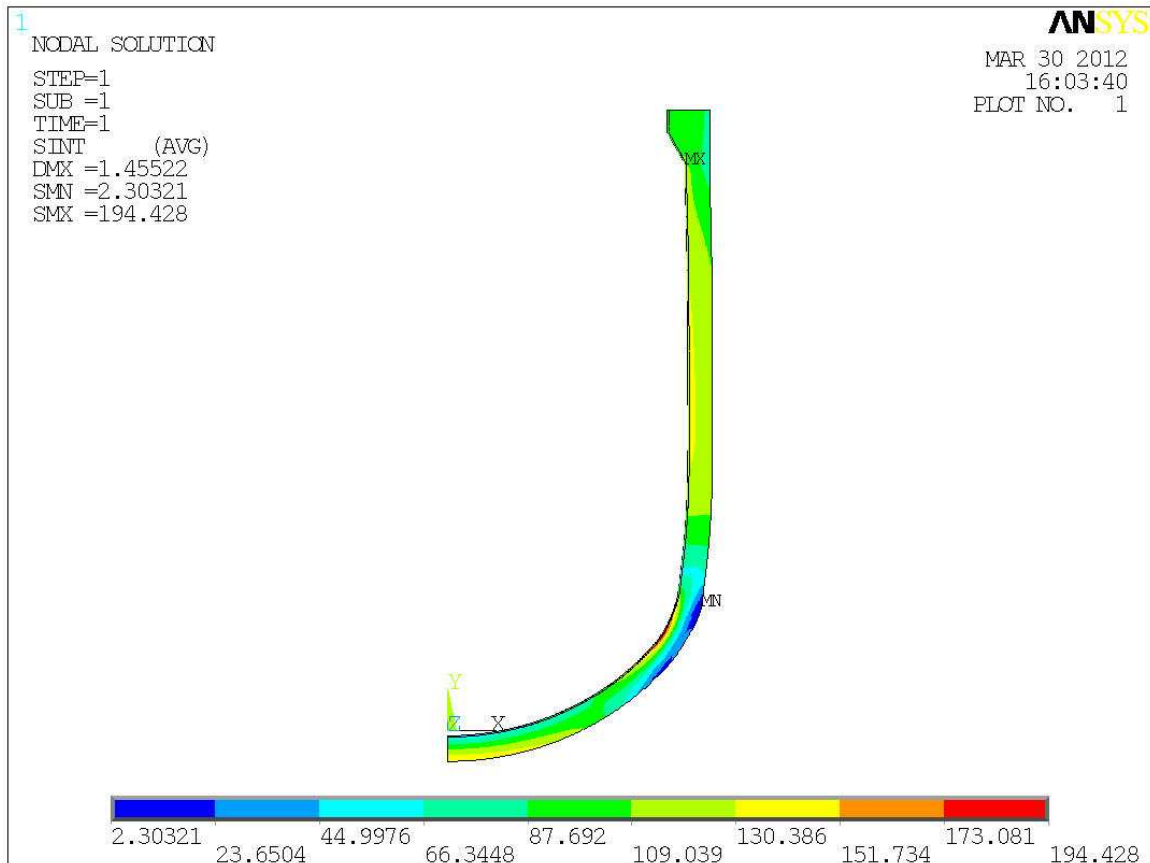


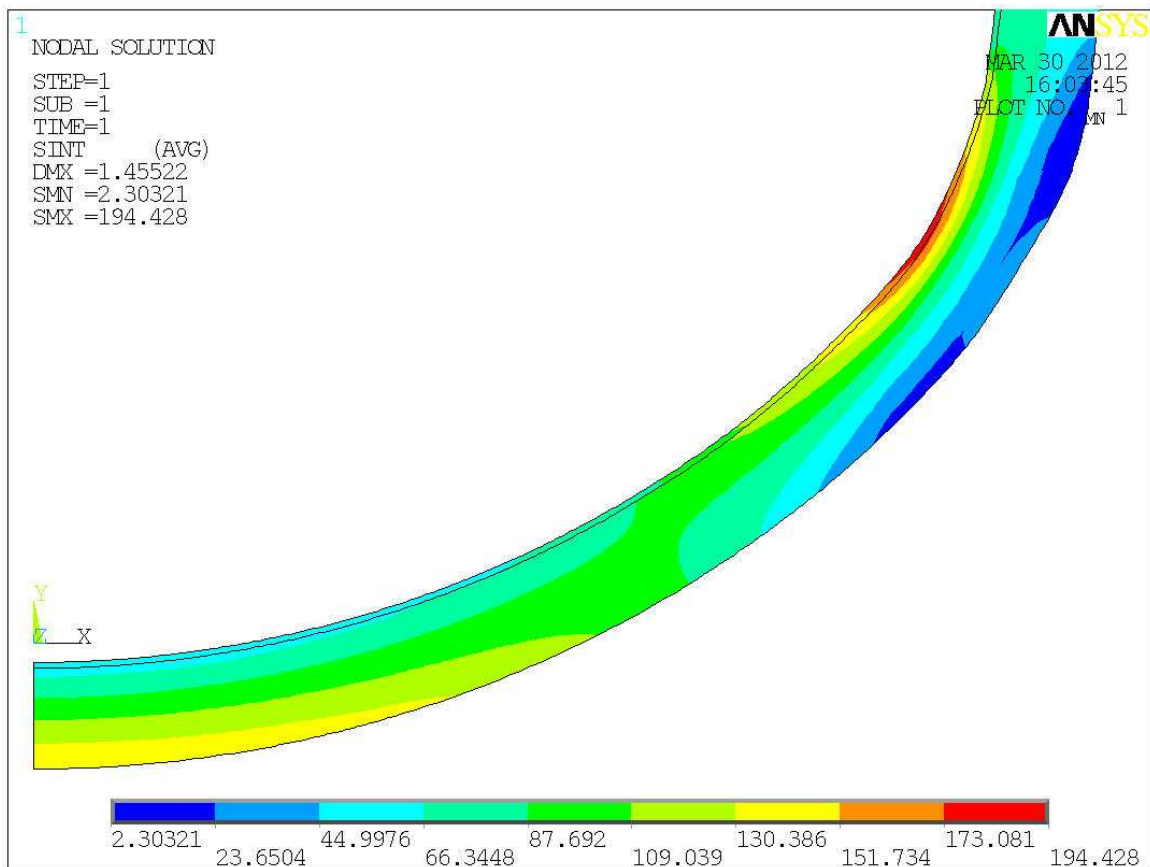
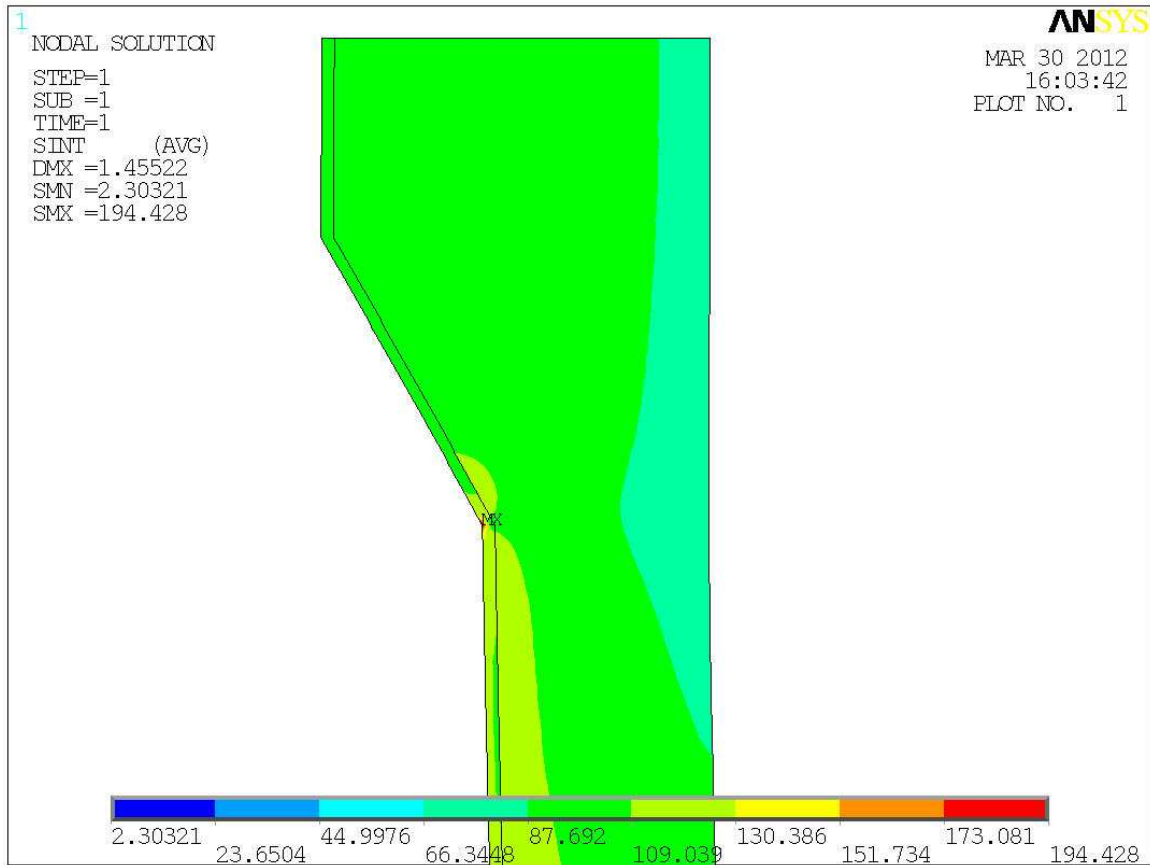
3.4 Výpočtový stav č. 4



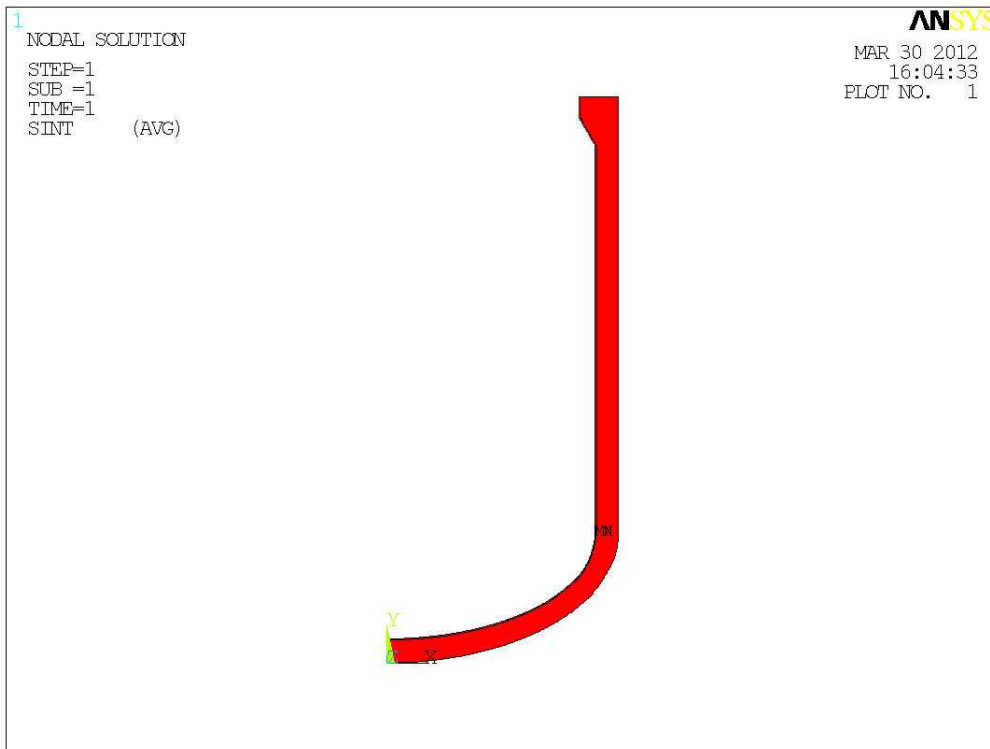


3.5 Výpočtový stav č. 5



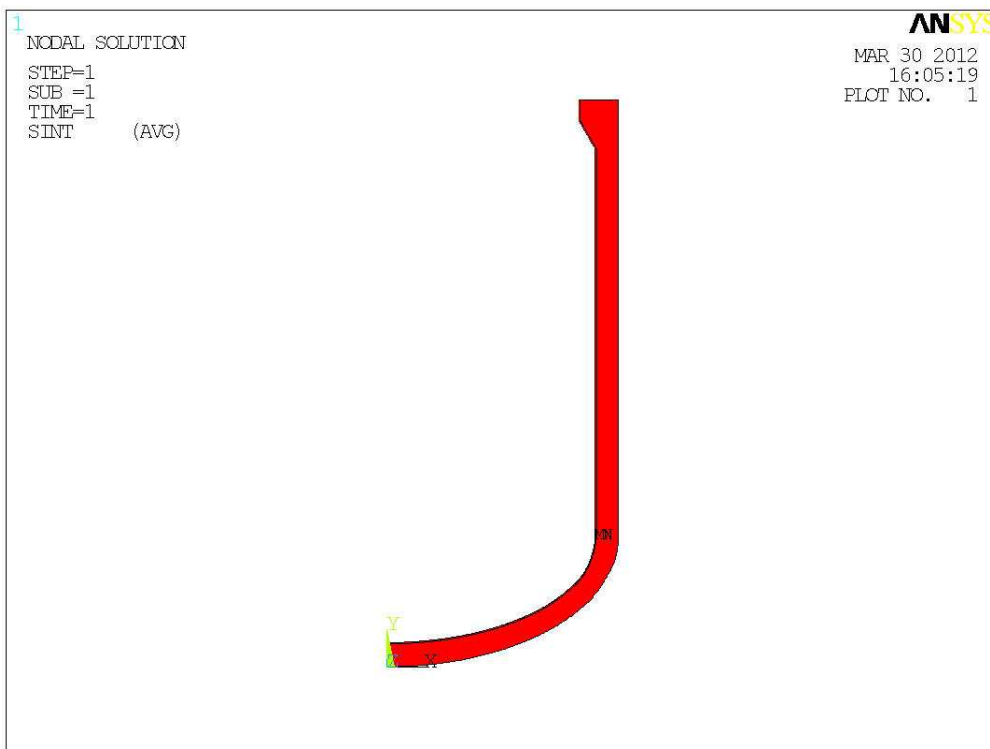


3.6 Výpočtový stav č. 6



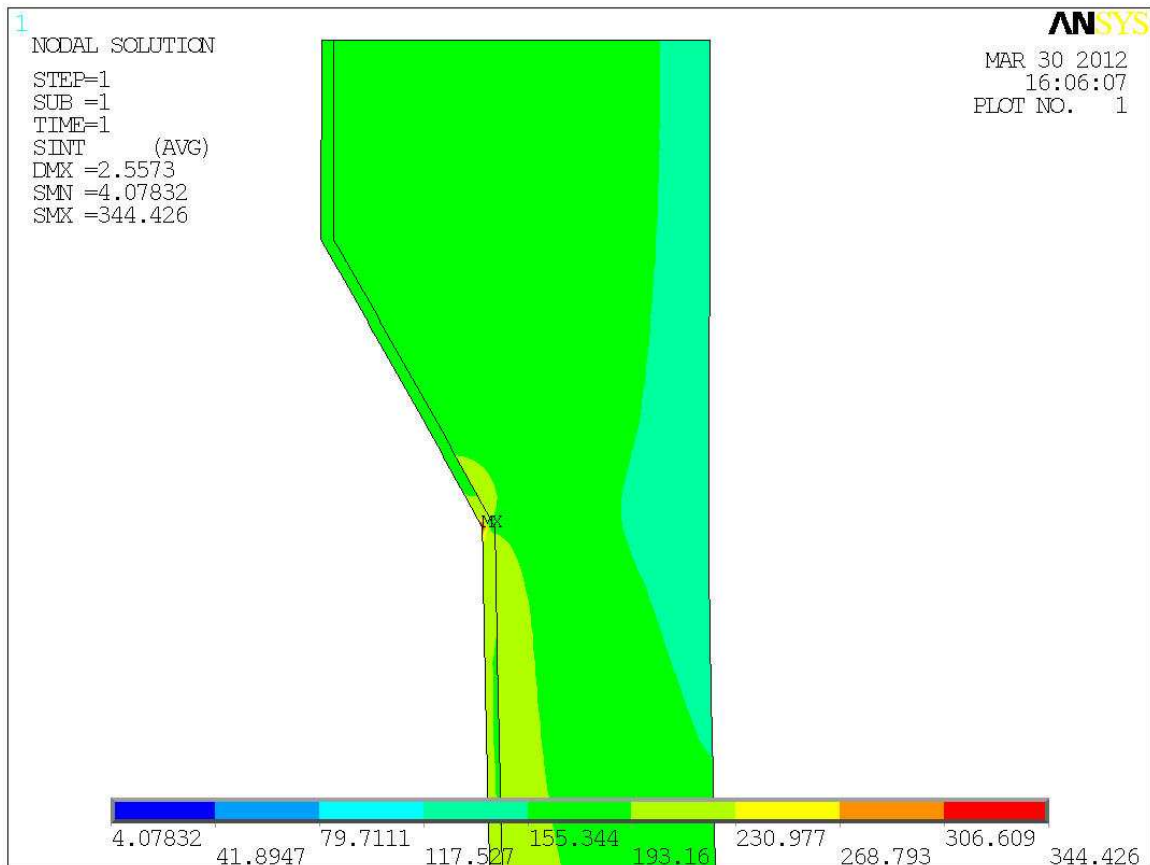
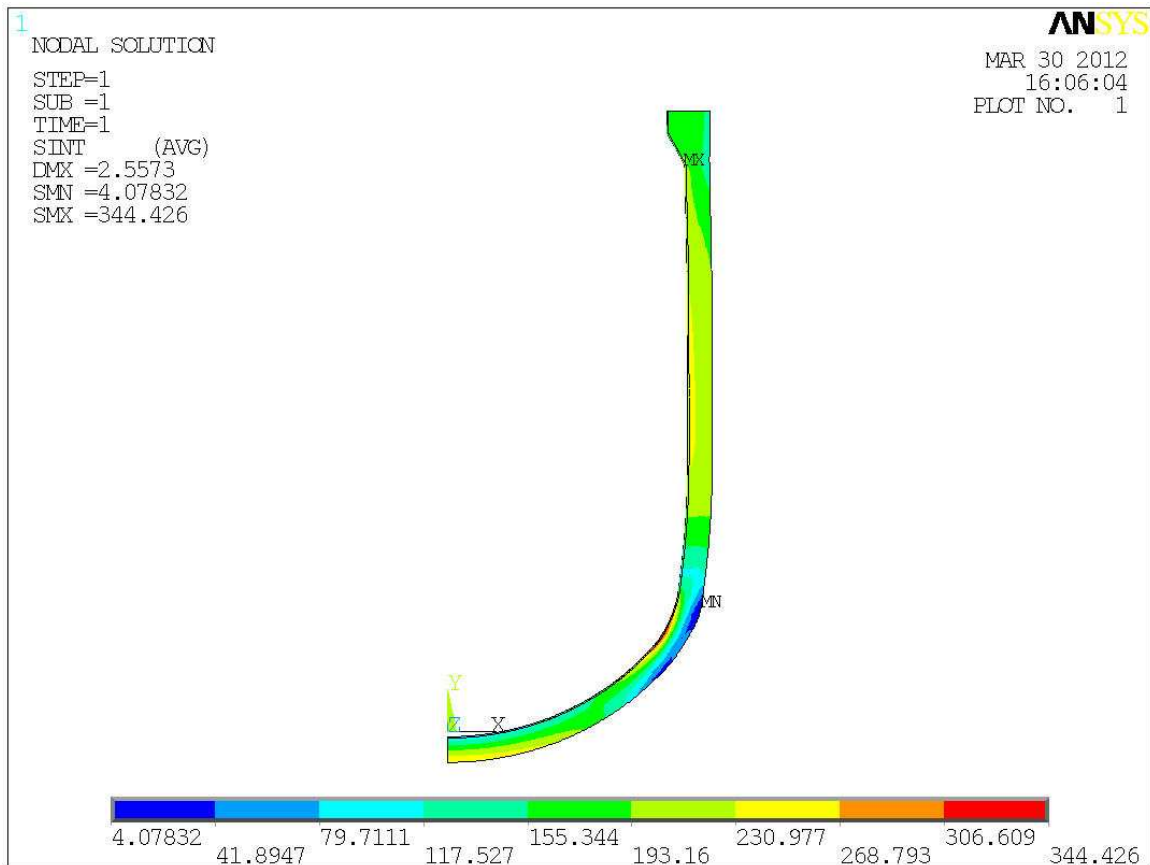
Napětí zde v celé části vychází nulové stejně jako ve výpočtovém stavu č. 1 (viz 3.1), kde je uvedeno vysvětlení.

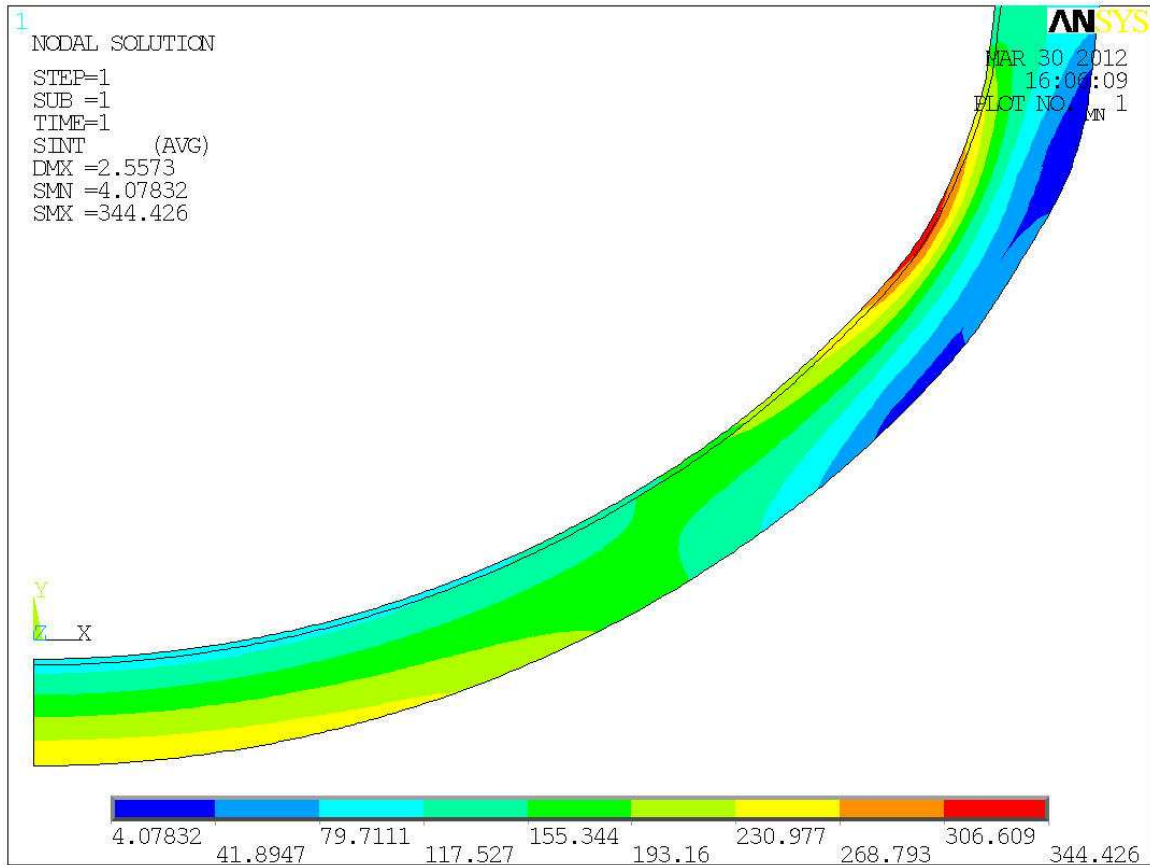
3.7 Výpočtový stav č. 7



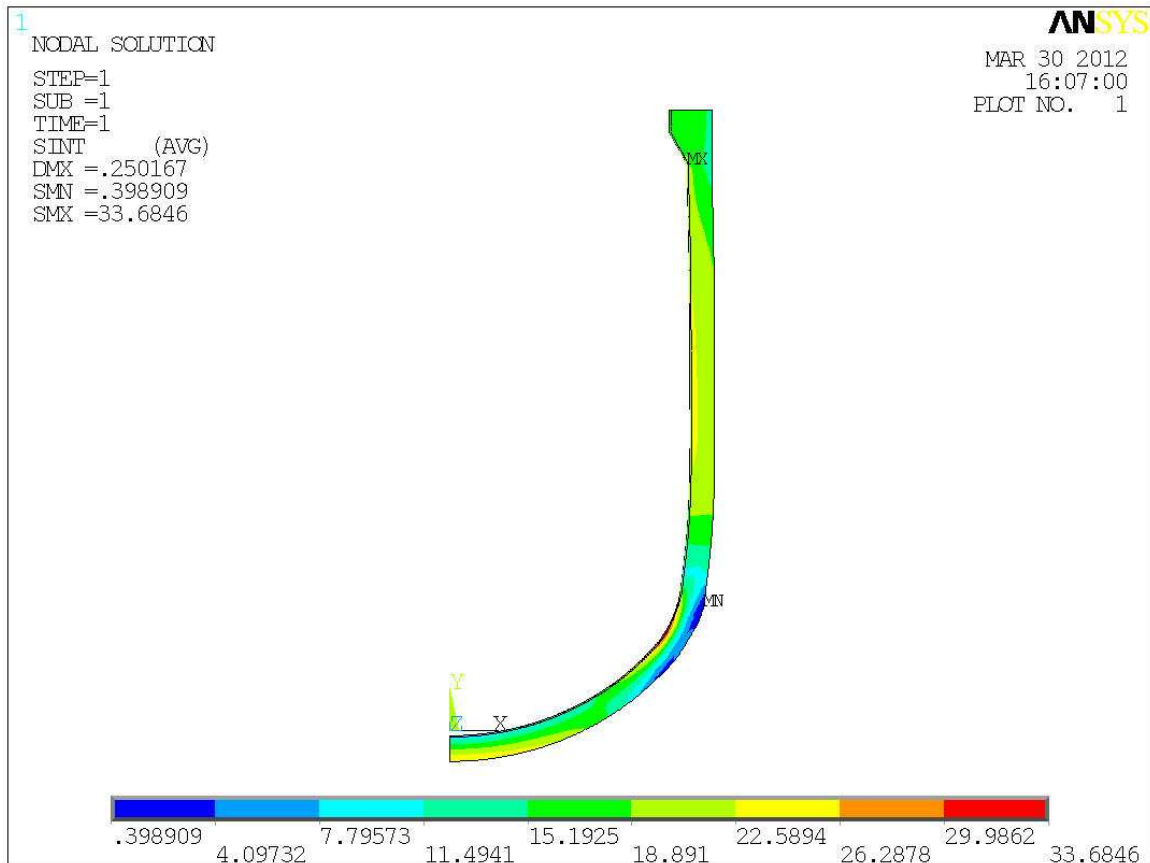
Napětí zde v celé části vychází opět nulové stejně jako ve výpočtovém stavu č. 1 (viz 3.1), kde je uvedeno vysvětlení.

