



VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ

BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY

FAKULTA STROJNÍHO INŽENÝRSTVÍ

FACULTY OF MECHANICAL ENGINEERING

ENERGETICKÝ ÚSTAV

ENERGY INSTITUTE

MALÝ MODULÁRNÍ REAKTOR

SMALL MODULAR REACTORS

BAKALÁŘSKÁ PRÁCE

BACHELOR'S THESIS

AUTOR PRÁCE

AUTHOR

David Mareček

VEDOUCÍ PRÁCE

SUPERVISOR

Ing. Petr Kracík, Ph.D.

BRNO 2024

Zadání bakalářské práce

Ústav: Energetický ústav
Student: David Mareček
Studijní program: Základy strojního inženýrství
Studijní obor: Základy strojního inženýrství
Vedoucí práce: Ing. Petr Kracík, Ph.D.
Akademický rok: 2023/24

Ředitel ústavu Vám v souladu se zákonem č.111/1998 o vysokých školách a se Studijním a zkušebním řádem VUT v Brně určuje následující téma bakalářské práce:

Malý modulární reaktor

Stručná charakteristika problematiky úkolu:

V současné době existuje řada koncepcí malých modulárních reaktorů (MMR) v různých stádiích vývoje či dokonce certifikaci. Cílem práce bude popsat a porovnat mezi sebou různé koncepce malých modulárních reaktorů s důrazem na vyvedený elektrický výkon do přenosové soustavy anebo vyvedený tepelný výkon do soustavy centrálního zásobování teplem.

Cíle bakalářské práce:

- 1) Přehled v současnosti vyvíjených koncepcí MMR.
- 2) Porovnejte jednotlivé koncepce podle vhodně zvolených kritérií.
- 3) Popsat legislativní požadavky pro uvedení MMR na trh a do provozu.
- 4) Popsat možnosti uplatnění MMR v podmínkách nízkoemisní energetiky.

Seznam doporučené literatury:

RIZNIC, Jovica. Steam generators for nuclear power plants. Woodhead publishing in energy. Duxford: Woodhead Publishing, [2017]. ISBN 978-0-08-100894-2.

Handbook of Small Modular Nuclear Reactors. Online. Elsevier, 2021. ISBN 9780128239162.
Dostupné z: <https://doi.org/10.1016/C2019-0-00070-2>.

Termín odevzdání bakalářské práce je stanoven časovým plánem akademického roku 2023/24

V Brně, dne

L. S.

doc. Ing. Jiří Pospíšil, Ph.D.
ředitel ústavu

doc. Ing. Jiří Hlinka, Ph.D.
děkan fakulty

ABSTRAKT

Tato bakalářská práce se zabývá novým perspektivním typem jaderných reaktorů, a to malými modulárními reaktory (MMR). Zahrnut je stručný úvod do základů jaderné energetiky, jaderné fyziky a jejich historie. Jsou definovány základní pojmy spojené s MMR a pojem MMR samotný. Dále jsou uvedeny jednotlivé vlastnosti MMR a jejich výhody. Obsažen je také popis 9 typů MMR a jejich porovnání. Zahrnuta je i podrobnější charakteristika 10 nejpokročilejších projektů MMR a jejich srovnání. Nechybí také přehled legislativních požadavků pro uplatnění MMR v České republice. Jako poslední je uvedeno, proč by mělo dojít k uplatnění MMR v nízkoemisní energetice a také možnosti jejich využití.

Klíčová slova

malé modulární reaktory; legislativa jaderných reaktorů; typy MMR; SMR; jaderné reaktory; nízkoemisní energetika

ABSTRACT

This bachelor's thesis explores a new and promising type of nuclear reactor: small modular reactors (SMRs). It begins with a brief introduction to the basics of nuclear energy, nuclear physics, and their historical development. The fundamental concepts related to SMRs, as well as the definition of SMRs themselves, are explained. The thesis then outlines the various properties and advantages of SMRs. It includes a description and comparison of 9 different types of SMRs, followed by a detailed analysis of the 10 most advanced SMR projects. Additionally, it provides an overview of the legislative requirements for implementing SMRs in the Czech Republic. Finally, the thesis discusses the reasons for integrating SMRs into low-carbon energy and explores their potential applications.

Key words

small modular reactors; nuclear reactor legislation; types of SMR; SMRs; nuclear reactors; low-carbon energy

BIBLIOGRAFICKÁ CITACE

MAREČEK, David. *Malý modulární reaktor* [online]. Brno, 2024 [cit. -----]. Dostupné z: <https://www.vut.cz/studenti/zav-prace/detail/157568>. Bakalářská práce. Vysoké učení technické v Brně, Fakulta strojního inženýrství, Energetický ústav. Vedoucí práce Petr Kracík.

PROHLÁŠENÍ

Prohlašuji, že jsem bakalářskou práci na téma **Malý modulární reaktor** vypracoval samostatně s použitím odborné literatury a pramenů, uvedených v seznamu na konci této práce.

.....
24.05. 2024

David Mareček

PODĚKOVÁNÍ

Děkuji tímto Ing. Petru Kracíkovi, PhD za ochotu, trpělivost, cenné připomínky a veškeré rady, které mi poskytl při vypracování této bakalářské práce. Dále bych chtěl také poděkovat mé rodině a přátelům za trpělivost a podporu.

OBSAH

ÚVOD.....	11
1 ZÁKLAD JADERNÉ ENERGETIKY.....	12
1.1 Radioaktivita a stabilita jader	12
1.2 Řízená štěpná reakce	14
1.3 Jaderné palivo	16
1.3.1 Uran	17
1.3.2 Plutonium	17
1.3.3 Thorium	18
1.4 Jaderné odpady	18
2 DEFINICE MALÝCH MODULÁRNÍCH REAKTORŮ.....	20
3 HISTORIE VÝVOJE JADERNÉ ENERGETIKY	21
3.1 Generace I.....	23
3.2 Generace II	23
3.3 Generace III a III+	23
3.4 Generace IV.....	24
4 VLASTNOSTI MMR.....	25
4.1 Bezpečnost.....	25
4.2 Modularita, Standardizace a Transportovatelnost	27
4.3 Využitelnost a Flexibilita	27
4.4 Nakládání s palivem a odpadem.....	28
4.5 Ekonomika a Rychlost výstavby	28
5 TYPY MMR.....	30
5.1 Teplné MMR	30
5.1.1 Tepelné MMR chlazené vodou (PWR, BWR, PHWR).....	30
5.1.2 Tepelné MMR chlazené plynem (HTGR).....	34
5.1.3 Tepelné MMR chlazené solemi (MSR, FHR).....	36
5.2 Rychlé MMR	38
5.2.1 Rychlé MMR chlazené kovem (LMFR).....	39
5.2.2 Rychlé MMR chlazené plynem (GFR).....	41
5.2.3 Rychlé MMR chlazené solemi (MSFR)	43
5.3 Porovnání typů MMR.....	45
6 PŘEHLED POKROČILÝCH PROJEKTŮ MMR.....	48
6.1 VOYGR TM NuScale Power Module TM (NPM)	48
6.2 ACP100	50
6.3 CAREM25.....	52
6.4 NUWARD TM	54
6.5 BREST-OD-300	56
6.6 HTR-PM.....	58
6.7 BWRX-300.....	60
6.8 SMR-160	62
6.9 RITM-200N.....	64

6.10	SMART100.....	66
6.11	Porovnání a zhodnocení jednotlivých projektů.....	68
7	LEGISLATIVA MMR.....	71
7.1	Legislativa MMR v EU.....	71
7.2	Legislativa MMR v ČR.....	73
7.2.1	Atomový zákon.....	73
7.2.2	EIA a JES.....	76
7.2.3	Stavební zákon.....	77
7.2.4	Další vybrané zákony.....	78
7.3	Postup uvedení MMR na trh a do provozu.....	79
8	MOŽNOSTI UPLATNĚNÍ MMR V NÍZKOEMISNÍ ENERGETICE.....	82
	ZÁVĚR.....	85
	SEZNAM POUŽITÝCH ZDROJŮ.....	87
	SEZNAM POUŽITÝCH SYMBOLŮ A ZKRATEK.....	96

ÚVOD

Jaderná energetika, i přes řadu historických problémů spojených s haváriemi a jaderným odpadem, zůstává velmi důležitým a stabilním prvkem energetické infrastruktury. Tuto roli si udržuje především díky schopnosti generovat značné množství stabilní a nízkoemisní energie. V kontextu celosvětové snahy o snižování emisí skleníkových plynů a zajištění energetické bezpečnosti jednotlivých států se jaderná energetika opět dostává do popředí diskuse. Problémy spojené s konvenčními jadernými elektrárnami však stále přetrvávají. Pozornost se proto soustředí na nové a inovované typy jaderných reaktorů, zejména malé modulární reaktory, kterými se bude zabývat také tato bakalářská práce.

Malé modulární reaktory, jak již svým názvem implikují, představují zmenšenou a modulární verzi jaderných reaktorů. V této práci bude objasněno, zda tomu tak je a jaké specifické vlastnosti, výhody a případně nevýhody takové řešení přináší. Čtenář bude uveden do fundamentálních základů jaderné fyziky a jaderné energetiky potřebných pro základní porozumění problematice malých modulárních reaktorů a jaderných reaktorů obecně, včetně uvedení do historického kontextu.

Podrobněji budou rozebrány jednotlivé technologie malých modulárních reaktorů, které jsou v současné době vyvíjeny a testovány po celém světě. Každý z těchto typů disponuje svými specifickými vlastnostmi a potenciálem aplikace. Na to se samozřejmě vážou specifické vývojové a provozní překážky, které budou také zahrnuty tak, aby mohlo dojít k objektivnímu srovnání. Dále bude věnována pozornost nejperspektivnějším projektům malých modulárních reaktorů. Budou uvedeny jejich technické vlastnosti, bezpečnostní prvky, zacházení s palivem a potenciál uplatnitelnosti tak, aby opět mohlo dojít k jejich srovnání. Nemalá část práce se také zaměří na problematiku legislativy týkající se malých modulárních reaktorů. Bude představen základní kontext evropské legislativy jaderných reaktorů, s důrazem na legislativu České republiky, a také nejpravděpodobnější legislativní postup pro uvedení malého modulárního reaktoru do provozu v České republice. Nakonec dojde k posouzení, zda mají malé modulární reaktory v nízkoemisní energetice místo a co mohou nabídnout v případě jejich uplatnění.

Tato bakalářská práce si klade za cíl poskytnout komplexní přehled o malých modulárních reaktorech a jejich potenciálu. Bude zhodnocena technická připravenost jednotlivých typů, srovnány různé projekty a posouzen legislativní rámec. Výsledkem by měl být informační souhrn, který přispěje k informovanému rozhodnutí čtenáře o tom, zda jsou malé modulární reaktory perspektivní technologií, či nikoliv.

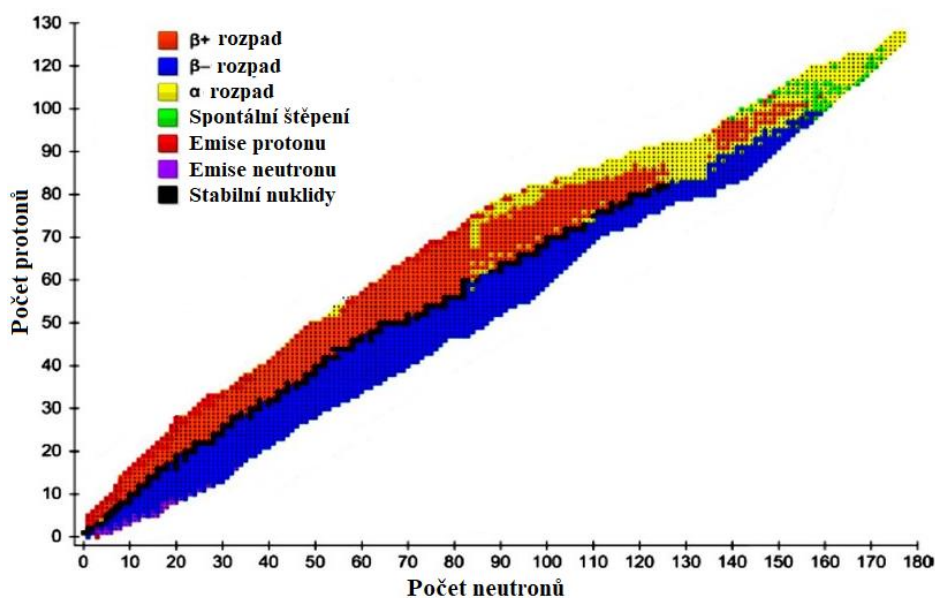
1 ZÁKLAD JADERNÉ ENERGETIKY

Existují 4 základní interakce fyziky, a to silná jaderná interakce, slabá jaderná interakce, elektromagnetismus a gravitace. Tyto fundamentální interakce hrají klíčovou roli v existenci atomů a v jejich vlastnostech [1]. Každý atom je složen z atomového jádra a atomového obalu. Vnitřní část atomu (jádro) je složeno z nukleonů (protonů a neutronů). Jejich počet udává základní vlastnosti atomu jako celku. Vnější část atomu (obal) obsahuje elektrony, které zajišťují elektrickou stabilitu atomu a zprostředkovávají vzájemné chemické interakce mezi atomy [2]. Pro jadernou fyziku a získávání energie z atomů jsou však důležité převážně jádra atomů, které budou dále rozebrány podrobněji.

Atomová jádra jsou ve zjednodušené představě „shluky“ protonů a neutronů. Protony nesou pozitivní náboj a vzájemně se pomocí elektrostatické síly odpuzují s intenzitou závislou na kvadrátu jejich vzdálenosti. Jejich vzájemnou soudržnost zajišťuje silná jaderná síla působící na velmi malé vzdálenosti (velikosti protonů). Tato síla není ale dostatečně silná, aby udržela protony u sebe bez dalších členů. Proto jsou v každém jádře atomu obsaženy také neutrony. Ty jsou elektromagneticky neutrální, ale dokážou vyvolat silnou jadernou interakci, která vyrovná elektrostatickou sílu způsobenou protony. Počet protonů určuje fyzikální vlastnosti atomu neboli definuje, o jaký prvek se jedná. Počet neutronů obsažených v jádře zajišťuje stabilitu jádra daného prvku a ovlivňuje celkovou hmotnost daného atomu. Jádro atomu může obsahovat různý počet neutronů, proto může existovat více možných stabilních i nestabilních kombinací jednoho prvku. Prvky s různým počtem neutronů a stejným počtem protonů se nazývají izotopy daného prvku. [3]

1.1 Radioaktivita a stabilita jader

Stabilitu jádra však neurčuje pouze vhodný počet neutronů. S většími rozměry jádra a vyšším počtem protonů začne postupně převládat elektrostatická síla a jádro nedokáže udržet stabilitu za žádného počtu neutronů. Stabilita prvků je tedy zajištěna vhodnou kombinací počtu nukleonů v jádře a zároveň shora omezena počtem 82 protonů (Olovo) [3]. Všechny izotopy nesplňující vhodnou kombinaci nukleonů a všechny prvky nad 82 protonů jsou proto nestabilní a podléhají jadernému rozpadu (radioaktivitě). Možné známé kombinace nukleonů lze vidět na obr. 1.1.



Obr. 1.1 Stabilita nuklidů dle počtu nukleonů [4] (upraveno)

Radioaktivitu lze definovat jako děj, při kterém dochází k samovolné změně složení nebo energetického stavu nestabilního jádra atomu. Při tomto ději je vždy emitováno vysokoenergetické záření (radiace), které odebírá nestabilnímu jádru energii (hmotnost) a tím se ho snaží uvést do stabilnějšího stavu. Jádra vykazující tuto vlastnost se odborně nazývají radionuklidy, které lze dále rozdělit na přírodní a uměle vytvořené. [3]

Existuje několik jaderných přeměn spadajících pod pojem radiace. Nejčastěji se rozdělují podle druhu emitovaného záření. Obecně se dělí na 3 základní typy:

- **alfa radiace** (α),
- **beta radiace** (β),
- **gama radiace** (γ).

Alfa radiace je zapříčiněna pravděpodobnostním chováním kvantové fyziky, podle které se nukleony řídí. Dochází k ní převážně u prvků s vysokým počtem nukleonů (těžkých prvků). Nukleony v těchto jádrech jsou stále vázány silnou jadernou silou tak, aby mohly vzniknout jádra atomu, ale již nejsou dostatečně vázány tak, aby odolávaly kvantovým jevům subatomárních částic. Kvantová fyzika umožňuje, aby částice vázaná „energetickou bariérou“ dokázala s určitou pravděpodobností tuto bariéru překonat. U stabilních prvků je tato šance prakticky 0 a nemůže dojít k samovolné rozpadu atomu. U nestabilních prvků je tato šance vyšší než 0 a může dojít k takzvanému „tunelovému jevu“. Tento jev znamená, že se část jádra atomu (2 protony a 2 neutrony) odloučí od zbytku nukleonů a následně je vymrštěna elektromagnetickou silou mimo atom. To má za následek pokles počtu protonů v jádře, a tedy vznik lehčího prvku (o 2 místa v periodické tabulce). Prvky podléhající α radiaci lze vidět na obr. 1.1. [3; 2]

Beta radiace vychází ze stavby nukleonů a ze slabé jaderné interakce v jejich nitru. Podstata spočívá v jaderné přeměně protonu na neutron za vyzáření pozitronu a neutrina. Tento jev probíhá převážně v jádrech s nedostatečným počtem neutronů na udržení jejich stability. Při přeměně protonu na neutron dojde ke zvýšení stability jádra a vzniku lehčího prvku podobně jako u α radiace. Tento typ radiace se nazývá **beta plus (β^+)**. Druhou možností je přeměna neutronu na proton za vyzáření elektronu a antineutrina. Tento jev probíhá v nestabilních izotopech bohatých na neutrony. Tento typ radiace se nazývá **beta mínus (β^-)**. Jedná se také o jedinou jadernou přeměnu tvořící těžší prvky i nad energetický limit slučování lehkých jader. Vznik těžších prvků jiným principem, než slučováním je velmi důležitým jevem stojícím za vznikem všech těžších prvků než Železo. Na Zemi lze tento jev využít na umělou produkci těžších prvků a stojí také za podstatou „množení“ paliva podrobněji rozebraného v podkapitole 1.3. [3]

Gama radiace je jev nejčastěji doprovázející jiné typy radiace a jiné jaderné reakce. Po jaderných přeměnách zůstávají jádra atomů v excitovaném stavu, kdy nukleony nejsou „uspořádány“ v nejvýhodnějším energetickém stavu. Dojde tedy k jejich „přeskládání“ a uvolnění vysokoenergetického fotonu. Při této reakci nedojde ke změně vlastností prvku ale pouze ke snížení energie jádra. Tento typ radiace je často přirovnáván k rentgenovému záření. Do jisté míry je lze srovnávat, liší se ale množstvím energie (γ záření většinou nese více energie) a především místem vzniku (rentgenové záření vzniká v atomovém obalu, γ záření v jádře atomu). [3]

Existuje řada dalších jaderných reakcí, které lze považovat za radiaci. Jedná se ale o exotičtější typy. Příkladem může být **Neutronová radiace**. Někdy mohou vzniknout izotopy tak nestabilní, že nejlepší energetická varianta je emitovat neutron samotný a uvést tak jádro do stabilnější konfigurace. To nastává především jako doprovodný jev při štěpné reakci. Tyto uvolněné (zpožděné) neutrony musí být následně brány v úvahu při řízení reaktoru. [3]

Díky pravděpodobnostní povaze výše zmíněných reakcí nelze říct, kdy přesně k dané reakci u zvoleného atomu dojde. Lze ale stanovit tzv. poločas rozpadu, uvádějící za jak dlouho se rozpadne polovina hmotnosti vzorku daného nuklidu. Tato charakteristika tedy nepřímou udává míru stability daného nuklidu. Jedná se ovšem o zjednodušení vyplývající z vysokého počtu atomů ve vzorku a nelze jej využít na jednotlivé atomy, popřípadě na nízký počet daných atomů.

I přesto, že jsou všechny tyto jaderné reakce považovány za radiaci, tak se jejich vlastnosti podstatně liší. Převážně lze tyto rozdíly pozorovat ve schopnosti penetrace, v možnosti jejich stínění, v jejich náboji (ovlivnitelnosti elektromagnetickým polem) a v jejich ionizačních schopnostech (možnost ovlivnění atomového obalu jiných prvků, a tedy změny jejich chemických vlastností). Základní výčet jejich vlastností je uveden v tab. 1.1.

Tab. 1.1 Vlastnosti typů radiace [5; 3]

Typ radiace	Prostupnost vzduchem	Penetrace (stínění)	Náboj	Ionizační schopnost
Alfa	Pod 5 cm	Minimální (Papír)	+	Vysoká
Beta	Pod 10 m	Nízká (Hliník)	+/-	Střední
Gama	Pod 100 km	Vysoká (Olovo)	Žádný	Nízká
Neutronová	Pod 1 km	Vysoká (Moderanty)	Žádný	Vysoká (nepřímá)

1.2 Řízená štěpná reakce

Štěpná reakce využívá fyzikálního faktu, že je potřeba více energie na udržení jádra některých těžkých prvků pohromadě, než je na udržení 2 prvků lehčích. Snaha je proto těžký prvek rozdělit na více fragmentů, uvolnit jeho vazebnou energii, tu zachytit a následně využít. Teoreticky lze rozštěpit jakýkoliv prvek těžší než Železo a uvolnit z něj vazebnou energii [6]. Stačí k tomu částice o energii dostatečné k porušení stability daného jádra. U většiny prvků je energie částice potřebná pro destabilizaci jádra vyšší než energie efektivně získaná z této reakce. Snaha je tedy tuto energii co nejvíce minimalizovat. Prvním krokem je použít neutrony jako částice vyvolávající destabilizaci jádra. Ty jsou vhodné díky své neutralitě, a tedy netečnosti k elektromagnetickému poli vyvolanému elektrony v jádře. Dále je potřeba štěpit nuklidy ve velkém množství a s co největším množstvím uvolnitelné energie. Shodou okolností jsou tyto nuklidy také nejvíce nestabilní, a tedy poměrně lehce destabilizovatelné. Nuklidy možné rozštěpit neutronem se nazývají **štěpitelné** a jedná se především o ^{232}Th , $^{233,235,238}\text{U}$, ^{239}Pu , popřípadě těžší nuklidy (ty ovšem nelze získat v dostatečném množství pro efektivní udržení reakce) [6].