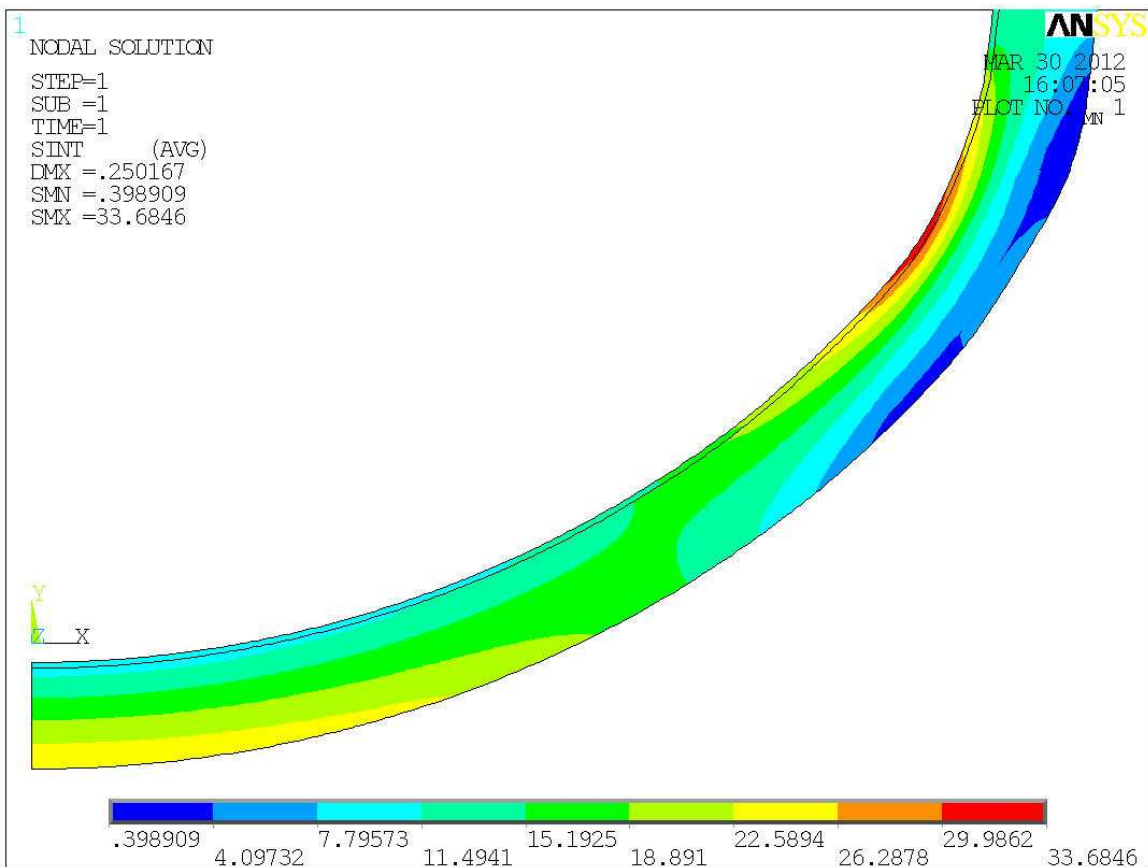
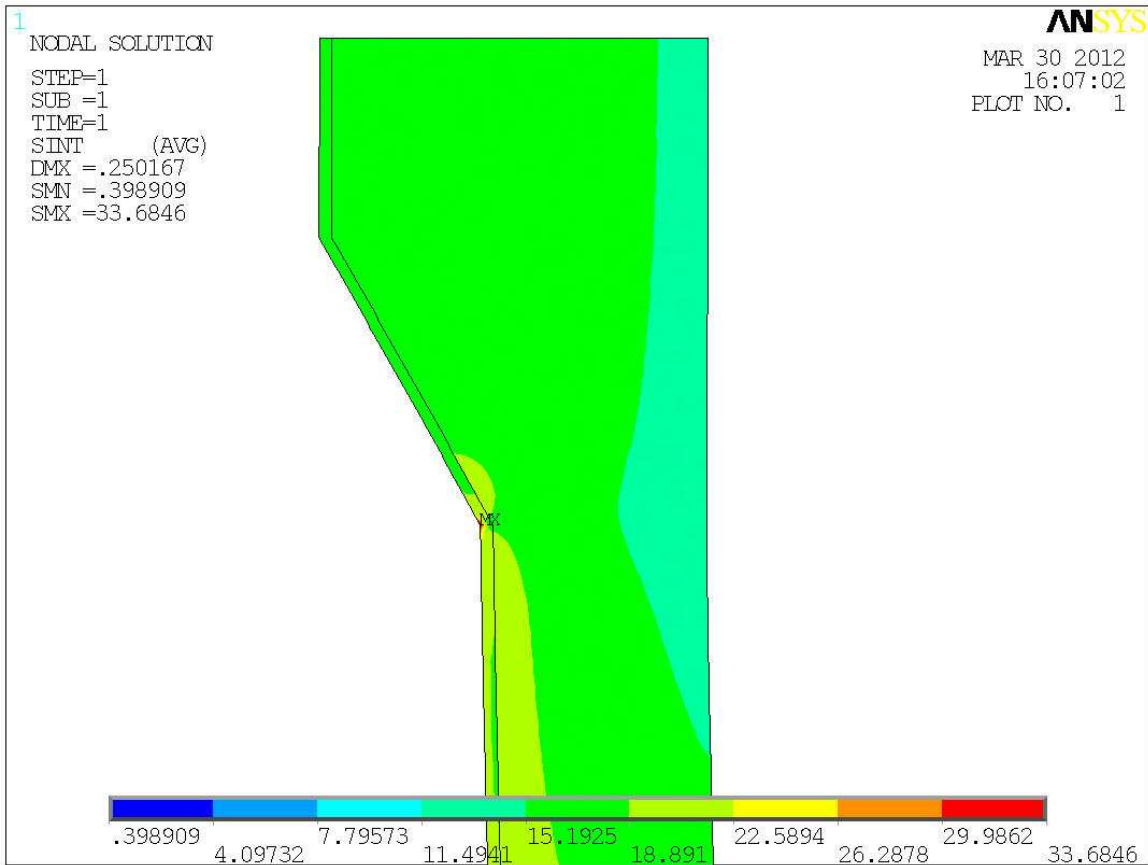
3.8 Výpočtový stav č. 8



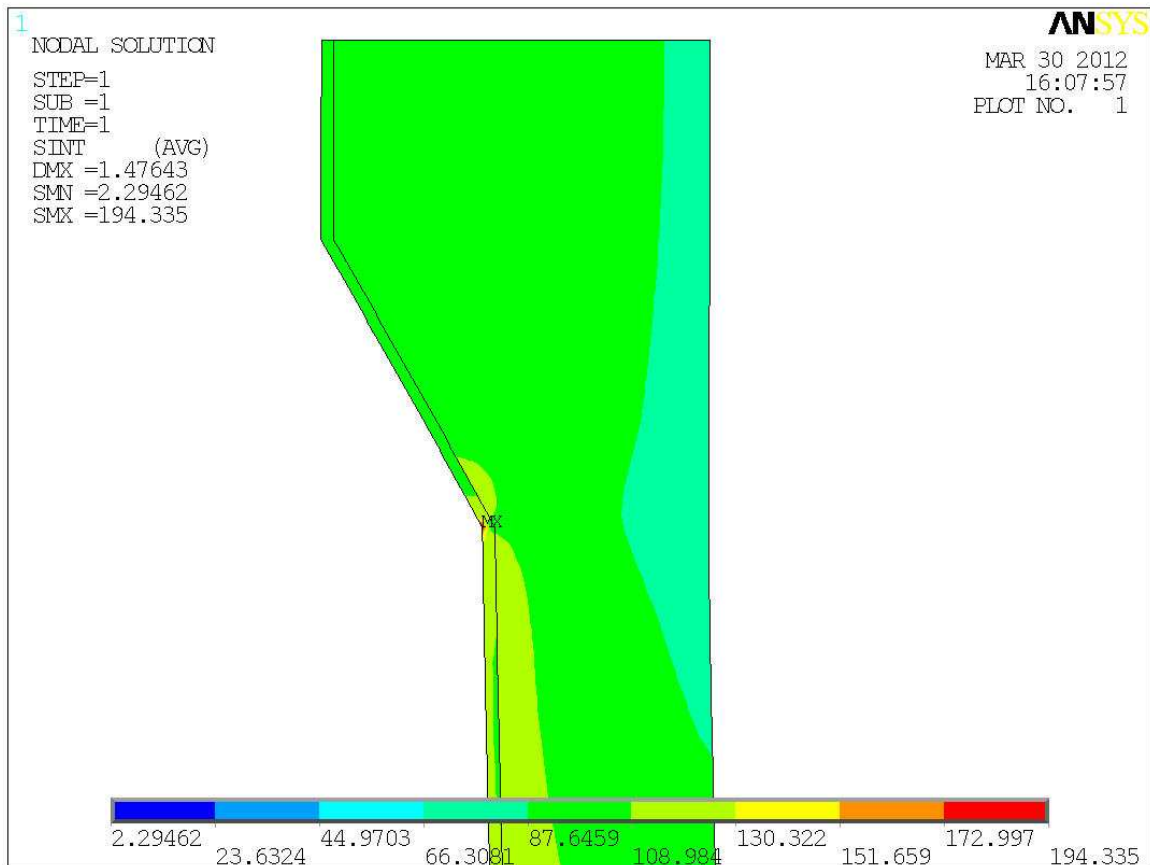
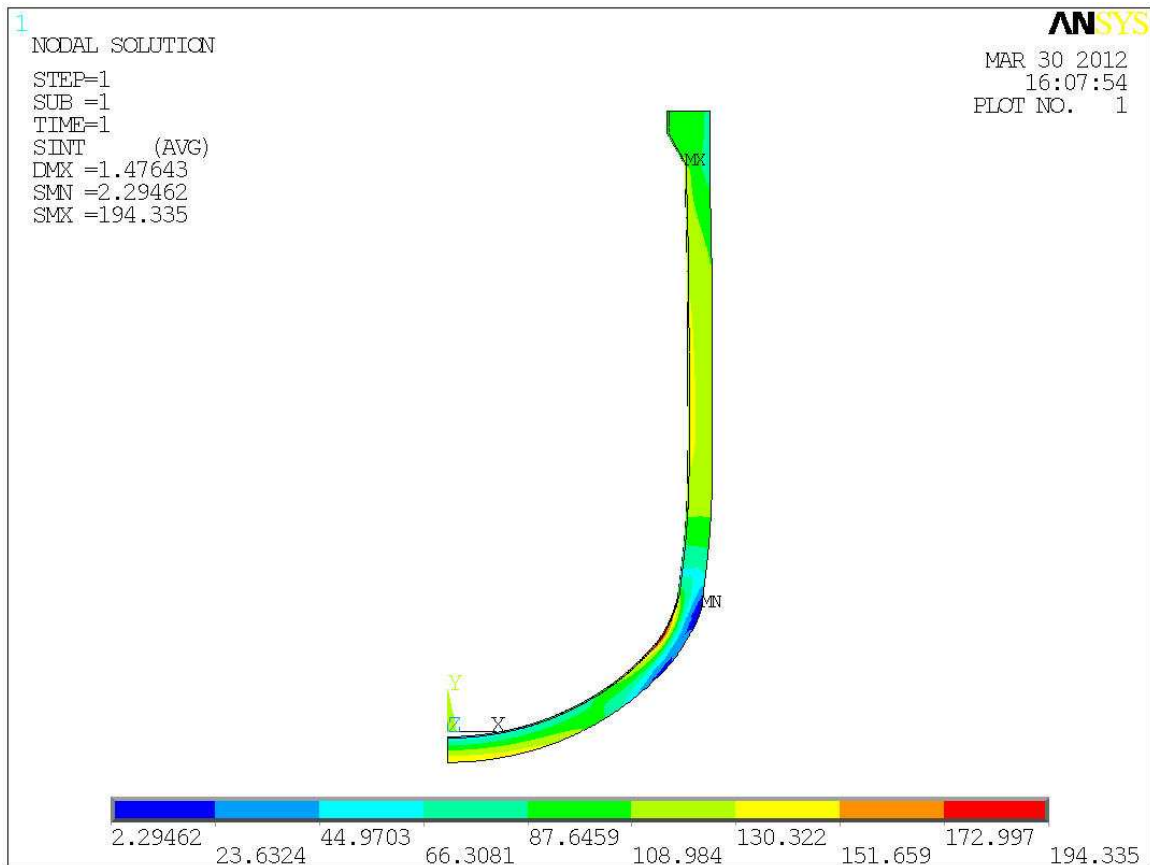


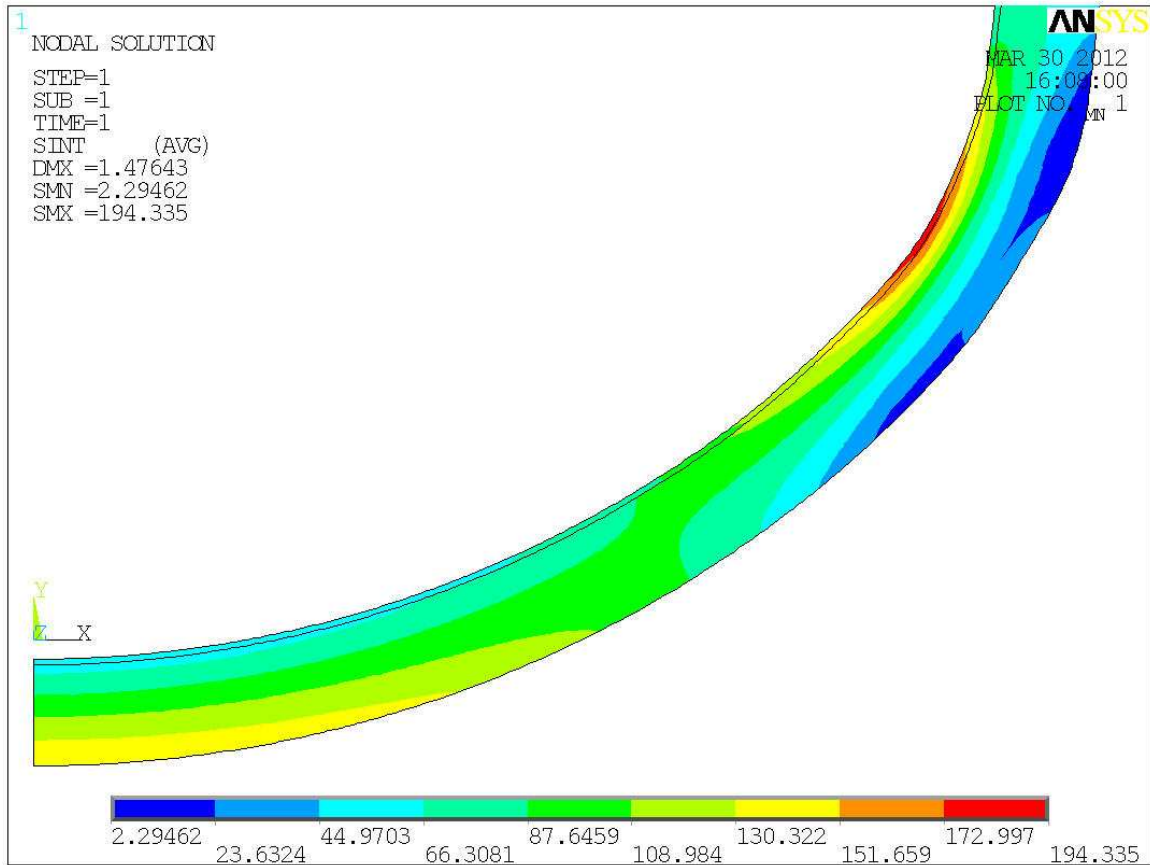
3.9 Výpočtový stav č. 9



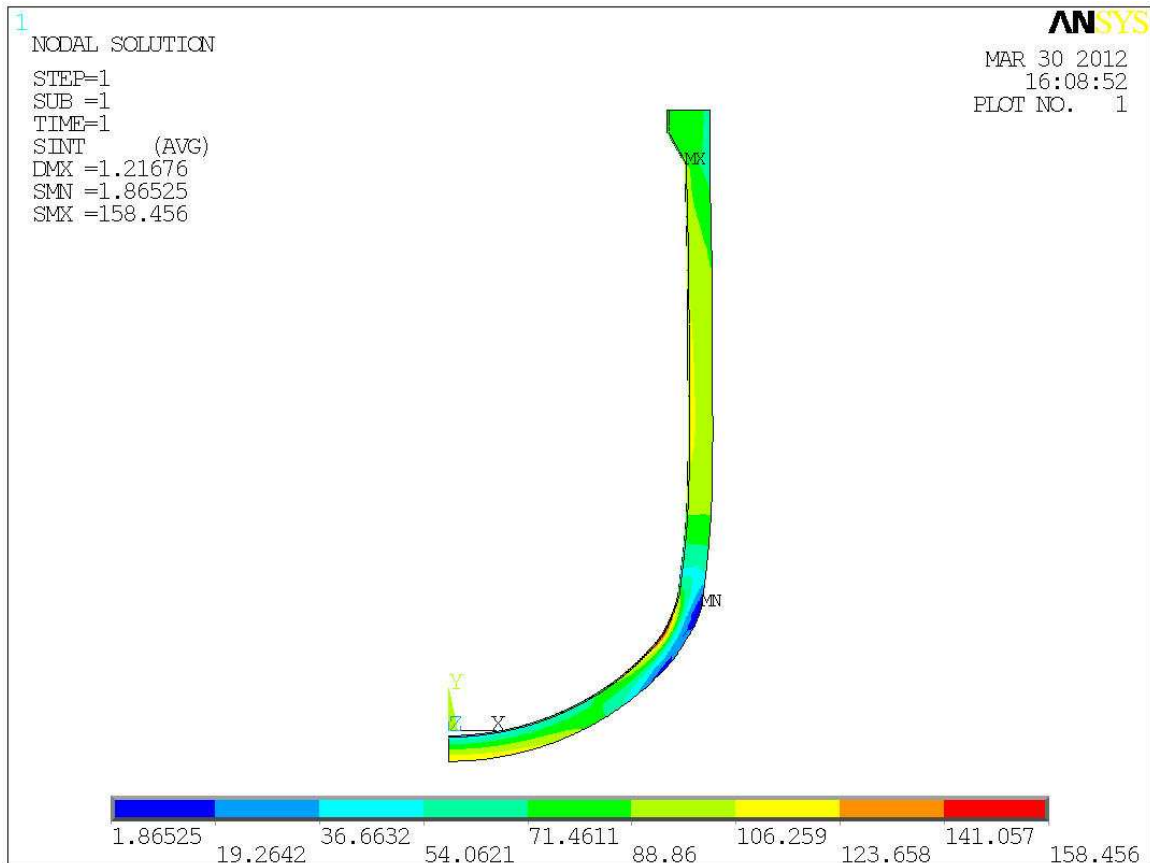


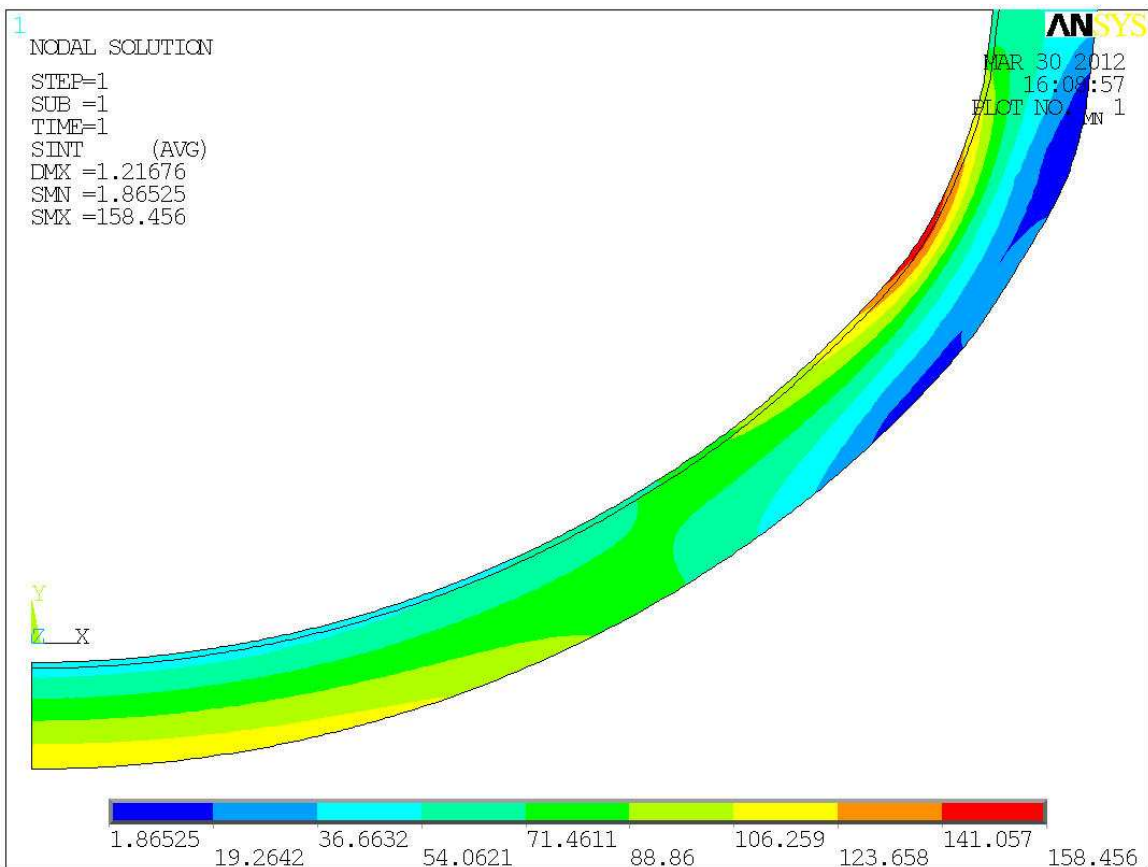
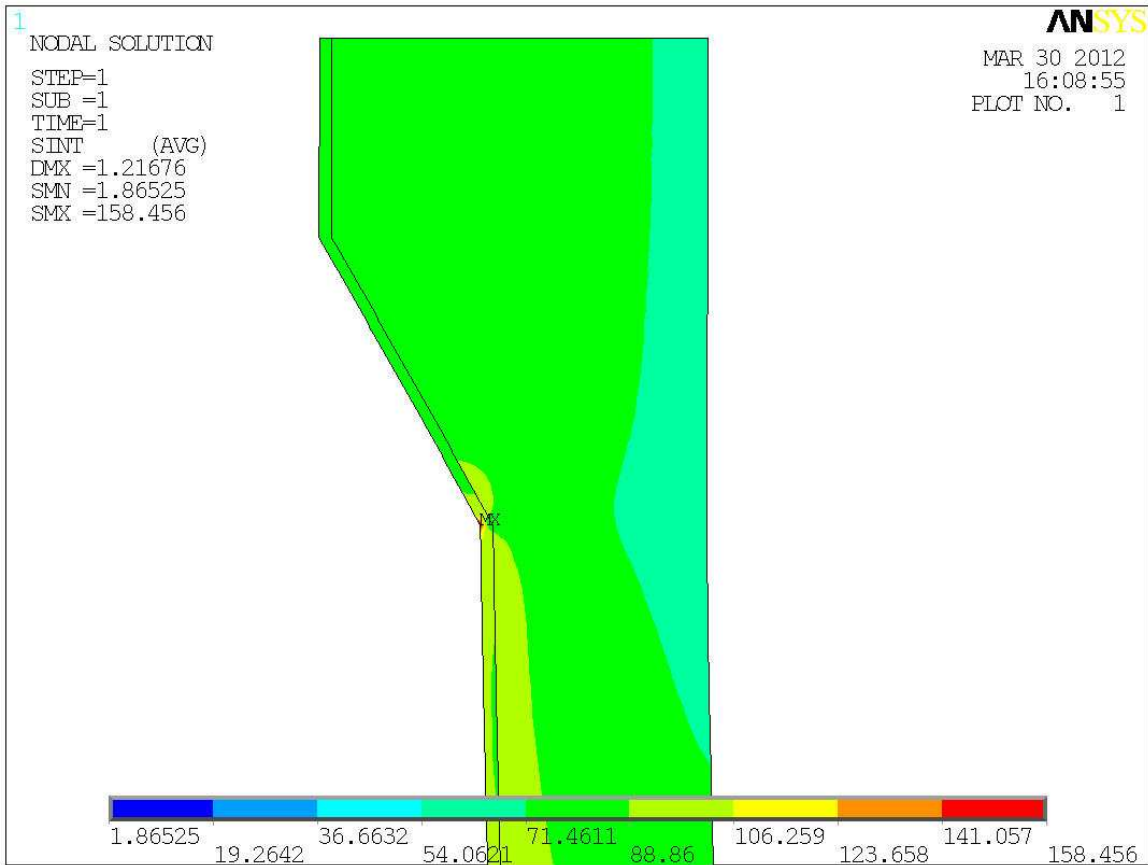
3.10 Výpočtový stav č. 10



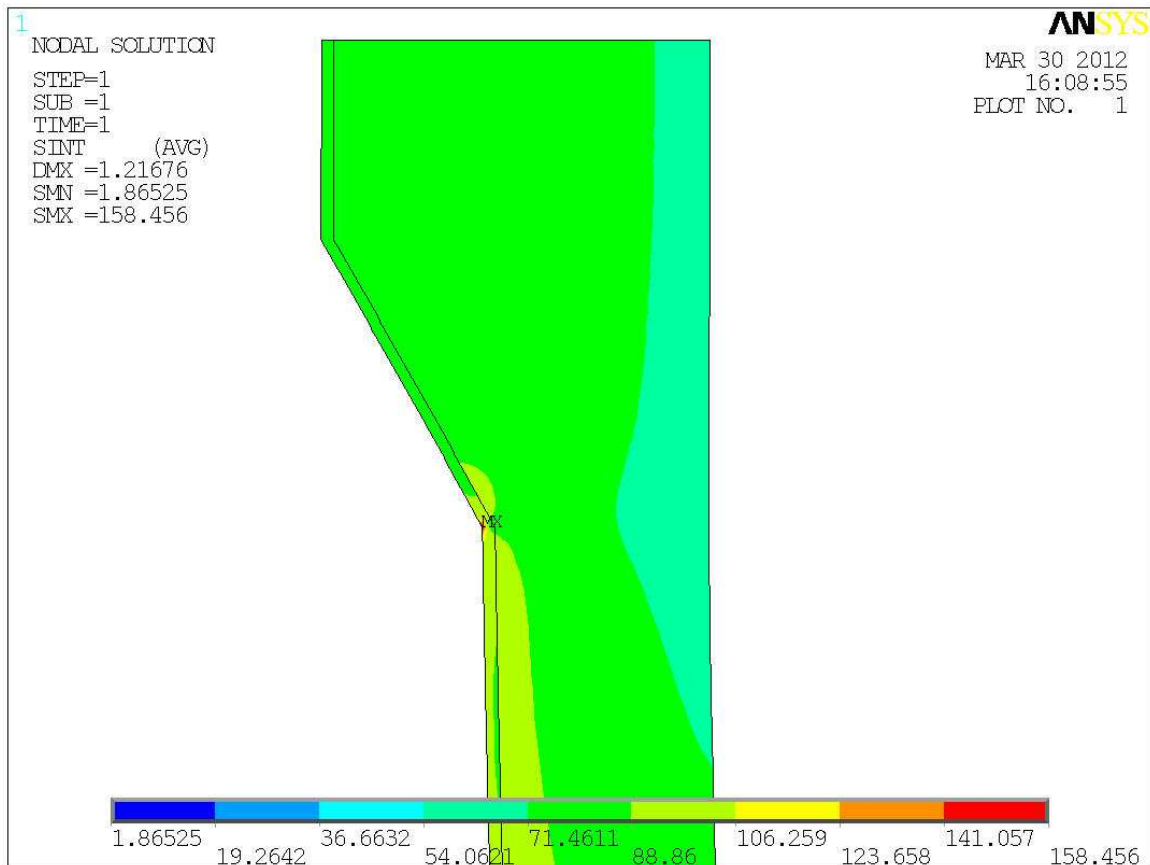
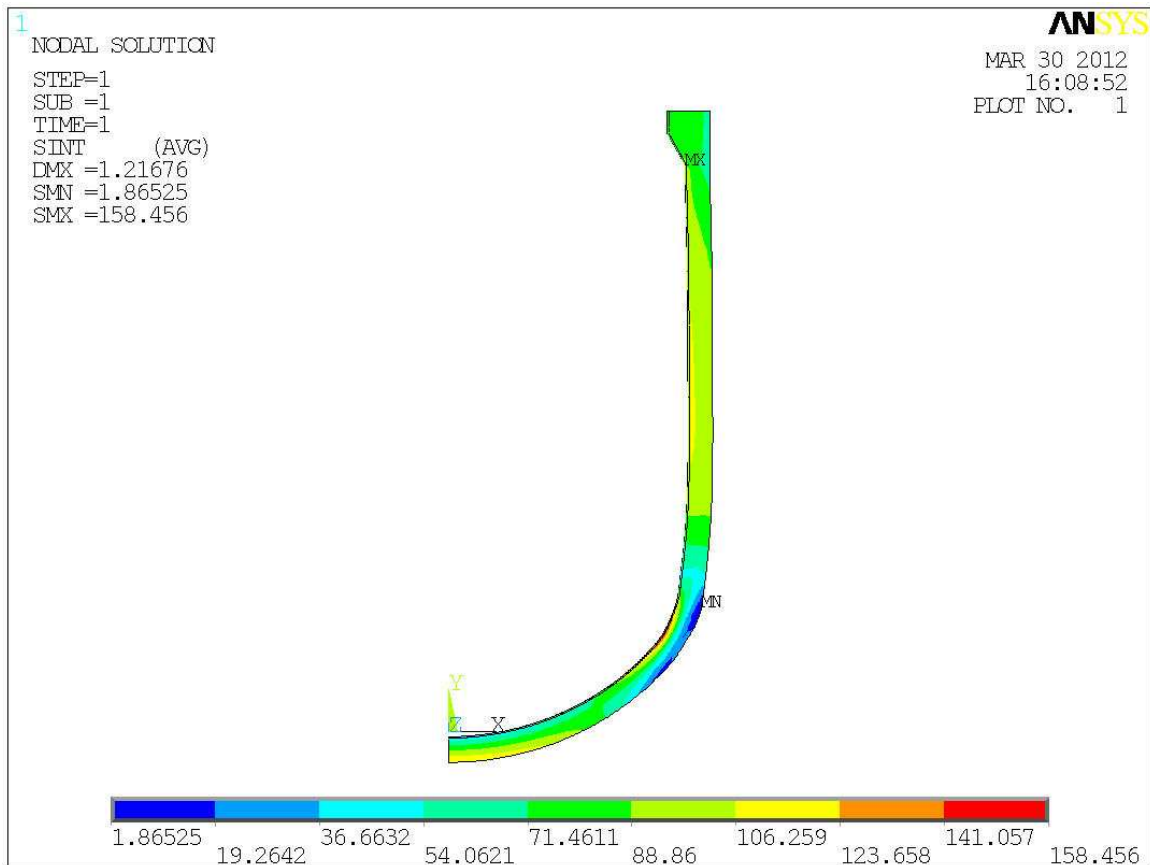


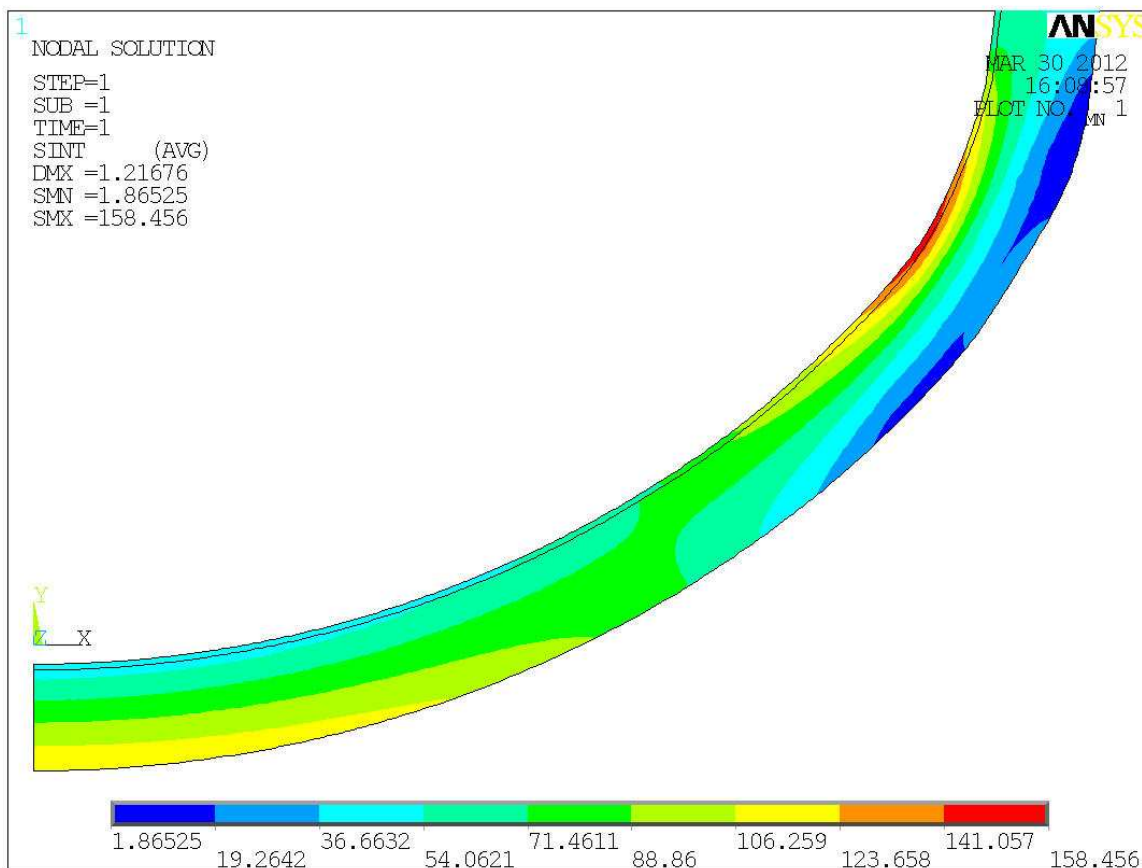
3.11 Výpočtový stav č. 11





3.12 Výpočtový stav č. 12





PŘÍLOHA č. 4

Popis vybraných SMR

Obsah

Obsah.....	1
1 IRIS	2
1.1 Specifické vlastnosti.....	2
1.2 Hlavní výhody	4
1.3 Bezpečnost a spolehlivost	4
1.4 Použití.....	5
2 NuScale	6
2.1 Specifické vlastnosti.....	6
2.2 Hlavní výhody	7
2.3 Bezpečnost a spolehlivost	8
2.4 Použití.....	11
3 mPower.....	12
3.1 Specifické vlastnosti.....	12
3.2 Hlavní výhody	13
3.3 Zajištění bezpečnosti	14
3.4 Použití.....	15
4 SMART	15
4.1 Specifické vlastnosti.....	16
4.2 Hlavní výhody	17
4.3 Bezpečnost a spolehlivost	18
4.4 Použití.....	20
5 KLT-40S.....	20
5.1 Specifické vlastnosti.....	21
5.2 Hlavní výhody	25
5.3 Bezpečnost a spolehlivost	25
5.4 Použití.....	27
6 VBER-300.....	27
6.1 Specifické vlastnosti.....	27
6.2 Hlavní výhody	33
6.3 Bezpečnost a spolehlivost	34
6.4 Použití.....	34
7 Hyperion PM.....	35
7.1 Specifické vlastnosti.....	35
7.2 Hlavní výhody	36
7.3 Bezpečnost a spolehlivost	36
7.4 Použití.....	37
8 GT-MHR	38
8.1 Specifické vlastnosti.....	38
8.2 Hlavní výhody	40
8.3 Bezpečnost a spolehlivost	41
8.4 Použití.....	41
9 FUJI.....	42
9.1 Specifické vlastnosti.....	42
9.2 Hlavní výhody	44
9.3 Bezpečnost a spolehlivost	44
9.4 Použití.....	46
Seznam obrázků	48

1 IRIS

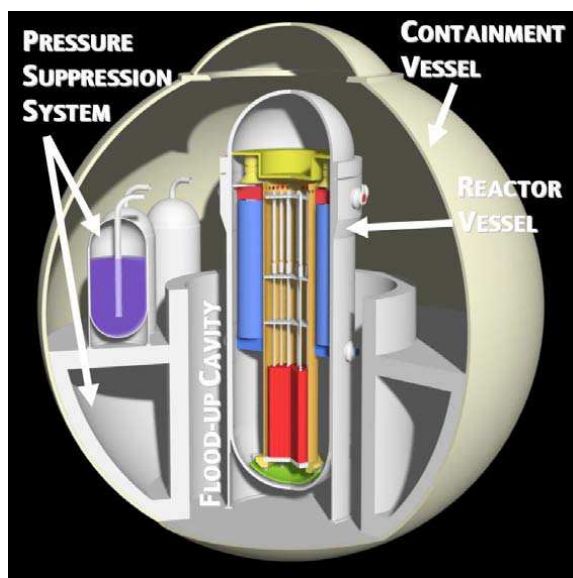
Reaktor byl vyvinut v rámci mezinárodního IRIS konsorcia (vedoucím projektu je Westinghouse, USA). Je to modulární, integrální, tlakovodní typ reaktoru chlazený a moderovaný lehkou vodou. Instalovaný výkon je plánován v rozmezí 100 – 335 MWe. Palivem může být standardní UO_2 s obohacením 4,95 % nebo lze použít i palivo MOX. Doba palivové kampaně je navržena na 2,5 až 4 roky, životnost reaktoru je 60 let.

IRIS je založen na osvědčené technologii LWR a využívá nové techniky pro zlepšení bezpečnosti a provozních vlastností. Používá integrální uspořádání primárního okruhu namísto klasického smyčkového uspořádání, které se používá v současných reaktorech LWR. Má inovativní design a obsahuje mnoho nových konstrukčních a bezpečnostních prvků. Protože neobsahuje žádné nové technologie ale spíše nové techniky, nevyžaduje IRIS pro svoje ověření žádný prototyp. U většiny systémů a součástí spoléhá IRIS na rozsáhlé provozní zkušenosti se zavedenými PWR a částečně i BWR reaktory. Proto bude v budoucnu postačovat jen jeho omezené testování. Následující informace o IRIS vycházejí zejména z literatury [22].

1.1 Specifické vlastnosti

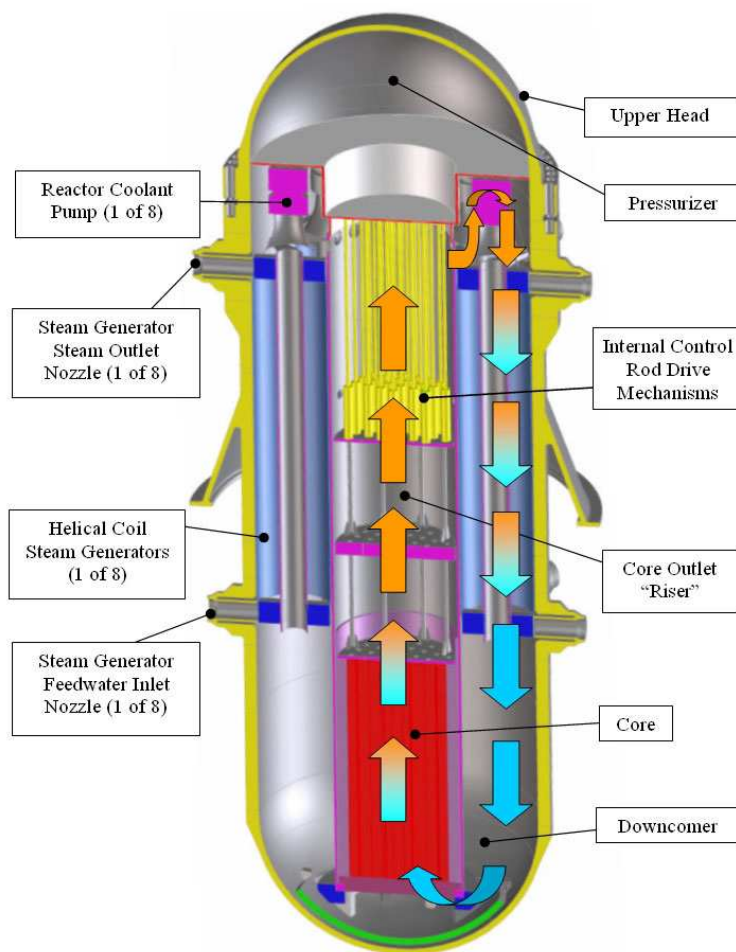
Referenční konstrukční návrh bloku uloženého v podzemí má standardní výkon 335 MWe. Tímto výkonem již sice nespadá do kategorie SMR, ale již existují varianty s menšími výkony dovedené do finální konstrukční fáze. Další aktivity, jako je otázka licencování nebo rok uvedení do provozu, se v tomto okamžiku aktivně neřeší.

IRIS je kompaktní reaktor uložený v kulovém kontejnmentu o průměru 25 m. Vnitřní uspořádání této kompaktní ocelové kulové ochranné obálky kontejnmentu je znázorněno na obr. 1. Pouze polovina z kontejnmentu je umístěna nad zemí, takže je kontejnment vystaven okolí pouze na relativně malém prostoru (ve srovnání se současnými velkými LWR). Elektrárna proto může být snadno chráněna, navíc za přijatelnou cenu. [22]



Obr. 1. Schéma kontejnmentu reaktoru IRIS [22, str. 122].

Relativně malá velikost kontejnmentu umožňuje jeho nižší výrobní náklady, menší rozměry souvisejících zařízení a možnost vysokého maximálního povoleného konstrukčního tlaku (provozní tlak bude samozřejmě menší). IRIS používá integrální uspořádání primárního okruhu, který je celý uložen v základní reaktorové tlakové nádobě, jak ukazuje obr. 2.



Obr. 2. Uspořádání primárního okruhu IRIS [22, str. 123].

Tlaková nádoba zahrnuje všechny hlavní komponenty primárního okruhu: palivové a regulační tyče aktivní zóny, reflektor, pohony vnitřních mechanismů, osm malých plně ponořených čerpadel, osm modulárních průtočných parogenerátorů a jeden kompenzátor objemu, který se nachází v horní části tlakové nádoby. Jak je vidět na obr. 2, chladivo proudí vzhůru přes aktivní zónu do rozšířené oblasti, kde se v horní části nachází sání čerpadel. Tok každého čerpadla směřuje dolů skrz parogenerátor a pokračuje dále dolů, kde je přeměrován zpět do aktivní zóny.

Aktivní zóna IRIS a palivové články jsou podobné jako v typech PWR reaktorů od firmy Westinghouse. Konkrétně se jedná o palivový soubor, který má u obou typů rozteč 17×17, jeho robustní konstrukci a celkový design. Palivový soubor u IRIS se skládá z 264 palivových tyčí s vnějším průměrem 0,95 cm (0,374 palce) ve čtvercovém poli 17×17. Centrální trubka palivového souboru je vyhrazena pro vnitřní měření a 24 dalších míst je vyhrazeno pro zařízení na kontrolu peletky. Nízké hustoty výkonového toku je dosaženo použitím přesně navržené konfigurace aktivní zóny, která je složena z 89 palivových souborů s aktivní výškou palivové části 4,267 m (14-ft) a jmenovitým tepelným výkonem 1 000 MWt. Výsledná průměrná lineární hustota výkonu je asi 75 % hodnoty AP600. Vylepšené teplotní rozložení zajišťuje zvýšenou provozní flexibilitu a zároveň umožňuje delší palivové cykly a tím i zvýšení celkové kapacity zařízení.

Řízení reaktivity je dosaženo standardními prostředky PWR, tj. kombinací rozpustného bóru, řídicích tyčí a vyhořívajících absorbátorů. Koncentrace rozpuštěného bóru je stále omezena na přesně stanovené množství, které udržuje zápornou zpětnou vazbu a zlepšuje reakce v přechodových procesech. Další důležitou vlastností je stále chladná obálka tlakové nádoby.

To je zajištěno prouděním studeného chladiva mezi obálkou tlakové nádoby a aktivní zónou (viz obr. 2).

Hlavní charakteristiky aktivní zóny

Ekvivalentní průměr aktivní zóny	2,41 m
Výška aktivní zóny	4,267 m
Množství paliva v reaktoru	48,5 t
Průměrný lineární tepelný výkon	10,0 kW/m
Počet palivových souborů	89
Počet palivových tyčí v jednom souboru	264
Vnější průměr palivové tyče	9,5 mm

Další technické parametry viz [51].

1.2 Hlavní výhody

- *možnost přepravy modulu*
- *chlazení pouze přirozenou cirkulací* (u verzí s nižšími výkony (~ 50 MWe) nebo při snížení výkonu pod 50 MWe).
- *palivo se nevyměňuje na místě*
- *provoz aktivní zóny více než 15 let bez výměny paliva* (u verzí pro použití ve vzdálených lokalitách).
- *nová filozofie bezpečnosti* je určena již technickým základem, což usnadní licencování a zmenší nebo odstraní složitost havarijního plánování pro okolí elektrárny.
- *zjednodušená konstrukce* zlepšuje spolehlivost a snižuje náklady na výstavbu a počet zaměstnanců.
- *modularita* umožňuje přidávání nových výrobních kapacit postupně až po 335 MWe, aby byla naplňována proměnlivá poptávka po elektřině a optimalizovány investiční peněžní toky.
- *tovární výroba* komponentů a systémů zkrátí dobu výstavby na místě.

1.3 Bezpečnost a spolehlivost

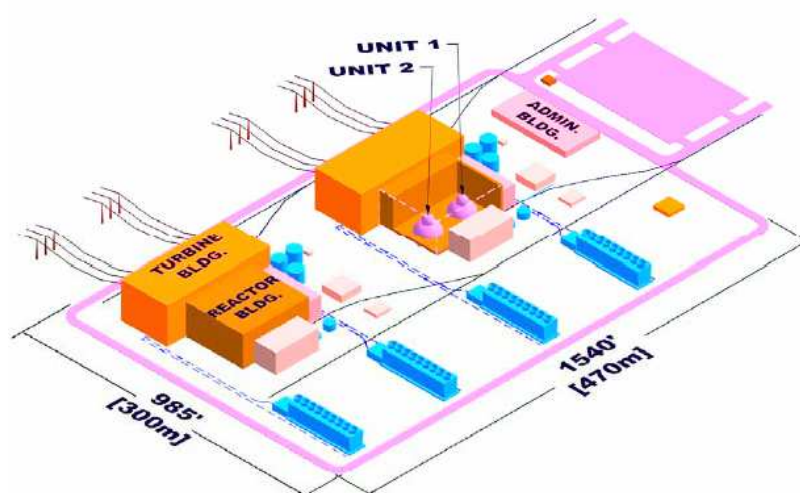
Základ bezpečnosti je v samotném konstrukčním návrhu, který se nezabývá řešením důsledků možné nehody, ale zaměřuje se na odstranění možnosti jejího vzniku. To umožňuje integrální uspořádání. Díky odstranění možnosti vzniku některých nehod se následné bezpečnostní systémy (pasivní nebo aktivní) stávají nadbytečnými. Dochází tak k zjednodušení celé IRIS konstrukce a tím i pasivních bezpečnostních systémů, což současně zvyšuje bezpečnost, spolehlivost a ekonomiku. Použité zjednodušené pasivní bezpečnostní systémy chrání reaktor v případě nehod, které nelze eliminovat. Samozřejmě také zmírňují jejich důsledky. Navíc jsou přidány aktivní systémy, které nejsou nezbytné pro zajištění bezpečnostních funkcí a ani nejsou brány v úvahu při deterministické bezpečnostní analýze. Tyto systémy samozřejmě přispívají ke snížení četnosti poškození aktivní zóny.

Mezi pasivní systémy patří odvod tepla nouzovým systémem, který se skládá ze čtyř nezávislých subsystémů, z nichž každý má horizontální U-trubkový výměník připojený k samostatnému parogenerátoru. Tyto výměníky tepla jsou ponořeny do skladovacích nádrží paliva, které se nacházejí mimo kontejnment. Systém dále obsahuje vodu pro chlazení mezi okolním prostředím a výměníky tepla. Je dimenzován tak, aby jeden subsystém mohl poskytovat základní odvod zbytkového tepla v případě ztráty sekundárního systému. Má přirozený oběh, odvádí teplo z primárního okruhu pomocí parogenerátorů chlazených na povrchu a pomocí kondenzující páry produkované ve výměníku tepla tohoto systému. Přenos tepla dále zajišťuje voda, která se vrací do kondenzátoru a zpět do parogenerátoru.

Dva plnotlaké systémy nádrží s kyselinou boritou poskytují rozmanité prostředky pro odstavení reaktoru prostřednictvím přímého vstřikování naředěné kyseliny borité přímo do tlakové nádoby. Provoz těchto nádrží je řízen gravitací.

Delší doba mezi výměnou paliva zvyšuje ochranu proti šíření jaderných materiálů. Se současně používaným konvenčním PWR palivem (obohaceným pod 5%), dosahuje IRIS délky palivového cyklu až do 4 let. To je minimálně zdvojnásobení délky výměny oproti klasickým PWR. Nyní se navrhuje inovace, která umožní dále prodloužit interval mezi doplňováním paliva až na 8 let. To bude možné díky zvýšení obohacení paliva (obohacení do 10 % je stále považováno za nízkoobohacené palivo). Poté by se jedna palivová kampaň prodloužila na 8 let provozu. Je zde také možnost použití paliva MOX. Díky zvýšené schopnosti moderování lze v IRIS reaktoru spálit více plutonia než v jiných pokročilých LWR. Dlouhý palivový cyklus umožňuje bezproblémovou kontrolu jaderného materiálu a ověřování jeho vlastností.

IRIS přináší významné nové funkce a zejména integrální konstrukci, která představuje radikální změnu v konfiguraci systému oproti stávajícím smyčkovým reaktorům. Díky tomu, že se budou využívat osvědčené technologie LWR, jsou vyžadovány pouze zkušební testy. Proto pro získání konečné schvalovací licence a certifikace konstrukce projektu není nutný prototyp nebo demonstrační zařízení. [22] Návrh celkového uspořádání elektrárny je na obr. 3.



Obr. 3. Uspořádání elektrárny IRIS [22, str. 138].

1.4 Použití

Základní použití jaderné elektrárny bude pro výrobu elektrické energie (jeden modul až 335 MWe). Ve fázi výzkumu je využití pro odsolování mořské vody, vytápění a na výrobu procesní páry. IRIS má za cíl dostat se na trhy s elektřinou v rozvinutých i rozvojových zemích. Proto je zde velká snaha zajistit jeho konkurenceschopnost ve všech oblastech světového trhu. Provedená ekonomická analýza zatím potvrdila, že v porovnání s bloky stejných výkonů je jeho použití ekonomicky přijatelné [22]. IRIS díky jednoduchému designu, středně velkými až středními náklady na jednotlivé moduly, nabízí přijatelné řešení pro menší trhy a rozvodné sítě nebo země s omezenými finančními prostředky, kde zavedení velkých elektráren není možné z technických nebo finančních důvodů.

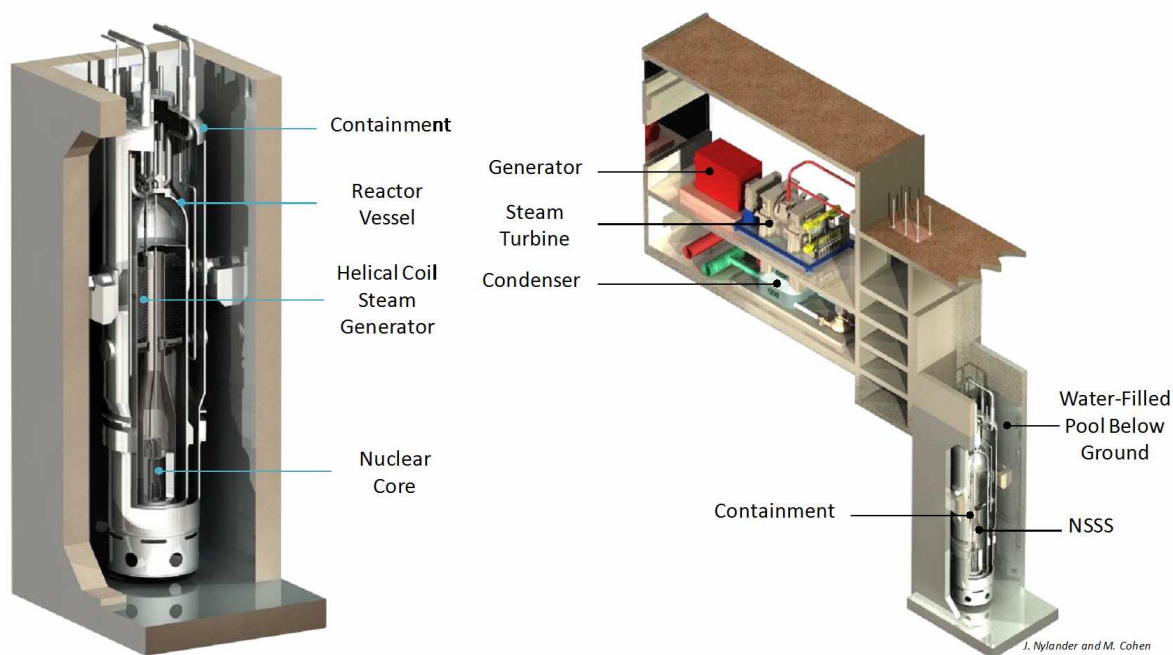
IRIS má ideální pozici pro jeho nasazení na celém světě prostřednictvím prostředků IRIS konsorcia, které zahrnuje členy z 10 zemí. Všichni tyto členové jsou rovnocennými partnery, což poskytuje ideální pozici týkající se konkrétních požadavků trhu, které se nakonec odráží v designu IRIS. Zhruba polovina zemí zastoupených v konsorciu jsou rozvojové země,

a proto může IRIS reagovat na jejich specifické potřeby. Otázky související se specifickými potřebami jako je kogenerace s odsolováním mořské vody nebo potřeba vytápění, jsou zaměřeny na ty členské země, které mají v těchto oblastech zkušenosti. Například Brazílie a Mexiko se zaměřují na odsolování a Litva na potřebu dálkového vytápění.

2 NuScale

Reaktor NuScale vychází z konceptu SMR s názvem MASLWR, který byl vytvořen v roce 2003 společností NuScale Power Inc. z USA za účelem komerčního využití malého reaktoru a který byl dále vyvíjen a v roce 2007 následně přejmenován na NuScale. Zohlednila se zde významná zlepšení oproti původnímu návrhu. Jedná se o pokročilý tlakovodní reaktor navrženy na výkon 45 MWe, chladivo i moderátor je lehká voda, palivem je UO_2 s obohacením maximálně 4,95 %. Upořádání primárního okruhu je integrální. I během výkonového stavu využívá pouze přirozenou cirkulaci chladiva. Životnost je plánována na 60 let. Doba palivové kampaně je 2 roky. Bližší informace o IRIS uvedené v následujících kapitolách vycházejí zejména z literatury [24].

2.1 Specifické vlastnosti



Obr. 4. Schéma modulu NuScale a jeho uložení v kontejnmentu [24, str. 2, 3].

Základní konfigurace jednoho modulu reaktoru NuScale je schematicky znázorněna na obr. 4. Integrovaná tlaková nádoba jaderného reaktoru obsahuje aktivní zónu, parogenerátor obsahující šroubovitě stočené trubky a kompenzátor objemu. Nádoba je přibližně 15,0 m (49 ft) dlouhá a má průměr 3,0 m (9.8 ft). Aktivní zóna se skládá z řady tlakovodních palivových souborů se zkrácenou výškou palivové části a standardním obohacením a uspořádáním řídicích tyčí. Systém parogenerátoru se skládá ze dvou oddělených souborů trubkových svazků se samostatným vstupem napájecí vody a výstupem páry. Napájecí voda je čerpána do potrubí, kde se voda vaří a kde je poté generována přehřátá pára. Sada kompenzátorů objemu je umístěna v horní části reaktoru za účelem umožnění kontroly tlaku. Celý primární okruh elektrárny je uzavřen v ocelovém kontejnmentu, který je 20,5 m (67 ft) dlouhý a má průměr o 4,5 m (15 ft).

Elektrárna s NuScale se může skládat z 1 až 12 nezávislých modulů. Každý modul je schopný produkovat čistý elektrický výkon 45 MWe, obsahuje tlakovodní reaktor provozovaný s využitím přirozené cirkulace chladiva v primárním okruhu a je umístěn v ocelovém kontejnmentu, který je ponořen pod vodou v nerezovém bazénu obklopeného betonem. Každá pohonná jednotka má svoje vlastní turbosoustrojí, které již není uloženo pod zemí. Používá tradiční cyklus parní turbíny, který je optimalizován podle konkrétních výstupních podmínek. Tyto klasické turbíny jsou snadno dostupné a široce používané v konvenčních (fosilních) elektrárnách.

2.2 Hlavní výhody

Existuje pět základních vlastností NuScale, jejichž kombinace ho odlišuje od mnoha jiných malých jaderných elektráren. Tento unikátní soubor vlastností a zejména jejich synergie vytváří jednoduchost zařízení, spoléhající se na osvědčené LWR technologie.

- kompaktní velikost

Celý primární okruh může být zcela prefabrikován mimo staveniště a přepraven po železnici nebo pomocí nákladního automobilu nebo menší lodě.

- chlazení aktivní zóny pouze přirozenou cirkulací

Tato vlastnost odstraňuje čerpadla a jejich příslušná potrubí a armatury. Tím snižuje údržbu a případné poruchy spojené s těmito součástmi. Takové zjednodušení zvyšuje celkovou bezpečnost zařízení stejně, jako zlepšuje i jeho ekonomiku.

- návrh se opírá o dobře zavedenou technologii LWR

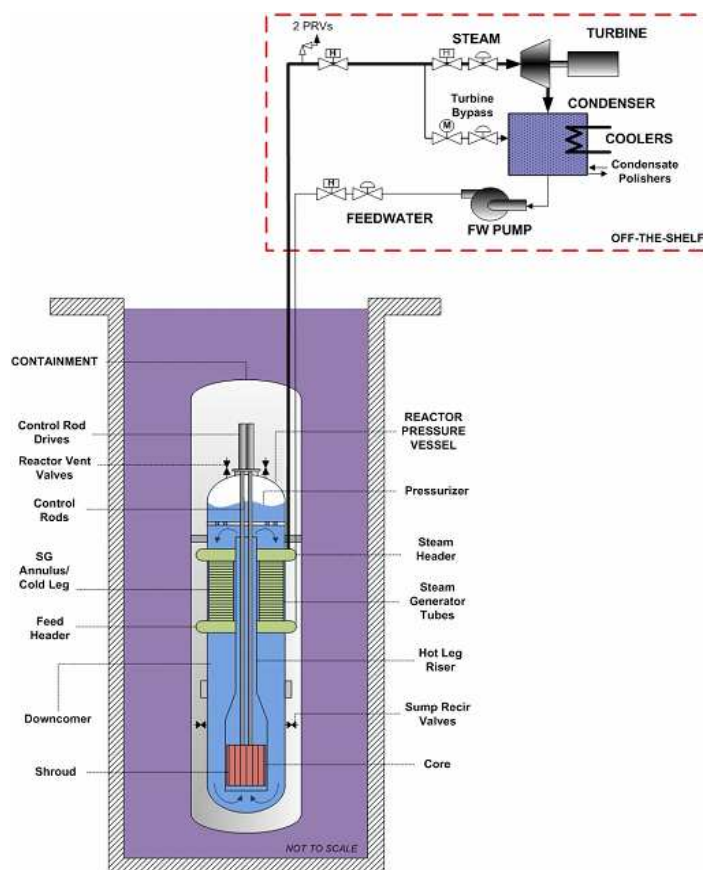
NuScale může být licencován v rámci stávajícího právního rámce LWR, popisujícího velké množství zavedených pravidel pro výzkum a vývoj, osvědčené postupy a stávající právní normy.

- existuje testovací zařízení ve třetinovém měřítku

Toto zařízení obsahuje elektricky vyhřívaná testovací zařízení, která pracují za plného provozního tlaku a teploty. Díky tomuto systému pak bude mít zákazník jistotu v podobě testů, že reálné zařízení bude fungovat tak, jak bylo navrženo.

- kompaktní modulární uspořádání s pohyblivým kontejnmentem

NuScale využívá, na rozdíl od tradičního usazení na místě s použitím betonu, pohyblivý kontejnment. Podobně jako u reaktorové nádoby, je kontejnment prefabrikován mimo staveniště a poté dopraven po železnici nebo nákladní dopravou či lodí. To zlepšuje ekonomiku a flexibilitu nasazení.



Obr. 5. Schéma bezpečnosti NuScale [24, str. 4].

Další výhodou je, že se modul NuScale nachází pod úrovní terénu v bazénu vody (viz obr. 5). Voda slouží k více účelům. Za prvé poskytuje pasivní chlazení kontejnmentu a odvod štěpného tepla. To znamená, že bazén nabízí chladič s kapacitou schopnou absorbovat všechno teplo ze štěpných produktů z plně rozběhnutého reaktoru po dobu 72 hodin. Je také vhodným prostředkem pro tlumení seismických událostí. Navíc to představuje další bariéru proti úniku štěpných produktů a poskytuje radiační stínění. A pod úrovní terénu zajišťuje bazén fyzickou ochranu proti vniku cizích osob.

2.3 Bezpečnost a spolehlivost

NuScale zařízení obsahuje ucelený soubor bezpečnostních prvků navržených tak, aby bylo zaručeno dlouhodobě stabilní chlazení aktivní zóny za všech podmínek včetně zmírnění těžké havárie. Patří k nim tlakovodní nádoba reaktoru, dva pasivní systémy odvodu tepla a akumulátor v případě ztráty napájení. Tyto bezpečnostní systémy jsou stručně popsány v následujících odstavcích.

Vysokotlaký kontejnment

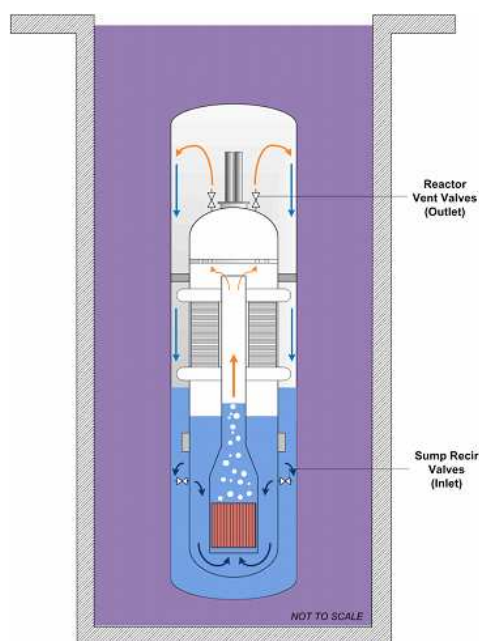
Nádoba kontejnmentu má několik funkcí, které NuScale odlišují od ostatních návrhů. Při běžném výkonovém provozu tvoří atmosféra v kontejnmentu izolační vakuum, které výrazně snižuje tepelné ztráty unikající z reaktorové nádoby. Výsledkem je, že nádoba reaktoru nevyžaduje na povrchu izolaci. Tím se eliminuje blokování monitorování stavu tlakové nádoby. Hluboké vakuum dále zvyšuje kapacitu kondenzace vodní páry, která může být bezpečnostními ventily odvedena do tohoto prostoru. Dále tím, že odstraňuje vzduch, což zabraňuje vzniku hořlavých směsí vodíku v nepravděpodobném případě závažných nehod a odstraňuje problémy koroze a vlhkosti uvnitř kontejnmentu. Eliminuje také potřebu odvodu

vodíkové směsi. Navíc vzhledem k relativně malému průměru byl kontejnment navržen pro maximální tlak vyšší než 3,4 MPa (500 kPa). V důsledku toho bude rovnováha mezi tlakem reaktoru a kontejnmentu v případě malé LOCA havárie vždy nižší než omezující konstrukční tlak.