Pro efektivní získávání energie ze štěpení je nutné vytvořit **řetězovou štěpnou reakci**. Při této reakci se jádro daného nuklidu rozštěpí na 2 nebo více lehčích jader, uvolní se alespoň 1 neutron a přebytečná vazebná energie. Uvolněný neutron rozštěpí další jádro a reakce teoreticky neustále pokračuje. V praxi ale na udržení řetězové reakce 1 neutron nestačí, protože dochází k jejich ztrátám (nejčastěji pohlcením neštěpitelným materiálem nebo výletem z aktivní zóny). Je proto nutné, aby štěpení uvolnilo alespoň 2 až 3 volné neutrony. I přesto je, ale stále nutné mít dostatečné (kritické) množství paliva, které zaručí, že se nebude do okolí ztrácet nadměrné množství neutronů a tím pádem se reakce nezastaví. Kdyby tato reakce zůstala neřízená tak se jedná o princip jaderné bomby. V jaderném reaktoru je ale nutné tuto reakci řídit, a to regulací množství volných neutronů, tak aby nedocházelo ke zrychlování štěpné reakce a nedošlo k přehřátí nebo až roztavení reaktoru. To se nejčastěji provádí absorpcí nadbytečných neutronů pomocí vhodného materiálu, snížením štěpitelnosti použitého paliva nebo změnou rychlosti neutronů. Takto cíleně regulovaná reakce se nazývá **řízená štěpná reakce** a stojí za všemi dnes používanými jadernými elektrárnami. [6; 2]

To že je nuklid štěpitelný ještě ale neznamená, že dokáže udržet řetězovou štěpnou reakci. Nutností je, aby uvolněné neutrony měly dostatečnou energii na štěpení dalšího nuklidu a aby měl daný nuklid dostatečnou šanci pohlcení neutronu a jeho destabilizace vedoucí ke štěpení. Ze štěpné reakce jsou uvolňovány neutrony o vysoké energii, a tedy i vysoké rychlosti. Ty mají poměrně nízkou šanci pohlcení většinou nuklidů, proto je snaha tyto neutrony zpomalit a vytvořit tepelné (pomalé) neutrony (mají energii podle teploty okolí). Zpomalení neutronů efektivně zvýší šanci štěpení lichých nuklidů (v násobcích tisíce), ale v podstatě znemožní štěpení sudých nuklidů (tyto nuklidy, ale nejsou schopny udržet řetězovou reakci ani při štěpení rychlými neutrony). Nuklidy schopné udržet řetězovou štěpnou reakci (tepelnými) neutrony se nazývají **štěpné**. Jedná se o $^{233,235}\text{U}$, ^{239}Pu , popřípadě těžší liché nuklidy [7]. Šanci štěpení lze ale zvýšit i použitím většího množství štěpného materiálu v palivu. V takovém případě lze štěpnou řetězovou reakci udržet i s rychlými neutrony. Z toho vyplývají 2 základní skupiny reaktorů, a to **tepelné** a **rychlé**. Těmito skupinami se bude více zabýváno v kapitole 5. [6; 8]

Zpomalení neutronů se provádí pomocí **moderátoru**. Princip zpomalení neutronů je poměrně jednoduchý. Vzhledem k tomu, že i neutrony, atomy a molekuly jsou hmotné objekty, tak přenos kinetické energie může být realizována pomocí jejich srážek (dle zákona zachování hybnosti a energie). Vzhledem k malým rozměrům neutronů a atomů a jejich nedeformovatelné povaze dochází k téměř dokonale pružným srážkám. Z toho vyplývá, že pro předání co nejvíce kinetické energie, při těchto srážkách, je nutné, aby se neutron s nízkou hmotností srazil s jádrem také o relativně nízké hmotnosti. Nesmí však dojít k jeho absorpci, a tedy jeho vyřazení ze štěpné reakce. Vhodnými jádery pro toto uplatnění jsou **nejlehčí jádra** periodické soustavy prvků. Jedná se především o Vodík, Helium, Lithium, Beryllium, Uhlík, ne však Bór, který neutrony efektivně absorbuje. Dále je potřeba zvýšit šanci srážky neutronu s jádrem těchto prvků. Je proto nutné, aby byla tato jádra atomů co nejvíce u sebe. Z toho lze lehce vyvodit, že plyny nemůžou sloužit jako dobrý moderátor kvůli velikým mezi-molekulovým vzdálenostem. Dále hraje roli také cena a multifunkčnost moderátoru. Nejčastějšími moderátory jsou „lehká“ voda, pevný grafit a „těžká“ voda. [6; 2]

Poslední podmínkou pro udržení řízené štěpné reakce je nutnost odebírání energie z této reakce, tak aby nedošlo k roztavení štěpného materiálu. Při štěpení je energie uvolňována v různých formách a ve vysokém množství (formy energie a příklady jejich množství uvolněné při štěpení ^{235}U jsou uvedeny v tab. 1.2). K odebírání energie z aktivní zóny se používá **chladiivo**. Podle použitého chladiiva se dále reaktory dělí do dalších podskupin, které mají své specifické vlastnosti. Těmi se bude podrobněji zabýváno také v kapitole 5.

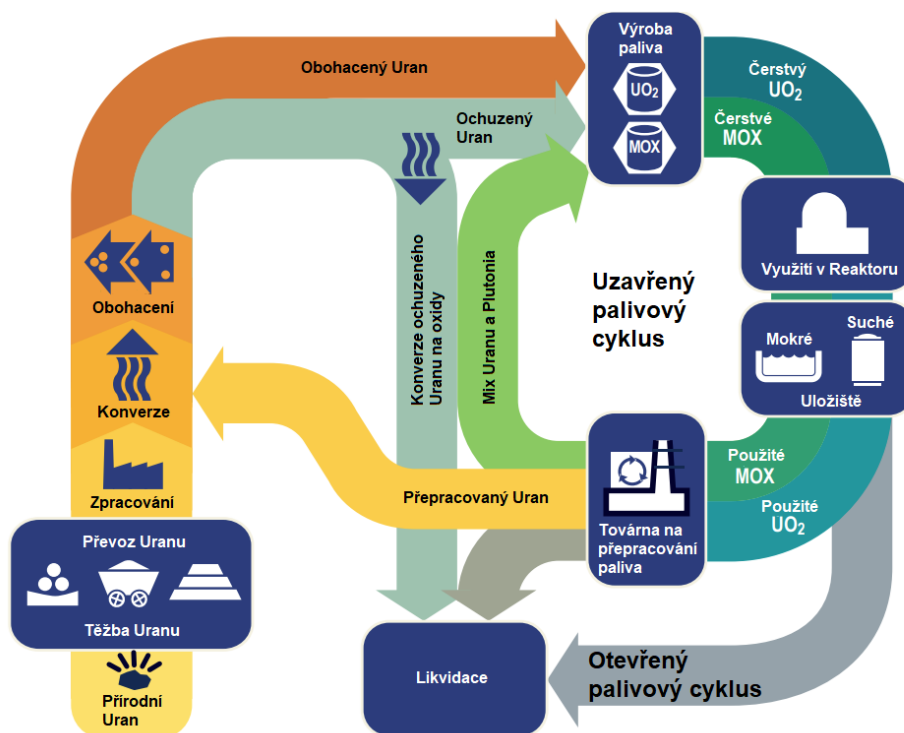
Tab. 1.2 Průměrná energie uvolněná při štěpení Uranu [9]

Forma energie	^{235}U	Zastoupení	Prostupnost	Záchyt
Kinetická energie odštěpků	169,1 MeV	83,5 %	$\sim\mu\text{m}$	Palivem
Kinetická energie neutronů	4,8 MeV	2,4 %	$\sim\text{cm}$	Moderátorem/ Výstelkou
Gama radiace	7 MeV	3,5 %	$\sim\text{cm}$ až $\sim\text{m}$	Všemi částmi reaktoru
Opožděná β a γ radiace	12,8 MeV	6,3 %	$\sim\text{mm}$ až $\sim\text{m}$	Všemi částmi reaktoru
Energie neutrin	8,8 MeV	4,3 %	$\sim\infty$	Nelze zachytit
Celkem	202,5 MeV	100 %		

Z tab. 1.2 lze vidět, že část energie je uvolněna opožděnou β a γ radiací. Může za to vytvoření řady nuklidů v nestabilním stavu. Tyto nuklidy mají různé poločasy rozpadu a uvolňují svoji energii „se zpožděním“. Tento jev má za následek nutnost chladit jaderné palivo i po ukončení štěpné reakce. Příkladem nezvládnutí chlazení jaderného materiálu po zastavení štěpení může být jaderná havárie ve Fukušimě v roce 2011. Vlivem tsunami nebylo možné chladit jaderné palivo po nouzovém ukončení reakce a došlo k jeho roztavení, vzniku Vodíku, výbuchu a následnému úniku jaderného materiálu do okolí [10].

1.3 Jaderné palivo

Jaderné palivo je základní stavební částí reaktoru. Jeho složení a geometrie se odvíjí od použité koncepce a typu reaktoru. Každé jaderné palivo je složeno ze štěpných izotopů (nejčastěji ^{235}U , ^{239}Pu nebo ^{233}U) a „matrice“, ve které jsou tyto izotopy rozptýleny (nejčastěji ^{238}U). Geometrie paliva je zpravidla co nejjednodušší a přizpůsobena co nejlepšímu chlazení a využití neutronů. Nejčastější podobou jsou proutky, tyče, kuličky, trubičky nebo desky [2]. Další společnou charakteristikou je, že každé jaderné palivo prochází palivovým cyklem. Rozlišují se 2 základní palivové cykly, a to **otevřený** a **uzavřený** [11]. Obě varianty lze vidět na obr. 1.2.



Obr. 1.2 Cyklus jaderného paliva [12] (upraveno)

Otevřený palivový cyklus vychází z použití ^{235}U jako štěpného materiálu. Skládá se z těžby Uranu, jeho zpracování, obohacení na provozní koncentraci, zpracování do podoby paliva, využití v jaderném reaktoru a jeho následného uložení do krátkodobého (v budoucnu dlouhodobého) uložení. Jedná se o dnes nejrozšířenější palivový cyklus. Značná nevýhoda je velmi nízká výtěžnost jaderného paliva a dlouhodobá radioaktivita výstupního odpadu. [11; 13]

Uzavřený palivový cyklus je v počátečních krocích identický s otevřeným. Rozdíl nastává v přidání procesu přepracování a znovupoužití „vyhořelého“ paliva. Výsledkem je vyšší výtěžnost jaderného paliva a výrazné snížení dlouhodobé radioaktivity. Přepracování je ale velmi technologicky náročný proces a v dnešní době nerentabilní. Důsledek je vlažný zájem států o tento cyklus. Státy zabývající se přepracováním paliva jsou Francie, Rusko a Indie. [11; 13]

Specifickým typem uzavřeného cyklu je **plně uzavřený palivový cyklus**. Jedná se o teoretický palivový cyklus využívající téměř veškerý možný štěpitelný materiál. Zahrnuje transmutaci štěpitelných izotopů na štěpné. Předpokládá vytvoření více štěpného materiálu, než reaktor sám spotřebuje, jeho kompletní přepracování a znovupoužití. Výstupním odpadem by teoreticky měly být pouze štěpné produkty a minimum transuranů. Jedná se o cyklus použitelný téměř výhradně u rychlých množivých reaktorů, které budou rozebrány v podkapitole 5.2. [11]

1.3.1 Uran

Jediným štěpným prvkem obsaženým ve větší míře v přírodě je ^{235}U . Ten je obsažen **0,72 %** v přírodním Uranu. Zbytek je tvořen zbylými izotopy Uranu, především izotopem ^{238}U (z 99,27 %). I přes nízkou koncentraci ^{235}U je Uran poměrně častý prvek a v zemské kůře je obsažen podobně jako Olovo, Cín a zhruba 100× častěji než Stříbro [2]. Jeho zbylé známé světové zásoby (8 000 000 tun) se nachází v Austrálii (25 %), Kazachstánu (10 %), Kanadě (10 %), Rusku (8 %) a v menším množství v řadě dalších států [14]. V České republice se stále nachází okolo 1 % zbylé světové zásoby Uranu i přesto, že v minulém století bylo zhruba 50 % českých zásob Uranu vytěženo a vyvezeno do SSSR. Zbylý Uran je ovšem v České republice aktuálně nerentabilní těžit a veškerá těžba byla zastavena [15].

Použití přírodního Uranu jako jaderného paliva je velmi obtížné. Díky nízké koncentraci jsou izotopy ^{235}U vzdáleny daleko od sebe a neutrony mají nízkou pravděpodobnost tyto izotopy rozštěpit. Udržet řetězovou štěpnou reakci s přírodním Uranem je možné pouze s velmi efektivním moderátorem, který téměř nepohlcuje neutrony a s velmi dobrou konfigurací paliva v aktivní zóně. Příklad takové koncepce může být kanadský reaktor CANDU používající „těžkou“ vodu jako moderátor. [16]

Většina koncepcí ale pracuje s horším moderátorem, proto je nutné **obohacení Uranu**. Použití „lehké“ vody jako moderátoru vyžaduje obohacení zhruba na 3,5–5 %. V případě použití rychlých neutronů je potřeba Uran obohatit na koncentraci okolo 5–20 %. Obohacení paliva se provádí odebráním izotopu ^{238}U z přírodního Uranu až na požadovanou koncentraci ^{235}U . Většina způsobů využívá rozdílné hmotnosti izotopů. Díky jejich drobným rozdílům se ale jedná o velice drahý, komplexní a mnoho-krokový proces. [16; 2]

Výsledný obohacený Uran lze použít v různých sloučeninách. Uran v čisté kovové formě se nepoužívá i přes své velmi dobré štěpné vlastnosti. Zapříčiněné je to jeho nízkou teplotou tání (okolo 500 °C) a náchylností k tečení (*creepu*). V dnešní době je převážně používán Uran v keramické formě (UO_2), dále ve formě karbidů (UC) a ve formě nitridů (UN). Výhodou těchto sloučenin je jejich velmi vysoká teplota tání (nad 2000 °C), vysoká pevnost a odolnost. Jedinou nevýhodou je nižší hustota Uranu oproti kovové formě a tím způsobena horší štěpitelnost. [2]

1.3.2 Plutonium

Druhým nejčastěji používaným štěpným materiálem je ^{239}Pu . V přírodě je obsažen jen ve stopovém množství a jeho použití je možné pouze kvůli jeho umělé výrobě. Vzniká záchytem neutronu ^{238}U a jeho následným β^- rozpadem na ^{239}Np a následně na ^{239}Pu . Tento děj probíhá přirozeně v jaderném reaktoru a nazývá se „**množení**“ štěpného materiálu. V tepelných reaktorech je důsledkem vznik zhruba o 40 % více štěpného materiálu, což má za důsledek zvýšení výtěžnosti použitého Uranu. Lze definovat tzv. **koeficient množení** udávající kolikanásobek původního štěpného paliva v reaktoru vzniklo navíc (40 % = 0,4). Tento děj není ale pouze pozitivní a stojí za vznikem i řady nežádoucích transuranů včetně vzniku izotopu ^{240}Pu . [2; 6]

I přesto, že se ^{239}Pu chová velmi podobně jako ^{235}U , tak jeho uplatnění v tepelných reaktorech není optimální. Důvodem je, že při záchytu tepelného neutronu ^{239}Pu dojde ke štěpení zhruba

pouze v 65 %. Ve zbylých případech dojde ke vzniku ^{240}Pu , které nelze použít jako štěpný materiál. V případě použití rychlých neutronů stoupne šance štěpení téměř na 100 %. Značnou výhodou je i vznik více volných neutronů (více jak 3 neutrony) než při použití ^{235}U (vzniknou 2 až 3 neutrony). Přebytkové neutrony lze využít na „množení“ paliva. Z toho vyplývá hlavní přínos použití Plutonia, a to možnost vytvoření reaktorů s koeficientem množením vyšším jako 1 a tedy možnost využití téměř veškerého Uranu na Zemi. [6]

Sloučeniny Plutonia jsou analogií ke sloučeninám Uranu. Podstatnou nevýhodou je jeho vyšší toxicita a s tím spojená nutnost vyšších bezpečnostních opatření. Plutonium v kovové formě se téměř nepoužívá především z důvodu jeho vysoké oxidace na vzduchu a vzniku velmi jemných radioaktivních částic [2]. V dnešní době se nejvýznamněji Plutonium používá v uzavřeném palivovém cyklu. Plutonium je extrahováno z „vyhořelého“ paliva a následně v podobě oxidů (PuO_2) z 7–11 % přidáno do přírodního nebo očištěného Uranu (UO_2). Takové palivo se nazývá MOx palivo (směs oxidů) a je převážně používán ve Francii. Alternativou je ruské REMIX palivo, které extrahuje Uran a Plutonium z „vyhořelého“ paliva společně a následně jej obohacuje na požadované hodnoty. Do budoucna se počítá především s uplatněním Plutonia v rychlých reaktorech právě díky jeho lepší neutronové bilanci a jeho vzniku „množením“ [17].

1.3.3 Thorium

Posledním významným nuklidem je ^{232}Th . Thorium se neřadí mezi štěpné prvky a štěpitelné je ještě obtížněji než ^{238}U . Lze jej ale transmutovat β -rozpadem na ^{233}Pa a následně na ^{233}U , který již štěpný je. Tento proces je však výrazně složitější než transmutace ^{238}U na ^{239}Pu . Je to zapříčiněno délkou tohoto procesu odpovídající 27 dnům. Za tuto dobu může ^{233}Pa zachytit další neutron a následně se rozpadnout na ^{234}U , který není štěpný. Je tedy nutné ^{233}Pa z reaktoru kontinuálně odebírat, aby tato transmutace probíhala efektivně. Podrobněji se tímto tématem bude zabýváno v podkapitole 5.1.3. [6; 2]

Značnou výhodou Thoria je jeho 4× větší výskyt, než Uranu, což představuje potenciální jaderné palivo na stovky až tisíce let [6]. Další výhodou je vznik méně radioaktivního odpadu, především kvůli menšímu vzniku transuranů. Nevýhodou je ovšem složitost koncepce těchto reaktorů, které jsou ještě složitější než standardní rychlé množivé reaktory pracující s ^{238}U .

1.4 Jaderné odpady

Jaderné odpady jsou velmi složitou a diskutovanou věcí, a to především kvůli jejich dlouhodobé toxicitě a radioaktivitě. Za jaderný odpad se považuje každá věc, která nemá aktuálně využití a je radioaktivní, nebo byla radioaktivně vystavena (kontaminována). Dle jejich úrovně radioaktivity je lze rozdělit do 3 základních skupin [18]:

- **nízko-aktivní odpad,**
- **středně-aktivní odpad,**
- **vysoce-aktivní odpad.**

Za **nízko-aktivní odpad** je považován veškerý radioaktivní odpad nepřesahující 4 GBq/t α radiace anebo 12 GBq/t β - γ radiace. Jedná se o téměř neškodný odpad, který nepotřebuje žádné stínění. Tvoří okolo 90 % veškerého jaderného odpadu, přičemž odpovídá pouze 1 % veškeré radioaktivity. Patří sem především ochranné pomůcky, nástroje, filtry, oblečení a také pomůcky využívané při radiačních zákrocích v nemocnicích. [18]

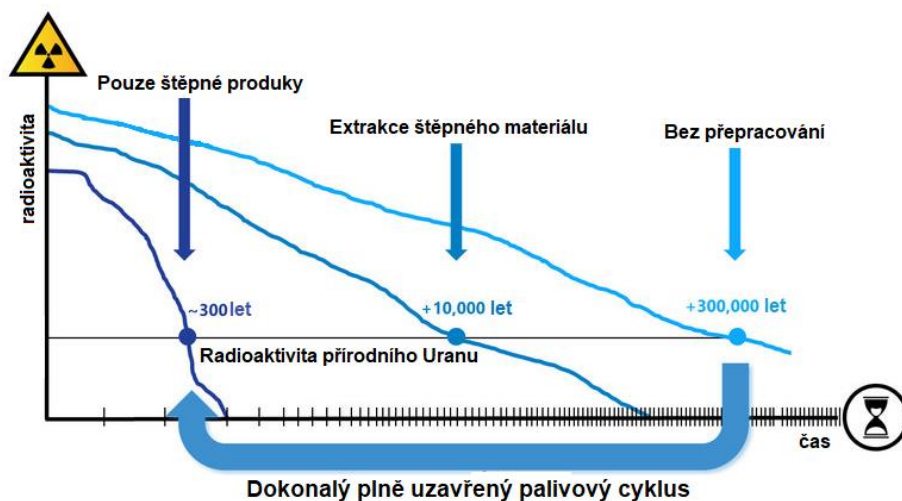
Středně-aktivní odpad je odpad nepřesahující generaci tepla 2 kW/m³. Tento odpad je již potřeba stínit, ale stále není brán v potaz na dlouhodobé uložení. Jedná se zhruba o 7 % jaderného

odpadu a nese okolo 4 % veškeré radioaktivity. Patří sem především části stínění a různé středně kontaminované části reaktoru. [18]

Vysoce-aktivní odpad je odpad přesahující generaci tepla nad 2 kW/m^3 . Díky své vysoké aktivitě potřebuje silné stínění a aktivní chlazení. Jedná se o pouhé 3 % veškerého jaderného odpadu, přičemž nese 95 % veškeré radiace. Spadají zde různé části aktivní zóny reaktoru a především „vyhořelé“ jaderné palivo. [18]

Zařazení „vyhořelého“ jaderného paliva do odpadů je ale lehce paradoxní. Při „vyhořívání“ jaderného paliva dojde k rozštěpení zhruba **2,5 % veškerého materiálu**. Vznikne okolo 3 % vysoce radioaktivních štěpných produktů a nežádoucích transuranů, které nesou 95 % radioaktivity „vyhořelého“ paliva. Dále dojde ke vzniku 1 % Plutonia (0,6 % štěpného Plutonia) a okolo 1 % ^{235}U zůstane nerozštěpeného. Zbytek „vyhořelého“ paliva (95 %) zůstane ^{238}U [13]. Vše kromě štěpných produktů lze extrahovat a znovupoužít jako jaderné palivo. Lehký problém je s nežádoucími transurany, které ale lze výrazně redukovat použitím rychlých neutronů, které je dokážou do jisté míry štěpit [19].

Podstatnou část dlouhodobé radioaktivity (nad úroveň přírodního Uranu) nesou právě transurany a představují tak dlouhodobé nebezpečí v **řádách stovek tisíc let**. Dlouhodobou radioaktivitu lze efektivně snížit použitím uzavřeného palivového cyklu. Extrakcí ^{235}U a Plutonia a jejich znovupoužití jako paliva lze snížit radioaktivitu odpadu na dobu zhruba **10 000 let** [20]. Při použití plně uzavřeného palivového cyklu a transmutace veškerého Uranu a transuranů (v odpadu zůstanou pouze štěpné produkty) lze snížit radioaktivitu na pouhých **300 let** [20]. Takového využití štěpitelného materiálu nelze ale nikdy dosáhnout. Při možném praktické nasazení rychlých reaktorů a kompletním přepracování „vyhořelého“ paliva, lze odhadovat zbylou radioaktivitu odpadu na **1000 let** [19]. Takové přepracování je ale velice finančně náročné a jsou potřeba vysoce specializované pracoviště a specializovaný personál. Vývoj radioaktivity jaderného odpadu z jednotlivých „vyhořelých“ paliv lze vidět na obr. 1.3.



Obr. 1.3 Radioaktivita jaderného odpadu z „vyhořelého“ paliva [20] (upraveno)

Aktuálně se většina jaderného odpadu skladuje v přechodných uložistiích a volí se tzv. „**vyčkávací**“ strategie. Největší problém nastává u „vyhořelého“ paliva, které se zapečetuje do suchých uložišť nejčastěji v komplexech elektráren [18]. Plány do budoucna představují uložení odpadu do dlouhodobých hlubinných uložišť, kde by byl uložen po dobu až 100 000 let. První takové uložišťe by mělo být zprovozněno v průběhu tohoto desetiletí ve Finsku [21]. To ovšem neřeší problém, zda státy budou „vyhořelé“ palivo přepracovávat, nebo zda budou dlouhodobě ukládat nepřepracované „vyhořelé“ palivo včetně štěpného Plutonia a Uranu.

2 DEFINICE MALÝCH MODULÁRNÍCH REAKTORŮ

Definovat pojem malý modulární reaktor není jednoduchou záležitostí, protože je jejich aktuální definice velmi vágní. Mezinárodní agentura pro atomovou energii (IAEA) definuje pojem **malý modulární reaktor** jako pokročilý modulární jaderný reaktor s výkonnostní kapacitou **do 300 MW(e)** [22]. Dále definuje reaktory od 300 MW(e) do 700 MW(e) jako „střední“ a reaktory nad 700 MW(e) jako „veliké“. Tato definici je již v dnešní době obecně uznávána a používá ji většina světových organizací včetně WNA, NEI a DOE [23]. V minulosti však byly s touto definicí zmatky, a to především kvůli obecně užívané zkratce SMR. Dnešní anglická definice definuje zkratku SMR jako „*small modular reactor*“ (přeloženo jako: malý modulární reaktor). V minulosti však některá literatura referovala zkratkou SMR na pojem „*small and medium reactor*“ (přeloženo jako: malý a střední reaktor). Taková definice by zahrnovala i reaktory do 700 MW(e), což je pro srovnání výkon řady dosavad používaných reaktorů II. generace. Je proto dosti zavádějící označovat reaktory do 700 MW(e) jako malé.

Zmatky s definicí a zkratkami ovšem nekončí u definice samotné. V českém jazyce se malý modulární reaktor zkracuje jako MMR, což je anglická zkratka pro mikro modulární reaktor (*micro modular reactor*). A střední modulární reaktor jako SMR, což je anglická zkratka pro malý modulární reaktor (*small modular reactor*). Použití těchto zkratk není nijak uceleno a řada autorů používá anglickou zkratku pro český název. V této práci bude ale dále použito české zkrácení, tedy zkratkou **MMR** bude referováno na **malý modulární reaktor**.

Další problém nastává s definicí tepelného výkonu MMR. Obecně přijatá definice tepelný výkon nedefinuje. Dle účinností dnes používaných reaktorů by tento tepelný výkon odpovídal zhruba 1000 MW(t). Tento přepočít ale nijak nereflektuje vyšší účinnost řady nových koncepcí a také nijak nezohledňuje jaderné reaktory pouze s tepelným výkonem určené pro soustavy centrálního zásobování teplem (SCZT). Americká DOE v minulosti používala definici MMR pomocí tepelného výkonu, která do jisté míry odpovídá hrubému přepočtu [24]. Pro účely této práce budou zahrnuty do MMR i jaderné reaktory s tepelným výkonem **do 1000 MW(t)**.

Tab. 2.1 Rozdělení a názvy jaderných reaktorů

Český název	Mikro/Mini	Malý	Střední
Česká zkratka	MikroMR/ MiniMR	MMR	SMR
Anglický název	Micro	Small	Medium
Anglická zkratka	MMR	SMR	–
Elektrický výkon	Do 10 MW(e)/50 MW(e)	Do 300 MW(e)	Do 700 MW(e)
Tepelný výkon	Do 50 MW(t)/250 MW(t)	Do 1000 MW(t)	Do 2000 MW(t)

Kromě elektrického výkonu definice MMR obsahuje 3 základní požadavky a to [22]:

- **Malý** – Reaktor musí být fyzicky malý, nejsou však definovány přesné rozměry.
- **Modulární** – Reaktor musí být možné vyrobit v továrně a musí být přepravitelný na místo instalace, ať už po částech nebo v 1 kuse. Z tohoto bodu plyne převážná část benefitů, kterými se bude zabýváno v kapitole 4.
- **Jaderný reaktor** – Jedná se o zařízení, ve kterém probíhají jaderné reakce. Dle přesné definice se nemusí jednat o zařízení produkující energii pomocí štěpné reakce, ale v běžné praxi se slovním spojení „jaderný reaktor“ (někdy i jen „reaktor“) referuje na zařízení produkující energii ze štěpných reakcí, proto bude dále těmito výrazy také referováno pouze na jaderný reaktor produkující energii pomocí štěpné reakce. [25]

3 HISTORIE VÝVOJE JADERNÉ ENERGETIKY

Historie jaderné energetiky sahá až do poloviny 20. století. Aby bylo možné sestavit jaderný reaktor bylo nejprve nutné objevit řadu fyzikálních principů a překonat jejich technické problémy. Nejvýznamnějším milníkem je **objev štěpné reakce**. Tu objevil v roce 1938 Otto Hahn a Fritz Strassmann v Berlíně. Učinili tak při studiu vzniku těžších prvků při jejich bombardování neutrony. Později své závěry dále zkoumali a předpověděli, že lze uvolnit značné množství energie bombardováním Uranu. Také se domnívali že jsou při této reakci uvolněny další volné neutrony, které lze potenciálně použít pro další štěpení. Tyto teorie byly následně experimentálně ověřeny v Paříži a v New Yorku. To podnítilo řadu vědců ke zkoumání možné řetězové štěpné reakce. Dalším nutným krokem bylo **objevení štěpných vlastností ^{235}U** . Tyto vlastnosti zkoumali Niels Bohr a John Wheeler, kteří položili základy analýzy štěpné reakce. Své zjištění publikovali v roce 1939 pouhé 2 dny před začátkem 2. světové války. Posledním nutným krokem bylo objevení **kritického množství Uranu** pro udržení řetězové štěpné reakce. Tuto teorii předložil a následně ověřil Francis Perrin, který v roce 1939 úspěšně docílil řetězové štěpné reakce ve směsi Uranu a vody. [26]

S nástupem války přišla myšlenka využití štěpné reakce na uvolnění ohromného množství energie a vytvoření velmi silné bomby. První, kdo spočítal, že je takové využití možné byl Werner Heisenberg v Německu v roce 1939. Pravděpodobně se ale domníval, že kritické množství ^{235}U je mnohem větší, než které je možné efektivně shromáždit na vytvoření bomby. To vedlo k výraznému zpomalení německého jaderného programu. V roce 1940 Heisenbergův student Rudolf Peierls a Otto Frisch (oba váleční uprchlíci) v Británii vypočetli, že na vytvoření bomby postačí pouze okolo 5 kg čistého ^{235}U . Obavy z možného německého jaderného programu a nemožnost získání dostatečného množství ^{235}U v Británii, vedli k poskytnutí těchto zjištění USA. Společně s výzkumem bomby také probíhal výzkum takzvaného „**jaderného boileru**“. Tento výzkum dále umocnilo zjištění, že v „jaderném boileru“ vzniká „prvek 94“ (dnes známý jako Plutonium), který by mohl být ještě efektivnější na vytvoření atomové bomby než Uran, a zároveň jej lze daleko jednodušeji odseparovat. [26]

Američané z počátku nevěnovali velké prostředky výzkumu atomové bomby. Změnilo se tak v roce 1941 útokem Japonska na Pearl Harbor, a tedy přímým vstupem USA do 2. světové války. To vedlo k vytvoření Projektu Manhattan a maximalizování snahy o vytvoření atomové bomby. Cílem bylo co nejrychlejší vytvoření dohromady 3 bomb (z ^{235}U a ^{239}Pu). Výsledkem byl paralelní výzkum 3 obohacovacích metod Uranu a vývoj „jaderného boileru“ na výrobu Plutonia. To vedlo v roce 1942 k postavení prvního experimentálního reaktoru Chicago Pile 1, který demonstroval kontrolovanou štěpnou reakci. Tento reaktor byl později rozebrán a byly postaveny **3 „plnohodnotné“ jaderné reaktory** na výrobu Plutonia, a to v Argonně, Oak Ridge a Hanfordu (USA). Výzkumné snahy nakonec byly úspěšné a povedlo se zkonstruovat 3 atomové bomby (2 z Plutonia a 1 z Uranu). „Složitější“ plutoniová bomba byla otestována 16. července 1945 v Novém Mexiku. Zbýlé 2 bomby byly „otestovány“ prakticky a to 6. srpna 1945 na Hirošimě a 9. srpna 1945 na Nagasaki. Tyto nešťastné události společně s řadou dalších okolností vedly ke kapitulaci Japonska 10. srpna 1945 a ukončení 2. světové války. [26]

Poválečná léta se nesla ve snaze o vytvoření co nejvíce atomových bomb všemi státy, které na to měly prostředky. Přišla ale také myšlenka vytvoření jaderného reaktoru za cílem tvorby energie (z počátku pouze pro válečné užití). Po roce 1946 byla značná snaha o **vývoj malých reaktorů** pro pohon ponorek, lodí, a dokonce i bombardérů. Většina těchto reaktorů byla silně experimentální a velmi se lišily v použité technologii. To v roce 1951 vyústilo ve vytvoření 1. reaktoru produkujícího elektřinu. Jednalo se o experimentální množivý reaktor EBR-1 umístěn v Idaho (USA). Jeho primárním cílem byla stále výroba Plutonia pro zbrojní účely. [26; 27]

Čistě zbrojní užití reaktorů se změnilo v roce 1953 kdy prezident USA Dwight Eisenhower představil program „*Atom for peace*“ (Atom pro mír), který přeměroval část jaderného výzkumu USA do veřejného sektoru. Paralelně s USA byla možnost využití reaktorů zkoumána také v SSSR, Kanadě, Británii, Francii a Číně. To vedlo v roce 1954 k vytvoření 1. reaktoru připojeného k elektrické síti v Obninsku (Rusko). Jednalo se o první jadernou elektrárnu na světě (viz obr. 3.1). Používala malý experimentální reaktor AM-1 podobné konstrukce jako reaktory použité v USA pro tvorbu Plutonia. Británie se vydala rozdílným směrem a v roce 1956 přišla s grafitem moderovaným, plynem chlazeným reaktorem typu Magnox. S podobnou konstrukcí přišla také Francie se startem prvního reaktoru v roce 1956. S jinou koncepcí přišla také Kanada se svým reaktorem na přírodní Uran (CANDU), který uvedli do provozu v roce 1962. [26]



Obr. 3.1 Jaderná elektrárna v Obninsku [28]

Všechny tyto experimentální malé reaktory měly za následek značné popularizování jaderné energetiky a postavení řady jaderných elektráren. Jednalo se však o **velmi drahé** prototypy různých konstrukcí. Důsledek byla řada nehod, značné komplikace se stavbou a jejich provozem. Všechny tyto problémy vyústily v absolutní nekonkurenceschopnost vůči jiným zdrojům energie. To nakonec vedlo k **ucelení koncepcí reaktorů** a vybrání pouze nejperspektivnějších a převážně nejlevnějších možností. Výsledek bylo zaměření komerční jaderné energetiky téměř výhradně na lehkovo-vodní koncepce a výrazné zvětšení výkonu reaktorů (kvůli „Úsporám z rozsahu“, více v podkapitole 4.5). [26; 29]

S nástupem 80. let 20. století přišlo vystřízlivění z jaderné energetiky a k jejímu značnému úpadku. Bylo tak zapříčiněno neustálým prodražováním a zpoždováním výstavby reaktorů a značným strachem obyvatelstva z jaderných havárií (především díky silně medializovaným haváriím v elektrárně Three Mile Island v roce 1979 a v Černobyli v roce 1986). To vedlo (převážně v USA) k rušení staveb nových komerčních reaktorů a také značnému útlumu jejich vývoje (především nekonvenčních typů). Ve stejnou dobu se začal zvyšovat odpor proti jaderné energetice v Evropě, a to především v Německu. Tento stav přetrvával až do začátku 21. století. Změnu zapříčinil celosvětový cíl snížit emise CO₂ a snaha států zajistit si energetickou soběstačnost. Další ránu však dostala jaderná energetika s havárií ve Fukušimě v roce 2011. Ta například přispěla ke kompletnímu odchodu Německa od jaderné energetiky, ale také podnítila řadu států k výzkumu nových, bezpečnějších reaktorů. Důsledkem jsou **MMR**, které by mohly přinést řešení na řadu otázek, které vedly k úpadku jaderné energetiky. [26; 27; 29]

Z technologického pohledu lze reaktory rozdělit do „generací“. Každá generace má různou úroveň technické vybavenosti a různé charakteristiky. Tyto základní charakteristiky budou rozebrány dále.

3.1 Generace I

Jednalo se o **experimentální reaktory** instalované v 50. a 60. letech 20. století. Výkonnostně odpovídaly malým až středním reaktorům do 500 MW(e). Jejich primární účel bylo prokázat možnost nasazení jaderných reaktorů pro komerční využití (mimo vojenské využití). Obsahovaly pouze minimum aktivně řízených bezpečnostních prvků a dnes by byly považovány za potenciálně nebezpečné. S tím byla také spojena řada jaderných incidentů v USA, Německu, Británii, SSSR a Kanadě. Většina těchto reaktorů byla velmi inovativní a sloužily jako předloha pro budoucí generace reaktorů. Patří zde téměř všechny dnes známé koncepce a to: **Lehko-vodní reaktory**, **Těžko-vodní reaktory**, **Reaktory chlazené roztaveným kovem**, **Reaktory chlazené plynem**, **Rychlé typy reaktorů** atd. [30; 31; 32]

Poslední reaktor I. generace byl provozován až do roku 2015 v jaderné elektrárně Wylfa v Británii. Jeho odstavením se z I. generace staly čistě „muzejní“ kusy. [30]

3.2 Generace II

Jedná se o **komerčně stavěné reaktory** instalované od 70. let 20. století do 20. let 21. století. Výkonnostně jsou výrazně větší a dosahují i více než 1000 MW(e). Obsahují daleko pokročilejší bezpečnostní prvky než I. generace. V průběhu jejich instalace se vyvíjely z poznatků získaných z jejich staveb a provozu. I přes řadu aktivních bezpečnostních prvků a snahu o implementaci základních pasivních bezpečnostních prvků se jednalo právě o reaktory II. Generace, které způsobily nejzásadnější jaderné havárie, a to v Three Mile Island, Černobylu a Fukušimě. Snaha byla také implementovat základní prvky uzavřeného palivového cyklu a využití recyklovaného MOx paliva. Patří zde dnes „konvenční“ typy jaderných koncepcí a to: **Lehko-vodní reaktory**, **Těžko-vodní reaktory** a **Pokročilé plynem chlazené reaktory**. [31; 33]

I přes jejich nedokonalosti se jedná o jediné „**časem ověřené**“ reaktory stavěné ve větším množství. Bylo jich postaveno více než 440 po celém světě a dnes tvoří více než 90 % jaderných reaktorů v provozu. Jedny z posledních reaktorů II. generace jsou uváděny do provozu v průběhu psaní této práce. Příkladem mohou být jaderné reaktory VVER-440 v jaderné elektrárně Mochovce (Slovensko) [34]. Lze očekávat, že budou v provozu po dobu dalších 50–80 let v závislosti na poznatcích získaných z dnes používaných reaktorů II. generace. [35]

3.3 Generace III a III+

Jedná se o další **evoluční stupeň reaktorů II. generace** instalovaný od počátku 20. století. Výkonnostně se pohybují od 50 MW(e) po více než 2000 MW(e). Přináší změny v konstrukci a v použitých materiálech. Měly by odolávat vyšším teplotám a lépe zvládat radiační zatížení. To umožňuje jejich provoz minimálně po dobu 60 let a zaručuje jejich vyšší odolnost proti jaderným haváriím. Přináší také lepší termickou účinnost, vyšší využití paliva, a především vyšší bezpečnost. To je zaručeno implementací co nejvíce pasivních bezpečnostních prvků založených na fyzikálních principech. Často obsahují dvojité kontejnment, pasivní chladicí prvky založené na přirozené konvekci anebo například lapač jádra. Další důležitým aspektem je implementace standardizace projektů a jejich modularizace. [30; 31; 35]

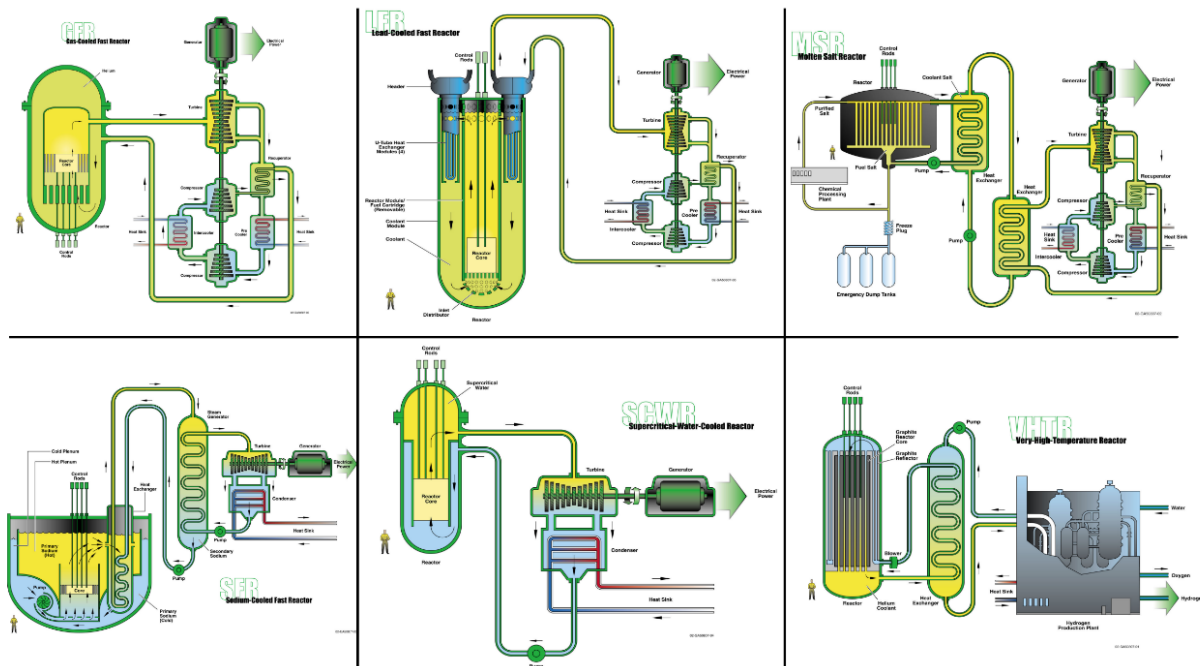
Reaktory **generace III+** ještě navíc implementují poznatky získané z havárie ve Fukušimě a poznatky z výstavby a provozu dnes používaných reaktorů III. generace. Nejvýznamnější je zvýšení odolnosti vůči vnějším vlivům, vyšší autonomie a diverzita bezpečnostních prvků. [30]

Patří zde reaktory „ověřené“ koncepce, tedy **Lehko-vodní reaktory** a **Těžko-vodní reaktory**. Díky implementaci modularizace zde lze zařadit také **MMR právě těchto typů**. Aktuálně reaktory III. generace v provozu a ve výstavbě představují lehce pod 10 % všech jaderných reaktorů a je předpokládáno, že se toto číslo bude zvyšovat. Příkladem reaktorů III. generace mohou být reaktory zvažované v tendru pro dostavbu Dukovan a MMR zvažované pro Temelín. [35]

3.4 Generace IV

Jedná se o reaktory **zásadně jiné konstrukce** než reaktory generace III. Do jisté míry lze říci, že se jedná o „nástupce“ experimentálních reaktorů I. generace. Pracují především s rychlými neutrony a snahou o úplné uzavření palivového cyklu a případného využití Thoria. To potenciálně vede k násobně vyššímu využití paliva a výraznému snížení množství radioaktivního odpadu. Vysoký důraz je kladen na pasivní bezpečnostní prvky, které by měly tvořit podstatnou většinu všech bezpečnostních systémů. Aplikují modulární konstrukci a vysoký stupeň standardizace. Snaha je také implementovat možnost rychlé regulace reaktoru a možnost kombinovaného výstupu energie z reaktoru (možnost volit mezi elektřinou a teplem dle potřeby). [30; 35]

Jedná se o reaktory především **v koncepčních návrzích** a ve výstavbě nebo v provozu je jich pouhá hrstka. Lze zde najít koncepty reaktorů od 100 kW(t) až pod tisíce MW(t). Dle Mezinárodního fóra pro IV. generaci (GIF) zde spadá 6 pokročilých koncepcí (viz obr. 3.2). Jedná se o **Plynem chlazené rychlé reaktory**, **Olovem chlazené rychlé reaktory**, **Vysokoteplotní reaktory**, **Super-kritickou vodou chlazené reaktory** a **Reaktory s roztavenou solí**. [35; 36]



Obr. 3.2 Koncepce reaktorů IV. generace [36] (upraveno)

V roce 2024 je v provozu několik testovacích reaktorů IV. generace, a to především v Číně a Rusku. V komerčním provozu je ale pouze jeden. Jedná se o vysokoteplotní plynem chlazený MMR HTR-PM, který byl zaveden do komerčního provozu v roce 2023 v provincii Šan-tung v Číně (tento reaktor bude podrobněji rozebrán v podkapitole 6.6). [37]

4 VLASTNOSTI MMR

Většina vlastností MMR vychází především z jejich zařazením do reaktorů III. a IV. generace. Lze tedy říct, že řadu svých vlastností sdílí s reaktory středního a velkého výkonu těchto generací. Na rozdíl od konvenčních reaktorů III. generace, které se již běžně uvádějí do reálného provozu, tak reaktorů, které lze zařadit do MMR je nasazena pouze hrstka (aktuálně 3 [38]). Většina vlastností MMR jsou tedy **pouhé předpoklady** založené na poznatcích z aktuálně používaných reaktorů anebo vychází z testů, popřípadě simulací. Obecně je ale nutné říct, že nejsou zatím „ověřeny v praxi“, a proto je tyto vlastnosti nutné brát s rezervou.