Pasivní bezpečnostní systémy

Každý NuScale modul má svůj vlastní soubor nezávislých pasivních bezpečnostních systémů. Jsou zde dva redundantní systémy pasivní bezpečnosti pro odvod zbytkového tepla do bazénu kontejnmentu. Systém odvodu zbytkového tepla a systém chlazení kontejnmentu. Tyto systémy nevyžadují pro své ovládání externí napájení. Systém odvodu zbytkového tepla používá jeden ze dvou nezávislých svazků parogenerátorových spirálových trubek pro přenos tepla vznikajícího uvnitř bazénu kontejnmentu. Systém chlazení kontejnmentu zajišťuje přirozenou cirkulaci chladiva a poskytuje tak prostředky k odstranění zbytkového tepla v případě, že by parogenerátory nebyly k dispozici. Pracuje tak, že se otevře odvzdušňovací ventil umístěný na horním víku reaktoru. Pára primárního okruhu je pak vedena z reaktorové nádoby do prostoru vakua, kde se sráží na povrchu reaktorové nádoby. Kondenzát se hromadí v dolní oblasti kontejnmentu, která slouží jako jímka. Když hladina kapaliny v této jínce stoupne nad horní recirkulační ventily, jsou tyto ventily recirkulace otevřeny, což zajistí přirozenou cirkulaci směrem do aktivní zóny a skrz odvzdušňovací ventil opět ven z reaktorové nádoby.

Jak je vidět na obr. 6, je celý systém odvodu zbytkového tepla, včetně obalu, ponořen do bazénu s vodou, který je schopen absorbovat všechno teplo generované po odstavení reaktoru po dobu 72 hodin, aniž by teplota vody v bazénu překročila 93 °C. Bazén je z nerezové oceli obklopené betonovou konstrukcí, která je zcela pod úrovní terénu.



Obr. 6. Chlazení aktivní zóny NuScale [24, str. 5].

Prostředky na zmírnění těžké havárie

Konstrukce NuScale nabízí významné prvky na zmírnění vážné nehody. Za prvé má každý modul menší zásoby paliva, což redukuje vzniklé množství tepla. Vakuum v nádobě kontejnmentu zabraňuje vzniku hořlavých plynů (pro hoření zde není dostatek kyslíku). Ocelový kontejnment ponořený do bazénu z nerezové oceli eliminuje možnost tavení betonu při interakci s palivem. Schopnost spolehlivého vyrovnání tlaku mezi kontejnmentem

a reaktorem zabraňuje možnosti přetlakování kontejnmentu. Celá elektrárna NuScale také obsahuje klasický systém ochrany do hloubky, včetně ochrany proti šíření štěpných produktů. Stejně jako u běžných LWR zde ochranné bariéry tvoří palivové peletky, jejich pokrytí, nádoba reaktoru a kontejnment. NuScale konstrukce poskytuje navíc další překážky, které snižují důsledky potenciální závažné havárie. Je to omezení ochlazovacím bazénkem z nerezové oceli, biologická ochrana (uložení pod zemí) a také celá reaktorová budova.

Výsledky předběžných pravděpodobnostních studií pro posouzení rizik provedených na NuScale ukazují, že pravděpodobnost vnitřní události poškození aktivní zóny je přibližně 10^{-8} . Nezávislost jednotlivých modulů, jednoduchost konstrukce a prvky pasivní bezpečnosti, malé množství paliva a další překážky zabraňující šíření štěpných produktů naznačují, že elektrárna s NuScale bude mít možnost úniku radioaktivních látek do okolí zdaleka nižší než stávající velké jaderné elektrárny. Tato kombinace vlastností nabízí významné výhody pro havarijní plánování.

Ochrana a bezpečnost (fyzická ochrana)

Z hlediska fyzické ochrany je celé uspořádání zahrnující primární okruh, kontejnment, řídicí místnost a bazén vyhořelého paliva umístěno pod úrovní terénu. Vznikne tím velmi nízký profil stavby, který zajišťuje odolnost proti pádu letadla nebo jiným potenciálním bezpečnostním hrozbám. Pod vodou ponořený kontejnment navíc poskytuje další ochrannou bariéru.

Elektrické systémy a systémy I&C

Unikátní vlastností NuScale je také design hlavní řídicí místnosti (blokové dozorny). Obr. 7 zobrazuje její uspořádání. Z jedné místnosti bude obsluhováno 12 modulů. Pro snížení provozních nákladů, které je možné kvůli jednoduchosti konstrukce a vylepšenému ovládní, se navrhuje, že jeden operátor bude ovládat 4 reaktory. Studium komplexních lidských faktorů a rozhraní technických prvků vedlo k určení tohoto optimálního počtu reaktorů, které může účinně a bezpečně ovládat jeden operátor.



Obr. 7. Koncept hlavní řídicí místnosti NuScale pro 12 modulů [24, str. 9].

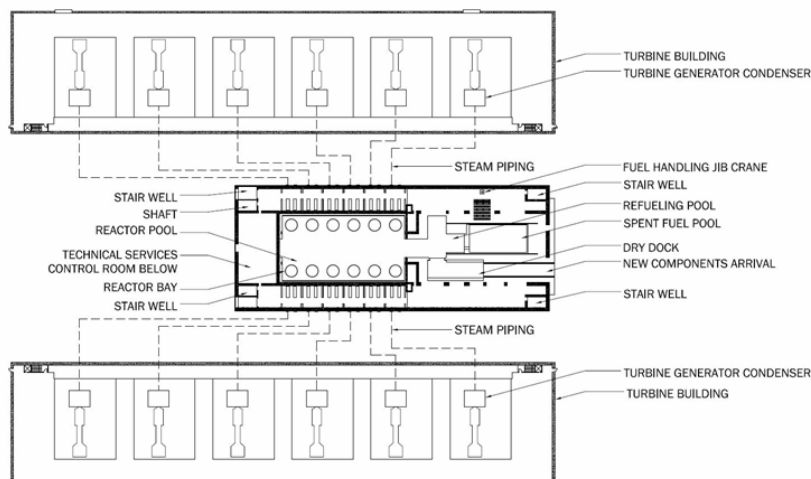
Nakládání s použitým palivem a odpady

NuScale zařízení s více moduly zahrnuje bazén vyhořelého paliva, který se skládá z železobetonové konstrukce umístěné v podzemí. Je navržen pro kapacitu uložení a chlazení veškerého paliva vyvezeného z 12 modulů, stejně jako pro skladování použitého paliva po dobu dalších 10 let. Po 10 letech skladování v bazénu bude palivo přesunuto do vzduchem chlazeného meziskladu stejně jako u konvenčních jaderných elektráren. Vzhledem

k problematice skladování paliva zde nejsou žádné nové faktory, které by palivový cyklus u NuScale odlišovaly od klasických elektráren.

Uspořádání elektrárny

Půdorysný pohled ukazující uspořádání 12 modulů s celkovou kapacitou 540 MWe je na obr. 8. Uspořádání ukazuje reaktorové budovy, ve kterých jsou uloženy příslušné moduly, turbínové haly, a samostatnou budovu, určenou pro operace s jaderným materiálem. Tato budova také obsahuje bazén pro skladování vyhořelého paliva.



Obr. 8. Půdorys uspořádání elektrárny NuScale [24, str. 9].

2.4 Použití

Elektrárna může být postavena prakticky kdekoliv. Na začátku roku 2008 společnost NuScale Power oznámila svůj záměr zahájit diskuse zaměřené na podání žádosti o certifikaci návrhu 12 modulů elektrárny NuScale. Předložení dokumentů nezbytných pro licencování právě probíhá. Závěrečné vyjádření k licencování bude hotové v druhé polovině roku 2012. [24]



Obr. 9. Elektrárna NuScale [24, str. 10].

Kvůli snížení počtu částí elektrárny, zjednodušení provozu a zvýšení její spolehlivosti se u NuScale předpokládá součinitel využití instalovaného výkonu u jednoho modulu $> 90 \%$. Navíc je zde potenciál použití „náhradního“ modulu pro případ výměny paliva nebo opravy. Toto uspořádání odstraňuje riziko odstavení celé elektrárny. To znamená, že dočasné odstavení jedné jednotky nevyžaduje odstavení celé elektrárny. Uspořádání umožňuje výměnu paliva v jednom modulu, zatímco ostatní moduly nadále vyrábějí energii. Takto rozdělenou výměnu paliva v jednotlivých modulech může provádět malý a dobře vycvičený

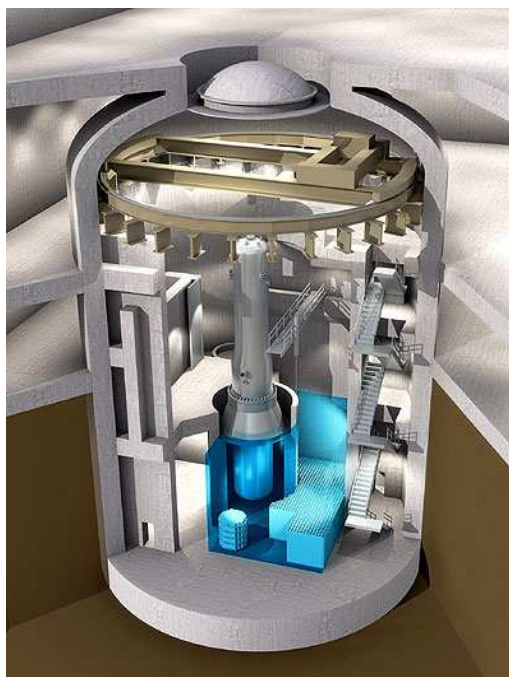
stálý tým zaměstnanců. Není proto potřeba zaměstnávat velké dočasné pracovní síly. Výměna paliva by měla být prováděna v průběhu celého roku při zachování chodu ostatních modulů. Kromě toho protiskluzová montáž turbín, generátorů a dostatek odkládací ploch v turbínové hale umožňuje snadnou údržbu a výměnu turbíny. Obr. 9 ukazuje příklad uspořádání budovy pro 12 modulů. Obsahuje dvě nezávislé budovy pro turbíny zahrnující rovněž 6 parogenerátorů, reaktorové budovy, kde jsou všechny moduly, 2 sady nuceného vzduchového chlazení s odpařovacími chladiči a podporu elektrických a mechanických zařízení.

3 mPower

Společnost Babcock & Wilcox představuje svůj mPower jako malý, modulární, pokročilý, lehkovodní reaktor využívající pasivní bezpečnostní prvky. Reaktor patří do skupiny Advanced Light Water Reactor (ALWR) což je verze vylepšeného typu PWR. Spadá do generace III++. Konstrukce má se svými rozměry a modularitou kapacitu na poskytnutí 125 až 750 MWe (záleží na konkrétním konceptu) po dobu 5 let bez nutnosti výměny paliva. Protože se jedná o typ PWR, je používáno klasické a dostatečně ověřené palivo UO_2 s obohacením maximálně 5 %, jako chladivo i moderátor je použita lehká voda. Uspořádání aktivní zóny a primárního okruhu je kompaktní a zmenšené na modulární rozměry. Při výkonovém stavu je použita nucená cirkulace chladiva. Životnost je plánovaná na 60 let. Informace v následujících kapitolách vycházejí zejména z literatury [47].

3.1 Specifické vlastnosti

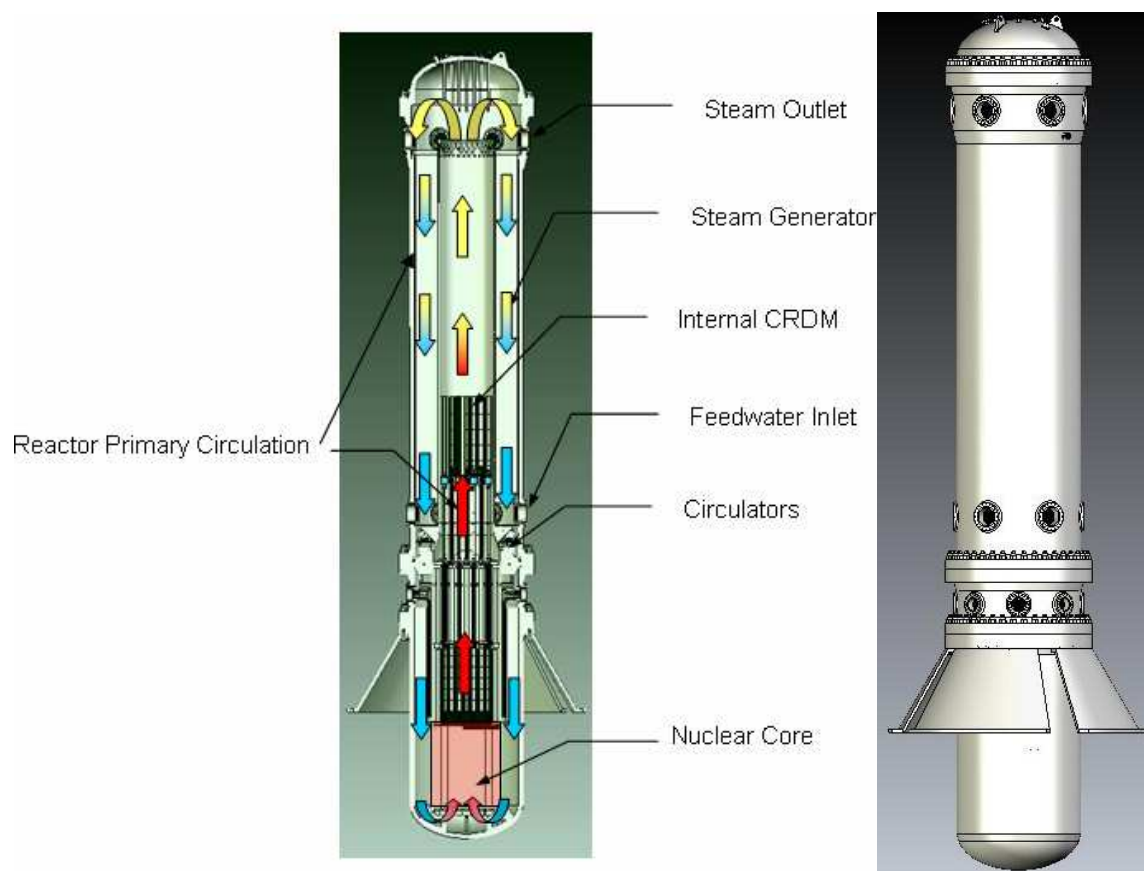
Standardní mPower reaktor má výkon 125 MWe, rozměry 22,86 metrů (75 stop) na výšku a 4,572 metrů (15 stop) v průměru. Aktivní zóna je složena z 69 palivových souborů. Všechno je uloženo v podzemním kontejneru, který chrání jaderný reaktor a parogenerátor. Prostorový řez návrhem podzemního kontejneru je na obr. 10.



Obr. 10. Podzemní kontejnment mPower [41].

Použitý parogenerátor využívá technologii převzatou z námořních reaktorů. Není oddělený od reaktoru jako u běžných elektráren. Místo toho je přímo začleněn do aktivní zóny

(viz integrální uspořádání popsané v hlavní části práce v kapitole 1.4.4). Uspořádání primárního okruhu je zobrazeno na obr. 11.



Obr. 11. Integrované uspořádání reaktoru mPower [18, str. 6, 7].

Z obrázku je patrné, že se aktivní zóna nachází ve spodní části reaktoru. Integrovaný parogenerátor je umístěn v horní polovině a nad ním je parní výstup. Ve středu reaktorové nádoby jsou integrované pohony řídicích tyčí. Chladivo ohřáté v aktivní zóně proudí vzhůru vnitřkem nádoby, v horní části proudí pára směrem dolů skrz integrované parogenerátory, kde se ochladí a dále klesá prostorem mezi stěnou nádoby a vnitřní šachtou reaktoru. Zde čerpadla ženou chladivo dolů. Poté proudí opět do aktivní zóny.

Hlavní charakteristické rysy:

1. Integrovaný návrh systému (kompaktní uspořádání primárního okruhu).
2. Použití pasivních bezpečnostních systémů.
3. Délka palivové kampaně 4 až 5 let.
4. Palivo U235 obohacené na 5 %.
5. Bezpečné uložení v podzemním kontejnmentu.
6. Začlenění bazénu pro použité palivo s kapacitou na 60 let provozu.

Na manipulaci při výměně paliva nebo pro přepravu jakýkoliv těžších součástí se používá vestavěný jeřáb. Bazén na použité palivo obklopující reaktor má kapacitu na 60 let provozu.

3.2 Hlavní výhody

- *flexibilita a malé rozměry* umožní, že reaktor bude použitelný jako místní zdroj. Pro větší zdroj energie je možnost spojení 2 až 10 jednotek.
- *integrovaná konstrukce* každého modulu.

- použití osvědčených ALWR, PWR principů.
- tovární výroba namísto montáže až na stavbě.
- vlastnosti integrovaného modulárního uspořádání
- prvky umožňující zjednodušení ovládání a údržby

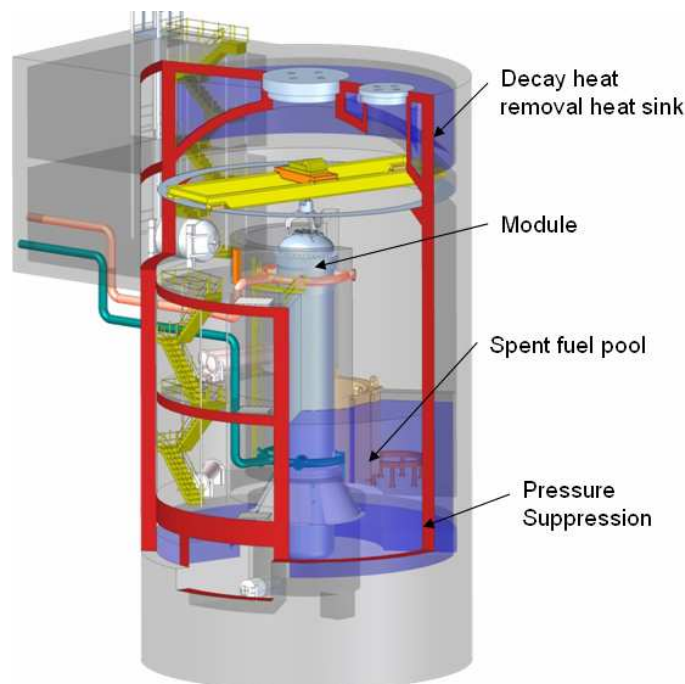
Mezi další výhody patří integrovaný parní generátor, reaktor nepotřebuje žádný záložní zdroj napájení. Nepotřebuje také žádný vnější kompenzátor objemu. Používá konvenční uspořádání aktivní zóny a standardní palivo. Není zde možnost prasknutí primárního potrubí s následkem LOCA havárie. Kompaktní jaderný reaktor je zmenšen na takové rozměry, že je jeho přeprava možná i po železnici. Uváděná cena jednotky je desetkrát menší než cena konvenční jaderné elektrárny [41]. Je přímo počítáno s využitím modulární výstavby.

Další výhodou těchto reaktorů je, že všechny jaderný odpad za celou dobu životnosti odhadované na 60 let bude skladován přímo na místě. Každý reaktor je uložený ve dvouvrstevném kontejnmentu, který bude navíc zakopán pod zemí (viz obr. 10), což podstatně zvýší bezpečnost. Jednotky by po dobu palivové kampaně byly neustále v provozu. Výměna paliva by se prováděla jednou za 4 až 5 let namísto každých 18 - 24 měsíců jako u konvenčních reaktorů.

Konstrukce vychází z bohatých zkušeností s reaktory pro námořní pohony. Přestože je chlazen vodou, nemusí být umístěn blízko velkých zdrojů vody na rozdíl od LR, které neustále požadují velké množství chladicí vody. To umožňuje použití SMR i na suchých místech (např. západ USA). Podzemní poloslaná voda, která by se používala pro chlazení, by pak mohla být odsolena a použita například v zemědělství.

3.3 Zajištění bezpečnosti

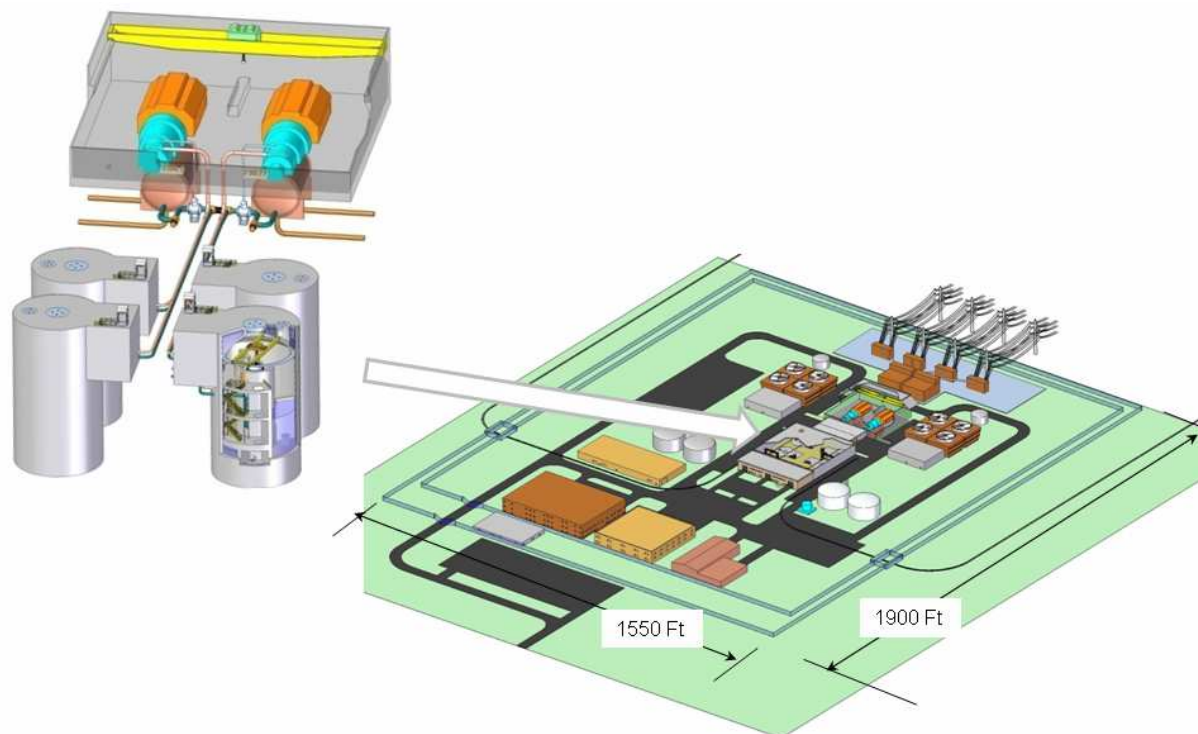
Princip zajištění bezpečnosti je obdobný jako u reaktorů IRIS a NuSclae. Na obr. 12 je zobrazen podzemní kontejnment s popisem základních částí. Kolem tlakové nádoby reaktoru je bazén na použité palivo. V tomto bazénu je za všech provozních stavů přirozená cirkulace, která zaručuje spolehlivý odvod zbytkového tepla a tím chlazení celého primárního okruhu



Obr. 12. Kontejnment mPower [18, str. 8].

3.4 Použití

Tři velké americké společnosti: Tennessee Valley Authority, First Energy Corp. a Oglethorpe Power Corp. podepsaly smlouvu s konstrukční společností Babcock & Wilcox a energetickou společností McDermott International Inc, že úspěšně vytvoří a prosadí tento nový reaktor schválený pro komerční použití v USA. Toto nově zformované sdružení povede vývoj, licenční řízení a dodávky jednotek mPower.



Obr. 13. Elektrárna mPower se čtyřmi moduly [18 str. 10].

Zpomalený rozvoj jaderné výstavby by mohl způsobit, že by se LR nezačaly stavět dříve než v období 2016 – 2017. První licenci Babcock & Wilcox na malý reaktor je možné očekávat v už roce 2012. První jednotka by mohla být v provozu po roce 2018. Pro získání větších výkonů je navrženo upořádání elektrárny se 4 moduly (viz obr. 13). Takové uspořádání přináší výhody viz kapitola 1.4.1 v hlavní části diplomové práce.

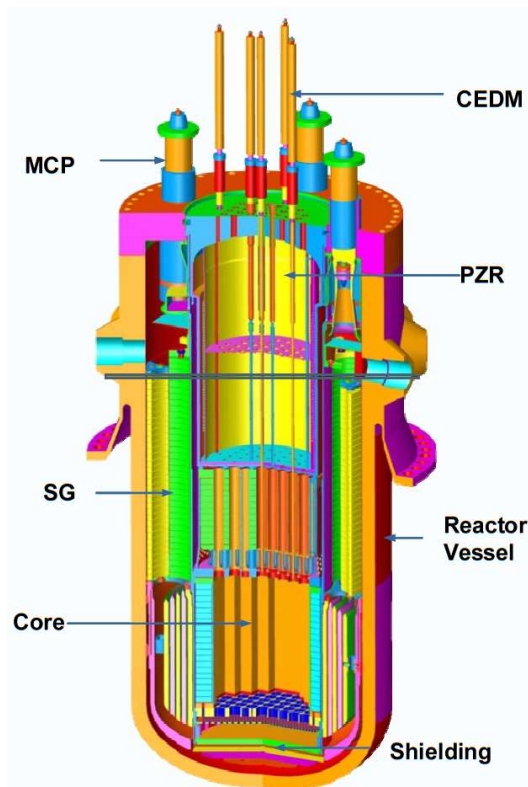
Babcock & Wilcox předpokládá, že menší a jednodušší reaktory mohou být vyráběny rychle a instalovány v místech současných jaderných elektráren. Nebo by v ideálním případě mohly nahradit i konvenční uhelné elektrárny, které jsou zastaralé a produkují nežádoucí množství emisí. Stejně jako ostatní jaderné elektrárny totiž mPower neprodukuje žádné emise. Každý reaktor potom přispěje ke snížení přibližně 57 milionů m^3 CO_2 emisí za celou svoji životnost.

4 SMART

Vývoj SMART byl proveden společností KAERI (Jižní Korea) v rámci jaderného programu výzkumu a vývoje podporovaného ministerstvem pro vědu a technologie Korejské republiky. Je to integrální, tlakovodní typ reaktoru chlazený a moderovaný lehkou vodou. Plánovaný instalovaný výkon je 100 MWe. Palivem je běžné UO_2 palivo s obohacením 4,95 %. Doba palivové kampaně je navržena na 3 roky, životnost reaktoru je 60 let. Následující informace o SMART vycházejí z literatury [22] a [27].

4.1 Specifické vlastnosti

SMART je koncipován jako integrální typ PWR. Celá elektrárna je navržena jako podzemní. Jedna tlaková nádoba reaktoru obsahuje všechny hlavní komponenty, jako jsou modulární průtočné parní generátory se šroubovitě stočenými trubkami, zakonzervované motory hlavních cirkulačních čerpadel, kompenzátor objemu atd.

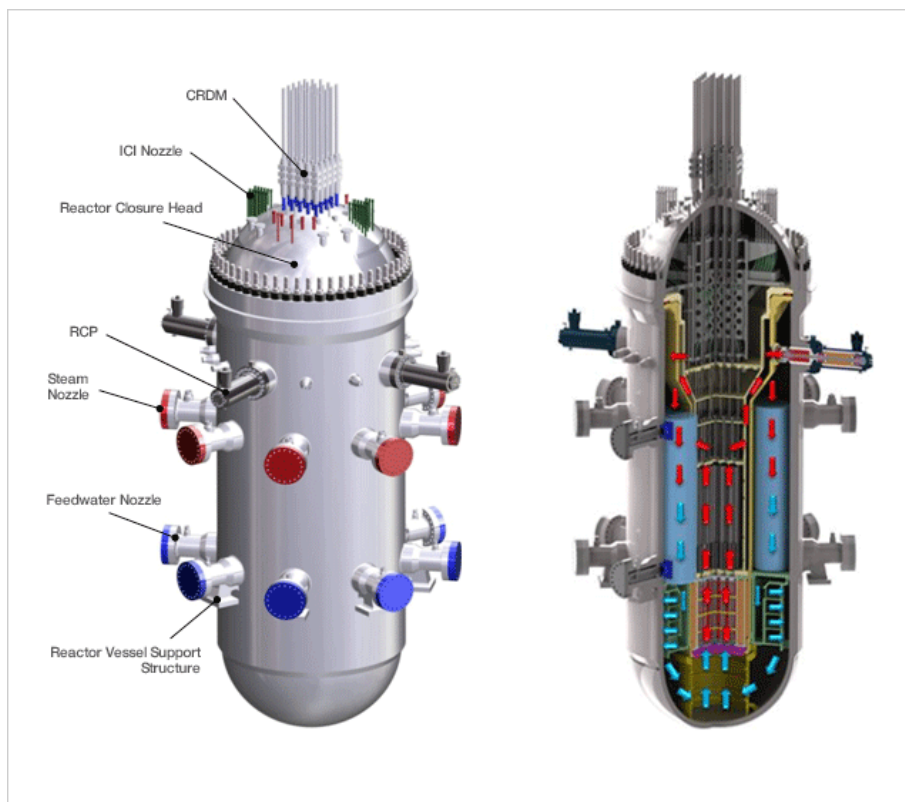


Obr. 14. Integrované uspořádání SMART [22, str. 95].

Obr. 14 ukazuje návrh integrovaného uspořádání aktivní zóny SMART reaktoru. Čtyři hlavní cirkulační čerpadla jsou umístěna vertikálně v horní části tlakové nádoby reaktoru. Chladivo primárního okruhu proudí vzhůru přes aktivní zónu a vstupuje do horní části. Zde je proud chladiva obrácen směrem dolů pomocí čerpadel. Poté prochází parogenerátory, ve kterých předává svoje teplo. Průběh proudění je zobrazen na obr. 15.

Parogenerátory jsou umístěny na obvodovém okraji nad aktivní zónou mezi prostorem pro řídicí mechanismy a tlakovou nádobou reaktoru. Toto provedení vylučuje možnost velké LOCA havárie, protože zde nejsou žádné chladicí smyčky spojené potrubím velkých průměrů. Uspořádání také redukuje tok neutronů dopadajících na reaktorovou nádobu. Mezi další inovace patří zakonzervovaná čerpadla. Taková konstrukce odstraní nutnost těsnění čerpadel a tím možnost malé LOCA havárie způsobené selháním tohoto těsnění. Dalším prvkem je pasivní kompenzátor objemu, který nemá napájený sprchový systém ani elektroohříváky. Tento typ kompenzátoru eliminuje složité ovládání a požadavky na údržbu. Tím se významně snižuje možnost poruchy. Je také použito pokročilé rozhraní ovládacích systémů s využitím digitálních technologií, které umožňují snížení pravděpodobnosti lidské chyby.

SMART počítá se tříletým palivovým cyklem, což je dvakrát až třikrát delší doba než u běžných jaderných elektráren. Pro řízení reaktivity se nebude používat rozpuštěný bór. Tyto dvě vlastnosti mohou výrazně snížit množství kapalného radioaktivního odpadu ve srovnání s běžnými PWR. Ve standardním palivovém cyklu pro SMART je jako palivo použit klasický nízko obohacený uran po dobu jedné palivové kampaně bez pozdějšího přepracování.



Obr. 15. Tlaková nádoba SMART, schéma proudění [49].

Uspořádání AZ

Aktivní zóna je složena z 57 palivových souborů o rozměrech 17×17. Aktivní výška palivové části je 200 cm. Vzhledem k obohacení 4,95 % lze reaktor provozovat po dobu 3 let bez nutnosti výměny či doplnění paliva. Konstrukce aktivní zóny je proto přizpůsobena na dlouhodobý provoz mezi odstávkami. Toho je dosaženo díky nízké výkonové hustotě jádra. Bezpečnost je zde zvýšena díky výrazně negativnímu teplotnímu koeficientu během všech provozních stavů. Celá primární zóna má velkou teplotní rezervu (kapacitu). Je zde maximálně omezena možnost vzniku xenonových oscilací a je docíleno minimálního pohybu regulačních tyčí během výkonového stavu.

Palivový soubor SMART obsahuje různé palivové tyče s přesně stanoveným obsahem vyhořívajících absorbátorů vzhledem k poloze dané tyče v aktivní zóně. Například v centrální oblasti AZ, kde jsou vyšší neutronové toky, jsou použity tyče s vyšší koncentrací absorbátorů. Počet a koncentrace těchto absorbátorů v každé regulační tyči je zvolen tak, aby průběh změn reaktivity každé sestavy řídicích tyčí byl co nejhladší. Proto se energetické zatížení AZ a pozice kontrolních regulačních tyčí v průběhu cyklu příliš nemění.

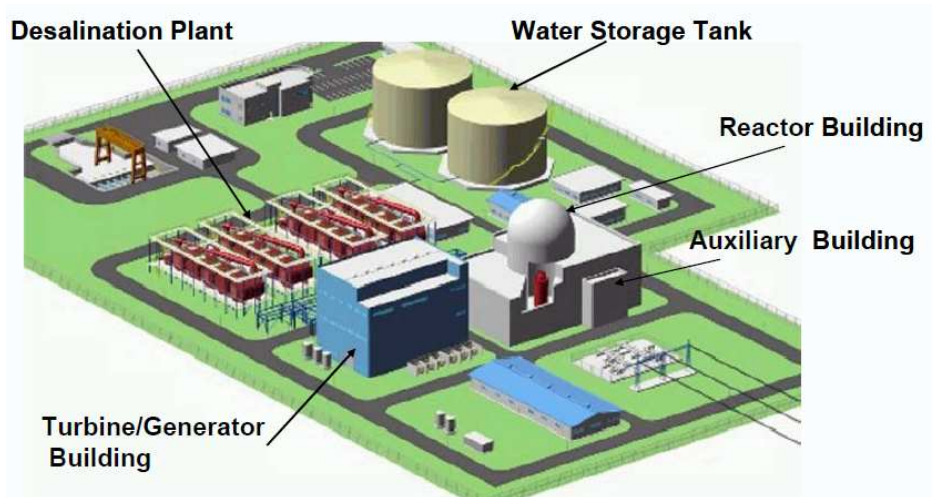
4.2 Hlavní výhody

- *integrální uspořádání primárního okruhu*
- *zjednodušený modulární design*
- *pokročilý on-line digitální monitoring a ochranné systémy*

Je tím zvýšena dosažitelnost řízení systému a provozní flexibilita. Přijetí pokročilého rozhraní technologie člověk-stroj vede ke snížení počtu lidských chyb. Kompaktní a účinné uspořádání kontrolní místnosti klade důraz na minimalizaci požadavků na řídicí pracovníky. Je předpokládáno, že součinitel využití výkonu bude díky tomu vyšší než 95 % a neplánované automatické odstavení reaktoru se budou vyskytovat méně než jednou za rok.

- uspořádání jaderné elektrárny

Je zaměřeno na ochranu proti vnějším vlivům (viz obr. 16). Například se jedná o zemětřesení, pád letadla nebo tlakovou vlnu způsobenou silným výbuchem v blízkém okolí. Je také zajištěno radiační stínění okolí, ventilace a zabezpečení proti vniknutí cizích osob do střeženého prostoru.



Obr. 16. Uspořádání elektrárny SMART [22, str. 115].

4.3 Bezpečnost a spolehlivost

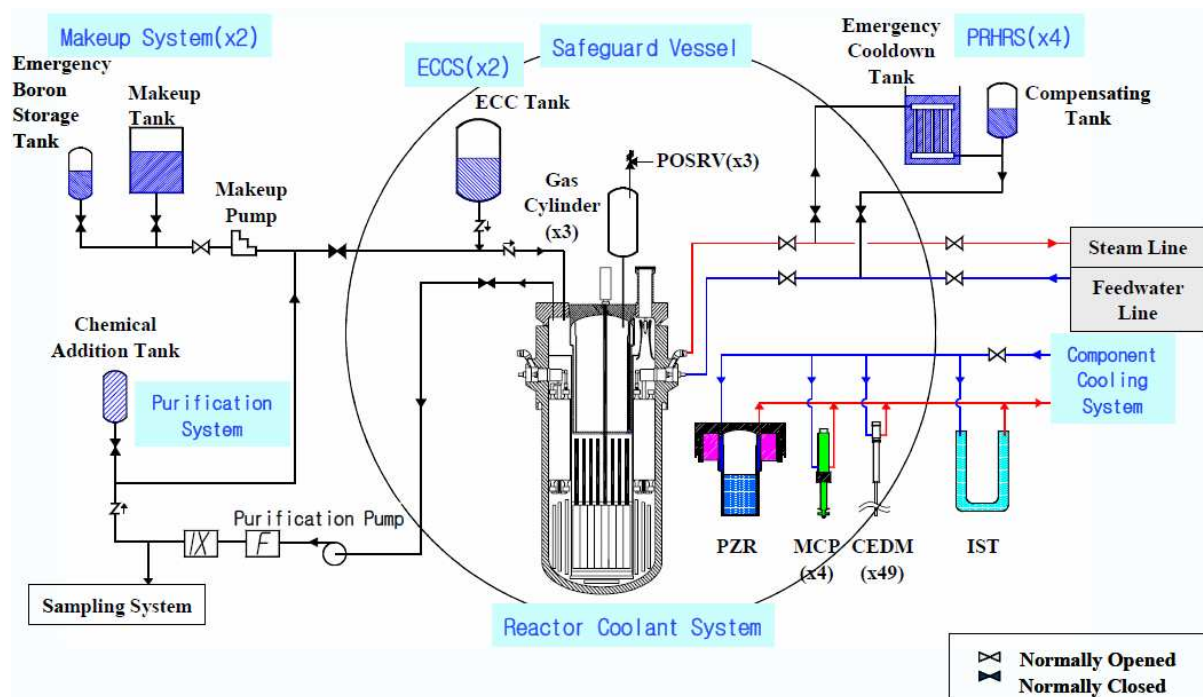
Bezpečnost SMART vychází stejně jako u ostatních SMR z konceptu ochrany do hloubky, inherentních bezpečnostních prvků a používání pasivních bezpečnostních systémů. Konstrukce SMART kombinuje pevně zavedené komerční technologie vyspělých reaktorů. Podstatná část prvků SMART proto již byla úspěšně ověřena v průmyslu.

Bezpečnostní systémy

Obr. 17 ukazuje zjednodušené schéma primárního okruhu, bezpečnostní a pomocné systémy. Ty jsou navrženy tak, aby jejich funkce byly zajištěny pasivně v závislosti na odezvách celého systému reaktoru. Je zajištěn pasivní odvod zbytkového tepla systému havarijního chlazení a tlaková nádoba reaktoru obsahuje systém ochrany proti přetlaku.

Hlavní pomocné systémy jsou složeny ze systému chlazení, čištění a úpravy chladiva a systému doplňování. Napájecí voda dodávaná kondenzátním čerpadlem z turbogenerátoru se používá jako chladicí kapalina pro odvod tepla. Systém čištění čistí chladivo primárního okruhu a zajišťuje chemismus vody pro spolehlivý a bezpečný provoz aktivní zóny a všech zařízení za každého provozního režimu. Systém doplňování doplňuje chladicí médium do primárního okruhu v případě úniku chladiva a dodává vodu do nádrže pro vyrovnání. Ta se skládá ze dvou samostatných tras, každá s jedním objemovým čerpadlem, doplňovací nádrží, potrubím a ventily.

Další výhodou celého bloku je, že konstrukce sekundárního okruhu obsahuje systém bypassu turbíny a kondenzátoru a spolu se systémem omezení výkonu se celý systém může přizpůsobit na převedení 100 % zatížení bez nutnosti odstavení reaktoru a bez otevření primárních nebo sekundárních pojistných ventilů.



Obr. 17. Schéma bezpečnostních systémů SMART [22, str. 96]

Inherentní bezpečnost

Největší výhodou vzhledem k možnosti použití inherentních prvků je, že SMART obsahuje hlavní části primárního okruhu, jako je aktivní zóna, dvanáct parogenerátorů, kompenzátor objemu, čtyři hlavní cirkulační čerpadla a 49 kontrolních pohonů řídicích tyčí, v jednom kompaktním uspořádání. Toto integrální uspořádání primárního systému odstraňuje nutnost propojení hlavních částí pomocí velkého potrubí a tím prakticky vylučuje možnost LOCA havárie.

Zakonzervované motory cirkulačních čerpadel eliminují potřebu jejich těsnění a v podstatě tak eliminují možnost malé LOCA havárie. Modulární typ průtočného parogenerátoru je umístěn poměrně vysoko nad aktivní zónu, aby byla v případě výpadku napájení těchto čerpadel zaručena možnost chlazení přirozenou cirkulací. Tento konstrukční prvek spolu s malým průtokovým odporem umožňuje zajištění přirozené cirkulace s maximálním výkonem 25 %.

Tlak v systému je řízen pomocí inherentních parciálních tlaků vodní páry a dusíku, který vyplňuje kompenzátor objemu, v souladu s kolísáním tlaku a teplotou v reaktoru. Díky tomu pojme kompenzátor široký rozsah tlaků při přechodových procesech i nehodách.

Pasivní systémy

Kromě inherentních bezpečnostních prvků SMART je jeho bezpečnost dále posílena vysoce spolehlivými bezpečnostními systémy. Ty jsou navrženy tak, aby fungovaly pasivně v závislosti na chování systému odstavení reaktoru, aby byl pasivně zajištěn odvod zbytkového tepla. Dále zajišťují havarijní chlazení a ochranu reaktoru proti přetlakování.

Pasivní mechanismy hlavních bezpečnostních systémů do značné míry přispívají ke zjednodušení souvisejících systémů a jejich částí. Zjednodušení systému je dosaženo především díky snížení počtu nádrží, ventilů a čerpadel. Důležitým konstrukčním prvkem je nepoužívání rozpustného bóru. To do značné míry přispívá ke zjednodušení systému, protože je tak umožněno odstranění přidružených systémů a komponent pro zacházení s kyselinou boritou (např. dávkovací a kontrolní systémy). Pasivní prvky bezpečnosti také snižují počet

prvků aktivních. Takový systém zjednodušuje řízení celé elektrárny a přispěje také ke zlepšení celkové spolehlivosti. Sníží to také dobu výstavby a náklady související s údržbou. Sníží se i pravděpodobnost lidské chyby včetně možnosti selhání systému.

Aktivní systémy

Systém chlazení je navržen tak, aby chladicí kapalina v reaktoru zajišťovala chlazení v první fázi havárie pasivně. Například se může jednat o malou LOCA havárii. Při začátku této události je hlavní systém odtlakován, ventil systému chlazení se automaticky otevře a voda je tak tlačena do aktivní zóny natlakovaným plynem (dusík). Když vodní hladina v horní dutině dosáhne nízké úrovně žádané v závěrečné fázi malé LOCA, spustí se aktivní čerpadlo umožňující kompenzaci ztráty chladiva primárního okruhu a udržuje hladinu chladicí kapaliny nad aktivní zónou. Je tak zajištěno dlouhodobé ochlazení.

4.4 Použití

Reaktor lze použít buď na výrobu elektřiny, nebo zároveň i na odsolování mořské vody. Byla provedena analýza základní koncepce zařízení pro odsolování mořské vody s využitím SMART. Integrovaný závod má za cíl vyrábět 40 000 m³/den pitné vody, s vícenásobným efektem destilace při zpracování. Předběžná analýza odhaduje, že množství pitné vody a elektřiny budou dostatečné pro populaci asi 100 000 obyvatel.

Při údržbě se předpokládá, že konstrukce SMART usnadňuje provádění preventivní a provozní údržby, umožňuje snadný přístup k zařízení a také snadnou výměnu hlavních částí. Reaktor je možné použít nejen pro víceúčelové, ale i pro jednoúčelové aplikace zaměřené na plnění specifických uživatelských požadavků. Je možné jeho efektivní využití pro dodávku elektrické energie do izolovaných oblastí, které nejsou připojeny na hlavní síť nebo pro relativně malé průmyslové komplexy, které potřebují kvalitní dodávky elektrické energie.

5 KLT-40S

Ruská společnost OKB Gidropres vyvinula reaktor KLT-40S. Je to tepelný, tlakovodní reaktor. Jako chladivo i moderátor je použita lehká voda. Palivem je speciální slitina Al-Si-U s obohacením kolem 20 %. Jedna jednotka je navržena na výkon 70 MWe. Doba palivové kampaně je 3 až 4 roky a životnost zařízení 40 let. Je založen na komerčním typu s označením KLT-40 pro pohon lodí a je také moderní variantou reaktoru, který je v současné době používán jako pohon pro nové jaderné ledoborce. Primární okruh je složen ze 4 krátkých smyček, při výkonovém provozu je chlazení zajištěno nucenou cirkulací chladiva.

Rusko získalo značné zkušenosti s využitím jaderné energie na pohon lodí a ponorek. Vysoké výkonové charakteristiky aktivní zóny reaktoru vyvinuté společností OKB Gidropres byly ověřeny během dlouhodobého provozu jaderných ledoborců používaných na severní námořní cestě. Bylo postaveno celkem 10 plavidel s jaderným pohonem. Tato plavidla jsou v současné době stále v provozu. Nejdelší doba provozu jednoho takového reaktoru je více než 175 tisíc hodin. Bylo toho dosaženo na ledoborci "Arktika". Celková doba provozu reaktorů na všech plavidlech dosahuje téměř 300 reaktorových let. Za celou dobu provozu jaderných lodí nebylo nutné odstavení plavidla v důsledku selhání reaktoru a ani se neobjevily žádné incidenty spojené se selháním kontroly nad štěpnou reakcí. Nebylo zaznamenáno žádné selhání základních chladicích systémů, nedošlo k nekontrolovaným únikům radioaktivity nebo nadměrné expozici zaměstnanců. Zkušenosti s vývojem a dlouhodobým bezporuchovým provozem jaderných pohonů na lodích posloužily jako kvalitní základ pro rozvoj plovoucí jaderné elektrárny malých rozměrů. Tyto elektrárny dostaly název Plovušky, v angličtině se označují jako FNPP design. Reaktor přímo vychází z předchozí verze SMR s označením

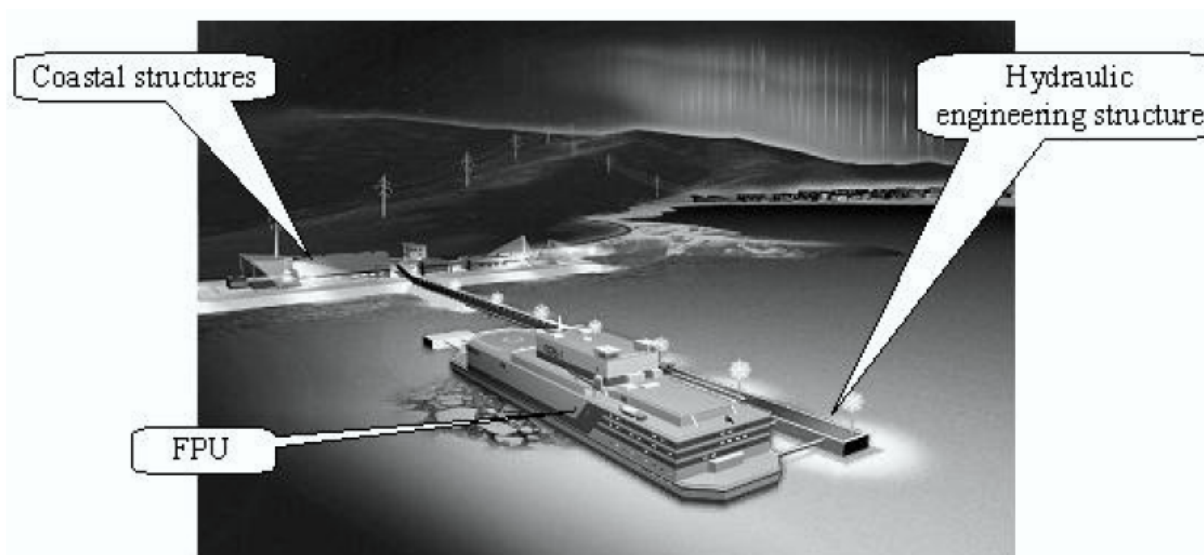
ABV. OKB Gidropres také vyvíjí reaktor RITM-200, který bude vylepšenou verzí KLT-40S. O tomto novém reaktoru je však k dispozici jen velmi málo informací (viz [37]). Následující informace o KLT-40S vycházejí z literatury [26].

5.1 Specifické vlastnosti

Oproti jiným SMR se KLT-40S liší nejvíce tím, že se bude nacházet na lodi, připojené k pobřežní infrastruktuře. Jedna plovoucí jaderná kogenerační elektrárna bude složena ze dvou reaktorů KLT-40S a dvou turbín s kogenerací. Tyto dva soubory zařízení budou instalovány podél palubní desky. (viz obr. 19).

Jaderná elektrárna bude komplex budov a staveb zahrnující:

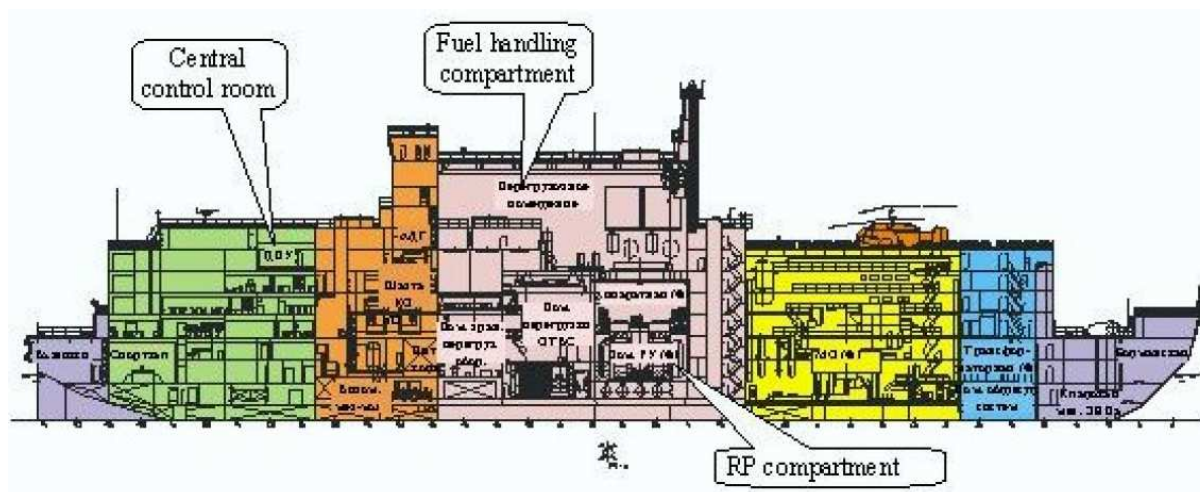
- loď s jadernou jednotkou (Plovuška)
- vodohospodářské zařízení (speciální kotviště a mola pro FNPP, dostatečně vyhloubený přístav a uzavřený prostor části moře).
- pobřežní zařízení, která zajišťují přenos elektřiny a tepla z FNPP do pobřežních lokalit a která také vykonávají některé pomocné, servisní a ochranné funkce.



Obr. 18. Plovoucí elektrárna s KLT-40S [26, str. 17].

Uspořádání plovoucí elektrárny

Reaktor a turbogenerátor se nachází v centrální části Plovušky. Plovuška je složena z jednotlivých palub a spojených oddělení s rozvinutou vícevrstvou nástavbou (obr. 19). Uprostřed je prostor reaktoru. Turbogenerátor a elektrická zařízení se nacházejí v oddělené části na přídi. Pomocná zařízení a obyvatel prostor bloku jsou umístěny na zádi. Toto uspořádání zajišťuje požadované bezpečnostní podmínky a umožňuje optimální rozložení potrubí a elektrických kabelů. Trup Plovušky je celosvařovaný a vyztužený proti ledu, obsahuje i speciální přípravky pro tažení a upevnění. Trup je dále rozdělen do vodotěsných přepážek. Tím je zajištěna odolnost proti zatopení, i pokud jsou zaplaveny nějaké dva přilehlé prostory.



Obr. 19. Průřez plovoucí elektrárny [26].

Reaktor se nachází uprostřed. Každý reaktor má svou vlastní ocelovou těsnou ochrannou obálku. Prostor reaktoru je chráněn vnějším ochranným krytem, který se skládá z několika vrstev nástavby: střechy, přepážek strojovny a konstrukce v dané místnosti. Všechny tyto struktury tvoří vnější ochrannou bariéru prostoru reaktoru, který je schopen odolávat vnějším fyzickým dopadům včetně pádu letadla.

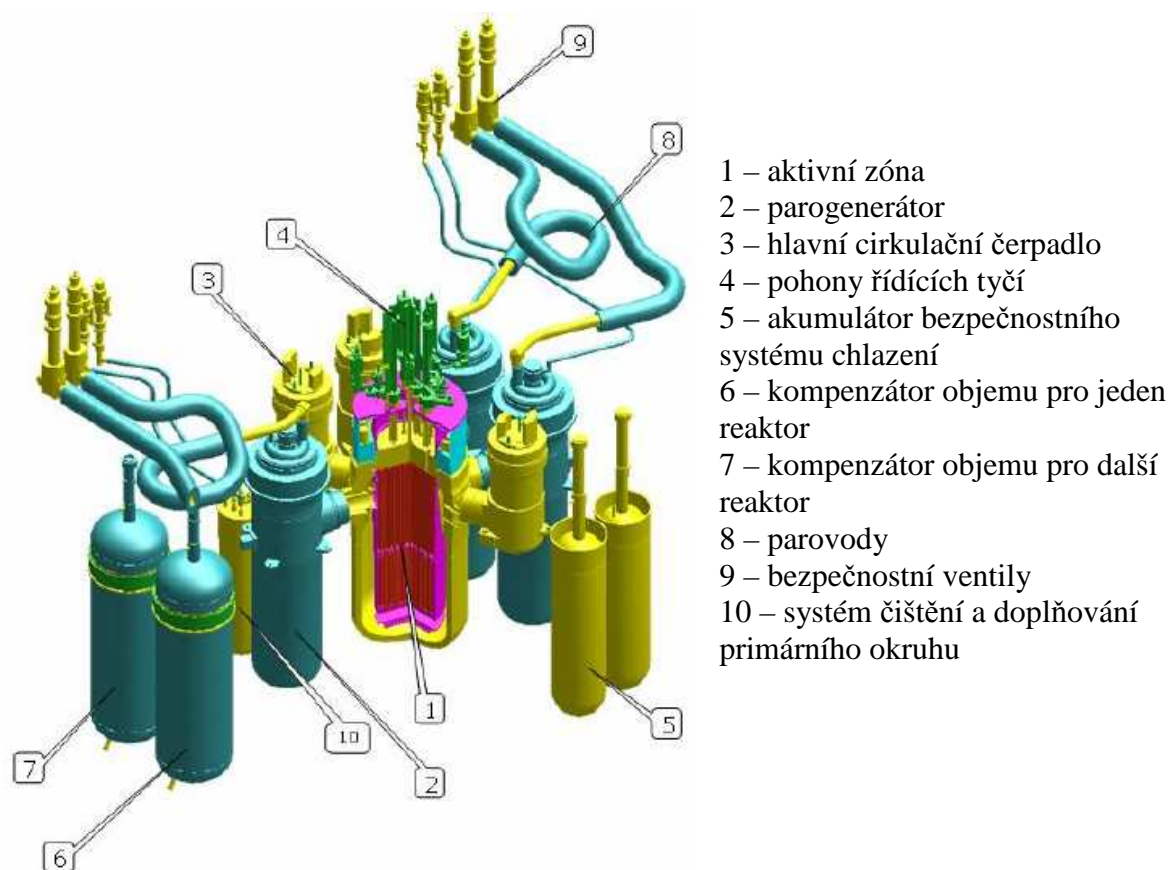
Plovuška má samostatné strojovny turbosoustrojí s pomocnými systémy a pohonnými jednotkami. Strojovna je umístěna na přídi a je oddělena příčnými přepážkami od prostoru ochranného krytu reaktoru. Zapojení elektrárny vyžaduje určité přizpůsobení vodního prostoru a pobřežní infrastruktury. Pobřežní infrastruktura zahrnuje zejména vodohospodářské stavby (mola, majáky, vlnolamy, apod.), součásti nábřeží (stěny, pilíře) a napojení na rozvodnou elektrickou soustavu. Technické spojení s pobřežím je provedeno pomocí ukotvení.

Hlavní prvky konstrukce reaktoru

Reaktorová jednotka se skládá z reaktoru, který zahrnuje aktivní zónu, tři pohony pro havarijní ochranu a osm pohonů regulačních kazet. Reaktor je spojen krátkými kanály se čtyřmi parogenerátory a čtyřmi elektrickými čerpadly. Parogenerátor je složen ze systému vzájemně propojených vysokotlakých nádob s vyjímatelnými částmi hlavních vyměnitelných zařízení.

Vnitřní tenkostěnné nátrubky jsou umístěny ve všech hlavních trubkách a tak vytváří koaxiální konstrukci. Tyto nátrubky slouží k přímému průtoku chladicí kapaliny, jsou společně upevněny a smontovány za účelem zajištění minimálního úniku mezi dutinami s různými tlaky a teplotami. Parní jednotka se skládá z hlavní cirkulační trasy pro přenos tepla z reaktoru do parogenerátoru.

Strukturálně je reaktor (viz obr. 20 pozice 1) vysokopřetlaková nádoba s víkem. Nádoba obsahuje aktivní zónu, regulační tyče a tyče havarijní ochrany. Těsně nad reaktorem jsou umístěny pohony regulačních tyčí a tyčí havarijní ochrany, teplotně odolné převodníky a termoelektrické snímače teploty. Na obrázku jsou zobrazeny všechny důležité komponenty primárního okruhu.



Obr. 20. Smyčkové uspořádání primárního okruhu KLT-40S [26, str. 3].

Shrnutí vlastností aktivní zóny

- přiblížení se modulárnímu systému: reaktor, parogenerátory a hlavní cirkulační čerpadla jsou spojeny krátkým potrubím
- čtyřsmyčkový systém s nucenou a přirozenou cirkulací chladiva primárního okruhu
- tlakovodní primární okruh se zakonzervovanými čerpadly a utěsněnými ventily
- jednorůtokové chlazené parogenerátory
- vnější plynový kompenzátor objemu
- systémy pasivní bezpečnosti
- prověřená instalace zařízení, opravy a výměny technologie
- osvědčené systémy a vybavení diagnostických a monitorovacích zařízení

Popis systémů primárního okruhu

Parogenerátor je složen ze silného a těsného pouzdra, z nátrubků přívodu/odvodu primární chladicí kapaliny. Tyto nátrubky jsou upevněny na kovové části tohoto vodou stíněného parogenerátoru. Dále obsahuje vnitřní části, kryt parogenerátoru a potrubní systém s omezovači průtoku. Potrubní systém je sestaven z 15 válcových několikrát navinutých spirál 22×2,5 mm trubek. Celkový počet trubek 22×2,5 mm v celém systému potrubí je 100.

Hlavní cirkulační čerpadla jsou určena pro přenos chladiva primárního okruhu do parogenerátorů. Jsou to zakonzervovaná, odstředivá, jednostupňová, vertikální a stíněná čerpadla s dvourychlostním asynchronním elektromotorem (takový elektromotor má dvojité vinutí).

Aktivní zóna KLT-40S je založena na námořní technologii a na využití uranu s obohacením nižším než 20 %. I když je to ve srovnání s obohacením paliva v ostatních PWR hodně, jedná se podle MAAE stále o nízko obohacený uran. Obohacení menší než 20 % je důležitý faktor,

kteřý znemožňuje zneužití jaderného paliva. Takto obohacený materiál tedy není vhodný k přímému použití pro výrobu jaderné zbraně. S cílem zvýšit koncentraci uranu v aktivní zóně je palivo natěsno naskládáno do zásobníku kazetové struktury. Může proto obsahovat maximálně možný počet palivových článků. Je tak odpovídajícím způsobem zajištěno maximální možné množství paliva v malém objemu aktivní zóny. Jsou zde použity palivové soubory s hladkým válcovým povrchem z nerezové slitiny zirkonu. Jsou konstrukčně velmi podobné jako u reaktorů v ledoborcích. Liší se tím, že používají palivo s vyšším obohacením. Aktivní zóna je složena ze 121 zakrytých šestihranných palivových souborů umístěných v pravidelné trojúhelníkové mříži s roztečí 100 mm. Výška palivové části je 1200 mm, délka uchycení je 98,5 mm a celková délka je 1670 mm. Palivové tyče jsou umístěny v palivovém souboru do pravidelné trojúhelníkové mříže s roztečí 9,95 mm. Jsou zde použity vyhořívající absorbatory na bázi gadolinia, které plně kompenzují reaktivitu při vyhoření paliva. Základní vlastností aktivní zóny je negativní koeficient reaktivity pro výkon, palivo, teplotu chladicí kapaliny a její měrný objem. Všechny výše uvedené parametry definují vysokou úroveň KLT-40S vzhledem k inherentní bezpečnosti.