Druhá část jejich vlastností vychází z jejich malých rozměrů a relativně malého výkonu. Tyto vlastnosti jsou specifické pro MMR, ale je jich poměrně malé množství a nelze zatím říct, zda přinesou více výhod či nevýhod. Tyto vlastnosti do budoucna rozhodnou, zda budou MMR nasazeny ve větším měřítku a zda budou představovat budoucnost jaderné energetiky nebo zda zůstane budoucnost ve velkých reaktorech pokročilých koncepcí.

4.1 Bezpečnost

Nejdůležitější vlastností jakéhokoliv zařízení je jeho bezpečnost. V případě jaderných reaktorů to platí násobně více, díky potenciálně rozsáhlým a smrtícím následkům při možné havárii. Proto lze říct, že je bezpečnost u MMR **naprosto klíčová** a rozhoduje, zda budou tyto reaktory nasazeny do provozu či nikoliv. Nutnost vytvořit co nejvíce bezpečný reaktor je dále umocněna řadou jaderných incidentů, které v minulosti proběhly. To má za následek ohromný tlak ze strany regulátorů a obyvatelstva v okolí elektráren na bezpečnostní systémy. Analýzy předchozích incidentů ale odhalily, že řada pochybení vedoucích k havárii byla způsobena **lidskou chybou, zásahem z vnějšku** (přírodní katastrofy, teroristické útoky) nebo **problémem v konstrukci** [39]. Snaha je tedy tyto faktory co nejvíce minimalizovat. Je také nutné provést ohromné množství testů pro ověření bezpečnosti, což výrazně zpomaluje vývoj a nasazení MMR, obzvláště u nových koncepcí IV. generace, které zatím nejsou „ověřeny v praxi“.

Většina MMR spoléhá na tzv. „**pasivní bezpečnost**“. To znamená, že podstatná část bezpečnostních a regulačních systémů pracuje na principech nezávislých na venkovních podmínkách. Zjednodušeně lze říct, že reaktor dokáže pracovat alespoň po určitou dobu (dny) bez zásahu operátora a v případě poruchy dokáže sám zastavit štěpnou reakci, nebo poskytne operátorovi dostatek času na vyřešení problému. Toho je docíleno již samotnou konstrukcí MMR, která má v sobě zakomponované bezpečnostní a regulační prvky založené na fyzikálních principech. Lze zde zařadit [39; 40]:

- **Samo-zapadající regulační a havarijní tyče** (řídící tyče) – Tyče jsou drženy při provozu většinou elektromagnety mimo aktivní zónu reaktoru a v případě přerušování elektřiny zapadnou pomocí své vlastní váhy do aktivní zóny a zastaví reakci.
- **Palivo, chladivo nebo moderátor s negativním koeficientem reaktivity** – Palivo, chladivo, nebo moderátor zhoršuje své štěpné/moderační podmínky v aktivní zóně při zvýšení teploty nad určitou hranici. To má za následek zpomalení reakce a její samoregulaci, nebo dokonce úplné zastavení.
- **Využití negativního dutinového (void) koeficientu** – Do aktivní zóny je v případě přehřátí samovolně vpuštěn nebo vytvořen varem plyn, který výrazně zpomalí, nebo zastaví štěpnou reakci.
- **Bezpečnostní přetlakové, tepelní a zpětné ventily** – Do reaktoru jsou instalovány ventily, které zabraňují zvýšení tlaku v chladicích okruzích nad určitou mez. Jsou

zde instalovány ventily, které se při určité teplotě otevřou a vypustí moderátor, vypustí plyn nebo vypustí palivo samotné z aktivní zóny a tím zastaví štěpnou reakci. Některé koncepce využívají zpětných ventilů, které jsou samočinně ovládnány v závislosti na tlaku primárního okruhu a při jeho zvýšení nad určitou hodnotu vpustí do okruhu regulační látky.

- **Přirozená cirkulace chladiva konvekci** – Snahou je odstranit co nejvíce pohyblivých částí reaktoru jako jsou například čerpadla. Některé koncepce proto spoléhají výhradně na přirozenou cirkulaci chladiva. Jiné koncepce dokážou operovat alespoň několik dní bez aktivního čerpadla pouze na přirozenou cirkulaci chladiva.

I přesto, že by výše zmíněné systémy neměly umožnit poruchový provoz reaktoru, tak je stále nutné implementovat bezpečnostní prvky počítající s **nečekaným scénářem**. Musí být počítáno s možnou přírodní katastrofou, možností zneužití jaderného materiálu nebo jaderné technologie, a dokonce také s cílenou sabotáží. Důsledkem je, že jsou do MMR implementovány řady bezpečnostních prvků přímo pro tyto účely. Do těch lze zařadit [39; 40]:

- **Ochrana proti zemětřesení** – Obecně se reaktory nestaví v aktivních geologických zónách. Existují ale státy, které leží celé na aktivních místech, a proto je nutné implementovat prvky vypořádávající se se zemětřesením. Je tedy snaha stavět reaktorové budovy alespoň do jisté míry odolné proti zemětřesení. Některé MMR dokonce používají anti-seismické podložky pro zvýšení jejich odolnosti.
- **Ochrana proti vnějším vlivům** – Snaha je reaktor co nejvíce ochránit před vnějšími vlivy a zároveň v případě havárie udržet veškerý toxický materiál uvnitř reaktorové budovy. V některých případech se používá dvojitý kontejnment reaktoru, který by měl odolat i cílenému útoku zvenčí. Častá je také koncepce reaktorů cílící pro umístění pod zem do masivních betonových „nádob“.
- **Diverzifikace bezpečnostních prvků** – Aby nemohlo dojít k cílenému, nebo náhodnému odstavení všech bezpečnostních prvků, tak je snaha tyto prvky co nejvíce diverzifikovat a zálohovat.
- **Využití teplo-odolných materiálů** – Používají se lepší materiály, které dokáží odolat vysokým teplotám a poruchovým provozním scénářům. To zlepšuje odolnost při přehřátí reaktoru a zároveň zvyšuje celkovou životnost reaktoru.
- **Ochrana proti přehřátí** – Implementují se prvky pasivní cirkulace konvekci v kontejnmentu reaktoru, které by měly reaktor chladit i v případě odstavení hlavního chlazení. Některé koncepce využívají „bazény“ vody, ve kterých je reaktor umístěn a slouží jako havarijní chlazení v případě poruchy.
- **Lapač jádra** – Jedná se o nádobu, které já schopna bezpečně pojmout roztavené reaktorové jádro. Popřípadě je zde možné vypustit moderátor, nebo palivo z aktivní zóny reaktoru pomocí bezpečnostních ventilů.
- **Prvky ochrany proti zneužití** – Snaha je, co nejvíce prodlužovat cykly výměny paliva reaktoru tak, aby bylo nutné co nejméně dovážet palivo do reaktoru a manipulovat s ním. Některé reaktory dokonce používají palivo, které lze pouze velmi obtížně přepracovat do bomb, nebo palivo které neobsahuje dostatek štěpného materiálu na efektivní zneužití.

Ve výsledku nelze na jeden koncept MMR aplikovat veškeré výše zmíněné bezpečnostní prvky. Vždy je nutné aplikovat takové prvky, které jsou v souladu s fyzikální koncepcí daného reaktoru (tyto koncepce budou dále rozebrány v kapitole 5). Všechny tyto prvky jsou ale násobně

zálohované a lze říct, že se jedná o **jedny z nejbezpečnějších zařízení** na světě. I přesto je, ale nutné dbát na jejich aktivní údržbu a dodržovat veškeré bezpečnostní pokyny, tak aby nedošlo k další jaderné havárii zapříčiněné lidskou chybou, nebo nedbalostí.

4.2 Modularita, Standardizace a Transportovatelnost

Modularita je hned po bezpečnosti **2. nejdůležitější** vlastnost MMR. Jedná se o charakteristiku, od které se dále odvíjí většiny potenciální ekonomické přínosy MMR. Nejedná se však pouze o záležitost MMR. V dnešní době existuje již několik velikých reaktorů využívající modulární konstrukci, příkladem může být reaktor AP1000 firmy Westinghouse [41]. Lze ale říct, že malé rozměry MMR umožňují modularitu aplikovat jednodušeji a lépe využít její výhody.

Společnosti navrhující MMR pojaly modularitu **3 různými způsoby**. Prvním je výroba **celé elektrárny jako 1 modulu**, který následně stačí převézt na místo instalace a pouze připojit do odběrové sítě. Příklad takové koncepce je ruská plovoucí elektrárna Akademik Lomonosov. Druhý přístup pracuje s principem předem vyrobených **standardizovaných dílů** (modulů), které jsou následně sestaveny dle potřeb a požadavků zákazníka. Příklad takového konceptu je americký MMR MCSFR. Poslední a zároveň nejrozšířenější způsob je **uzavření téměř všech částí elektrárny do 1 modulu** (integrální konstrukce). Tyto moduly lze následně transportovat na místo instalace a pouze jim zajistit reaktorovou budovu a chlazení. Příklad takové koncepce je americký MMR VOYGR. [40]

I přesto, že jsou tyto přístupy poněkud odlišné, tak všechny sdílí aspekt výroby jednotlivých modulů v továrně a jejich pouhou transportací a následnou montáží na místě instalace. To umožňuje jednodušší výrobu a kontrolu dílů technologiemi, které nelze nasadit na místě instalace (svařování roboty, pokročilé metrologické systémy, aj.). S výrobou v továrně lze také implementovat standardizaci vyrobených částí a jejich případnou záměnu. To by umožnilo vytvářet více typů reaktorů z různých standardizovaných částí, používat standardizované palivo pro různé typy reaktorů apod. [42]

Transportovat jednotlivé moduly není ale jednoduchou záležitostí. Problém nastává převážně u integrálních MMR, které cílí na transportaci v 1 kuse (případně i s naplněným palivem). Tyto reaktory mohou vážit stovky tun [40], a proto může být značně komplikované transportovat je po konvenčních cestách. To dále umocňuje cíl instalace MMR na co nejvíce různých míst a jejich možná instalace v okolí větších měst. V případě, že by se nemohl reaktor dopravit v 1 kuse, tak by bylo nutné jeho rozložení a následné složení na místě instalace. To vytváří značný prostor na potenciální chyby, které by mohly vést k výrazným zpožděním, a tedy dalšímu zvýšení jejich ceny, nebo dokonce k haváriím.

4.3 Využitelnost a Flexibilita

Malé rozměry ať už fyzické nebo výkonnostní umožňují využití MMR i na místech, kde by velké reaktory nebylo možné použít. Jedná se o místa s menším odběrem anebo místa mimo centrální odběrovou síť. Dalším důležitým uplatněním je náhrada dnes používaných elektráren na fosilní paliva, které se obvykle pohybují v podobné výkonnostní hladině jako MMR [35]. Tento trh by byl velmi perspektivní, a to především díky již vybudované odběrové infrastruktuře. Další možností je instalace MMR okolo větších měst. Tyto reaktory by mohly zásobovat město elektřinou a zároveň teplem což výrazně zvedá efektivitu těchto elektráren. V neposlední řadě malé rozměry umožňují instalaci MMR pro větší podniky, které potřebují vysoko-potenciální teplo, případně veliké množství elektřiny (chemický průmysl, hutní průmysl, aj.). Uplatnění MMR přináší řadu možností obzvláště v budoucí nízkoemisní energetice. Proč by mělo dojít k jejich uplatnění bude dále rozebráno podrobněji v kapitole 8.

MMR přináší také zvýšené prvky flexibility. Řada konceptů je navržena pro možnost regulace v širokém rozsahu dle aktuální spotřeby elektřiny a tepla. Pokročilejší systémy MMR mají také zvýšenou rychlost regulace, což dále podporuje to, že více malých reaktorů lze regulovat paralelně a tím také i rychleji než v případě velkého reaktoru. [42]

4.4 Nakládání s palivem a odpadem

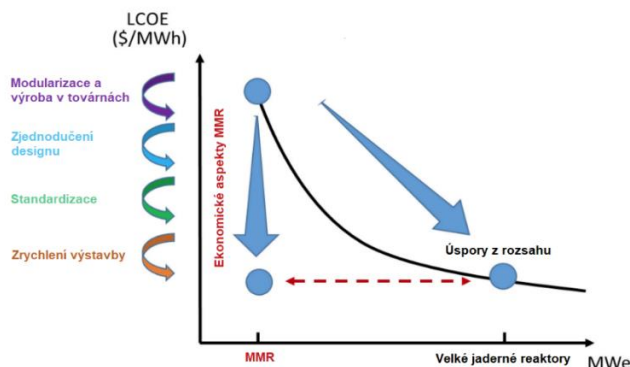
Nakládání s jaderným palivem je jedna z největších výzev MMR. Díky velkému množství konceptů MMR a jejich různým fyzikálním koncepcím používá značná část konceptů MMR unikátní palivo. To představuje potenciální finanční problém, který by výrazně prodražil tyto reaktory. Je ale nutné zmínit, že i v této problematice probíhá určitá míra standardizace a některé společnosti se snaží využívat palivo stejných rozměrů, popřípadě alespoň palivo na podobném principu (TRISO, MOx, aj.) [40]. Ovšem stále se jedná o přetrvávající problém, ve kterém výrazně vedou velké reaktory, u kterých se náklady na palivo lépe rozloží do ceny vyrobené energie. Do budoucna je ale možné, že se tento problém vyřeší sám komerčním úspěchem pouze MMR se standardizovaným palivem, nebo bude vyřešen budoucí legislativou MMR.

Dalším značným problémem je využívání středně obohaceného Uranu v rozmezí 5–20 % často i s příměsí Plutonia [40]. Takové palivo se dá daleko jednodušeji přeměnit na jaderné zbraně. Toto riziko je dále umocněno předpokládaným velkým množstvím MMR v různých lokalitách. Stejně riziko přináší také MMR IV. generace, které si většinou dokáží jaderné palivo efektivně „množit“. Větší obohacení také klade výrazně vyšší nároky na výrobní proces paliva a na následné zacházení s ním (více obohacené palivo je více radioaktivní). To by představovalo nutnost vytvořit značné množství obohacovacích závodů. Také musí být bráno v úvahu zbylé nevytěžené množství ^{235}U na Zemi. To se při větším rozšíření MMR odhaduje na 15–50 let jejich provozu [43]. To by do budoucna představovalo nutnost vybudování přepracovacích závodů, které by extrahovaly palivo z množících reaktorů a „vyhořelého“ paliva. Nelze ale říct, že výše zmíněné je pouze problém MMR. Tento problém je nimi pouze umocněn, a to především protože je předpokládáno jejich výraznější nasazení. Všechny tyto problémy jsou obecně problémy jaderné energetiky, a tedy představují značnou **logistickou**, a především **finanční výzvu**.

Stejný problém jako palivo je i **jaderný odpad**. Výraznější rozšíření MMR by vedlo k velkému množství jaderného odpadu na různých místech. Většina MMR si klade za cíl využití uzavřeného, nebo plně uzavřeného palivového cyklu. Je proto nutné tento odpad převážet, zpracovávat a ukládat. Všechny tyto úkony stojí nemalé množství peněz a představují bezpečnostní riziko. Tomu dále nepomáhá potenciální rozšíření MMR mezi soukromé subjekty. Všechny jaderný odpad je nutné monitorovat a je nutné, aby za něj někdo zodpovídal, a aby v žádném případě nedošlo k jeho úniku do biosféry. Jedná se tedy o velmi náročný **logistický a legislativní problém**, který je před komerčním rozšířením MMR potřeba vzít v úvahu.

4.5 Ekonomika a Rychlost výstavby

V minulosti se jaderné reaktory zvětšovaly díky tzv. „úsporám z rozsahu“. Tento fenomén spočívá v pomalejším růstu ceny elektrárny v závislosti na růstu jejího výkonu. To je především zapříčiněno tím, že na 2× výkonnější elektrárnu není potřeba 2× více materiálu a 2× více pracovníků. To vyústilo ve zvyšování výkonu jaderných elektráren, respektive reaktorů, až k dnešním hodnotám (nad 1000 MW(e)). Podobně je tomu také u provozních nákladů elektrárny, které se lépe „rozloží“ ve vyšším generovaném výkonu. Tuto závislost lze vidět na obr. 4.1. To vedlo k tomu že se v 70. letech 20. století stávaly jaderné elektrárny ekonomicky perspektivním zdrojem energie a byly konečně konkurenceschopné.



Obr. 4.1 Závislost ceny za MWh na velikosti reaktoru [42] (upraveno)

Zvyšování výkonu ovšem nepřineslo pouze výhody. Se stavbou velikých jaderných elektráren přišel problém spojen s **délkou jejich výstavby**. Do roku 2023 bylo 50 % jaderných elektráren postaveno pod 6,3 roku, přičemž pouhých 83 % bylo postaveno pod 10 let [44]. Tento problém je dále spojen s neustálým **prodražováním výstavby** reaktorů i přes tak již velmi vysoké počáteční investice na jejich stavbu. To by nebyl takový problém v případě stavby jaderné elektrárny jako strategického nízkoemisního zdroje na úrovni státu. Problém přichází až v případě soukromých investorů, kteří mají na výběr z různých možností a musí si na stavbu elektrárny půjčit. To v posledních 30 letech vedlo ke značnému rozmachu paroplynových elektráren, které lze postavit za 2–3 roky a stojí v průměru 1/5 elektrárny jaderné. I přesto, že v dlouhodobém horizontu (15–25 let) byly finančně výhodnější jaderné elektrárny, tak paroplynová elektrárna byla jednodušší a méně rizikovou investicí [45]. To je zapříčiněno tím, že z půjček na stavbu elektrárny se musí platit úroky. Tyto úroky dostávají investory do značných dluhů během výstavby a raného provozu elektrárny. Tyto dluhy spojené se zpožděními a stále nejistotou budoucností jaderné energetiky z legislativního hlediska, vyústily v naprostou ekonomickou nejistotu. Stejnou výzvou pro jadernou energetiku jsou také obnovitelné zdroje, kterým v posledních letech výrazně klesla cena a staly se tak ekonomicky atraktivnější alternativou [44]. Je proto nutné, aby se jaderné elektrárny staly doplněním těchto zdrojů, a ne jejich přímá konkurence. K tomu by právě mohly pomoci MMR. Jejich možnou implementací s obnovitelnými zdroji se bude dále zabýváno v kapitole 8.

Ekonomickou atraktivitu se MMR snaží dosáhnout výše zmíněnými vlastnostmi, tj. modularita, standardizace, lepší konstrukcí, vyšší flexibilitou a vyšší efektivitou. Všechny tyto vlastnosti ale sdílí s velkými reaktory. Mimo tyto vlastnosti MMR můžou nabídnout pouze **nižší počáteční investice, vyšší rychlost výstavby a možnost instalace na více místech**. Záleží, ale zda tyto vlastnosti budou dostatečné na opodstatnění jejich vyšší ceny. Předpokládá se snížení ceny díky tzv. „úsporám z vyrobeného množství“ [42]. Tento fenomén zohledňuje, že výroba více stejných kusů výrobku stojí ve výsledku méně, než výroba 1 specifického kusu. Toto snížení ceny ale nastupuje až s vyšším počtem vyrobených kusů, a lze očekávat, že budou počáteční kusy vyráběny a instalovány za relativně **vysokou cenu** a až pozdější kusy za cenu nižší. Podmínka je ovšem, že tyto kusy MMR budou jednoho typu a vyrobeny jednou továrnou. Do roku 2022 byl oznámen vývoj nejméně 80 různých konceptů MMR [40]. Aby bylo vůbec možné dosáhnout „úspor z vyrobeného množství“ je nutné, aby **uspělo jen velmi malé množství** těchto konceptů a aby byly v budoucnu MMR instalovány ve velké míře i přesto že 1. kusy budou nejspíše velmi drahé. Do budoucna je možné, že MMR nebudou ekonomicky přívětivou volbou a stanou se výhradě volbou pro specifické účely, nebo pro státy s nemožností instalace jiných zdrojů energie. To ovšem **zatím nelze určit** a je potřeba počkat na 1. komerční kusy.