Palivový cyklus

Jednou z výhod, kterou uložení na plovoucí lodi nabízí, je umožnění dlouhodobého autonomního provozu v odlehlých oblastech s decentralizovanými zdroji. Každé cca 3 roky provozu reaktoru je vyhořelé jaderné palivo uloženo v podpalubí a zde nevyžaduje žádnou speciální údržbu. Nevýhodou však zůstává nutnost doplňování čerstvého paliva. Za tímto účelem obsahuje každá loď sklady čerstvého paliva. Dále také sklady kapalných a tuhých odpadů vznikající při provozu, doplňování paliva nebo při manipulaci s palivem.

Skladování palivových souborů a pevných radioaktivních odpadů zahrnuje dvě fáze: mokré skladování, které zajišťuje spolehlivý odvod tepla z vyhořelých souborů ihned poté, co jsou vyvezeny z reaktoru, a následné suché skladování se vzduchovým chlazením, které umožňuje pozdější bezpečné skladování vyhořelých souborů při minimálních nákladech. Mokré úložiště využívá těsné nádrže. Skladování palivových souborů a pevné úložiště radioaktivního odpadu se skládá ze tří nezávislých mokrých zásobníků. Každý je schopen skladovat zásoby použitého paliva z jednoho reaktoru. Při běžném provozu je zbytkové teplo odváděno jedním ze dvou kanálů pro odvod tepla, který má tři smyčky, z chladicího okruhu do meziobvodu a z něj pak do mořské vody. K dispozici je také kanál pasivního odvodu tepla, který pracuje na principu vypařování vody z mokrého zásobníku do ventilačního systému.

Suché skladování využívá speciální těsné kanystry, které jsou instalované do suchých skladovacích kontejnerů. Skladování použitého paliva a tuhých radioaktivních odpadů zahrnuje čtyři samostatné suché skladové kontejnery, z nichž každý musí být schopen skladovat zásoby použitého paliva z jednoho reaktoru. Teplo z nádoby na skladování je odváděno jednou smyčkou s volným větráním.

Systém kompenzace objemu

Systém je určen na udržení tlaku primárního okruhu v předepsaných mezích ve všech provozních režimech. Primární okruh KLT-40S využívá v kompenzátoru objemu externí plynové soustavy.

Čištění a chlazení systému

Systém čištění a chlazení je určen pro udržení požadované kvality vody primárního okruhu a odvádění zbytkového tepla z aktivní zóny do dalšího chladicího okruhu. Systém udržuje v primárním okruhu kvalitu vody vzhledem k požadovaným operacím (např. výkon nebo odstavení) v souladu se stanovenými požadavky.

Detailní parametry reaktoru a celé menší kogenerační jaderné jednotky jsou uvedeny v [26, str. 24-28].

5.2 Hlavní výhody

Největší výhodou je, že elektrárna zakotvená v přístavu může zásobovat libovolné město teplem a elektřinou. V případě jakékoliv potřeby, např. doplnění paliva nebo celková údržba systému, loď odpluje do výrobního závodu a místo ní může přijet náhradní, plně funkční loď. V případě, že už na daném místě nebude zdroj energie potřeba, např. kvůli vyčerpání zásob místních zdrojů nebo kvůli nedostatku energie z nově vystavěné rozvinuté přenosové soustavy, odpadají nákladné činnosti na odstavení a zakonzervování odstavené elektrárny. Loď snadno odpluje a zbývající pozemní stavby budou jen běžnými průmyslovými objekty.

Další výhody zejména vzhledem k zajištění bezpečnosti přinášejí následující technická řešení:

zjednodušení konstrukce

inherentní bezpečnostní prvky

princip ochrany do hloubky

prvky pasivní bezpečnosti

omezení následků závažných havárií

systemy ochrany proti vnějším vlivům, včetně teroristických útoků

Všechny tyto výhody byly získány uplatněním systematického přístupu a integrace zkušeností a úspěchů v oblasti bezpečnosti jaderných elektráren v souladu s moderními požadavky a zásadami na bezpečnost formulovanou IAEA a s ruskými předpisy a normami platnými pro jaderné strojírenství a stavbu lodí.

Všechny části reaktoru vycházejí z již použitých osvědčených technických řešení. Kompaktní konstrukce parogenerátoru s krátkými hrdly, která spojují hlavní zařízení primárního okruhu, vylučuje nutnost použití potrubí o velkém průměru a tím eliminuje případnou LOCA havárii. Osvědčené pohony řídicích tyčí, pro nouzové odstavení reaktoru, využívají různých provozních principů, což má za následek zaručení rychlé odezvy havarijní ochrany. Havarijní systémy odvodu tepla jsou připojené k primárnímu a sekundárnímu okruhu. Jsou odstraněna slabá místa původního návrhu na základě zkušeností z provozu prototypu. Tj. například zlepšení kompenzátoru v primárním okruhu a zlepšení funkce parogenerátorů.

5.3 Bezpečnost a spolehlivost

Bezpečnost KTL-40S je zajištěna především inherentními bezpečnostními prvky a vnějšími pasivními bezpečnostními systémy. Při návrhu všech systémů bylo s výhodou využito dostupných experimentálních dat, certifikovaných počítačových kódů a výpočetních postupů.

Inherentní bezpečnost

Reaktor využívá procesy přirozené zpětné vazby, které po určitou dobu vůbec nepotřebují zásah obsluhy, což poskytne pracovníkům dostatek času na vyhodnocení situace a učinění nezbytných nápravných opatření. Mezi konkrétní vlastnosti patří:

- záporný koeficient reaktivity pro teplotu paliva a chladiva, měrný objem chladicí kapaliny a páry
- vysoká tepelná vodivost paliva, která způsobuje jeho relativně nízké teploty a nízké množství v něm uložené energie
- vysoká tepelná kapacita reaktoru, která je zajištěna vysokou tepelnou kapacitou primárního chladiva a kovů a pomocí "měkkého" systému kompenzace objemu a konstrukce bezpečnostní rezervy pro tlak v případě nárůstu tlaku

- kompaktní konstrukce parogenerátoru s krátkými hrdly mezi hlavními zařízeními bez velkých průměrů primárního potrubí
- použití jednorůtokových parogenerátorů limitujících odvod tepla v sekundárním okruhu v případě poruchy parovodu.

Pasivní bezpečnostní systémy

Pasivní bezpečnostní systémy využívají přirozené cirkulace chladiva a energie stlačeného plynu. Požadované funkce bezpečnostních systémů jsou prováděny s přihlédnutím k vnějším přírodním a člověkem způsobeným zásahům, které by mohly mít vliv na možnou nehodu. Funkce bezpečnostních systémů je k dispozici pro všechny případné poruchy, jako je jednoduchá porucha, porucha ze společné příčiny nebo chyby způsobené lidským faktorem.

Mezi základní principy KLT-40S patří:

- systém odstavení reaktoru pomocí kompenzačních řídicích tyčí s použitím gravitace (v případě ztráty napájení dojde k „odemčení“ elektromagnetů což způsobí jejich pád)
- pasivní systémy nouzového dochlazování pomocí parogenerátorů
- systém nouzového chlazení z hydraulických akumulátorů
- uzavření ventilů na pomocných systémech v primárním okruhu
- pasivní chlazení tlakové nádoby reaktoru
- pasivní samočinné vypínání zařízení pro ovládání bezpečnostních systémů
- pasivní chlazení kontejnmentu

Aktivní bezpečnostní systémy

Nejsou nezbytné, ale vhodně doplňují inherentní a pasivní systémy. Díky nim je zajištěna rychlejší odezva na některé procesy.

- systém odstavení reaktoru pomocí kompenzačních řídicích tyčí s použitím elektrického pohonu
- systém nouzového dochlazování pomocí parogenerátoru
- systém nouzového dochlazování přes čistící a chladicí systém
- systém nouzového čerpání vody z recirkulačních čerpadel

Při těžkých LOCA haváriích a současným selháním všech čerpadel havarijního chlazení zůstává aktivní zóna zaplavena po dobu minimálně 1,5 hodiny. Byla provedena pravděpodobnostní bezpečnostní analýza, která prokázala, že míra poškození aktivní zóny není vyšší než 10^{-6} reaktor roků.

Opatření na zmírnění závažných následků nadprojektové havárie

Základem jsou systémy na udržení roztaveného koria uvnitř reaktorové nádoby. Za tímto účelem obsahuje konstrukce reaktoru externí chladicí systém pro nehody s tavením jádra a stékání koria ke dnu nádoby. Zadržení roztaveného koria vylučuje všechny negativní jevy spojené s jeho únikem do prostoru kontejnmentu.

Opatření na omezení rozsahu poškození aktivní zóny

Poškození aktivní zóny KLT-40S je poměrně pomalý proces kvůli dostatečnému zásobování vodou z chladicích bezpečnostních nádrží. Snižuje se tím přehřátí a degradace základních prvků uvnitř reaktoru. Úspěšná realizace zajištění dodávky vody do reaktoru v této fázi nehody zajistí jeho zaplavení a tím chlazení základních materiálů.

Opatření na zmírnění radiačních následků

Pro zajištění bezpečnosti osob je nutné zabránit jejich pohybu v místech přilehlých ke kontejnmentu nebo v místech s vysokou úrovní radiace. Za účelem omezení expozice

pro obyvatelstvo žijící v okruhu 1 km od umístění plovoucí elektrárny je možné, v závislosti na aktuální radiační situaci, že budou muset být přijata některá ochranná opatření (např. jódová profylaxe). Jedním z ochranných opatření je dočasné omezení konzumace kontaminovaných zemědělských produktů pěstovaných v okruhu 5 km od elektrárny. Evakuace obyvatel není zapotřebí v žádné vzdálenosti.

5.4 Použití

Elektrárna zakotvená v přístavu může zásobovat libovolné město teplem a elektřinou (město musí mít samozřejmě přístav s přístupem k moři). Mohou být snadno přesunuty podél pobřeží tam, kde se staví nějaké průmyslové zařízení a kde je potřeba dočasný zdroj energie. Stejně dobře se mohou využít pro odsolování mořské vody.

První plovoucí elektrárna bude zakotvena v Severodvinsku v Archangelském zálivu a bude mít kapacitu na zásobování elektřinou půlmilionového města. Rusko plánuje, že jich bude na dálném východě potřebovat asi 30. Další budou umístěné ve Viljušinsku a v zátocě Pevek. Plovušky nahradí dosavadní zdroje na mazut nebo uhlí, čímž ušetří každá přibližně 300 000 tun fosilního paliva za rok, 400 milionů m³ oxidu uhličitého ročně a nebudou produkovat žádné oxidy síry ani dusíku. Rusko nabídlo dodávku plovoucích jaderných elektráren i do Indonésie. [39]

6 VBER-300

Ruská společnost OKB Hidropres nabízí také SMR s označením VBER-300. Je to modulární tlakovodní typ chlazený a moderovaný lehkou vodou. Na rozdíl od jiných modulárních reaktorů (IRIS, NuScale, mPower, apod.) nemá uspořádání primárního okruhu integrální, ale smyčkové. Smyčky jsou však zkráceny tak, že není potřeba žádného spojovacího potrubí. Jednotlivé komponenty jsou spojeny přímo hrdly (viz obr. 21). Instalovaný výkon jedné jednotky je 300 MWe. V jedné elektrárně je plánováno současné použití dvou bloků. Taková elektrárna s celkovým výkonem 600 MWe by pak už spadala do skupiny reaktorů středních výkonů. Jako palivo je používán UO₂ ve formě pelet s průměrem 7,6 mm. Obohacení je maximálně 5 %. Doba jedné palivové kampaně je v závislosti na konkrétních podmínkách plánována na 1 až 2 roky. To je více než u konvenčních LR. Ve srovnání s ostatními SMR je však tato doba krátká. Životnost reaktoru je 60 let.

Konstrukce reaktoru je výsledkem vývoje modulárních jednotek pro pohon lodí. Dosažení většího tepelného výkonu je způsobeno zvýšením hmotnosti a celkových rozměrů. Původní vzhled reaktoru a jeho hlavní konstrukční řešení byly zachovány. Design byl vyvíjen s využitím bohatých zkušeností s provozem reaktorů typu VVER. Reaktor je velmi podobný typu KLT-40S popsaném v kapitole 5. Následující informace o VBER-300 vycházejí zejména z literatury [25].

6.1 Specifické vlastnosti

Základní vlastnosti reaktoru VBER-300

- možnost použití pro pozemní i pro plovoucí jaderné elektrárny
- využití osvědčených jaderných technologií
- prověřená technická řešení a zkušenosti s provozem reaktorů VVER.
- vysoká úroveň bezpečnosti a dodržování bezpečnostních požadavků pro nové generace jaderných elektráren.
- ekonomická konkurenceschopnost VBER-300 (předpoklad dle [25])
- možnost zvětšit nebo zmenšit výkon jedné jednotky

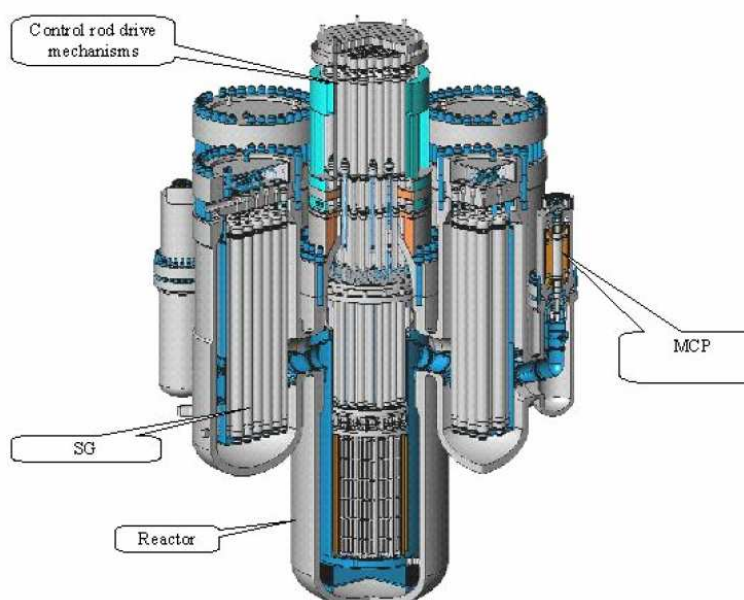
Lze používat plné konstrukční uspořádání VBER-300 nebo je možné použít pozměněnou konfiguraci primárního okruhu (tzn. použít uspořádání skládající se pouze ze dvou nebo tří smyček).

- možnost použití reaktoru v pozemní nebo plovoucí elektrárně

Hlavní konstrukční prvky

- modulární design reaktoru: parogenerátory a hlavní cirkulační čerpadla jsou propojeny krátkými hrdly bez použití spojovacího potrubí
- čtyřsmyčkový systém s nucenou cirkulací chladiva primárního okruhu
- přetlakový primární okruh se zakonzervovanými čerpadly
- průtočné parogenerátory
- externí parní systém kompenzace objemu
- pasivní bezpečnostní systémy

Detailní parametry reaktoru a celé menší kogenerační jaderné jednotky jsou uvedeny v tabulce v [25, str. 24-28].



Obr. 21. Uspořádání primárního okruhu VBER-300 [25, str. 4].

Uspořádání primárního okruhu

Uspořádání primárního okruhu reaktoru VBER-300 je znázorněno na obr. 21. Primární okruh se skládá z tlakové nádoby reaktoru, jednopřítokových parogenerátorů, hlavních cirkulačních čerpadel a z pohonů řídicích tyčí. Nádoba reaktoru je svařovaný válcový plášť s elipsovým dnem, čtyřmi hlavními hrdly a horní přírubovou částí. Obsahuje aktivní zónu reaktoru a související vnitroreaktorové vybavení. Ke každému reaktoru patří čtyři parogenerátory a čerpadla. Tyto části jsou k sobě připojeny silnými koaxiálními hrdly. Navržená konstrukce minimalizuje hmotnost a celkové rozměry reaktoru. To vede ke snížení jeho objemu. Důsledkem je nižší počáteční kapitálová investice. Navíc je také odstraněno hlavní cirkulační potrubí a s tím související možnost vzniku velké a střední LOCA havárie. Průměr primárního potrubí s ohledem na omezovač proudění nepřesahuje DN 48 mm.

Základní rozměry reaktorového bloku:

Celková výška	15 750 mm
Hmotnost chladiva (bez externího kompenzátoru)	1 300 t

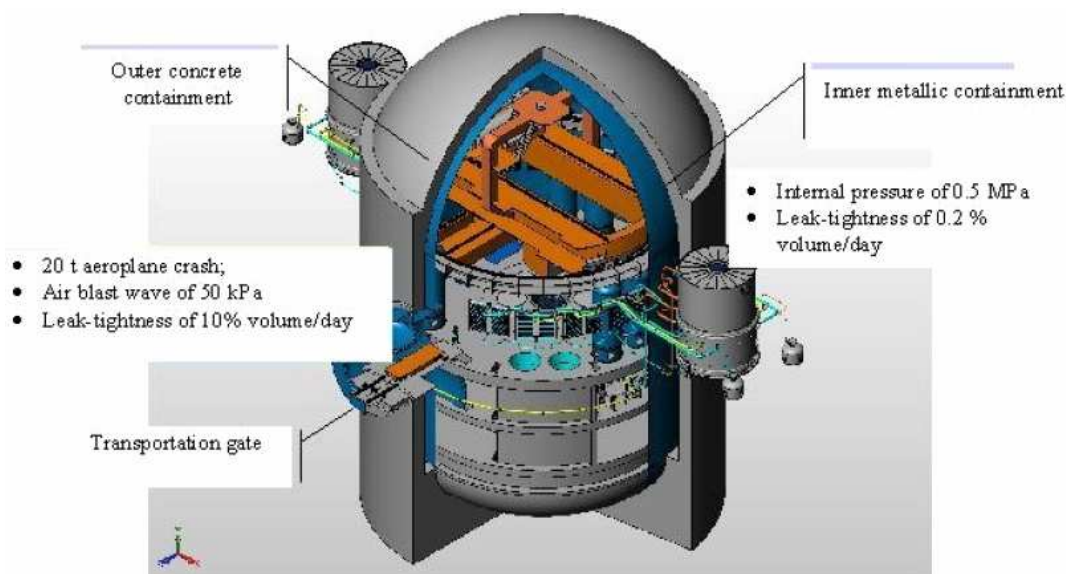
Průměr reaktorové nádoby v oblasti aktivní zóny (vnitřní/vnější) 3 300/3 700 mm
Průměr celého primárního okruhu reaktorové jednoty 11 200 mm

Průtočný kanál cirkulačního čerpadla obsahuje vodící přírubu, axiální typ oběžného kola a rozváděcí lopatky. Pro pohon je použit asynchronní elektromotor. Rotor elektromotoru je uložen ve dvou kluzných ložiskách. Axiální síly působící na rotor zachycuje horní axiální ložisko nacházející se na horním konci rotoru. Zde je také nainstalován setrvačnick.

Kontejnment

Za účelem zajištění ochrany personálu a obyvatelstva před důsledky základní projektové havárie a dalších vážných nehod jsou použita následující technická řešení. Používají se v pozemních i plovoucích VBER-300.

- kontejnment umožňující pasivní odvod tepla a omezení nárůstu tlaku
- systém pro udržení paliva a štěpných produktů v reaktoru při nehodách s těžkým poškozením aktivní zóny
- zařízení zajišťující ochranu proti vnějším přírodním či lidmi způsobeným zásahům nebo proti důsledkům vnitřních havarijních stavů
- systém čištění vzduchu od jódu a aerosolů v prostoru mezi kontejnmentem



Obr. 22. Kontejnment VBER-300 [25, str. 12].

Kontejnment (viz obr. 22) je dvojitý, skládá se z vnitřního ocelového pláště a vnější nepředpjaté betonové skořepiny. Ocelový plášť je válcový, má průměr 28 m a je 34 m vysoký. Betonová skořepina je vyrobena z monolitického nepředpjatého železobetonu.

Palivový soubor

Konstrukce palivového souboru je navržena tak, aby zajišťovala flexibilní palivový cyklus, nutnost obohacení paliva nejvýše do 5 %, bezpečný provoz reaktoru v přechodových režimech, odolnost proti vibracím a geometrickou stabilitu po celou dobu životnosti (zajištěno nosnou konstrukcí) a možnost demontáže a oprav přímo na místě.

Pro řízení reaktivity v aktivní zóně se jako u jiných SMR používá vyhořívajícího absorbátoru. Některé palivové články obsahují gadolinium v peletkách oxidu uranu. Geometrie těchto peletek je úplně stejná jako geometrie peletek běžných. Obsah gadolinia je stejný jako v reaktorech typu VVER. [25, str. 5]. Postupné změny reaktivity během vyhořívání paliva jsou kompenzovány nejen pomocí gadolinia, ale dávkováním roztoku kyseliny borité

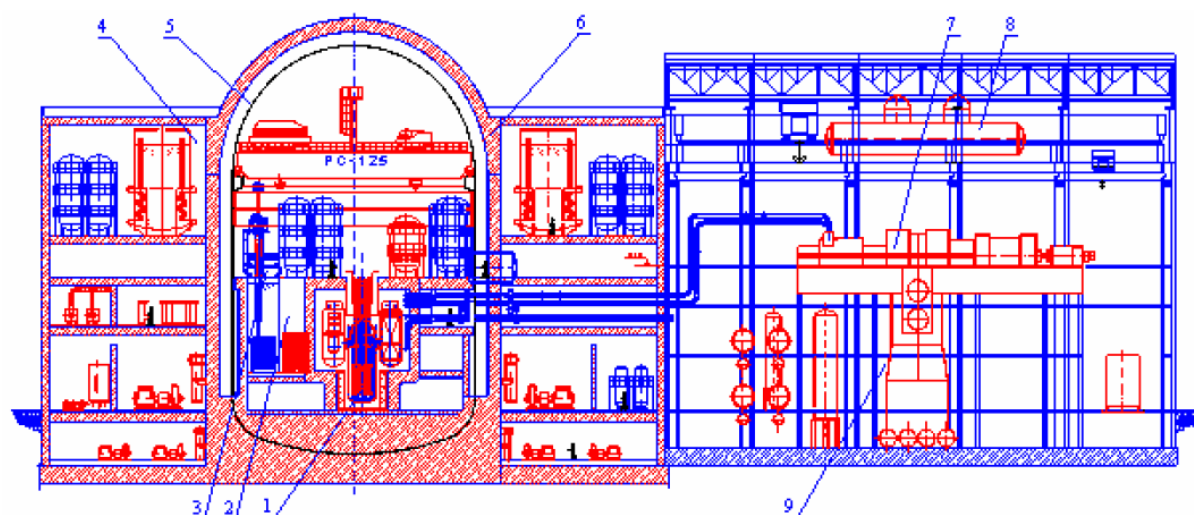
do chladiva primárního okruhu. Systém skupiny řídicích tyčí se vzhledem k řízení reaktivity používá pro kompenzaci vlivů teploty a výkonu, pro změny reaktivity vlivem otrav (otrava xenonem a samariem), při změně reaktivity během kolísání výkonu reaktoru a také pro zajištění základní podkritičnosti pro odstavení reaktoru.

Skupiny řídicích tyčí jsou svazky 18 absorpčních tyčí, které se společně pohybují uvnitř vodící trubky ze slitiny zirkonu s vnějším průměrem 12,6 mm a tloušťkou stěny 0,6 mm. Každá skupina má svůj vlastní pohon. Všechny řídicí tyče plní funkci kompenzace reaktivity a zároveň i funkci zajištění havarijní ochrany. Funkce havarijní ochrany (spolehlivé odstavení reaktoru) je zajištěna pasivně, gravitačním pádem tyčí do aktivní zóny v případě poplašného signálu od řídicího systému nebo v případě ztráty napájení.

Reaktor VBER-300 s navrhovaným výkonem 300 MWe je určen pro použití v klasických pozemních jaderných elektrárnách a kogeneračních jednotkách nebo se dá použít u plovoucích jaderných elektráren.

Pozemní kogenerační elektrárna se dvěma bloky VBER-300

Základním konstrukčním rysem jaderné kogenerační elektrárny jsou dva nezávislé jaderné reaktory VBER-300 nacházející se v oddělených budovách. Každý blok obsahuje reaktor, budovu s hlavní řídicí místností, strojovnu s turbosoustrojím, budovu pomocných reaktorových provozů, klimatizaci a elektrické vybavení prostoru. Obrázek a popis pozemní elektrárny je na obr. 23

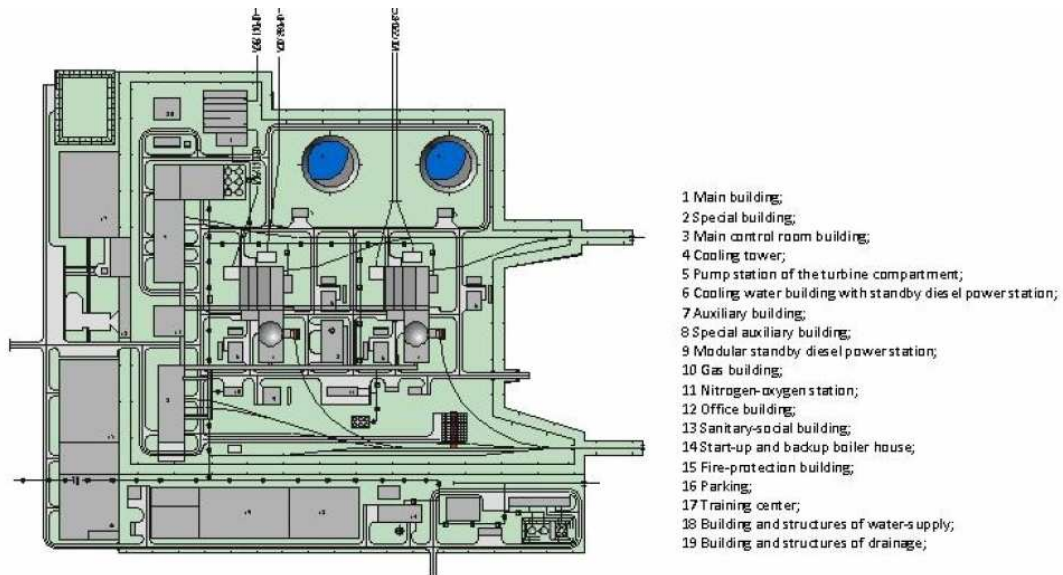


Obr. 23. Průřez základní jednotkou pozemní jaderné elektrárny VBER-300 [25, str. 17].

- | | |
|--|--------------------|
| 1 – Reaktor | 6 – Kontejnment |
| 2 – Bazén skladování použitého paliva | 7 – Turbosoustrojí |
| 3 – Systém pro manipulaci s palivem | 8 – Napájecí nádrž |
| 4 – Místnost s bezpečnostními zařízeními | 9 – Kondenzátor |
| 5 – Utěsněná obálka | |

Uspořádání elektrárny je zobrazené na obr. 24. Budovy a stavby jsou rozmístěny v souladu s požadavky na hygienické a protipožární předpisy. Ve středu elektrárny jsou umístěné dvě hlavní budovy první a druhé jednotky. Každá hlavní budova obsahuje budovu reaktoru, hlavní řídicí místnost, strojovnu s turbínou, pomocné systémy a další zařízení důležitá pro provoz. Vedle strojoven jsou čerpací stanice chladicí vody (chlazení je zde provedeno pomocí chladících věží, ale je možné použít i například chlazení průtočné).

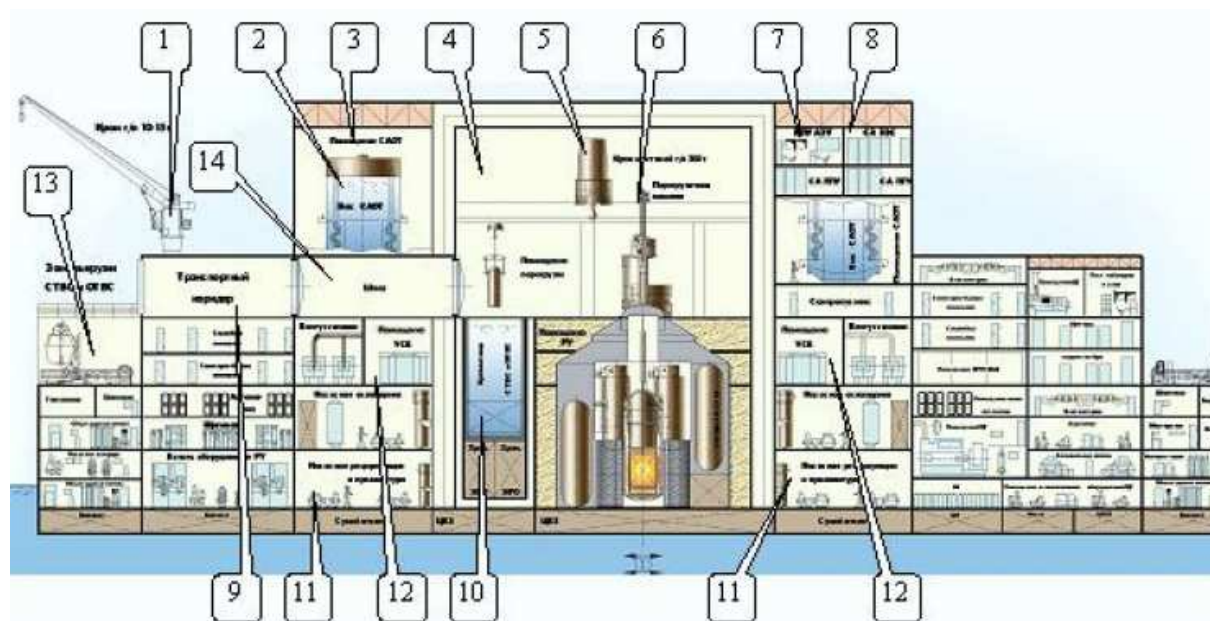
Mezi oběma bloky je speciální budova s klimatizací. Přes tuto budovu je zajištěno jejich spojení, jsou zde i pěší průchody. Na opačných stranách každého bloku jsou dvě budovy se systémy chladící vody s pohotovostními dieselovými motory. Dále jsou zde rozvaděče na 110 kV a další elektrická zařízení týkající se rozvodu elektřiny.



Obr. 24. Celkové uspořádání pozemní elektrárny se dvěma VBER-300 [25, str. 17].

Plovoucí jaderná elektrárna

Plovoucí jaderná elektrárna pojmenovaná jako Plovuška (obr. 25) je autonomní tažená plovoucí konstrukce klasifikovaná jako plavidlo obsahující jaderný reaktor. Má podobné uspořádání jako je u Plovušky s reaktorem KLT-40S (viz kapitola 5). Základ konstrukce tvoří tři plováky (jeden centrální a dva boční). Plovuška se dvěma reaktorovými jednotkami je funkčně rozdělena do tří základních částí: centrum (střední část), před a zád. Reaktory jsou umístěné ve střední části, turbosoustrojí na přídi a části zádě. Oddíly pomocných systémů a mechanismů, rozvodů elektrické energie, ventilační a klimatizační systémy, lodní systémy, automatiky a kontrolní systémy jsou umístěny na boku lodi a v jejich nástavbách. Celkový výtlač jedné lodi je 49 000 tun.