5 TYPY MMR

Jak již bylo zmíněno v podkapitole 1.2, řízenou štěpnou reakci lze úspěšně udržet pomocí rychlých i tepelných neutronů. Z toho plynou 2 základní fyzikální koncepce MMR, a to **tepelné MMR** a **rychlé MMR**. Tyto koncepce se dále dělí do dalších podskupin podle chladiva použitého na chlazení aktivní zóny. Každá z těchto skupin má své specifické vlastnosti, výhody a nevýhody. Tyto koncepce budou rozebrány podrobněji v následujících podkapitolách.

5.1 Teplené MMR

Tepelné MMR pracují na principu štěpení štěpných materiálu pomocí **tepelných neutronů**. Ke své funkci **potřebují moderátor**, který neutronům odebírá přebytečnou energii. Koncepty MMR používají pouze 3 základní moderátory a to nejčastěji „lehkou vodu“, grafit nebo „těžkou vodu“. Více jak polovina konceptů tepelných MMR (35) vychází z konvenčních typů reaktorů a spadají tedy do III. generace reaktorů. Zbývá necelá polovina (32) jsou Tepelné MMR chlazené solemi a plynem. Ty lze zařadit do IV. generace a pracují na rozdílném principu. [40]

5.1.1 Tepelné MMR chlazené vodou (PWR, BWR, PHWR)

Vzhledem k dostupnosti vody a jejím dobrým moderačním vlastnostem není žádné překvapení, že největší část MMR (35 konceptů) vychází z koncepcí konvenčních reaktorů chlazených vodou. To dále umocňuje jejich poměrně jednoduchá konstrukce a nízká provozní teplota (250–350 °C), která klade nižší nároky na materiály a testování nových technologií. Výsledek je, že se jedná o MMR s předpokládanou nejnižší cenou a nejbližším větším uvedením do komerčního provozu (1 PWR MMR v provozu a 2 ve výstavbě). [23; 16; 40]

Použití vody při teplotách okolo **250–350 °C** přináší jednu zásadní komplikaci. Voda se při normálních atmosférických podmínkách přeměňuje na páru okolo 100 °C. Chlazení aktivní zóny reaktoru a v případě vodou chlazených tepelných MMR i její moderace vyžaduje vodu v kapalném stavu. Pro operování při teplotách okolo 250–350 °C je proto nutné udržovat tuto vodu pod vysokým tlakem okolo **7–16 MPa** [16]. To má za důsledek, že chladicí okruh reaktoru, popřípadě nádoba reaktoru, musí tyto tlaky dlouhodobě vydržet. I přesto, že tato skutečnost může znít jako značná komplikace, tak se nejedná o takovou inženýrskou výzvu v porovnání s komplikacemi při použití jiných typů chlazení, které budou uvedeny dále v této práci. Značné riziko spojené s vodou pod tlakem je její možnost přehřátí při ztrátě externího chlazení, což může vést ke zvýšení tlaku až do exploze reaktoru a úniku radioaktivního materiálu do okolí. Tomu také nepomáhá, že se při vysokých teplotách z vody stává Vodík při kontaktu se Zirkoniem (ze Zirkonia jsou vyrobeny kazety obsahující jaderné palivo) [46]. To přináší riziko výbuchu Vodíku při přehřátí reaktoru (jeden z důvodů havárie ve Fukušimě) [10].

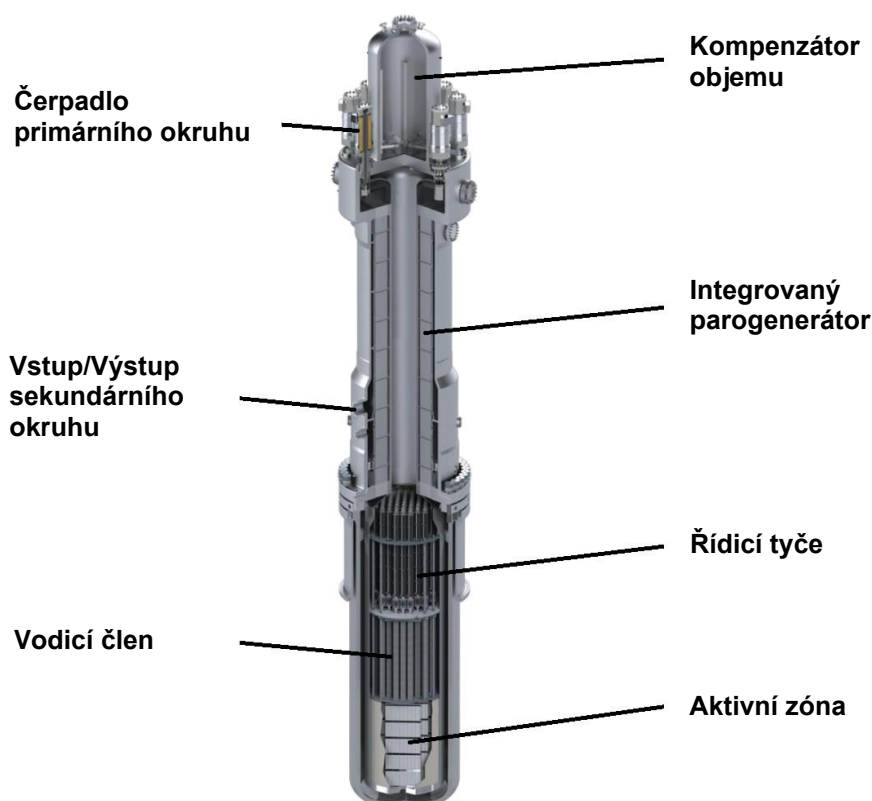
Palivo používané v těchto MMR je zpravidla nízko obohacený **Uran do 5 %** ve formě UO_2 (podobně jako v dnešních reaktorech). To má za následek, že většinou pracují s otevřeným palivovým cyklem, nebo počítají s použitím přepracovaného paliva, které dokáže sloužit jako náhrada konvenčního paliva (MOx, REMIX). Poté lze mluvit o uzavřeném palivovém cyklu. Další nevýhoda je spojena s nižší teplotou. Ta přináší relativně nízkou termální účinnost a nemožnost použití těchto MMR na výrobu vysoko-potenciálního tepla. Obecně lze říct, že se vodou chlazené MMR pohybují **okolo účinnosti 30–38 %** (výroba elektřiny). [40; 23]

Z pohledu konstrukce primárního okruhu a typu použité vody lze vodou chlazené MMR rozdělit na 3 konstrukčně rozdílné přístupy a to **PWR, BWR a PHWR**. [40]

Tlakovodní MMR (PWR)

Pressurized light-Water moderated and cooled Reactor (PWR), volně přeloženo jako: Natlakovaný „lehkou“ vodou chlazený a moderovaný reaktor. Jedná se o reaktory pracující při **12–16 MPa**, používající pro moderaci neutronů a chlazení aktivní zóny „lehkou“ vodu. Reaktor je rozčleněn na 2 okruhy, a to primární a sekundární. Primární okruh je hermeticky uzavřen a udržován pod výše zmíněným tlakem pro udržení vody v kapalném skupenství. Tepelná výměna probíhá v parogenerátoru, kde primární okruh předává teplo sekundárnímu okruhu, který vytváří páru dále používanou pro výrobu elektřiny nebo teplárenství. Jedná se o nejrozšířenější koncepci MMR (29). [30; 40; 23]

Řízení štěpné reakce je zpravidla uskutečněno pomocí **řídících tyčí**, vyrobených ze slitiny pohlcující neutrony (nejčastěji slitiny s Bórem). Ty slouží jako okamžitá regulace a hlavní bezpečnostní prvek s možností zastavení štěpné reakce. Jako hrubý regulační prvek upravující množství neutronů v závislosti na množství zbylého štěpného materiálu v palivu je **Bór** rozpuštěn do primárního okruhu. Tím lze dlouhodobě regulovat intenzitu štěpné reakce a v případě nutnosti štěpnou reakci zpomalit, nebo úplně zastavit i bez použití řídících tyčí. Některé koncepty také využívají **ponoření celého MMR do vodní nádrže** („bazény“). Tato nádrž by v případě poruchy a přehřátí sloužila jako pasivní chladič, který by zabránil roztavení reaktoru a úniku radioaktivního materiálu do okolí. [40; 23]



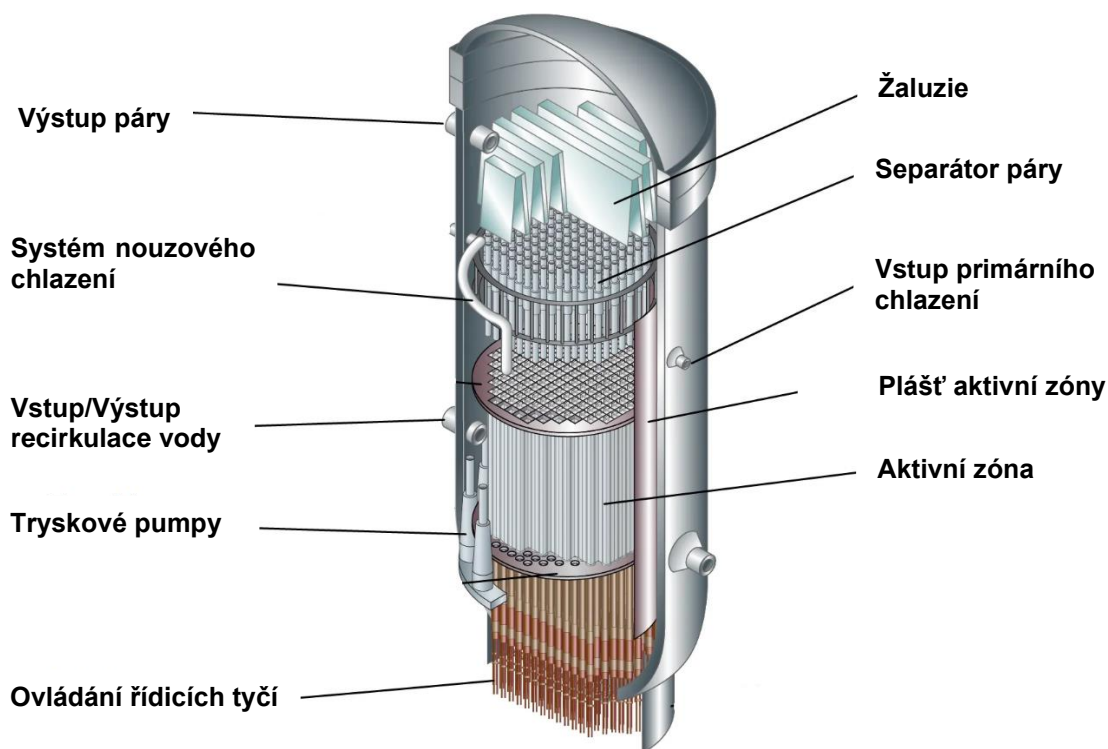
Obr. 5.1 Vizualizace zrušeného MMR B&W mPower [47] (upraveno)

Většina MMR PWR koncepce využívá tzv. **integrální konstrukci** (iPWR). Ta spočívá v umístění celého primárního okruhu včetně parogenerátoru do reaktorové nádoby [48]. Vizualizace integrálního PWR lze vidět na obr. 5.1. Do tohoto typu spadá například argentinský MMR CAREM, který bude více rozebrán v podkapitole 6.3. Druhou možností je umístit parogenerátor mimo reaktorovou nádobu, podobně jako u dnes používaných reaktorů. Příklad takového typu MMR je americký SMR-160, který bude více rozebrán v podkapitole 6.8. [40]

Varné MMR (BWR)

Boiling Water Reactor (BWR), volně přeloženo jako: Varný vodní reaktor. Jedná se o reaktor pracující při tlaku okolo **7–9 MPa** a teplotě do **300 °C**. K moderaci neutronů a chlazení aktivní zóny je použita „lehká“ voda. Reaktor obsahuje pouze 1 okruh sloužící zároveň ke chlazení aktivní zóny, moderaci neutronů a tvoření páry. Jedná se o konstrukčně jednodušší, a tedy i levnější variantu (díky nižším tlakům, teplotám a méně součástem). Značnou nevýhodou je však vznik radioaktivní páry, která následně vstupuje do parní turbíny (v případě výroby elektřiny) a zapříčiňuje že je celá turbína radiačně kontaminovaná. [30; 40]

Řízení štěpné reakce je prováděno pomocí **řídících tyčí**, které disponují stejnou funkcí jako v PWR. Dále zde není při normálním provozu použita směs vody a Bóru jako v případě PWR, ale je zde pro hrubé řízení reaktoru využíváno **negativního dutinového koeficientu** v aktivní zóně reaktoru (voda se vypařuje a vznikají bubliny páry). Rychlostí cirkulace vody je možné ovlivnit množství a kde v aktivní zóně budou bubliny vznikat a tím řídit moderaci neutronů. Zastavení reakce bez řídících tyčí může být provedeno vpuštěním směsi vody a Bóru do aktivní zóny reaktoru. Standardem je také, že BWR obsahuje okruh na **odvod zbytkového tepla** v případě ztráty chladiva v primárním okruhu. [49; 40]



Obr. 5.2 Schéma BWR [50] (upraveno)

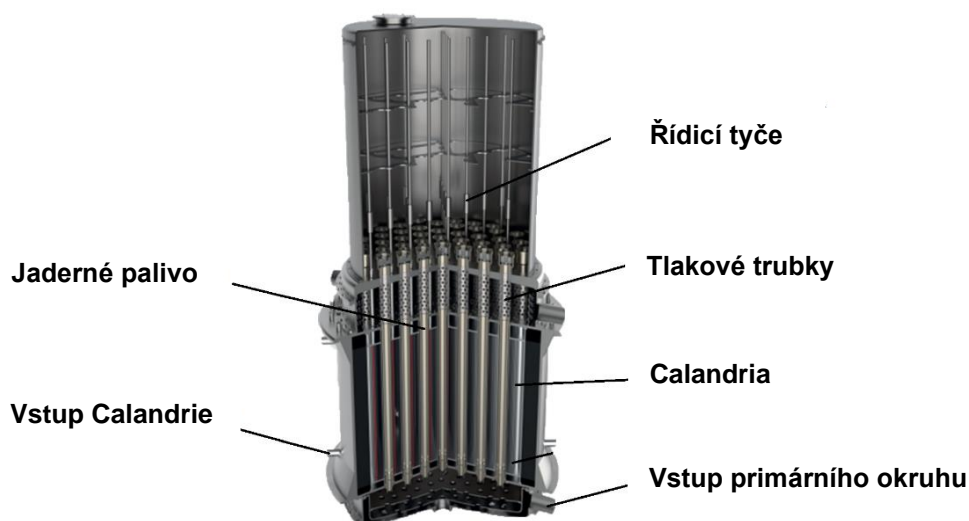
Koncepce BWR jsou již se své podstaty „integrálního“ typu, obecně se tak ale neoznačují. Důvodem je, že parogenerátor neintegrují do reaktorové nádoby, protože ho vůbec neobsahují. Z pohledu konstrukce ale obsahují 2 součásti „navíc“, a to separátor páry a žaluzie (u PWR by je mohl obsahovat parogenerátor). Schéma BWR reaktoru lze vidět na obr. 5.2. MMR tohoto typu jsou spíše výjimečností (4 koncepty) a většina jich je vyvíjena v Rusku (3). Za zmínku stojí například ruský MMR VK-300 nebo americký MMR BWRX-300, který bude více rozebrán v podkapitole 6.7. [40]

Těžkovodní MMR (PHWR)

Pressurized Heavy-Water moderated and cooled Reactor (PHWR), volně přeloženo jako: Natlakovaný „těžkou“ vodou chlazený a moderovaný reaktor. Jedná se o reaktory pracující na **podobném principu jako PWR** s použitím „těžké“ vody namísto „lehké“. „Těžká“ voda je složena ze 2 „těžkých“ izotopů vodíku (Deuteria) a 1 atomu kyslíku. Tato voda má podobné fyzikální vlastnosti jako „lehká“ voda, ale pohlcuje výrazně méně neutronů. To znamená, že má ve výsledku 50× lepší moderační schopnosti než voda „lehká“ [2]. To umožňuje udržení štěpné reakce i s méně obohaceným Uranem, ale při nižších teplotách než v PWR (do **300 °C**). Použití nižších teplot sice přináší snížení tlaku v primárním okruhu (do **10 MPa**), což dále snižuje materiálovou náročnost, a tedy i cenu reaktoru, ale také snižuje výslednou termální účinnost (okolo **30 %** při výrobě elektřiny) [51]. Ta v případě PHWR nejnížší ze všech vodou chlazených reaktorů. Další nevýhodou je cena „těžké“ vody, která je mnohonásobně vyšší než vody standardní a musí se složitě získávat náročnými separačními procesy. [2; 40]

Nejrozšířenější typ PHWR je CANDU, který je vyvíjen a primárně uplatněn v Kanadě. Tento reaktor používá jako palivo **přírodní Uran** ve formě UO_2 (obohacení okolo 0,7 %). Štěpná reakce neprobíhá v 1 tlakové nádobě jako u běžných PWR, ale probíhá v **desítkách natlakovaných trubek** obsahujících palivo a „těžkou“ vodu. Ta slouží jako chladiivo a zároveň moderátor. Tyto trubky jsou dodatečně obklopeny nádobou s „těžkou“ vodou, od které jsou tepelně izolovány. Tato nádoba (calandria) slouží jako **přídavný moderátor** a umožňuje přestup neutronů mezi trubkami. Značnou výhodou je udržování calandrie na nižší teplotě, a tedy i nižším tlaku (možný i atmosférický). V krajních případech ji je možné použít jako **přídavný chladicí systém** v případě poruchy primárního chlazení. Konstrukce se štěpnou reakcí probíhající ve více trubkách zároveň umožňuje kontinuální výměnu paliva za provozu reaktoru. To dává PHWR značnou výhodu oproti ostatním typům MMR chlazených vodou. [52; 16]

Řízení reaktoru je zde prováděno opět **řídícími tyčemi**. Dlouhodobou regulaci je možné provádět řízením **průtoku moderátoru** aktivní zónou, odstavením některých částí reaktoru, nebo přidáním **látky pohlcující neutrony** (například Gadolinium). [52]



Obr. 5.3 Vizualizace MMR TEPLATOR [53] (upraveno)

Jediné koncepty MMR (2) uplatňující koncepci PHWR jsou zatím pouze kanadský CANDU SMR vycházející z konvenčně používaného reaktoru CANDU a český MMR TEPLATOR, který je navržen pro teplárenské účely (vizualizaci lze vidět na obr. 5.3). [40]

5.1.2 Tepelné MMR chlazené plynem (HTGR)

High-Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR), volně přeloženo jako: Vysokoteplotní plynem chlazený reaktor. Jedná se o reaktory částečně vycházející z koncepce plynem chlazených reaktorů II. generace a zároveň implementující prvky IV. generace. Ty používaly ke chlazení CO₂ a k moderaci pevné průchozí bloky grafitu. Použití CO₂ ale nebylo zcela vhodným řešením, kvůli jeho reaktivitě a nutnosti velmi vysokých tlaků (až 20 MPa) při teplotách nad 650 °C. Výhodou byla ale menší unikavost přes materiály díky jeho 3 atomové struktuře a daleko nižší cena. Nevýhody spojené s nutností odolat korozi za vysokých teplot však převýšily výhody a všechny dnešní koncepty plynem chlazených MMR (19) používají **Helium**. [40; 54]

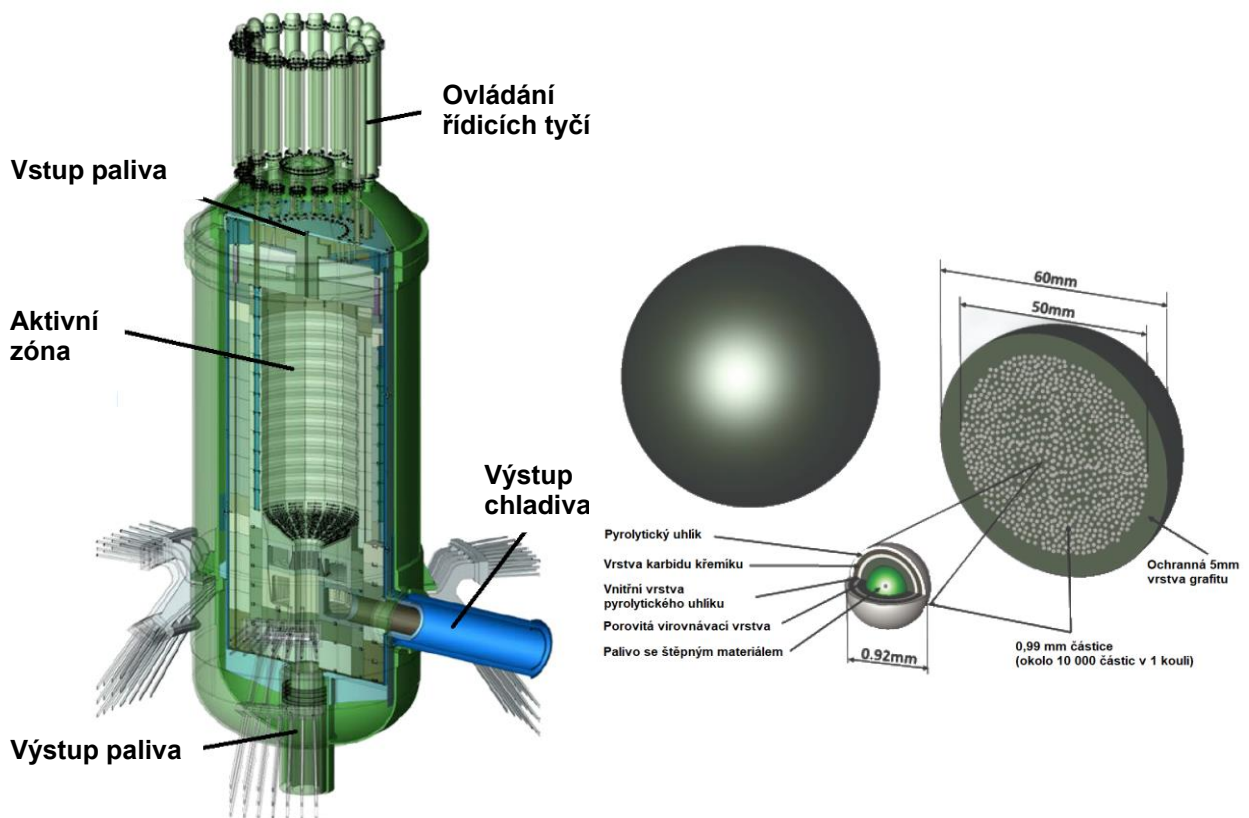
Helium je za pokojových teplot v plynné fázi z čehož vyplývá, že se na chlazení používá látka, u které nedochází ke změně fáze ani při přehřátí. To umožňuje provozovat reaktor okolo **700–800 °C** (v budoucnu je slibováno dosažení až 950 °C), bez rizika výbuchu způsobeného změnou fáze, nebo rozkladem chladiva na výbušné plyny. Další nesmírnou výhodou Helia jsou jeho **inertní vlastnosti**. To znamená, že materiály uvnitř reaktoru nemusí odolávat chemické korozi na rozdíl od CO₂. Na druhou stranu musí použité materiály odolávat velmi vysokým teplotám (v případě přehřátí i teploty nad 1200 °C) a zároveň relativně vysokému tlaku až **7 MPa**. Společně s tímto tlakem je nutné udržovat **vysoký průtok chladiva** aktivní zónou (až stovky kg/s) a to především kvůli nutnosti kompenzovat nízkou tepelnou kapacitu plynů (i když Helium má 6× lepší tepelné vlastnosti než CO₂). To má za následek velmi **vysoký teplotní rozdíl** mezi jednotlivými částmi aktivní zóny, který dosahuje běžně 500 °C (u PWR 25–50 °C). Poslední vážnější nevýhodou Helia je jeho **vysoká unikavost** kvůli jeho 1 atomové struktuře, která společně s jeho vysokou cenou, klade nemalé nároky na těsnost primárního okruhu. [2; 40]