Obr. 25. Uspořádání FNPP s jedním VBER-300 [25, str. 19].

- | | |
|--|--|
| 1 – Jeřáb (nosnost 10-15 t) | 8 – Řídící systémy a elektrické napájení |
| 2 – Nádrž bezpečnostního odvodu tepla | 9 – Transportní místnost |
| 3 – Místnost s bezpečnostními systémy | 10 – Sklady čerstvého a použitého paliva |
| 4 – Prostor pro operace spojené s výměnou paliva | 11 – Čerpací stanice |
| 5 – Mostový jeřáb (nosnost 200 t) | 12 – Bezpečnostní systémy |
| 6 – Zavážecí stroj | 13 – Příjem nebo vykládka paliva |
| 7 – Hlavní řídicí místnost bloku (bloková dozorna) | 14 – Vstup do prostoru reaktoru |

Centrální ponton nese dvě nezávislé jednotky VBER – 300. Každá jednotka obsahuje prostor reaktoru a související elektrické vybavení a oddělení řídicí místnosti reaktoru (obdobu blokové dozorny). Je zde také prostor pro operace s palivem. Zařízení reaktorového bloku se svými pomocnými systémy je umístěno uvnitř ocelového kontejnmentu. Skladování palivových souborů se nachází na centrálním pontonu a to mezi bloky reaktorů. Turbosoustrojí a jejich pomocná zařízení a systémy jsou umístěny na přední a částečně i zadní části centrálního pontonu. Boční ponton nese zařízení pro výrobu a distribuci elektrické energie o napětí až 220 kV s napojením na pobřežní objekty a pro vlastní spotřebu. Na pravé straně pontonu jsou pomocná zařízení. Jsou to například nouzové zdroje elektrické energie a záložní čerpadla.

Systém rozčlenění lodi je následující. Pravobok (čistá strana) leží směrem k pobřeží, je vybaven zařízením pro plovoucí molo, které poskytuje trvalé spojení a komunikaci Plovušky s pobřežím. Jsou zde dále systémy pro přenos elektrické energie na pobřeží. Levobok (špinavá strana) je určen pro ukotvení lodě, logistické zajištění přenosu nádob s čerstvým nebo použitým palivem a radioaktivním odpadem.

Základní zabezpečení reaktorů zajišťuje ocelový kontejnment. Na jeho vnější straně je chráněný prostor a ochranný kryt, který se skládá z několika vrstev stropů a nástaveb střechy a přepážek strojovny. Všechny tyto struktury tvoří vnější ochrannou bariéru prostoru reaktoru, který je schopen odolávat vnějším fyzickým dopadům včetně pádu letadla.

Na lodi jsou dvě samostatné strojovny turbosoustrojí a pomocných systémů. Jsou umístěny na přídí i na zádi a jsou uloženy v ochranném krytu. Každá strojovna má celkové rozměry 54×36 m a výšku 33 m (nad dvojitým dnem). Tato výška je nezbytná kvůli mostovému

jeřábu, který je ve strojovně nainstalován z důvodů údržby. Strojovna má kapacitu na jedno podélně uložené turbosoustrojí.

Pro normální provoz vyžaduje elektrárna pobřežní infrastrukturu skládající se z následujících částí:

- vodohospodářská zařízení (mola, majáky, vlnolamy)
- přístavní struktury (pobřežní stěny, pilíře, atd.)
- kotviště
- stožáry pro přenos elektrické energie
- zařízení poskytující bezpečnost vnějších zařízení jak na pobřeží tak i na moři (ploty, pozorovatelný, sledovací a ovládací systémy, atd.)
- komunikace a spojení s pobřežím (silnice a zabezpečené komunikační linky)

6.2 Hlavní výhody

Pro zvýšení technických a ekonomických charakteristik elektrárny s VBER-300 a celé Plovušky byla použita následující konstrukční řešení:

- kompaktní modulární uspořádání hlavních zařízení reaktoru snižuje množství použitých drahých materiálů, zmenšuje prostor, který reaktor zabírá, a zjednodušuje montážní práce.
- použitý systém kogenerace zvyšuje celkovou účinnost.
- reaktor může být umístěn v bezprostřední blízkosti velkých měst, což minimalizuje náklady na dopravu a energetické ztráty.
- zjednodušení požadavků na bezpečnostní systémy (jejich počet, kapacita, provozní rychlost, napájení, kontrola a sledování). Je to možné díky využití pokročilého systému inherentních bezpečnostních prvků a pasivních systémů během provozu a všech přechodových procesů.
- snížení ročních nákladů na čerstvé palivo a nákladů na nakládání s použitým palivem.
- koncepce vychází z jaderných pohonů ledoborců, základem jsou reaktory ABV a KLT-40S.
- menší množství kapalných a pevných radioaktivních odpadů, které je podmíněno zajištěním vysoké těsnosti systémů, prodlužuje životnost hlavních zařízení (trubky parogenerátorů, součásti cirkulačních čerpadel, atd.).
- zkrácení intervalů pro výměnu paliva, redukování pravidelné údržby a činností vykonávaných během výměny paliva.

Konstrukce Plovušky má téměř všechny znaky pozemních jaderných elektráren, navíc má tyto další výhody:

- loď může být sériově vyráběna v loděnicích a předána zákazníkovi již plně sestavená, otestovaná a připravená na provoz.
- minimální rozsah montážních prací na místě. Stačí pouze zakotvení lodi a její připojení na pozemní infrastrukturu.
- celý komplex elektrárny bude zabírat plochu 4,5 ha (velké elektrárny zabírají cca 30 ha).
- není potřeba vytvářet nová dopravní spojení a dlouhá elektrická přenosová vedení.
- skoro neomezená možnost výběru místa pro zakotvení.
- elektrárna může být ukotvena na každém pobřeží v libovolném regionu nezávisle na seismicitě okolí.
- snížení doby výstavby (4 roky). To zkrátí dobu návratnosti investičních nákladů.
- servis a údržba FNPP bude prováděna ve výrobním závodě v Rusku. Podle výrobce se tím podaří minimalizovat náklady na údržbu a doplňování paliva. Sníží se také požadavky na kvalifikaci místní pracovní síly. To bude významné zejména při exportu tohoto SMR do rozvojových zemí.

– v případě nevyhovujícího provozu nebo vážnější poruchy může být celá loď snadno nahrazena novou. Původní bude odvezena do výrobního závodu, kde bude opravena a popř. i zmodernizována.

6.3 Bezpečnost a spolehlivost

Hlavní principy bezpečnosti VBER-300 jsou stejně jako u ostatních SMR založeny na systematickém přístupu a integraci již získaných zkušeností. Je zde zdůrazněn požadavek zajistit odolnost proti teroristickému útoku vzhledem k tomu, že se bude reaktor nacházet v blízkosti obydlených oblastí.

Řešení zajištění bezpečnosti vychází z koncepce odpovídající světovým trendům pro pokročilé jaderné elektrárny:

- důraz na prevenci nehod
- zjednodušení konstrukce
- inherentní bezpečnost
- princip ochrany do hloubky
- pasivní bezpečnostní systémy
- zvýšení ochrany proti vnějším vlivům (včetně teroristických akcí)
- omezení následků vážnějších havárií
- ochrana proti zneužití jaderného materiálu

Následující inherentní bezpečnostní funkce stabilizují reaktor proti všem možným poruchám, včetně personálních chyb a teroristických aktivit:

- záporný teplotní koeficient reaktivity paliva, chladiva a změny měrného objemu chladicí kapaliny
- nižší měrná objemová výkonová hustota energie ve srovnání s reaktory pro pohon lodí a reaktorů VVER-1000 (nižší než 72 kW/l)
- stabilní přirozená cirkulace chladiva poskytuje odvod tepla z odstaveného reaktoru
- reaktor má mezi hlavními zařízeními primárního okruhu krátká nosná hrdla, bez dlouhého potrubí velkého průměru

Následující konstrukční prvky a technická řešení zajišťují vysokou spolehlivost bezpečnostních systémů:

- včasné zapůsobení pasivních systémů, aniž by došlo k překročení stanovených konstrukčních limitů. To platí i v případě základní projektové havárie, LOCA havárie a v případě ztráty všech zdrojů napájení po dobu minimálně 72 hodin.
- redundance a diverzita systémů pro odstavení reaktoru, chlazení aktivní zóny a odvodu zbytkového tepla při odstavení
- omezení úniků radioaktivních látek pomocí dvojitého kontejnmentu
- použití diagnostických prostředků a pravidelné kontroly vylučuje selhání prvků bezpečnostních systémů. To se ukázalo díky předchozím provozním zkušenostem.

6.4 Použití

VBER-300 je tepelný reaktor, který lze použít pro různé účely (výroba elektřiny a tepla, odsolování mořské vody), ve středně výkonovém rozsahu, v autonomním režimu nebo pro napájení uzavřené malé oblasti odběratelů v bezprostřední blízkosti spotřebitele (odlehlá města, továrny, doly apod.). Možnosti použití v pozemní nebo plovoucí elektrárně jsou popsány v předchozích kapitolách.

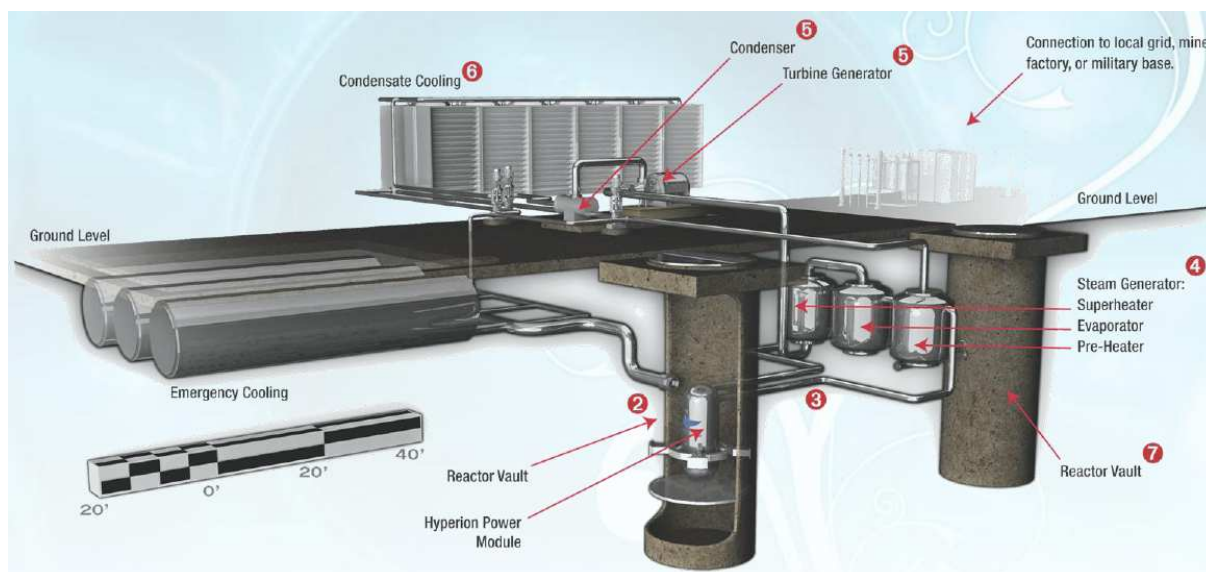
7 Hyperion PM

HPM (Hyperion Power Module) od společnosti Hyperion je rychlý reaktor moderní konstrukce, který využívá chlazení tekutým kovem. Palivem je speciální uran-nitrid s obohacením 19,75 %. Jako chladicí kapalina je použita eutektická směs olovo-bismut. Reaktor byl navržen na výkon 70 MWt (25 MWe) po dobu 10 let bez doplňování paliva. Po 10 letech se celý modul vyjme a zakoupí se nový. Chlazení bude i za provozu probíhat přirozenou cirkulací.

HPM bude vyráběn v továrně pomocí standardizovaného projektu a všechny HPM budou téměř totožné. To má několik výhod. Kontrola výrobního procesu bude jednotná. Jaderná výroba a montáž bude dokončena v továrně dříve, než bude přístroj prodán, čímž se minimalizuje počet prací, které jsou nutné až na místě elektrárny. Na místě stavby bude vybudován pouze kontejnment, pomocné budovy a nejaderné systémy. Tím se výrazně sníží složité montážní práce na místě stavby. Výsledkem bude rychlejší a jednodušší harmonogram výstavby. Následující informace vycházejí z internetových stránek společnosti Hyperion [55].

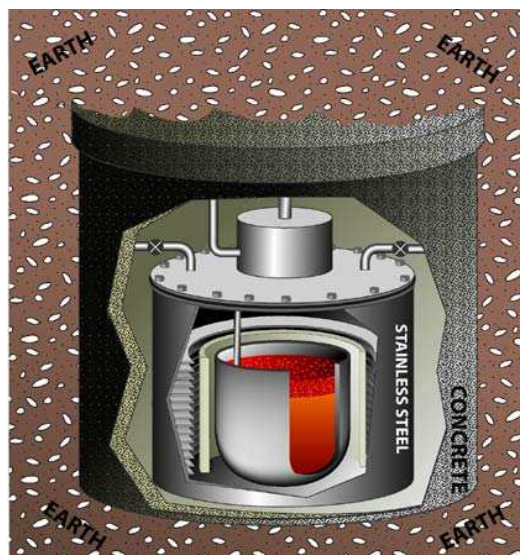
7.1 Specifické vlastnosti

Nádoba reaktoru má navržené rozměry s ohledem na možnost snadné přepravy - průměr 1,5 m a výšku 2,5 m. V elektrárně je nádoba uložena v kontejnmentu, který se celý nachází v podzemí (viz obr. 26).



Obr. 26. Schéma uložení reaktoru HPM [31, str. 6].

Protože se jedná o rychlý reaktor má aktivní zóna specifické vlastnosti. Palivo je speciální uran-nitrid. Pro řízení reaktivity jsou používány skupiny řídicích tyčí. Je dosaženo vysoké výkonové hustoty. Aktivní zóna je schematicky zobrazena na obr. 27. Detailní obrázek zatím není nikde k dispozici.



Obr. 27. Schéma uložení aktivní zóny HPM [51].

Chladivem je eutektická směs olovo-bismut, jejíž výhodou je nízká teplota tavení. Navíc, na rozdíl od sodíku, kterým jsou chlazené některé rychlé reaktory, je zde použité chladivo se vzduchem a vodou nereagující látka. Smíšený teplotní průměr na výstupu bude 500 °C. Pro řízení obsahu kyslíku v chladicí kapalině se používá řídicí systém na bázi kyslíku v pevné fázi. Tím se udržuje ochranný nátěr kontaktních ploch, kterým jsou chráněny proti korozi. Komponenty aktivní zóny jsou ze speciální nerezové oceli [51]. Tato ocel je v daných podmínkách velmi stabilní. Palivo je z vysokoteplotního keramického materiálu (nitridy), což neumožní oddělení plutonia z pelety použitého paliva. V řídicích tyčích je pro řízení reaktivity obsažen karbid bóru B_4C . Jsou zde tři nezávislé bezpečnostní mechanismy. Bylo docíleno minimalizace počtu částí s pohyblivými mechanismy.

7.2 Hlavní výhody

Pokročilá konstrukce reaktoru - použití moderních konstrukčních prvků poskytuje bezpečnější a jednodušší ovládání reaktoru, odstranění mnoha možných havarijních scénářů, které nastávají u klasických tlakovodních reaktorů, a úplné odstranění některých jejich složitých systémů.

Malé rozměry reaktoru - menší reaktor je vhodnější pro požadavky zásobování menším množstvím energie. Může přímo nahradit současné diesel generátory a nevyžaduje žádné dodatečné změny současných distribučních soustav elektrické energie.

Výměna paliva i s celým reaktorem za 10 let - HPM nabízí výkon 25 MWe nepřetržitě po dobu 10 let s jedním palivem (ve srovnání se současným cyklem 18 až 24 měsíců u LWR) Není nutná žádná výměna paliva. Po 10 letech se nahrazuje celý modul.

Uložení pod zemí - reaktor je umístěn v podzemním kontejnmentu. Je tak zajištěna izolace od okolního prostředí, prevence proti vniknutí a manipulaci a zabránění poškození z důvodů přírodních katastrof.

Smontované přenosné moduly – montáž v továrně umožňuje zajistit nejvyšší možnou kvalitu a tím rychlejší výstavbu než u klasické elektrárny s montáží na místě.

7.3 Bezpečnost a spolehlivost

Jsou zde tři nezávislé systémy sloužící k odstavení reaktoru nebo snížení reaktivity. První se skládá ze šesti havarijních tyčí obsahujících karbid bóru (B_4C), druhá z dvanácti řídicích tyčí s B_4C a třetí z tyčí s centrální dutinou, které slouží jako rezervní. Každý z těchto tří systémů

má schopnost samostatně odstavit a dlouhodobě kontrolovat aktivní zónu. Tyče havarijní a tyče na odstavení systému vykonávají tuto bezpečnostní funkci automaticky už od okamžiku spuštění reaktoru.

Hlavním prvkem, který zvyšuje bezpečnost HPM, je chladicí kapalina ve formě tekutého kovu. Jeho vlastnosti radikálně snižují potenciální energii a rozptyl radioaktivity v případě nadprojektové havárie. Uvolnění radioaktivních látek ve formě odpařeného chladiva je vyloučeno vzhledem k vysoké teplotě jeho varu. Var nenastane ani v případě snížení tlaku chladicí kapaliny, protože provozní tlak je blízko atmosférickému tlaku. Vzhledem k tomu, že je chladivo nereaktivní se vzduchem, vodou, palivem, kovovými komponenty a betonem, zde nemůže dojít k rychlým exotermickým reakcím, které by mohly způsobit vážné problémy. Například jsou vyloučeny reakce, které produkují hořlavý vodík (to je jedna z hlavních nežádoucích vlastností u klasických lehkovodních reaktorů).

Dalším podstatným prvkem je uložení reaktoru (viz obr. 26). HPM je umístěn v podzemním sklepení a kontejnmentu. Tvrzený kontejnment je určen k ochraně před vážnými přírodními nebo člověkem způsobenými událostmi. Jakékoliv úniky radioaktivity z reaktoru HPM, přestože jsou velmi nepravděpodobné, zůstanou zachyceny v kontejnmentu, který je navíc uložen pod zemí, a izolován tak od okolního prostředí. Podzemní uložení také eliminuje nebo minimalizuje potenciální dopad běžných přírodních katastrof, jako jsou hurikány, povodně nebo tornáda. Reaktor není vůbec vystaven jakémukoliv kontaktu s větrem nebo vodou. Kontejnment je navržen tak, aby odolal nejhorší seismické události. Navíc zabraňuje možnosti narušení či manipulace. Minimalizuje počet havarijních scénářů, jako jsou náraz letadla nebo teroristický útok na zařízení.

Vzhledem k tomu, že je samotná nádoba HPM utěsněna již při výrobě a nikdy nebude otevřena na místě a vzhledem k tomu, že se nachází v podzemí, je možnost radioaktivní kontaminace na místě prakticky vyloučená.

Konstrukce HPM obsahuje redundantní, nezávislé systémy ke spolehlivému odvodu zbytkového tepla za všech podmínek. Během provozní odstávky je zbytkové teplo odváděno z aktivní zóny přes normální chladicí oběh do kondenzátoru. Je zde navíc záložní systém odvodu tepla, který zajišťuje přirozené proudění přes pevný bypass z aktivní zóny a zpět. Voda z nádrže havarijního chlazení je pomocí gravitace rozstříkována na vnější povrch nádoby reaktoru a teplo se tak odvádí pasivně pomocí odpařující se vody. Záložní systém odvodu tepla poskytne dostatečné chlazení až dva týdny bez přívodu energie a bez zásahu obsluhy.

HPM používá palivo, ze kterého je obtížné oddělit štěpný materiál než z kovového uranu nebo keramiky. Palivo je uran nitrid, vysokoteplotní keramický materiál, který není běžně používán. Neexistuje tedy atraktivní možnost získání plutonia. Reaktor je navíc navržen tak, aby bylo palivo zavezeno pouze při montáži ve výrobním zařízení a poté celý komplet dovezen na místo. Pak již není žádná možnost výměny nebo vyjmutí paliva na místě. Systém by byl v provozu deset let, poté se nechá zchladnout po dobu jednoho až čtyř let a pak by se celý komplet vrátil do montážního závodu. Vzhledem k tomu, že je HPM uzavřený systém, nelze palivo vložit nebo odstranit z reaktoru bez rozsáhlých úprav celého systému. Po 10 letech však nelze vyhořelé palivo nijak zneškodnit. Nutné je jeho uložení a stínění.

7.4 Použití

HPM poskytuje 70 MWt, které lze převést až na 25 MWe. Flexibilita HPM k výrobě páry nebo elektřiny je vhodná především pro aplikace na dodávky tepla pro těžký průmysl nebo pro zásobování elektřinou. HPM Power Generation předpokládá využití ve významných oblastech, kde je potřeba zajištění nezávislého a spolehlivého zdroje energie. Jedná se o těžební a petrochemický průmysl (těžba, rafinace, výroba syntetických látek a další petrochemické účely), vzdálené lokality a ostrovní komunity, vládní zařízení a zařízení

pro důlní těžbu a těžbu ropy a zemního plynu. HPM je zde ideálním řešením. Navíc snižuje podnikatelské riziko týkající se proměnlivé ceny pohonných hmot. Zaměřuje se také na výrobu čisté energie a to za cenu, která je nižší než současná cena energie ze zdrojů na diesel. [55] HPM může hrát zásadní roli při zajišťování energie pro vládní zařízení v USA a po celém světě. Pro národní bezpečnost je důležité, že je zařízení napájeno nezávisle na místní síti. HPM dokáže zajistit energetickou nezávislost a zároveň poskytuje elektrickou energii bez emisí oxidu uhličitého. Řízení HPM vyžaduje standardní operační postupy, školení obsluhy, licenční i technickou podporu, provozní techniky a bezpečnostní analýzy.

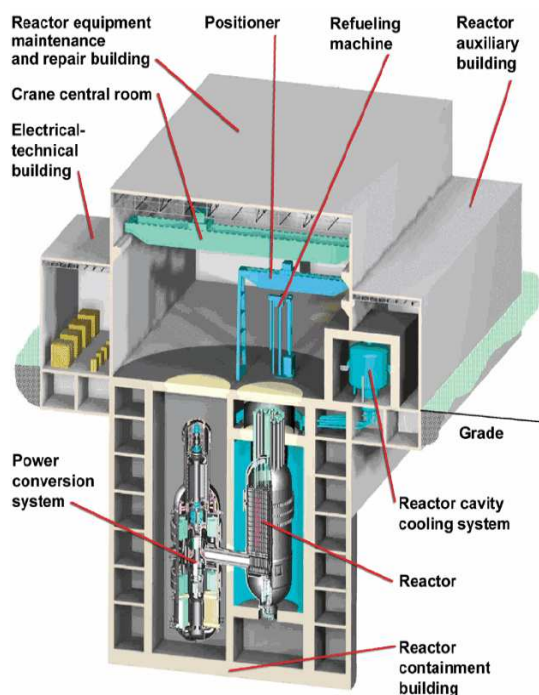
8 GT-MHR

Reaktor GT-MHR vznikl ze spolupráce firem General Atomics, (USA), Rosatom (Rusko). Je prezentován jako moderní systém pro jaderné elektrárny, který nabízí bezkonkurenční bezpečnost, vysokou tepelnou účinnost, vysokou odolnost proti šíření jaderných zbraní a nízký dopad na životní prostředí. Je však otázkou, zda je s tímto typem dostatek provozních zkušeností.

Jedná se o vysokoteplotní plynem chlazený reaktor (HTR). Jako moderátor je použit grafit, chladivem je helium. Navržený výkon je 285 MWe. Palivo zde představují keramikou obalené částice v prizmatických blocích s UCO v jádře. Palivo je rozděleno do dvou skupin na štěpné a plodivé. Štěpné částice mají obohacení 19,8 %, plodivé do 0,7 %. Protože se jedná o plynem chlazený reaktor, cirkulace musí být nucená. Délka palivového cyklu je 1,3 let. Plánovaná životnost reaktoru je 60 let. Výstavba bude trvat 3 roky. Následující informace o GT-MHR vycházejí z literatury [22].

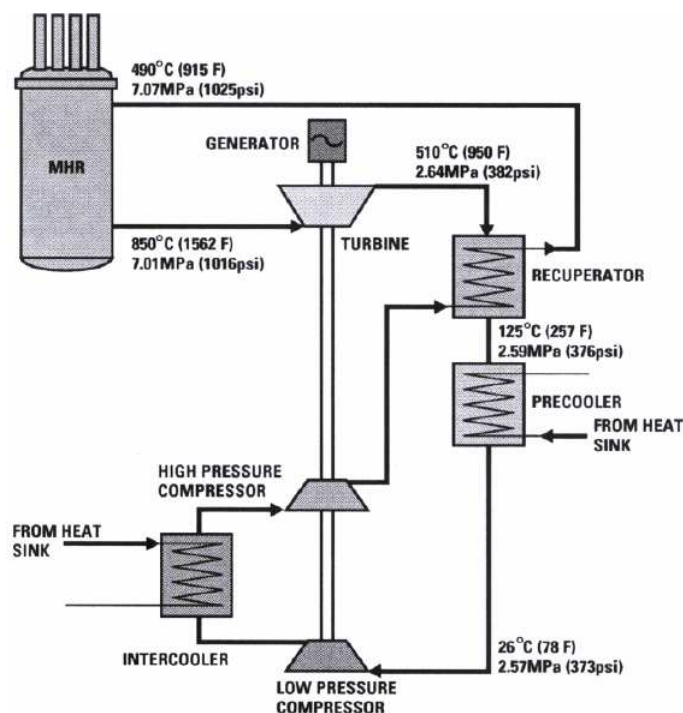
8.1 Specifické vlastnosti

GT-MHR spojuje výhody modulárního heliem chlazeného reaktoru uloženého v jedné nádobě s tepelným cyklem s vysokou účinností. Jedná se o cyklus plynové turbíny (Braytonův cyklus). Turbína se nachází v přilehlé nádobě. Nádoby jsou propojeny krátkým potrubím a jsou umístěny v betonovém silu. Uspořádání je zobrazeno na obr. 28.



Obr. 28. Uspořádání primárního okruhu GT-MHR [22, str. 455].

Základními specifickými prvky plynem chlazeného MHR je použití helia jako chladicí kapaliny, grafitový moderátor a částice paliva s žáruvzdornou vrstvou. Helium se ohřívá v aktivní zóně reaktoru prouděním přes chladicí kanály v grafitových elementech palivových článků a poté proudí reaktorovou nádobou do systému na výrobu energie (viz obr. 28 - Power conversion system). Tento systém obsahuje plynovou turbínu, elektrický generátor a plynové kompresory na společné vertikálně orientované hřídeli uložené na magnetických ložiskách. Do systému dále patří rekuperátor, předřazený chladič a výměníky tepla.



Obr. 29. Schéma primárního a sekundárního okruhu GT-MHR [22, str. 456].

Na obr. 29 je zobrazeno schéma chladicích okruhů. Ohřáté helium z reaktoru expanzně proudí přes plynovou turbínu pohánějící generátor a plynové kompresory. Z turbíny helium protéká přes „horký“ rekuperátor, následně přes předřazený chladič a poté přes nízko a vysokotlaké kompresory s vloženým mezichladičem. Z vysokotlakého kompresoru proudí chladné helium do vysokotlaké části rekuperátoru, kde se přihřeje s využitím odpadního tepla helia vystupujícího z turbíny. Předehřáté helium poté proudí do reaktoru. Použití přímého Braytonova cyklu na výrobu elektřiny zvýší účinnost cyklu na cca 48 %. Tato efektivita je o 50 % vyšší než u současných lehkovodních reaktorů.

Základní parametry při provozním režimu:

Tepelný výkon:	600 MWt
Elektrický výkon:	286 MWe
Vstupní a výstupní teplota chladiva:	491/850 °C
Tlak na vstupu a výstupu do reaktoru:	7,07/7,02 MPa
Hmotnostní průtok helia:	320 Kg/s
Vstupní a výstupní teplota v turbíně:	848/511 °C
Tlak na vstupu a výstupu do turbíny:	7,01/2,64 MPa
Účinnost tepelného cyklu:	48 %

Důležitou a od ostatních SMR odlišující se částí je palivo uložené v žáruvzdorném obalu (viz obr. 30), které je označené jako TRISO. Skládá se z kulového jádra štěpného nebo množivého materiálu, které je zapouzdřeno v několika vrstvách povlaku. Tyto tenké vrstvy povlaku jsou vysoce odolné proti korozi a v podstatě tvoří nepropustnou bariéru proti uvolňování plyných

a kovových produktů štěpení. Celkový průměr standardní TRISO částice se pohybuje od cca 650 do 850 mikronů.



Obr. 30. TRISO palivo u GT-MHR [22, str. 456].

Testy v USA, Evropě a Japonsku prokázaly, že částice paliva TRISO mají vysoký potenciál pro udržení štěpných produktů a odolávají vysokým teplotám. TRISO vrstvy nezačínají tepelně degradovat do teploty 2 000 °C. Reaktor GT-MHR byl navržen tak, že normální provozní teplota nepřekročí 1 250 °C a teplota v případě základní projektové havárie dosáhne hodnoty maximálně 1 600 °C.

U GT-MHR jsou TRISO částice stlačovány do uhlíkové matrice do formy válcových palivových elementů (viz obr. 30). Rozměry jsou přibližně 13 mm v průměru a 51 mm na výšku. Tyto palivové soubory jsou uloženy do kanálů s hexagonálními elementy 793 mm dlouhými a s rozměrem na klíč 360 mm. 102 sloupců šestihranných palivových elementů je skládáno do 10 elementů na výšku. Takto je vytvořeno prstencové jádro. Reflektor a grafitové bloky jsou tedy uvnitř i vně aktivní zóny. Detailní popis konstrukce je uveden v [29].

8.2 Hlavní výhody

- bezpečnost
- ochrana před zneužitím jaderného materiálu
- nakládání s vyhořelým palivem
- dopad na životní prostředí
- konkurenceschopnost

GT-MHR je moderní typ SMR, který nabízí dostatečnou bezpečnost, vysokou tepelnou účinnost, vysokou odolnost proti šíření jaderných zbraní, nízký dopad na životní prostředí a bezpečné nakládání s odpady.