Díky vysokým teplotám a problémům s velkými teplotními rozdíly bylo zapotřebí vyvinout robustnější jaderné palivo, které dokáže tyto podmínky snášet i v případě přehřátí. Jedno z nejčastěji využívaných paliv je **TRISO** (*TRi-structural ISotropic particle fuel*). Jedná se o částice velikosti do 1 mm tvořené několika vrstvami materiálů. Uvnitř této částice je obsažen štěpný materiál nejčastěji ve formě oxidů nebo karbidů (někdy doplněný o příměs Thoria). Obohacení tohoto jádra se může pohybovat v rozmezí **3–20 %**. Okolo něj je několik vrstev tvořených grafitem a karbidem křemíku. To má za následek, že všechny štěpné produkty zůstávají uvnitř těchto částic, což zvyšuje bezpečnost paliva (vizualizaci této částice lze vidět na obr. 5.5). Další výhodou těchto částic je nutnost prostupu všech neutronů vrstvou grafitu při výletu z jádra. To má za následek jejich moderaci při výstupu, a i při vstupu do částice. Zbylé vrstvy z karbidu křemíku dodávají částicím vysokou pevnost a schopnost **odolat teplotám i nad 1800 °C**. Částice disponují také **negativním koeficientem reaktivity**, který jim dodává samoregulační schopnost, která slouží jako pasivní bezpečnostní prvek. Na druhou stranu jejich nevýhodou je **cena**. Jedná se o jedno z nejdražších jaderných paliv na trhu, což výrazně zvyšuje náklady na provoz reaktoru. Existují i různé alternativy TRISO částic, ale většinou fungují na podobném principu, takže se nimi v této práci nebude dále zabýváno. [55; 56; 40]

Tyto 1 mm částice jsou pro přímou aplikaci moc malé. Proto jsou v různých konceptech **zapuštěny do grafitových tyčí, desek, bloků**, popřípadě **větších kuliček** nebo **pelet** (příklad na obr. 5.5). Při zapuštění do tyčí je konstrukce HTGR podobná neintegrálnímu PWR. Ovšem při použití kuliček nebo pelet umožňuje konstrukce paliva jeho pouhé „nasypání“ do reaktoru („*Pebble bed*“). V takové případě je palivo vsypáno z horní strany reaktoru, postupně prochází reaktorem přičemž „vyhořívá“ a naspodu reaktoru je roztrženo na „vyhořelé“ a „nevyhořelé“. „Vyhořelé“ palivo je odvedeno do „bazénu“ s „vyhořelým“ palivem a „nevyhořelé“ palivo je znovu použito. To umožňuje kontinuální průchod paliva reaktorem, a tedy jeho **nepřetržitý provoz**. Vizualizaci takového reaktoru lze vidět na obr. 5.4. [57; 40]

Problém nastává s „vyhořelým“ palivem. Díky odolnosti těchto částic je jejich **přepřacování velmi náročné** a vyžaduje specializované továrny. Proto lze tedy říct, že tyto reaktory zatím cílí na otevřený palivový cyklus a v budoucnu případně na uzavřený palivový cyklus s přepracováním v továrnách (až bude dostatek reaktorů s tímto palivem).

Řízení HTGR je docíleno pomocí **řídících tyčí** zajišťujících do grafitové výstelky reaktoru, která zároveň slouží jako moderátor a reflektor neutronů. V případě zapuštění palivových částic do tyčí jsou řídicí tyče podobného provedení jako v PWR. Hrubší řízení reaktoru lze dosáhnout **změnou rychlosti cirkulace chladiva**, zvýšením teploty aktivní zóny a tím způsobeným zpomalením štěpné reakce. Zastavení reakce lze docílit také pomocí těchto řídicích tyčí, nebo v krajním případě „**vysypáním**“ **paliva** reaktoru do „lapače jádra“. [40]



Obr. 5.4 Vizualizace MMR Xe-100 [58]

Obr. 5.5 „Pebble bed“ palivo [59] (upraveno)

Využití plynu jako chladiva umožňuje použití pouze jednoho chladicího okruhu s braytonovým plynovým cyklem a ten případně doplnit o sekundární parní cyklus. Takové provedení je ale značně nebezpečné díky zvýšené možnosti úniku chladiva ve více částech okruhu. Řešením je rozdělení okruhu na více částí. Primární Heliový okruh sloužící na chlazení aktivní zóny. Sekundární okruh s Heliem (nebo kombinací Helia a Dusíku), CO₂ nebo vodou. A případně terciární okruh s vodou. Takovým řešením lze dosáhnout **účinnosti okolo 50 %** (výroba elektřiny), umožňuje vyšší stupeň modularity a vyšší bezpečnost. Vysoká výstupní teplota nemusí být využita pouze pro efektivní výrobu elektřiny. Nejvýznamnější možností dalšího využití je výroba Vodíku (nutné teploty nad 800 °C), popřípadě využití v jiných procesech potřebujících vysoko-potenciální teplo, jako například tavba hliníku. [40; 60]

Příklad „Pebble bed“ MMR je například čínský reaktor HTR-PM (v provozu [37]), nebo americký MMR Xe-100, který je vyobrazen na obr. 5.4. Příklad konceptu MMR s alternativním částicovým palivem umístěným v tyčích je například ruský GT-MHR.

5.1.3 Tepelné MMR chlazené solemi (MSR, FHR)

Molten Salt Reactor (MSR), volně přeloženo jako: Reaktor s roztavenou solí a *Fluoride salt-cooled High-temperature Reactor* (FHR), volně přeloženo jako: Vysokoteplotní, fluoridovou solí chlazený reaktor. Jedná se o reaktory používající roztavené soli. Ty mohou být využity **2 základními způsoby**, a to buď pouze jako **chladiivo (FHR)** nebo v nich mohou být rozpuštěny štěpné materiály a je vytvořena tzv. „**palivová**“ **sůl (MSR)** která slouží také zároveň jako palivo reaktoru. [40; 61]

Roztavená fluoridová sůl má relativně vysoký bod tání (okolo 500 °C), ale i vysoký bod varu (až 1500 °C). To umožňuje provozovat reaktor **okolo 600–700 °C** bez rizika změny fáze chladiva. Fluoridové soli mají také v kapalně fázi velmi **dobré tepelné vlastnosti a vysokou tepelnou kapacitu**. To umožňuje reaktor operovat za nízkého tlaku (**do 1 MPa**). Nevýhodou roztavených solí je ale jejich **reaktivita** za vysokých teplot, což klade zvýšené nároky na použité materiály. Další nevýhodou je jejich značná **toxicita** a složité chemické složení. Nutností je také použití specifických izotopů některých prvků těchto solí, aby nedocházelo k neutronové absorpci. Největší nevýhodou je ale nemožnost jednoduchého zastavení reaktoru, nebo dokonce jeho snížení teploty pod 500 °C, kde fluoridová sůl začne tuhnout a reaktor „zamrzne“. To komplikuje možnost řízení reaktoru a nutností je zajistit vyhřívanou nádobu, do které bude chladiivo vypuštěno v případě servisních odstávek. [61; 62; 63]

Všechny **FHR** koncepty (3) používají jako palivo **TRISO**, a to buď zapuštěné do kuliček nebo bloků. Lze tedy říct, že pracují na téměř **identickém principu jako HTGR**, pouze s použitím roztavené fluoridové soli (nejčastěji Li_2BeF_4) místo Helia. To umožňuje odstranit nevýhody Helia jako vysoká unikavost, vysoké tlaky, vysoké průtoky a veliké teplotní rozdíly. Umožňují také rozpuštění ^{232}Th do této chladicí soli a vytvoření reaktoru s jistou mírou „množení“ (mají ale nízký koeficient množení (v porovnání s množivými), takže se tento způsob většinou nevyužívá). Díky jejich podobnosti s HTGR jim již dále nebude věnována větší pozornost. [40; 61]

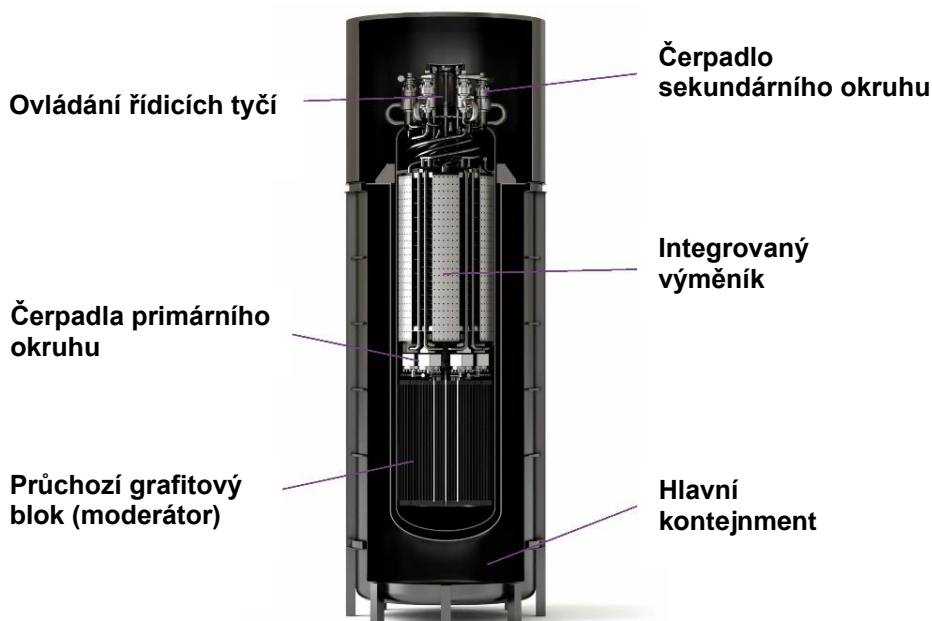
Koncepty využívající **MSR** koncepci (10) pracují na principu rozpuštění štěpného materiálu do solí Fluoru. Nejčastěji se používá jako palivo UF_4 . Využívá se obohacení na **3–40 %**, nebo lze použít přímo nízkou koncentraci čistého $^{235}\text{UF}_4$. Lze také využít jiné štěpné materiály jako PuF_3 nebo $^{233}\text{UF}_4$. Tyto paliva jsou v požadovaných koncentracích smíchány s fluoridovými solemi Lithia (nutnosti využití ^7Li), Draslíku, Sodíku, Beryllia a Zirkonia. Tyto prvky zajišťují, aby měla „palivová“ sůl požadované **samoregulační vlastnosti** (negativní koeficient reaktivity), částečně moderovala neutrony a měla požadovanou teplotu tání (400–500 °C). [40; 63]

Jelikož se jedná o tepelný reaktor je nutné, aby zde byl použit moderátor. Nejčastěji se používají **bloky pevného grafitu** obsahující velké množství kanálek, kterými protéká „palivová“ sůl. Tyto bloky ale podléhají značné tepelné a neutronové zátěži, což limituje jejich životnost (maximálně 10 let). Další možností je použití **moderátoru v kapalně formě**. Lze využít „těžkou“ vodu, nebo NaOH (patentován dánskou společností Seaborg Technologies). [40]

Významnou výhodou MSR je možnost **použití ^{232}Th** . Ten lze buď přidávat do „palivové“ soli ve formě ThF_4 , nebo reaktor obsahuje přídavný „množící“ okruh s Thoriem v kapalně podobě. Jak již bylo zmíněno v podkapitole 1.3.3 ^{232}Th přeměněné na ^{233}Pa je nutné z reaktoru odebírat, aby docházelo k efektivnímu „množení“. U MSR je toto odebírání možné provádět kontinuálně **filtrací** paliva/výstelky. Tento fakt staví MSR do perspektivní pozice pro využití Thoriuma a jedná se o technologii, která dokáže Thorium využít velmi efektivně. Ale i přes efektivní „množení“ tyto reaktory dosahují většinou **koeficientu množení menšího jako 1** nebo pouze **lehce nad 1** (při správné konfiguraci a filtraci). [64; 61]

Z pohledu zacházení s palivem MSR balancují na hraně uzavřeného a plně uzavřeného palivového cyklu. Některé koncepty využívají možnost filtrace kapalného paliva a separace transuranů. To snižuje množství radioaktivního odpadu vzniklého v reaktoru. Tento systém lze společně s „množením“ Thoria zařadit do **plně uzavřeného palivového cyklu**. Jiné koncepty využívají dlouhých palivových cyklů, ale transurany nefiltrují a ani „nemnoží“ Thorium ve výstelce. Tyto koncepty počítají s výměnou celého jádra reaktoru po „vyhoření“ paliva. Po „vyhoření“ bude jádro převezeno do továrny a následně dále zpracováno. Tento postup lze zařadit do **uzavřeného palivového cyklu**. Problém nastává s odpadem, který je nutné filtrovat, chemicky zpracovávat a následně ukládat. Část tohoto odpadu je také v kapalné podobě, což může být problém při skladování. K tomu nepřispívá krátkodobě vyšší radioaktivita (než u lehkodrodních) a vysoká toxicita. Na tento problém nejsou připraveny žádné dlouhodobé úložné zařízení jaderného odpadu a bude jej v případě využití MSR do budoucna nutné vyřešit. [61]

Řízení MSR lze docílit pomocí **změny rychlosti cirkulace** „palivové“ soli moderátorem, což společně s **negativním koeficientem reaktivnosti** soli efektivně reguluje výkon reaktoru. Případně lze využít i **řídící tyče** které lze zasunout do moderačního „bloku“ grafitu. Pomocí řídicích tyčí lze reakci i úplně zastavit, ale dojde k „zamrznutí“ reaktoru. Proto je vhodnější „palivovou“ sůl z reaktoru **vypustit do nádoby** na to určené. Některé koncepty také disponují tepelným ventilem, který vypustí „palivovou“ sůl automaticky při přehřátí. [40; 61]



Obr. 5.6 Vizualizace MMR IMSR400 [65] (upraveno)

Z pohledu konstrukce většina MMR využívá alespoň 2 okruhové chlazení se solí. Sekundární okruh se solí je nutné použít kvůli radioaktivitě primárního okruhu. To umožňuje výměník integrovat do nádoby reaktoru a vytvořit **integrální reaktor** (iMSR), ten lze vidět na obr. 5.6. Následně je použit terciární plynový okruh a dodatečný vodní okruh. Účinnost takového řešení se pohybuje **okolo 45 %**. Některé reaktory disponují i „množicím“ okruhem ve výstelce reaktoru, který je často doplněn o filtrační zařízení. Případně lze použít i filtrační okruh pro „palivovou“ sůl. Ten by umožnil provozovat reaktor bez nutnosti výměny paliva. [40; 61]

Žádný MMR s koncepcí MSR a FHR ještě nepřešel do fáze výstavby. Zástupce konceptu iMSR bez možnosti „množení“ Thoria může být kanadský MMR IMSR400 (obr. 5.6). Zástupce konceptu FHR s použitím TRISO paliva je americký MMR Mk1 PB-FHR. A příklad zástupcem MMR s „množicím“ okruhem může být americký LFTR. [40]

5.2 Rychlé MMR

Rychlé MMR pracují na principu štěpení štěpných materiálu pomocí **rychlých neutronů**. Ke své funkci tedy **nepotřebují moderátor**, který by tyto neutrony zpomaloval. Aby bylo možné docílit řetězové štěpné reakce ^{235}U rychlými neutrony je nutné vykompenzovat menší účinný průřez záhytu těchto neutronů. Toho je dosaženo zvýšením koncentrace ^{235}U , a tedy i zvýšením šance štěpení (běžně na **10–20 %**). Druhou možností je použít jako štěpný materiál ^{239}Pu , který je lépe štěpitelný rychlými neutrony, a i v průměru více neutronů uvolňuje. Rychlé neutrony ale stále unikají z aktivní zóny více jako neutrony tepelné. Proto je nutné, aby docházelo k rozštěpení více atomů pro udržení stabilní štěpné reakce. To má za následek výrazně **vyšší množství uvolněné energie** v aktivní zóně (je energeticky hustější). Tuto energii je nutné odebírat chladičem, které dokáže takové množství energie přenést a zároveň nebude moderovat neutrony. Obecně se používají **kapaliny s vysokou tepelnou vodivostí a kapacitou** (kovy a soli). Výjimkou jsou **rychlé plynem chlazené MMR**, které kompenzují špatné tepelné vlastnosti plynu jeho vysokým průtokem a vysokým tlakem. [66; 6]

Neutrony unikající z aktivní zóny je nutné odstínit nebo zachytit. Používají se na to reflektory okolo aktivní zóny, které odrážejí neutrony zpět do aktivní zóny, nebo častěji výstelka ^{238}U , která dokáže rychlé neutrony zachytit a transmutovat se na ^{239}Pu . Zachycené neutrony tedy „množí“ štěpný materiál a zároveň tuto výstelku ohřívají. Řada MMR si dává za cíl tento efekt co nejvíce maximalizovat a vytvořit reaktor s koeficientem množení větším jako 1. Reaktory, které toho dosahují budou dále v této práci označovány jako „**Množivé reaktory**“. To však neznamená, že každý rychlý reaktor je množivým reaktorem. Obecně lze ale říct, že každý rychlý reaktor disponuje vyšší mírou „množení“ štěpného materiálu než běžný tepelný reaktor. [66]

Vyšší míra „množení“ štěpných materiálu vede k **vyšší využitelnosti jaderného paliva** v reaktoru. Výhodou je také, že v odpadu zůstává **méně nežádoucích transuranů**, protože řada z nich je štěpitelná rychlými neutrony. To umožňuje lepší využití uzavřeného palivového cyklu, protože z „vyhořelého“ paliva lze extrahovat více štěpného materiálu. U množivých reaktorů můžeme dokonce hovořit i o **plně uzavřeném palivovém cyklu**, kde palivo může být použito v reaktoru vícekrát a následně z něho extrahováno více štěpného materiálu, než v něm bylo původně. To umožňuje spotřebovat téměř veškerý Uran na Zemi, a to včetně většiny dnes uskladněného „vyhořelého“ paliva. [66]

„Množivá“ výstelka rychlých MMR bývá většinou v pevné podobě, a proto pracuje nejčastěji s ^{238}U , který se transmutuje na ^{239}Pu . ^{232}Th je na „množení“ v rychlých reaktorech použito spíše výjimečně, popřípadě pouze jako menší část výstelky. Důvodem je nutnost filtrace ^{233}Pa pro efektivní „množení“. Dalším důvodem je, že výsledný ^{233}U uvolňuje při štěpení méně neutronů než ^{239}Pu . To má za následek, že je obtížnější vytvořit množivý reaktor pracujícího s rychlými neutrony a pouze Uranem a Thoriem. Výjimkou jsou **rychlé MMR chlazené solemi**, které používají výstelku v kapalné podobě. Tato výstelka může být využita na „množení“ ^{233}U , stejným způsobem jako v případě MSR. Jejich konstrukce a použité soli, ale většinou cílí na plně uzavřený Uran-Plutoniový cyklus, ve kterém dosahují vynikajícího koeficientu množení. Při nasazení Thorium-Uranového cyklu dosahují nižšího koeficientu množení a dostávají se pouze na lehce vyšší úroveň než tepelné MMR chlazené solemi. [66; 61]

Všechny rychlé MMR lze zařadit do IV. generace reaktorů. Jedná se tedy o **vysoce pokročilé** a spíše **experimentální koncepce**, které je teprve potřeba dovyvinout, důsledně otestovat a poté až komerčně nasadit.

5.2.1 Rychlé MMR chlazené kovem (LMFR)

Liquid Metal Fast Reactor (LFMR), volně přeloženo jako: Rychlý reaktor s tekutým kovem. Jedná se o reaktory pracující v rychlém spektru neutronů používající jako chladivo roztavený kov. Nejčastěji se jedná o Sodík, Olovo nebo eutektickou slitinu Olovo-Bismut.

Jedním z nejlepších kovů na chlazení je **Sodík**. Ten vyniká svou nízkou teplotou tání (98 °C) a středně vysokou teplotou varu (883 °C). Také disponuje **velmi dobrými tepelnými vlastnostmi**, a to především vysokou tepelnou vodivostí a tepelnou kapacitou. To z něj dělá ideální kov pro použití **při atmosférických podmínkách** nebo malém přetlaku a teplotě **200–550 °C**. Značná nevýhoda je ale jeho **reaktivita s vodou** a při vyšších teplotách i se vzduchem. To představuje nutnost držet chladicí okruhy hermeticky uzavřené. Dalším podstatným nedostatkem je **pohlcování neutronů** ^{23}Na a vznik radioaktivního ^{24}Na (což zhoršuje neutronovou bilanci). Nutností je tedy použití alespoň 2 okruhového řešení s primárním radioaktivním okruhem naplněným Sodíkem a sekundárním neradioaktivním okruhem se slitinou Sodíku a Draslíku. Možností je také použít sekundární plynový okruh s Heliem, CO_2 nebo směsí Helia a Dusíku. I přes všechny výhody spojené se Sodíkem je nasazován pouze v malé množství konceptů MMR (2). To je způsobeno především několika nehodami spojenými s únikem Sodíku a jeho následným kontaktem s vodou, které vyústily v následný výbuch nebo požár. [2; 67]

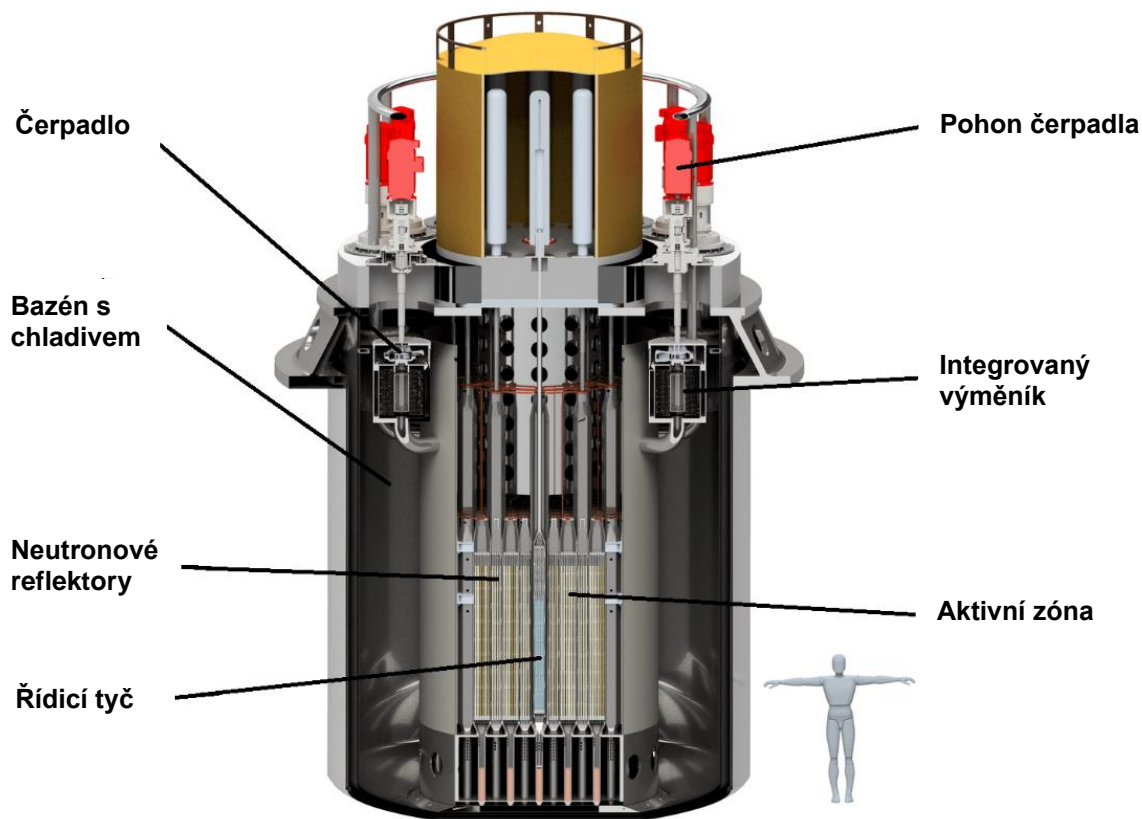
Alternativou a zároveň nejrozšířenějším chladicím kovem v konceptech MMR je **Olovo** (5), nebo jeho eutektická slitina **Olovo-Bismut** (2). Jedná se o kovy s relativně nízkou teplotou tání (328/125 °C) a vysokou teplotou varu (1750/1670 °C). Olovo a jeho slitiny jsou z pohledu tepelných vlastností daleko horší volbou jak Sodík, ale mají téměř **nulovou reaktivitu s vodou** a vzduchem. Značnou výhodou je také **vyšší teplota varu**, která u Sodíku představuje potenciální hrozbu změny fáze chladiva v případě přehřátí. Další výhodou je silná **schopnost stínění γ záření** a celkově větší odrazivost neutronů zpět do aktivní zóny. Problém u Olova nastává v jeho **silné reaktivitě s ocelí a jaderným palivem** za vyšších teplot. To limituje maximální teplotu reaktoru na podobné hodnoty jako v případě Sodíku. Ale některé koncepty, jejich pokročilé materiály a nové metody povlakování v budoucnu slibují dosažení teplot **až 800 °C**. Další problém je spojený s možností „zamrznutí“ reaktoru, která limituje teplotu provozu reaktoru na **400–550 °C**. Řešením je eutektická slitina **Olovo-Bismut**, která dokáže operovat v teplotách **200–550 °C**, ale naráží na problém spojený s **akumulací radioaktivity** v podobě ^{210}Po (vzniká rozpadem z ^{210}Bi). Další nevýhoda této slitiny je její vyšší cena, proto se používá spíše výjimečně. [67; 68; 40]

Jako palivo lze v případě Sodíku použít téměř jakoukoliv formu. Může být použito MOx palivo (kombinace UO_2 a PuO_2), palivo ve formě nitridů (PuN , UN) nebo i kovová forma slitiny U-Pu-Zr. Obohacení se používá okolo **10–20 %**. Nitridy se například používají pro dosažení lepších „množicích“ vlastností a kovová forma paliva pro zvýšení „vyhoření“ paliva. Může ale potenciálně nastat postupné uvolňování štěpných produktů do primárního okruhu a tím jeho postupné znehodnocování. Tomu je zabráněno povlakování. V případě Olova se používá palivo téměř výhradně ve formě nitridů (PuN , UN). Použito může být ale i palivo ve formě oxidů (MOx) s povlakováním u kterého může ale potenciálně dojít ke korozi. [69; 67; 68]

Z pohledu zacházení s palivem lze rozdělit LMFR na **2 skupiny**. První skupina cílí na vytvoření **množivých reaktorů** s plně uzavřeným palivovým cyklem. Tyto koncepty MMR mají výstelku tvořenou ^{238}U a cílí na palivový cyklus okolo **2–3 let**. Po tomto cyklu je vytažena část „vyhořelého“ paliva, které je odvezeno na přepracování. Toto „vyhořelé“ palivo je nahrazeno palivem výstelky reaktoru a do výstelky je dán čerstvý ^{238}U . To zajišťuje, že reaktor pracuje bez nového štěpného materiálu, a dokonce lze přebytečný štěpný materiál extrahovat z „vyhořelého“ paliva. Druhá skupina cílí, na co největší využití paliva a co **nejdelší palivové cykly**. Tyto koncepty

MMR počítají s naplněním reaktoru vysoce obohaceným palivem a jeho následný provoz po dobu **20–40 let** bez výměny paliva. Docílit se toho snaží „množením“ paliva přímo v aktivní zóně reaktoru a jeho současné využívání na štěpnou reakci. Takové řešení umožňuje MMR dopravit na místo instalace již s jaderným palivem, používat jej po dobu desítek let a následně jej odvést i s „vyhořelým“ palivem zpět do továrny na přepracování. Jednalo by se tedy o takovou „**jadernou baterii**“. Tyto MMR tedy pracují s uzavřeným palivovým cyklem. Poslední minoritní skupinou jsou reaktory cílicí na co nejmenší rozměry. [40; 66]

Řízení LMFR je závislé na **řídících tyčích**, které lze zasunout do aktivní zóny reaktoru. V případě poruchy čerpadel spoléhají na **přirozenou konvekci** chladiva a nemělo by se jednat o závažný problém. Pokud by ale došlo ke kompletnímu selhání zastavení štěpné reakce pomocí regulačních tyčí, tak by štěpnou reakci nebylo možno jednoduše zastavit. V takovém případě by se do chladiva reaktoru „přimíchaly“ prvky absorbující neutrony, kterými by se štěpná reakce zastavila. V případě ztráty chlazení by mělo být možné reaktor chladit kombinací **přirozené konvekce** a **sálání** a nemělo by dojít k roztavení reaktoru. [70; 40]



Obr. 5.7 Vizualizace MMR SEALER-UK [70] (upraveno)

Z pohledu konstrukce většina LMFR využívá tzv. „**bazénovou**“ **konstrukci**. Zjednodušeně se jedná o podtyp integrální konstrukce. Aktivní zóna je ponořena do „bazénu“ roztaveného kovu, ve kterém pobíhá cirkulace pomocí kombinace přirozené a nucené konvekce. Z tohoto „bazénu“ je následně odebíráno teplo pomocí sekundárního okruhu (plynového nebo s roztaveným kovem). Takový MMR lze vidět na obr. 5.7. Z konstrukčního hlediska se jedná o **jedny z menších MMR** (i přes použití „bazénu“), dosahujících účinností **nad 40 %**. [40; 67]

Příklad množivého LMFR MMR může být ruský BREST-OD-300, který je právě ve výstavbě a bude více rozebrán v podkapitole 6.5. Příklad MMR cílicího na dlouhé provozní cykly s přepracováním paliva v továrně je korejský MicroURANUS. [40]

5.2.2 Rychlé MMR chlazené plynem (GFR)

Gas-cooled Fast Reactor (GFR), volně přeloženo jako: Plynem chlazený rychlý reaktor. Jedná se o reaktory velmi **podobného principu jako HTGR**. Jako chladivo používají plynné Helium. Mělo by se jednat o alternativní koncepci rychlých reaktorů, která nevyužívá „nebezpečné“ tekuté kovy jako chladivo. Představují jednu z **nejpokročilejších konstrukcí**, nikdy však v historii nebyly zkonstruovány a otestovány. Jsou proto předmětem intenzivního zkoumání s perspektivou **nejlepších charakteristik** v rychlém spektru neutronů. [71]

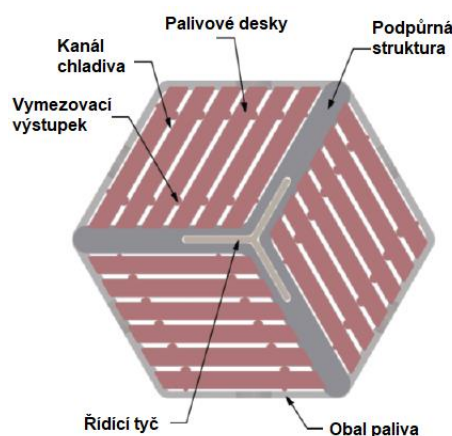
Jejich podobnost s HTGR přináší podobné konstrukční výzvy, které jsou ještě dále doplněny o nutnost chladit energeticky hustější aktivní zónu a nemožnost využití vysokoteplotně odolného Uhlíku (moderovat by neutrony). Použitím Helia lze stále spoléhat na jeho veškeré pozitivní vlastnosti, jako možnost provozovat reaktor okolo **700–950 °C**, jeho **inertní vlastnosti** a nemožnost změny fáze. Přetrvávají ale i veškeré negativní vlastnosti, jako nutnost vysokého tlaku (u GFR až **8 MPa**), velmi **vysoké průtoky chladiva**, **pronikavost** přes materiály a velmi **vysoké teplotní rozdíly** v aktivní zóně (běžně 500 °C). [71]

Díky velmi vysokým teplotám také přetrvává potřeba využití robustnějšího paliva. Vzhledem k nemožnosti použití Uhlíku nelze použít standartní TRISO palivo jako v případě HTGR. Je ale nutné použít palivo, které odolá vysokým teplotám podobně jako TRISO. Nesmí však použít pro svoji ochranu látku, které moderují neutrony a zároveň musí být zajištěna jeho dostatečná chladitelnost. Většina GFR konceptů MMR (3) stále ještě nedořešila jaké palivo budou používat. Nejvíce se hovoří o jaderném palivu ve formě nitridů nebo karbidů U/Pu, které budou potaženy keramickou nebo kovovou vrstvou odolávající velmi vysokým teplotám. Obohacení tohoto paliva cílí na hodnoty okolo **18–40 %**. Takové palivo ovšem může být použito v řadě konfigurací. Obecně je nutné zajistit dostatečnou cirkulaci chladiva okolo tohoto paliva a docílit co nejmenších teplotních rozdílů jednotlivých palivových částí. Existuje řada konfigurací aktivní zóny, která tyto podmínky splňuje. V úvahu přichází „klasické“ **tyče** s mezerami na průtok chladiva, kterou doplňuje přídatná „množící“ výstelka (nebo reflektor) na využití neutronů vytláčených z aktivní zóny reaktoru. Lze také použít **kuličky** nebo **pelety** paliva na podobném principu jako TRISO (ale bez moderátoru). Popřípadě lze využít různé „**palivové desky**“, které v sobě obsahují **disky** paliva (příklad lze vidět na obr. 5.9). Řada společností přichází se svými kreativními řešeními uložení paliva a díky rannému stádiu vývoje nelze zatím říci, který typ a konfigurace paliva bude nejlepší. [71; 40]

Z pohledu zacházení s palivem lze GFR podobně jako LMFR rozdělit na **2 skupiny**. První skupina cílí na vytvoření **množivých reaktorů** s plně uzavřeným palivovým cyklem. Tyto koncepty by měly dosahovat ještě lehce vyššího koeficientu množení než LMFR, a to především díky nižší parazitické absorpci neutronů chladivem. Druhá skupina cílí na vytvoření reaktoru s **dlouhými cykly „vyhořívání“** a vysokou výstupní teplotou. Tyto reaktory by neobsahovaly „množící“ výstelku, ale pouze reflektory, které by co nejvíce „množily“ štěpný materiál v aktivní zóně reaktoru, který by byl rovnou spotřebováván na štěpení. Palivové cykly takového reaktoru by byly kratší jako v případě LMFR, a to v rozmezí **5–10 let**. Způsobeno je to vyšší kompaktností aktivní zóny reaktoru (díky vyššímu obohacení paliva), a tedy menšímu množství jaderného paliva a množivého materiálu v aktivní zóně při stejném výkonu. Výhodou použití „nemnoživého“ GFR je menší vznik nežádoucích transuranů a tím menší generace vysoce toxického jaderného odpadu. Toto „vyhořelé“ palivo cílí na následné přepracování a tím způsobené uzavření palivového cyklu. [72; 73; 40]

Řízení GFR je poměrně složitý problém. Jakmile je štěpná reakce v aktivní zóně započata tak ji v podstatě lze regulovat a zastavit pouze **řídícími tyčemi** (stejně jako u LMFR). GFR se ale ještě dodatečně potýká s možností **ztráty chladiva v aktivní zóně** (LOCA). Jednalo by se

o naprosto katastrofický scénář, který by vedl k roztavení jádra reaktoru. Proto GFR aplikují několik bezpečnostních systémů, jak tomuto scénáři zabránit. Používají co nejkratší primární okruh, který je doplněn o několik nádob s přídavným Heliem a několika výměníky určenými na chlazení při ztrátě tlaku primárního okruhu. V případě úniku chladiva se Helium dostane do první vrstvy kontejnmentu, která je na to navržena, a dojde k jejímu okamžitému natlakování z přídavných nádob (na hodnoty okolo 1 MPa). To zlepšení vlastnosti chladiva v kontejnmentu a zajistí odvod zbytkového tepla z aktivní zóny pomocí **přirozené konvekce**. Kontejnment by mělo být již možné chladit pomocí konvekce a sálání do okolí. [74; 40]



Obr. 5.8 Vizualizace MMR HeFASTo [73]

Obr. 5.9 Konfigurace paliva [75] (upraveno)

Z pohledu konstrukce každý GFR používá více okruhové řešení. Primární okruh s Heliem navržen na případný únik chladiva. Sekundární plynový okruh s Heliem (Heliem-Dusíkem) využívající braytonův plynový cyklus. Alespoň 1 bezpečnostní okruh určený na odvod tepla při ztrátě hlavního chlazení (2 takové výměníky lze vidět na obr. 5.8). A terciální vodní okruh. Takové řešení společně s velmi vysokými teplotami umožňuje dosažení účinnosti **až 55 %** (při výrobě elektřiny). Z konstrukčního hlediska je zde ale ještě problém spojený s výstelkou nádoby reaktoru. Ta nemůže být vytvořena z Uhlíku podobně jako v HTGR (moderuje neutrony). Je potřeba, aby použitý materiál odolával vysokým teplotám a nejlépe i odrážel neutrony zpět do aktivní zóny. V úvahu přichází vysoce žáru-odolná nerezová ocel, různé keramické povlaky nebo i teplo-odolné vláknové kompozity na bázi karbidu křemíku. Jedná se ovšem o stále přetrvávající konstrukční výzvu, kterou bude potřeba teprve vyřešit. [74; 71]

MMR aplikující GFR koncepci se zatím ani **neblíží komerčnímu nasazení**. Jejich vývoj je primárně centralizovaný v USA a EU. Za zmínku stojí evropský projekt ALLEGRO, na kterém pracuje řada států EU, včetně ČR, a mělo by se jednat o 1. prototyp této koncepce na světě. Za zmínku také stojí český projekt heFASTo (lze vidět na obr. 5.8), který aplikuje poznatky z projektu ALLEGRO a snaží se o vývoj komerčního MMR této koncepce. [76; 73; 40]

5.2.3 Rychlé MMR chlazené solemi (MSFR)

Molten Salt Fast Reactor (MSFR), volně přeloženo jako: Rychlý reaktor s roztavenou solí. Jedná se o koncepci velmi podobnou jako MSR s roztavenou „palivovou“ solí. Jako chladivo a zároveň i palivo jsou zde použity soli Chlóru nebo Fluoru.

V případě použití solí **Fluoru** lze mluvit téměř o identických vlastnostech jako v případě MSR. Teploty reaktoru se pohybují okolo **600–800 °C** (některé koncepty slibují dosažení až 950 °C). Zůstávají všechny pozitivní vlastnosti, jako nízké riziko změny fáze chladiva, **dobré tepelné vlastnosti**, **vysoká tepelná kapacita** a operování za nízkých tlaků (**do 1 MPa**). Zůstávají ale také veškeré negativní vlastnosti, jako **reaktivita za vysokých teplot**, značná **toxicita** a složité chemické složení. Při použití solí Fluoru v rychlém spektru také nastává problém s moderací neutronů i bez použití moderátoru. Lze hovořit o lehce **pomalejších neutronech** než v případě solí Chlóru. To spojené s horší rozpustností transuranů (a aktinoidů obecně) výrazně zhoršuje možných dosažitelných vlastností při nasazení Uran-Plutoniového cyklu. Lehce moderované neutrony lze ale efektivně využít v **Thorium-Uranovém cyklu**. Důsledkem je, že soli Fluoru v rychlých reaktorech lze téměř výhradně najít ve spojení s využitím Thoria. [77; 78]

Jako palivo je opět použit UF_4 . Využívá se **obohacení na 18–40 %**, případně čistý $^{233}UF_4$ nebo jeho kombinaci s PuF_3 . Tyto paliva jsou v požadovaných koncentracích smíchány s LiF , BeF_2 a ThF_4 . Nutností je použití izotopu 7Li , který méně zachycuje neutrony (obdobně jako v MSR). Výsledná směs má **velmi silné samoregulační vlastnosti** (negativní koeficient reaktivity), relativně nízké moderační schopnosti a teplotu tání okolo 560 °C. Tato „palivová“ sůl společně s „množicí“ výstelkou nejčastěji z roztavené soli LiF (70 %) a ThF_4 (30 %), společně s jejich filtrací, dokáže dosáhnout **koeficientu množení přes 1,1**. [78; 77]

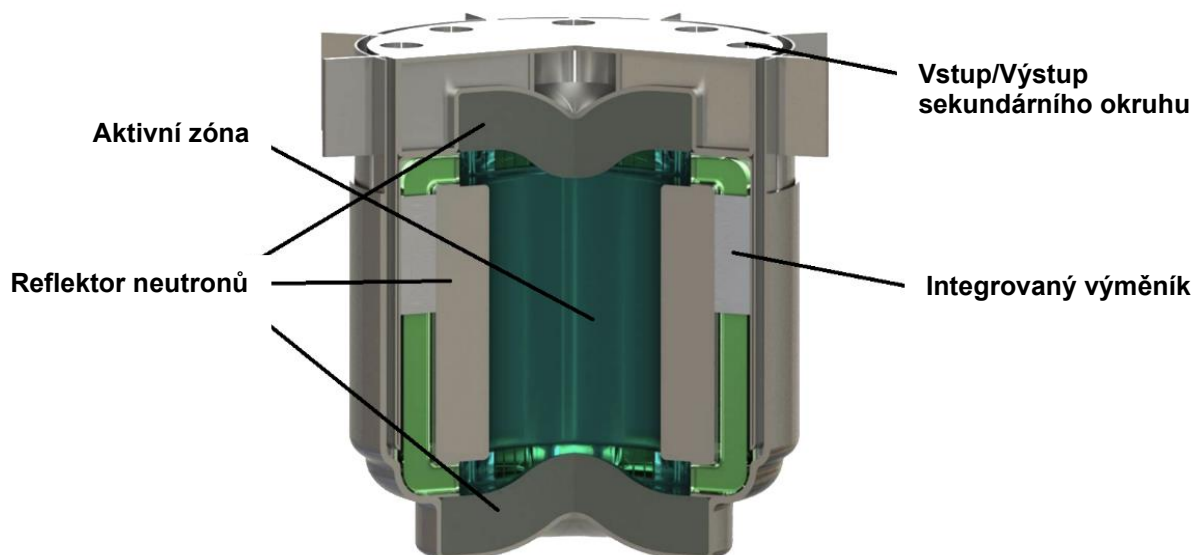
V případě použití solí **Chlóru** lze také mluvit o podobných vlastnostech. Teploty reaktoru se pohybují okolo **550–800 °C** (některé koncepty slibují až 950 °C). Zůstává nízké riziko změny fáze chladiva, **dobré tepelné vlastnosti**, **vysoká tepelná kapacita** a operování za nízkého tlaku (**do 1 MPa**). Z negativních vlastností zůstává vysoká **toxicita**, ještě **vyšší reaktivita** a složité chemické složení. Výrazná změna oproti solím Fluoru ale nastává v rozpustnosti transuranů (a aktinoidů obecně). To spojené s rychlejším neutronovým spektrem, umožňuje velmi efektivně štěpit Plutonium a jiné transurany. Díky vyšší rozpustnosti lze také přimíchat větší množství „množivého“ materiálu a tím dosáhnout lepšího koeficientu množení. To umožňuje solím Chlóru dosáhnout velmi dobrých vlastností i při použití **Uran-Plutoniového cyklu**. [79; 78]