GT-MHR určený pro spalování plutonia má velký komerční potenciál. Pro širší nasazení bude potřeba pouze minimum konstrukčních změn.

GT-MHR má vysokou flexibilitu aplikací, protože vysoké teploty na výstupu z reaktoru mohou být využity pro další vysokoteplotní procesy. Např. proces výroby vodíku.

Byl dokončen předběžný návrh GT-MHR a byla již provedena řada recenzí tohoto návrhu. Hodnocení bylo zaměřeno zejména na TRISO palivové částice a na integrovaný systém výroby elektřiny (cyklus plynové turbíny). Zejména hodnocení paliva je velmi obtížné, protože s ním neexistují žádné předchozí zkušenosti.

8.3 Bezpečnost a spolehlivost

GT-MHR je vzhledem k specifickému palivu odolný proti tavení aktivní zóny. Bezpečnost je dosažena kombinací inherentních bezpečnostních prvků a vybraných konstrukčních vlastností, které inherentní prvky co nejvíce podporují.

Mezi tyto vlastnosti patří:

chladio helium – jediná fáze, inertní, nemá žádný vliv na reaktivitu

grafitové jádro – zajišťuje vysokou tepelnou kapacitu a pomalé teplotní změny. Má stále stabilní strukturu i při velmi vysokých teplotách.

žárovzdorné TRISO částice paliva – udrží štěpné produkty i při vyšších teplotách než za běžného provozu a při předpokládaných havarijních stavech.

záporný teplotní koeficient reaktivity – inherentně zastaví štěpnou reakci bez nutnosti zásahu obsluhy.

aktivní zóna prstencového uspořádání s nízkou výkonovou hustotou – je uložena v neizolované ocelové nádobě reaktoru, která je obklopená prostorem s přirozeným oběhem chladiva.

Ochrana proti zneužití jaderného materiálu

Čerstvé palivo má nízký objemový podíl obohaceného uranu. Oddělit požadovaný materiál z žárovzdorných povlaků paliva je technicky velmi obtížné. Vyhořelé palivo má stejné ochranné vlastnosti, navíc je vysoce radioaktivní. Kromě toho je zde nízká objemová frakce a nízká kvalita použitého paliva vzhledem k obsahu plutonia. Je to důsledek jeho vysokého vyhoření. Takové palivo není pro použití na výrobu zbraní vhodné.

Nakládání s vyhořelým palivem

Použité palivo má ideální vlastnosti pro dlouhodobé skladování a trvalé uložení. Povlak částic TRISO paliva poskytuje vynikající bariéru pro omezování úniku radionuklidů během skladování a geologického ukládání. Experimentální studie prokázaly, že proces koroze je velmi pomalý a omezený za suchých i mokrych podmínek.

Nízký dopad na životní prostředí

Vysoká tepelná účinnost a vysoké vyhoření paliva GT-MHR vede ke snížení dopadů na životní prostředí ve srovnání s jinými typy reaktorů. Vzhledem k tomu že GT-MHR dosahuje tepelné účinnosti o 50 % vyšší než u lehkých vodních reaktorů, je energie efektivněji využívána a není mařena (např. v chladicích věžích). Vysoká účinnost a vysoké vyhoření paliva také způsobuje, že GT-MHR produkuje mnohem méně těžkých kovů radioaktivních odpadů než konvenční a jaderné elektrárny na jednotku vyrobené elektřiny.

8.4 Použití

Návrh a vývoj probíhá zejména v Rusku v rámci společné americko-ruské dohody o spolupráci na vývoji systémů pro eliminaci přebytku plutonia z nepoužitelných jaderných zbraní. Plutonium je účinně „spalováno“ díky vysokému vyhoření paliva.

GT-MHR se dobře hodí pro novou generaci jaderných elektráren. V současné době je v USA plánováno uvedení prvního bloku do provozu do roku 2015. Současný návrh splňuje cíle jaderného programu "Generation IV", včetně pasivní bezpečnosti, konkurenceschopnosti, zvýšené odolnosti proti šíření jaderných zbraní a zlepšení vlastností radioaktivních odpadů.

Předpokládají se ekonomické výhody oproti jiným způsobům výroby elektřiny a tepla. Konkurenceschopnost GT-MHR bude důsledkem zejména použití přímého Braytonova cyklu,

protože tento cyklus poskytuje nejen vysokou tepelnou účinnost, ale navíc i eliminuje velké množství rozměrných zařízení, které jsou potřeba na přeměnu energie při použití Rankinova cyklu. Snížení složitosti a počtu zařízení snižuje kapitálové náklady a náklady na provoz i údržbu. Pasivní bezpečnost eliminuje potřebu rozsáhlého bezpečnostního vybavení.

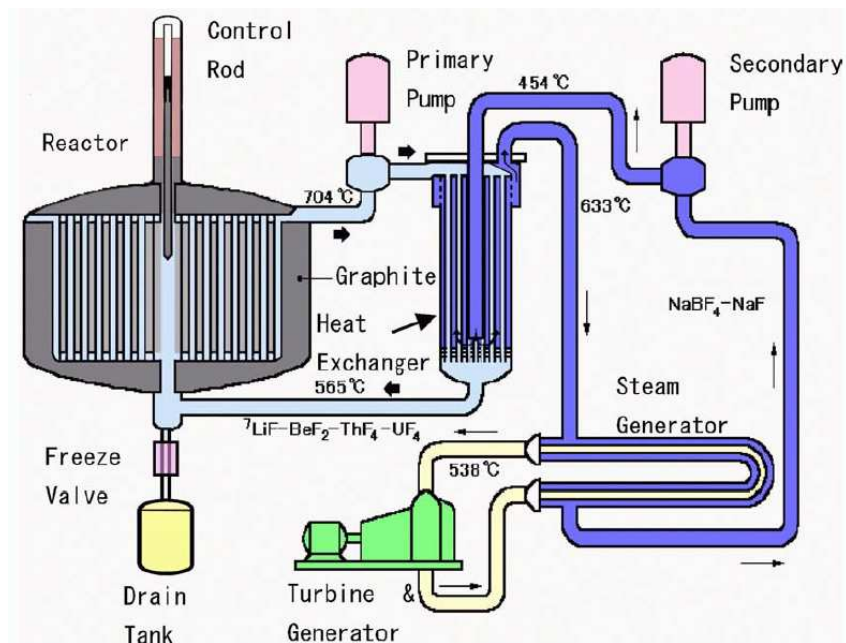
9 FUJI

FUJI je zjednodušená verze reaktoru využívajícího roztavené soli (MSR). Je zde využíván uzavřený thoriový cyklus (Th-U). Jedná se tedy o nekonvenční reaktor, který se zásadně odlišuje od ostatních typů SMR. Instalovaný výkon je plánován v rozmezí 100 – 200 MWe. Palivem je roztavená fluoridová sůl $\text{LiF-BeF}_2\text{-ThF}_4\text{-UF}_4$ (dále označována jako palivová sůl). V každé složce soli se nachází 2 % štěpitelného materiálu (bližší informace viz [23 str. 823]). Plánovaná životnost reaktoru je 30 let. Doba palivové kampaně není nikde přesně uvedena. Předpokládá se delší než u běžných LR nebo se navrhuje provoz bez výměny po celou dobu životnosti (tj. 30 let). Doba výstavby je odhadnuta na 3 roky.

Přímým předchůdcem Fuji je reaktor MSBR. Byl vyvinut v rámci programu Molten-Salt Reactor Programme (MSRP) v laboratoři Oak Ridge National Laboratory (ORNL) v USA v letech 1950 – 1976. Tento program má za následek rozvoj a demonstrace základních technologií MSR a to zejména díky provozu experimentálního reaktoru MSRE v letech 1965 - 1969. Vývoj FUJI byl zahájen v Japonsku. Podílí se na něm společnosti a univerzity po celém světě. Hlavními jsou Toyohashi Technical and Science University, Fujitsu Corporation a Toshiba Corporation. Část výzkumu se provádí i v České republice v ústavu jaderného výzkumu Řež. Následující informace o FUJI vycházejí zejména z literatury [23].

9.1 Specifické vlastnosti

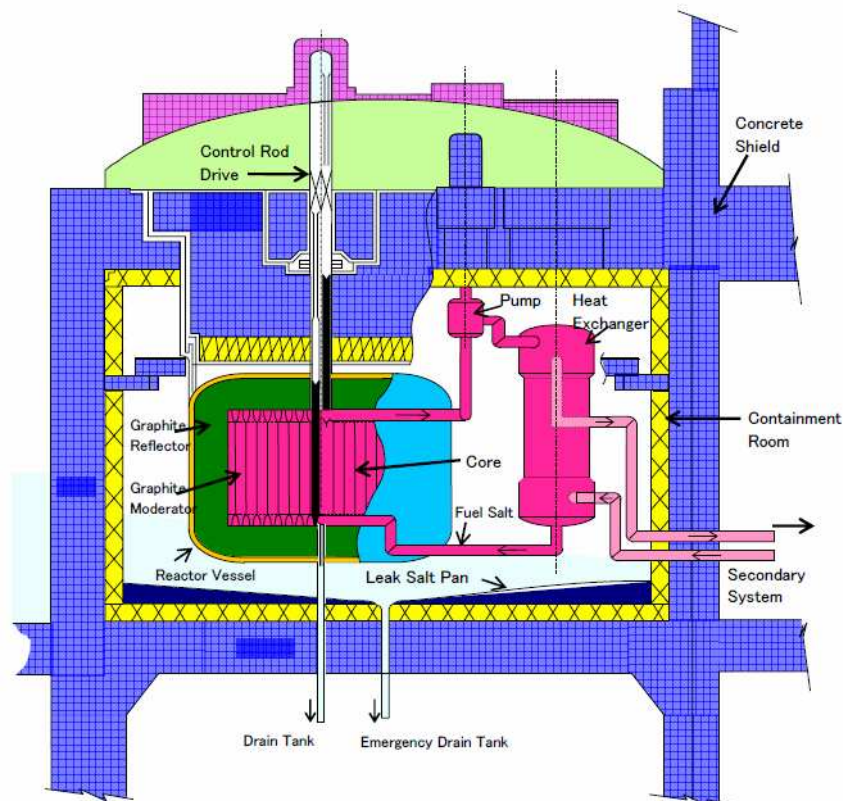
Zjednodušené schéma elektrárny Fuji je zobrazeno na obr. 31. Toto zjednodušené schéma je společné pro všechny MSR od společnosti FUJI. Na obrázku jsou zobrazeny typické teploty.



Obr. 31. Schéma primárního a sekundárního okruhu FUJI [23, str. 826].

Palivová sůl proudí směrem vzhůru přes aktivní zónu, kde se ohřívá. Odstředivá čerpadla ženou ohřátou palivovou sůl do výměníků, kde je teplo předáváno do sekundárního chladiva. Tím je další sůl $\text{NaBF}_4\text{-NaF}$, která teplo přenáší do okruhu, jehož prostřednictvím vzniká

superkritická pára. To vede k celkové tepelné účinnosti větší než 44 %. Ultra superkritické systémy parní turbíny na 25 MPa a 870 K na vstupu do turbíny byly úspěšně prověřeny provozem na uhelných a plynových elektrárnách, kde je dosahována účinnost více než 45 %.



Obr. 32. Uspořádání a uložení primárního okruhu FUJI [23, str. 851].

Aktivní zónu tvoří přímo ponořené hexagonální grafitové tyče se středovým otvorem a tenký prostor na každé straně pro průtok palivové soli. Objemový podíl palivové soli se liší v každé radiální zóně jádra. Hlavním pevným materiálem uvnitř nádoby reaktoru je grafit, který zabírá asi 90 % celkového objemu nádoby.

Obr. 32 zobrazuje průřez primárního okruhu reaktoru. Tento systém je umístěn v hermetickém vysokoteplotním kontejnmentu navrženém na provozní teplotu 770 K. FUJI obsahuje rozmanité a redundantní bezpečnostní systémy. Hlavní vypouštěcí nádrž umístěná pod reaktorem je chlazená přirozenou cirkulací chladicího systému. Tato nádrž slouží také k odvodu zbytkového tepla po odstavení.

Potřeba rychlého přechodu na thoriový palivový cyklus

Potřeba rychlého přechodu na palivový cyklus na bázi thoria je odůvodněna následujícími argumenty:

- přírodní thorium se v zemské kůře vyskytuje třikrát hojněji než uran
- vedlejším produktem všech uranových paliv je plutonium, které je všeobecně atraktivní materiál pro zbrojní program
- rozšíření funkce reaktoru o možnost rozmnožování paliva (množivé reaktory) vytvoří energetický reaktor složitější, méně ekonomický a potenciálně méně bezpečný. Proto by bylo vhodné, aby se rozmnožování paliva oddělilo od výroby elektřiny. Poté by reaktor byl jednodušší, měl menší rozměry a byl více flexibilní
- další připravovaný koncept bez průběžného chemického zpracování může být dobrým kandidátem pro systémy vyžadující soběstačnost paliva

- rozmnožování štěpného materiálu by bylo možné provádět samostatně a to nejen pomocí štěpného procesu, ale i protonových tříštivých procesů nebo v budoucnu pomocí fúzních procesů deuteria a tritia.

Thoriový palivový cyklus

Použitá palivová sůl (směs thoria a jeho produktů štěpení) bude po ukončení své životnosti v reaktorech FUJI zaslána zpět do výrobního závodu, kde bude bezpečně sčezena. Následně bude zpracována. Odstraní se U^{233} (použitím fluorace). Odstraní se také některé štěpné produkty, u kterých to bude výhodné z technického a ekonomického hlediska. To znamená, že se posoudí radiační vlastnosti těchto štěpných produktů, jejich kompatibilita vzhledem k okolí, minimalizace nákladů na jejich separaci apod. Dekontaminovaný roztok soli by pak byl použit na výrobu nového paliva. Sůl bude uložena ve skladovací nádrži a bude mít nízký (zbytkový) [23, str. 829] obsah U^{233} . Při výrobě nového paliva se tato sůl vezme ze zásobníku a bude obohacena přidáním požadovaného množství U^{233} .

Důležitým aspektem tohoto palivového cyklu je, že v celém jeho průběhu má palivo formu kapaliny bez pevných fází. Celý systém je tedy integrován pro použití jedné fáze roztavených fluoridových solí. Použité pracovní médium je vhodné pro chemické zpracování. Jedná se o stabilní iontovou kapalinu s následujícími vlastnostmi, které jsou vhodné pro použití v jaderných systémech:

- žádné radiační poškození
- nízký tlak páry
- chemická netečnost
- vysoká tepelná kapacita
- vysoká rozpustnost některých používaných iontů
- není zde žádná možnost, jak získat kritičnost kvůli nedostatku chladiva v okruhu

9.2 Hlavní výhody

- *modulární konstrukce* umožňující použití pro libovolné aplikace
- *delší palivový cyklus* bez nutnosti výměny paliva na místě. Složení palivové soli vyžaduje pravidelnou regulaci, ale tato operace se provádí dálkově, použitím nádrže speciální konstrukce. Reaktorová nádoba nemusí být během celé své životnosti vůbec otevřena.
- *tovární výroba* - reaktorová nádoba s instalovaným grafitovým moderátorem bude vyrobena a smontována ve výrobním závodě.
- *flexibilní aplikace* - koncept FUJI nabízí flexibilitu při výběru variant palivového cyklu. Reaktor například může pracovat s využitím jakéhokoliv štěpného materiálu (^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu a ^{241}Pu , atd.) nebo jejich kombinace. Navíc mohou využívat také několik štěpných produktů. Chemické nečistoty budou umístěny v palivové soli, aniž by došlo k nějakému ovlivnění provozu aktivní zóny nebo jejich součástí.
- *flexibilita velikosti a vysoký konverzní poměr*. FUJI-233U je rozměrově flexibilní. Při provozu není nutné neustálé chemické zpracování paliva.
- *možnost efektivního spalování Pu a minoritních aktinidů*. Odpad z jiných jaderných zařízení a z demontovaných zbraní může být přímo spálen v reaktoru FUJI. Přeměnu vyhořelého paliva do formy fluoridové soli lze ekonomicky provést pomocí procesu fluorace.

9.3 Bezpečnost a spolehlivost

Základem FUJI koncepce je, aby se zabránilo možnosti vzniku základní projektové havárie a omezily následky ostatních havárií. Systém spoléhá na inherentní a pasivní bezpečnost, která je zahrnuta v původním návrhu koncepce.

FUJI pojetí zahrnuje následující funkce přispívající k jednoduchosti a robustnosti konstrukce:

(1) Primární a sekundární smyčky pracují při velmi nízkém tlaku (~ 5 atm). Tím jsou eliminovány všechny nehody vznikající vlivem přetlaku, jako je například prasknutí primárního okruhu.

(2) Roztavené soli jsou chemicky inertní a mají nulovou hořlavost.

(3) Neexistuje možnost zvýšení tlaku v primárním okruhu, protože bod varu solí je velmi vysoký (cca 1 800 K) v porovnání s provozní teplotou (cca 1 000 K). Reaktor navíc pro chlazení nepoužívá žádnou vodu. K odvodu tepla jsou také využity roztavené soli. Je tak eliminována nehoda spojená se zvýšením tlaku v primárním okruhu kvůli odpařování vody nebo úniku páry.

(4) Palivová sůl je v kritickém stavu pouze prochází-li grafitovým jádrem v aktivní zóně. V případě nehody bude palivová sůl z aktivní zóny vypuštěna. Poté již nemůže vzniknout kritický stav.

(5) MSR má velký negativní koeficient reaktivity na teplotě palivové soli. Tím je znemožněna možnost prudkého vzrůstu výkonu během abnormálních stavů reaktoru. Tepelná kapacita grafitu použitého v aktivní zóně je velká a způsobuje tak pomalý nárůst teploty. Díky tomu je zajištěna možnost dostatečného ovládnutí, přestože teplotní koeficient grafitu je pozitivní.

(6) Xe, Kr a tritium (T), které jsou uvolňovány z palivové soli, budou efektivně zachyceny a uloženy ve speciální nádobě za pomoci například aktivního uhlí nebo jiných materiálů vhodných pro jejich zachycení. Tato nádoba bude mít silné a žáruvzdorné ocelové stěny a bude izolována od odpadních plynů pomocí systému ventilů. Výkonnost zachytu T se odhaduje na cca $6,2 \times 10^4$ Bq / (100 MW/den) při normálním provozu. Více než 90 % z T bude přenášeno do sekundárního chladiva (chladící sůl) a nakonec bude asi 98 % T odvedeno pomocí zařízení s těsným plynovým potrubím. Tímto způsobem je zásadně snížena možnost nebezpečí úniku radioaktivního plynu z primárního okruhu.

(7) Složení paliva je možné snadno nastavit a regulovat, není zde proto třeba nadměrné kompenzace reaktivity. Požadavky vzhledem k regulaci reaktivity na regulační tyče jsou proto malé.

(9) Jestliže bychom uvažovali o možnosti požáru grafitu uvnitř aktivní zóny, jsou pro něj nezbytné dvě základní podmínky. Jednou z nich je dostatečné množství vzduchu a jeho průtok díky např. komínovému efektu, druhou je externí zdroj tepla. I kdyby se protrhl primární okruh, vzduch do něj nevstoupí, protože je celý reaktor uložen v žáruvzdorném kontejnmentu s vyčerpaným vzduchem (kde je maximálně 3–5 % kyslíku) nebo s plynným dusíkem. Navíc není možné poškození vlivem přetlaku, protože k nárůstu tlaku vlivem par z roztavené soli nedojde. Kdyby při protržení primárního okruhu zároveň došlo i k poškození kontejnmentu a vniknutí vzduchu, bude palivová sůl odvedena do kanalizace (následně do sběrné nádrže) a v aktivní zóně pak nezůstane žádný zdroj tepla. Možnost požárů grafitu v aktivní zóně je proto v podstatě vyloučena.

Inherentní bezpečnostní prvky, aktivní a pasivní systémy

Bezpečnostní funkce reaktoru MSR zahrnují řízení reaktivity, odvod tepla z aktivní zóny a zamezení úniku radioaktivních látek do okolí. Pro odstavení reaktoru má MSR více bezpečnostních systémů, než reaktory LWR. Například možnost vypuštění palivové soli mimo prostor reaktoru. Pro odvod tepla z aktivní zóny v havarijních podmínkách může MSR spoléhat na zjednodušené bezpečnostní systémy a komponenty. Bližší informace jsou v [23, str. 836]. Ochrana proti úniku radioaktivních látek je u MSR dostatečně zvládnuta, i když první dvě překážky (ochranné bariéry – palivová tableta, palivová tyč) zde nejsou.

Základní projektová a nadprojektová havárie

Základní projektová havárie je u FUJI rozdělena do dvou typů v závislosti na počáteční příčině jejího vzniku. První typ vzniká v důsledku selhání aktivních komponentů, jako jsou čerpadla, regulační tyče nebo neočekávané chyby obsluhy. Druhý typ je zapříčiněn selháním statických komponentů, jako jsou např. trubky. Více v [23, str. 836].

Zásoba reaktivity je u FUJI vždy velmi nízká. Tím je ztížena možnost neoprávněného získávání palivové soli. Případný odběr soli by se totiž hned projevil na výkonu reaktoru. Díky vysokému konverznímu poměru je nutnost doplňování štěpného materiálu nízká, takže není potřeba žádných skladů pro čerstvé nebo použité palivo. Tím je také omezena možnost jeho zneužití.

Pokud je reaktor mimo provoz, je palivová sůl odvedena do uzavřené nádrže, která se nachází uvnitř kontejnmentu. Konstrukce této nádrže umožňuje snadné chlazení. Díky tomu se roztavená palivová sůl zchladí a bezpečně ztuhne.

Izotopy plutonia vznikající v palivové soli jsou pro zbrojní využití brzy degradovány, protože nedochází k produkci druhotných plutoniových izotopů v důsledku použití thoria jako štěpného materiálu. Palivové soli však kromě thoria nevyhnutelně obsahují také U233 a jeho nuklidy U232. [23, str. 839] To má za následek velmi vysokou míru radiační dávky v důsledku vysokých energií (2,6 MeV) gama paprsků od vznikajícího štěpného produktu Tl208.

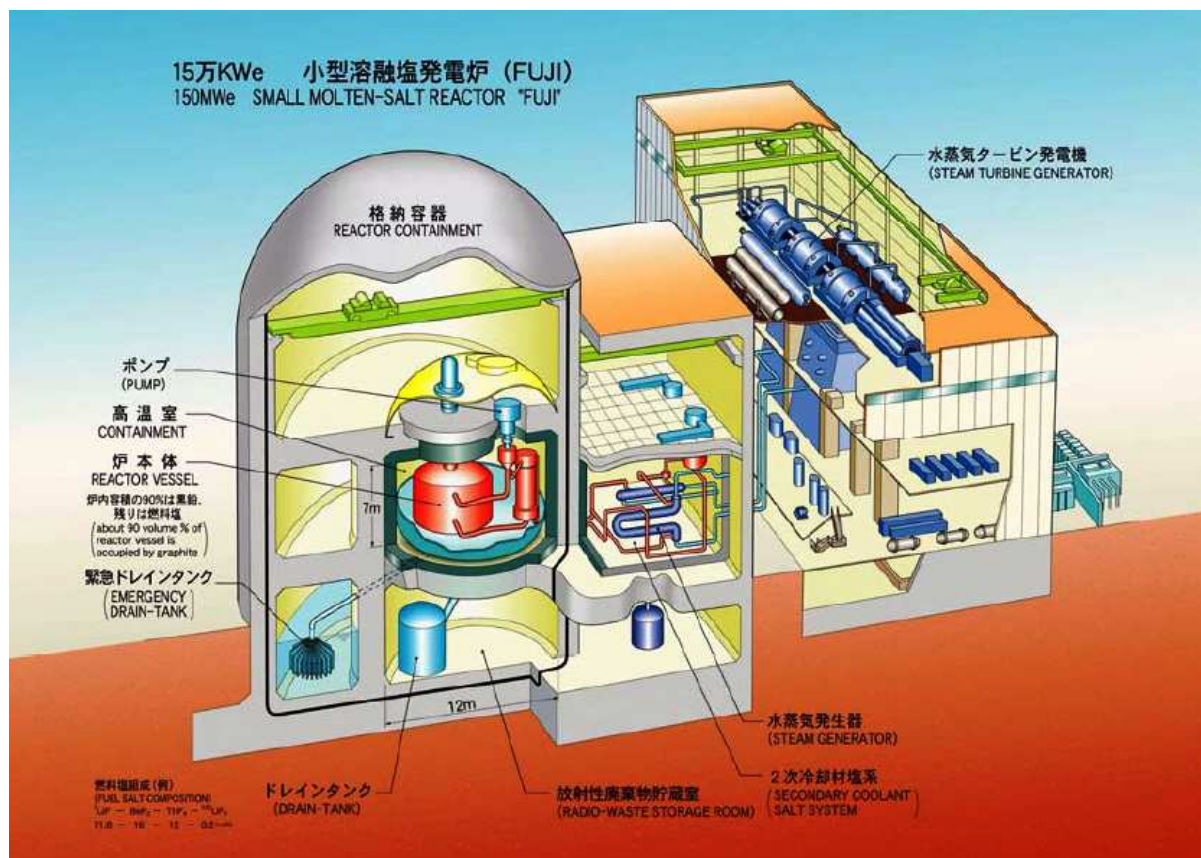
9.4 Použití

Schéma uspořádání elektrárny

Návrh celkového uspořádání elektrárny FUJI o výkonu 150 MWe zařízení je znázorněn na obr. 33. Hlavní komponenty primárního systému, kde proudí roztavené palivové soli (na obrázku označeny červenou barvou) jsou instalovány v prostředí s vysoko teplotní vzduchotěsnou izolací.

Protože FUJI konstrukce nevyžaduje v průběhu životnosti reaktoru výměnu grafitu (v aktivní zóně reaktoru), nemá reaktor žádné velké příruby, které by umožňovaly otevření reaktoru a výměnu grafitu. Vypouštěcí nádrž je umístěna pod reaktorovou nádobou. Systémy pro zachytávání plynů Xe a Kr unikajících z palivové soli a tritia (T) se vytvářejí především v sekundární chladicí soli. Tyto systémy nejsou na obrázku zobrazeny.

Po skončení životnosti reaktoru FUJI budou všechny komponenty poslány zpět do regionálních výrobních center pro další použití nebo likvidaci. Slitiny s nízkým obsahem kobaltu mohou být většinou recyklovány. Ozářené materiály by se jeden rok ochlazovaly, poté by se broušením odebral jejich kontaminovaný povrch. Nakonec by se takové materiály přetavily ve vakuu. Takto přepracované slitiny by pak byly opět použity na výrobu součástí nových typů FUJI reaktoru. Nízko ozářený grafit by mohl být znovu použit jako materiál reflektoru. Také by však musel být broušením odstraněn znečištěný povrch jeho ploch do hloubky alespoň 0,1 mm.



Obr. 33. Uspořádání elektrárny FUJI [23, str. 854].

Vzhledem k ekonomice a použití reaktorů byly zatím učiněny pouze předběžné odhady. FUJI reaktory mají jednodušší infrastrukturu a menší počet operací týkajících se přepravy paliva. Mohou být postaveny blíže k odběratelům díky svým bezpečnostním charakteristikám a hlavně díky malé ploše, kterou budou zabírat. Z těchto důvodů se předpokládají nižší celkové spotřebitelské ceny.

MSR mají velmi jednoduché bezpečnostní systémy, které zjednodušují údržbu [23, str. 833]. Na druhou stranu je zde vysoce radioaktivní palivová sůl, která cirkuluje ve vysokoteplotním kontejnmentu. Dále jsou zde zařízení jako například čerpadla primárního výměníku tepla, která musí být kontrolována dálkově. Elektrické pohony, mechanismy primárních čerpadel a pohony řídicích tyčí jsou umístěny mimo kontejnment. To zjednodušuje jejich údržbu.

Seznam obrázků

Obr. 1. Schéma kontejnmentu reaktoru IRIS [22, str. 122].	2
Obr. 2. Uspořádání primárního okruhu IRIS [22, str. 123].	3
Obr. 3. Uspořádání elektrárny IRIS [22, str. 138].	5
Obr. 4. Schéma modulu NuScale a jeho uložení v kontejnmentu [24, str. 2, 3].	6
Obr. 5. Schéma bezpečnosti NuScale [24, str. 4].	8
Obr. 6. Chlazení aktivní zóny NuScale [24, str. 5].	9
Obr. 7. Koncept hlavní řídicí místnosti NuScale pro 12 modulů [24, str. 9].	10
Obr. 8. Půdorys uspořádání elektrárny NuScale [24, str. 9].	11
Obr. 9. Elektrárna NuScale [24, str. 10].	11
Obr. 10. Podzemní kontejnment mPower [41].	12
Obr. 11. Integrální uspořádání reaktoru mPower [18, str. 6, 7].	13
Obr. 12. Kontejnment mPower [18, str. 8].	14
Obr. 13. Elektrárna mPower se čtyřmi moduly [18 str. 10].	15
Obr. 14. Integrální uspořádání SMART [22, str. 95].	16
Obr. 15. Tlaková nádoba SMART, schéma proudění [49].	17
Obr. 16. Uspořádání elektrárny SMART [22, str. 115].	18
Obr. 17. Schéma bezpečnostních systémů SMART [22, str. 96].	19
Obr. 18. Plovoucí elektrárna s KLT-40S [26, str. 17].	21
Obr. 19. Průřez plovoucí elektrárny [26].	22
Obr. 20. Smyčkové uspořádání primárního okruhu KLT-40S [26, str. 3].	23
Obr. 21. Uspořádání primárního okruhu VBER-300 [25, str. 4].	28
Obr. 22. Kontejnment VBER-300 [25, str. 12].	29
Obr. 23. Průřez základní jednotkou pozemní jaderné elektrárny VBER-300 [25, str. 17].	30
Obr. 24. Celkové uspořádání pozemní elektrárny se dvěma VBER-300 [25, str. 17].	31
Obr. 25. Uspořádání FNPP s jedním VBER-300 [25, str. 19].	32
Obr. 26. Schéma uložení reaktoru HPM [31, str. 6].	35
Obr. 27. Schéma uložení aktivní zóny HPM [51].	36
Obr. 28. Uspořádání primárního okruhu GT-MHR [22, str. 455].	38
Obr. 29. Schéma primárního a sekundárního okruhu GT-MHR [22, str. 456].	39
Obr. 30. TRISO palivo u GT-MHR [22, str. 456].	40
Obr. 31. Schéma primárního a sekundárního okruhu FUJI [23, str. 826].	42
Obr. 32. Uspořádání a uložení primárního okruhu FUJI [23, str. 851].	43
Obr. 33. Uspořádání elektrárny FUJI [23, str. 854].	47