Jako palivo je použit $PuCl_3$ nebo lze použít i jeho kombinaci s $^{233}UCl_3$. Tyto paliva jsou ve vhodných koncentracích smíchány s $NaCl$ (60 %) a $^{238}UCl_3$ (popřípadě ještě s $ThCl_3$ a jinými transurany $(TRU)Cl_3$). Nutností je použití izotopu ^{37}Cl , který méně zachycuje neutrony a nevytváří radioaktivní ^{36}Cl (obdobně jako u Li). Výsledná směs má opět **velmi silné samoregulační vlastnosti** (negativní koeficient reaktivity), velmi nízké moderační schopnosti a teplotu tání okolo 500 °C. Tato „palivová“ sůl dokáže s vhodnou „množicí“ solí (nejčastěji $NaCl$ a $^{238}UCl_3$, v kombinaci s $ThCl_3$) a jejich filtrací dosáhnout **koeficientu množení i nad 1,5**. [80; 78]

Z pohledu zacházení s palivem lze MSFR provozovat v uzavřeném i plně uzavřeném palivovém cyklu. Při použití solí **Fluoru** se jedná téměř výhradně o **plně uzavřený Th-U cyklus**. Výhodou je poměrně malé množství štěpného materiálu v palivu (v porovnání s ostatními rychlými reaktory) a velmi nízký počet vzniklých transuranů. V případě použití solí **Chlóru** lze používat jako palivo Pu , ^{233}U nebo jejich kombinaci. Ve výstelce se nejčastěji použít ^{238}U , Th nebo jejich kombinace. Při použití jakéhokoliv kombinace těchto paliv a „množivých“ materiálu ve výstelce, je vždy dosaženo **koeficientu množení nad 1**. Lze tedy hovořit o uzavřeném, nebo ve specifických případech plně uzavřeném palivovém cyklu (při vhodné kombinaci tvořící

dostatek používaného paliva). Výhodou je také značné **štěpení transuranů** pomocí rychlých neutronů. S vhodným filtračním systémem se proto jedná o reaktory generující naprosté minimum odpadu. Lze použít i řešení bez „množícího“ okruhu. Tyto reaktory cílí na spotřebu „vyhořelého“ paliva jiných koncepcí. Většinou dosahují koeficientu množení okolo nebo lehce pod 1. Lze proto říct že cílí na plné uzavření palivový cyklus jiných reaktorů. Výstup z MSFR by měly být **pouze štěpné produkty a štěpný materiál**. Štěpný materiál lze přepracovat na jaderné palivo do jiných reaktorů, nebo jej uložit na pozdější využití. V případě štěpných produktů nastává problém s jejich zvýšenou krátkodobou radioaktivitou (stovky let). Tento odpad je nutné uložit v kapalně formě nebo je přepracovat do pevné podoby. Obojí je velmi náročný proces, který bude nutné při nasazení této koncepce v budoucnu vyřešit. [79; 78]

Řízení MSFR spoléhá výhradně na **negativním koeficientu reaktivnosti** použitých solí. Při udržování ideálních koncentrací složek „palivové“ soli pomocí filtrace, by se mělo jednat o naprosto dostatečnou regulaci. Hrubý výkon reaktoru lze dále regulovat **množstvím štěpného materiálu** v soli a tím „nastavovat“ maximální výkon reaktoru (v určitých mezích). Jako bezpečnostní prvek je možnost **vpuštění plynových bublin** do aktivní zóny a tím zapříčiněné zpomalení nebo zastavení štěpné reakce. V případě úplného zastavení reaktoru je nutnost **vypuštění „palivové“ soli** do nádoby na to určené tak aby nedošlo k „zamrznutí“. [79; 77]



Obr. 5.10 Vizualizace MCFR společnosti TerraPower [81] (upraveno)

Z pohledu konstrukce vždy MSFR používají 2 okruhové chlazení solí. Použití sekundárního okruhu se solí je nutné především kvůli radioaktivitě primárního okruhu. Následně je použit terciální plynový okruh a dodatečný vodní okruh. Takové řešení cílí na účinnost **přes 55 %** (výroba elektřiny při zvýšení teplot na slibované hodnoty). Většina reaktorů také obsahuje „množící“ okruh a filtraci tohoto okruhu a paliva. Nejedná se však o podmínku a lze najít koncepty pouze s reflektory. Tyto koncepty jsou určené na pouhé „vyhořívání“ štěpného materiálu a štěpení transuranů z jiných reaktorů. Takový koncept lze vidět na obr. 5.10. [40; 79]

Využití koncepce MSFR **pro MMR je spíše nevýhodné**. Tyto reaktory jsou velmi **kompaktní a výkonné**, proto lehce dosahují výkonu nad 300 MW(e). Ke své ideální funkci také potřebují řadu filtračních a skladovacích zařízení, které lze lépe využít v případě většího reaktoru, a tedy i vyššího výkonu. I přesto jdou najít koncepty, které lze zařadit do MMR. Příkladem může být kanadský MMR SSR-W. [40]

5.3 Porovnání typů MMR

Tab. 5.1 Srovnání základních charakteristik koncepcí MMR

	Palivo	Obohacení	Moderátor	Chladivo	Tlak primárního okruhu	Teplota	Účinnost (elektřina)	Palivový cyklus *	Stav vývoje
PWR	UO ₂	do 5 %	„Lehká“ voda	„Lehká“ voda	12–16 MPa	až 350 °C	až 38 %	Otevřený	Velmi pokročilý
BWR	UO ₂	do 5 %	„Lehká“ voda	„Lehká“ voda	7–8 MPa	do 300 °C	okolo 34 %	Otevřený	Velmi pokročilý
PHWR	UO ₂	0,7 %	„Těžká“ voda	Těžká“ voda	9 MPa	do 300 °C	okolo 30 %	Otevřený	Velmi pokročilý
HTGR	TRISO	3–20 %	Grafit	Helium	až 7 MPa	do 800 °C slibují až 950 °C	okolo 50 % (až 55 %)	Otevřený	Středně pokročilý
MSR/ FHR	UF ₄ /TRISO	3–20 %	Grafit	Soli Fluoru	do 1 MPa	600–700 °C	okolo 45 %	Plně uzavřený /Otevřený	Málo pokročilý
LMFR- Sodík	Kovový U/Pu, MO _x , UN, PuN	10–20 %	–	Sodík	0,1 MPa	200–550 °C	nad 40 %	(Plně) Uzavřený	Středně pokročilý
LMFR- Olovo	UN, PuN nebo MO _x	10–20 %	–	Olovo/Eutektikum Olovo-Bismut	0,1 MPa	400–550 °C/ 200–550 °C slibují až 800 °C	nad 40 % (až 50 %)	(Plně) Uzavřený	Středně pokročilý
GFR	UN, PuN nebo UC, PuC	18–40 %	–	Helium	až 8 MPa	až 950 °C	až 55 %	(Plně) Uzavřený	Málo pokročilý
MSFR- Fluor	UF ₄ , PuF ₃	18–40 %	–	Soli Fluoru	do 1 MPa	600–800 °C slibují až 950 °C	do 50 % (až 55 %)	Plně Uzavřený	Málo pokročilý
MSFR- Chlór	PuCl ₃ , ²³³ UCl ₃	–	–	Soli Chlóru	do 1 MPa	550–800 °C slibují až 950 °C	do 50 % (až 55 %)	Plně Uzavřený	Málo pokročilý

*uvedeno pro dnešní nasazení (bez vybudování nových přepracovacích továren mimo těch, které jsou součástí návrhu koncepce reaktoru)

[zdroje jednotlivých parametrů uvedeny v textu o jednotlivých typech MMR]

Porovnat objektivně jednotlivé koncepce MMR je velmi složitou záležitostí. To je zapříčiněno především různými stádii jejich vývoje a teprve pouhými předpoklady výsledných parametrů a vlastností (viz tab. 5.1). Proto bude jejich srovnání provedeno z mého subjektivního pohledu utvořeného z výše uvedených informací.

Objektivně lze říct, že všechny 3 vodou chlazené koncepce (PWR, BWR a PHWR) jsou dle parametrů nejhorší. Jejich značnou výhodou je ale velmi pokročilý stav vývoje a vidina relativně blízkého komerčního nasazení. Také se jedná o koncepce, které mají již částečně vyřešené problémy s konstrukcí a provozem z „konvenčních“ reaktorů (zpracovávání paliva, ukládání odpadu, obohacování, materiály atd.). Je tedy předpokládáno, že se bude jednat o cenově nejlevnější variantu MMR, a to především kvůli jejich technické jednoduchosti a nízkým nárokům na materiály. Tyto výhody jsou ale vykompenzovány nízkou výstupní teplotou a tím způsobenou nízkou účinností při výrobě elektřiny. Jejich zacházení s palivem a odpadem je také na velmi nízké úrovni. Z použitého paliva využívají jen zlomek a výstupní odpad obsahuje řadu transuranů. Pro jejich budoucí efektivní provoz je tedy potřeba další „množivý“ reaktor a to várna na přepracování paliva.

Plynem chlazené tepelné MMR (HTGR) se řadí mezi středně pokročilé projekty, a to především díky MMR HTR-PM, který se již dostal do komerčního provozu. Nejsilnější stránkou je jejich vysoká výstupní teplota, která z nich dělá jedny z nejučinnějších MMR a zároveň jim dává možnost nasazení v místech potřebujících vysoko-potenciální teplo. Jejich největší problém je ale spojen s cenou. Jedná se o koncepci používající jedno z nejdražších chladiv a zároveň jedno z nejdražších typů paliv. Tomu nepomáhá ani jejich vysoká teplota, a tedy poměrně značné požadavky na žáru-odolné materiály. Jejich zacházení s palivem také není úplně ideální. Obecně sice používají vyšší obohacení a tím způsobené vyšší „vyhoření“, ale také „uzamykají“ štěpné produkty a zbylé „nevyhořelé“ palivo do velmi odolných TRISO částic. Ty lze jen velmi obtížně přepracovávat. Na druhou stranu TRISO dává HTGR velmi dobrou bezpečnost, která je řadí na podobnou úroveň (ne-li vyšší) jako vodou chlazené reaktory.

Poslední koncepcí v tepelném spektru jsou tepelné soli chlazené MMR (FHR, MSR). FHR koncepce se sice snaží napravit nevýhody HTGR, ale sama jich řadu přináší. Nahrazení inertního plynu roztavenou solí přináší velmi vysoké nároky na korozi-vzdornost materiálů v reaktoru. Tyto nároky kompenzují sníženou cenou chladiva a jeho lepšími vlastnostmi, ale zároveň zbytečně kombinují nevýhody 2 kompletně různých koncepcí a je dosti pravděpodobné, že nebudou mít větší komerční úspěch. MSR koncepce představuje možnost využití Thoria. To je potenciálně jejich obrovská výhoda, ale v porovnání s rychlým spektrem MMR výrazně ztrácí. Použití grafitu jako moderátoru velmi omezuje životnost reaktoru a představuje zbytečnou komplikaci v konstrukci a provozu reaktoru. Jejich jediná větší výhoda je nižší nárok na radiační (neutronovou) odolnost použitých materiálů a možnost použití grafitu jako výstelky reaktoru. To lehce snižuje jejich materiálovou náročnost, a tedy i konstrukční cenu. Nabízí kontinuální provoz a možnost filtrace paliva, což představuje výraznou výhodu v porovnání s téměř všemi ostatními koncepcemi MMR. Jejich bezpečnostní prvky jsou také na velmi vysoké úrovni a dovolil bych si je nazvat jednou z nejbezpečnějších koncepcí MMR. Ovšem jejich vývoj je teprve v brzkých stádiích a nelze tedy říct, zda budou mít komerční úspěch.

Kovem chlazené rychlé MMR (LMFR) ať už se Sodíkem, nebo Olovem jsou také jednou ze středně pokročilých koncepcí. To je zapříčiněno především jejich „výhrou“ nad solí chlazenými reaktory v 50. a 60. letech 20. století [23]. Sice přináší řadu výhod spojených s vyšším využitím paliva, snižováním množství odpadu a možností „množení“ štěpných materiálů, ale přináší také řadu konstrukčních nevýhod. I přesto, že nekladou takové nároky na materiály jako soli, tak i přesto jsou materiálově náročné (hlavně v případě Olova). V případě Sodíku je zase

velmi náročné jeho udržení od vody a vzduchu (ať už ve výrobě, přepravě, provozu, údržbě nebo případné likvidaci). Jejich nespornou výhodou je ale možnost velmi dlouhých „vyhořívacích“ cyklů a vytvoření „jaderných baterií“. To je dále podpořeno jejich středně vysokou výstupní teplotou, relativně dobrou účinností a celkovou kompaktností. Z pohledu bezpečnosti jsou minimálně sporné. To je především zapříčiněno tím, že neexistuje efektivní způsob, jak zastavit štěpnou reakci v případě selhání řídicích tyčí (i když se jedná o téměř nereálný scénář). MMR této koncepce je ve výstavbě v Rusku a v budoucnu poskytne základní informace o jejich možnosti komerčního nasazení.

Plynem chlazené rychlé MMR (GFR) představují asi jedinou koncepci, která cílí již v počátcích na výstupní teplotu okolo 950 °C. Jejich nevýhodou je ale značný teplotní rozdíl v aktivní zóně s pevně uloženým palivem. To klade velmi vysoké nároky na žáru-odolné materiály. Na rozdíl od HTGR ale nemůžou použít Uhlík a musí používat jiné inovativní materiály. Jejich bezpečnost je také velmi diskutabilní. V případě selhání řídicích tyčí nelze štěpnou reakci zastavit (téměř nereálný scénář). To je ještě doplněno možností ztráty chladiva v aktivní zóně, která představuje obří problém vedoucí k jejímu roztavení. Jejich konstrukce proto představuje nemalou technickou výzvu. Z pohledu vývoje jsou teprve v začátcích a bude potřeba ještě mnoho let, než dojde k jejich komerčnímu nasazení.

Solí chlazené rychlé MMR představují potenciální technologický vrchol jaderných (štěpných) reaktorů. Mělo by se jednat o nejbezpečnější reaktory, které zároveň nejlépe využívají palivo a nejlépe zachází s odpadem. Všechny tyto vlastnosti jsou velmi perspektivní a žádané. Od jejich komerčního nasazení je ale dělí nemalé překážky. Největší je zvládnutí koroze solí s většínou materiálů periodické tabulky. Poté je nutné zvládnout zpracování paliva, odpadu a efektivní filtraci štěpných produktů a transuranů. Poté jim bude stát v cestě jen jejich vysoká cena, která bude se vším vývojem a špičkovými technologiemi opravdu nemalá. Pro aplikaci na MMR je tato koncepce ale nevhodná. To je zapříčiněno jejich vysokým výkonem a nutností různých dodatečných systémů. Lze ale říci, že se jedná o vhodnou koncepci velkých reaktorů doplňující ostatní MMR a uzavírající jejich palivové cykly.

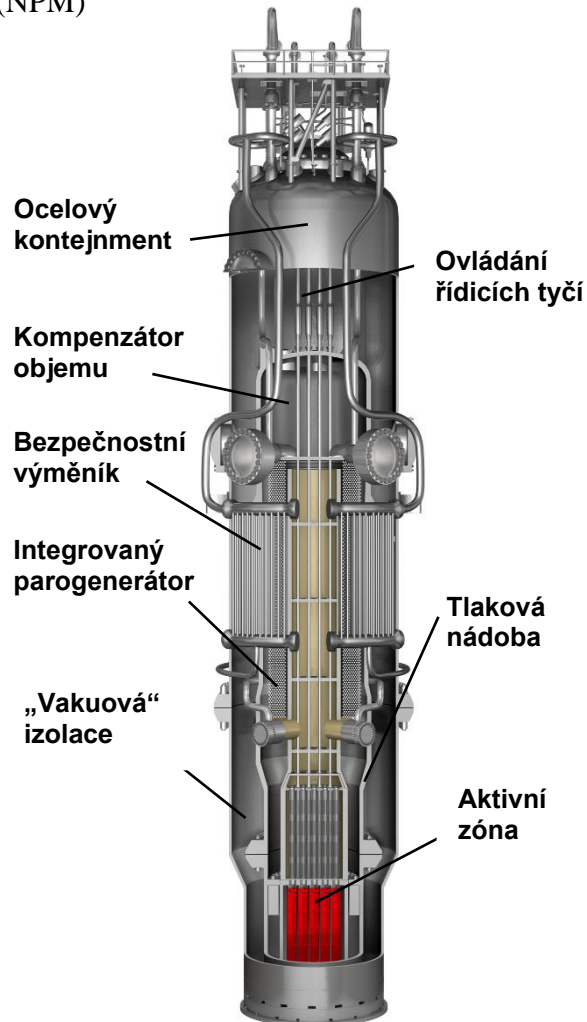
6 PŘEHLED POKROČILÝCH PROJEKTŮ MMR

Aktuálně existuje **přes 80 konceptů MMR** [40]. V „pokročilé fázi“ jich je ale pouze několik. Nejperspektivnějších 10 z nich bude rozebráno v této kapitole.

6.1 VOYGR™ NuScale Power Module™ (NPM)

Tab. 6.1 Vlastnosti reaktoru NPM [82; 40; 83]

Typ reaktoru	iPWR
Výkon	250 MW(t) / 77 MW(e)
Efektivita	> 30 %
Výstupní teplota páry	Až 316 °C
Palivo	UO ₂
Obohacení	< 4,95 %
Palivový cyklus	18 měsíců
Rozměry tlakové nádoby (průměr / výška)	2,7 m / 17,7 m
Váha tlakové nádoby	260 tun
Primární cirkulace	Přirozená
Tlak primárního okruhu	13,8 MPa
Tlak sekundárního okruhu	4,3 MPa
Životnost	60 let



Obr. 6.1 Vizualizace NPM [85] (upraveno)

Jedná se o integrální PWR vyvíjený americkou akciovou společností NuScale. Hlavním cílem je vyvinout MMR pro elektrárny VOYGR™. Jedná se o elektrárny cílící na využití více MMR současně, také navrženy společností NuScale. Pro komerční užití jsou plánovány ve 3 typech a to se **4, 6 a 12 NPM**, které budou ovládány z 1 blokové dozorny [84]. To by mělo umožnit postavit elektrárnu pro 12 modulů

a v počátcích například instalovat pouze 3 moduly a ty dále doplňovat dle potřeby a finanční situace vlastníka elektrárny. Z toho jasně plyne, že se nejedná o MMR určený pouze pro separátní využití a že spíše cílí na využití jako ekonomicky atraktivnější alternativa konvenčních bloků, převážně pro americký ekonomický model [35].

Jejich účelu je také uzpůsobena jejich konstrukce. Při vývoji byl kladen co největší důraz na jednoduchost, a tedy i snížení ceny. Výsledkem je reaktor obsahující **pouze 1 pohyblivý prvek**, a to řídicí tyče určené pro ovládání reaktoru. Tych je celkově 16 a dělí se na 4 regulační tyče a 12 bezpečnostních tyčí. Absence dalších pohyblivých prvků znamená, že reaktor neobsahuje čerpadlo primárního okruhu. Oběh tohoto okruhu spoléhá výhradně na přirozenou cirkulaci díky stoupání teplejší vody z aktivní zóny směrem vzhůru do **2 jednosměrně průchozích spirálních parogenerátorů**, ve kterých se ochladí a klesá zpět do aktivní zóny, čímž uzavírá oběh. Tyto parogenerátory generují přehřátou vodní páru (až o 50 °C [83]), o tlaku 4,3 MPa a **průtoku až 87 kg/s** [83] využitelnou k výrobě elektřiny pomocí turbíny s generátorem. [82; 40]

V rámci jednoduchosti se nesou také bezpečnostní prvky. Primárním bezpečnostním prvkem je umístění celého reaktoru do **vodní nádrže**, která slouží jako záložní „chladič“ v případě ztráty chlazení. Ponoření celého reaktoru do vody, ale přináší problém s nutností izolace primárního okruhu. Ta je zajištěna pomocí ocelového kontejnmentu, který je hermeticky uzavřen a je z něj vyčerpán vzduch na hodnoty tlaku **okolo 7 kPa**. Toto „vakuum“ představuje velmi dobrý izolační prvek, který také pomáhá s možnou korozí horké reaktorové nádoby na vzduchu. Izolace reaktoru od bazénu je ale nežádoucí v případě přehřátí. Proto primární okruh obsahuje tlakové ventily, které v případě přehřátí vpustí horkou tlakovou vodu do kontejnmentu, kde dojde k její změně na páru, která poté slouží jako tepelný vodič. Tato pára se ochladí od okolního bazénu a zkondenzuje. Při poklesu tlaku primárního okruhu pod tlak kontejnmentu je následně voda samočinnými ventily opět vpuštěna do aktivní zóny a vzniká „přirozená“ cirkulace. Druhým bezpečnostním systémem jsou výměníky umístěny na stranách reaktoru. V případě ztráty chlazení dojde k přemostění vývodu sekundárního okruhu samočinnými ventily do těchto výměníků a vznikne tak uzavřená smyčka s přirozenou cirkulací. Tento systém by měl být schopen odvést veškeré zbytkové teplo a v případě jeho funkce by nemělo dojít k aktivaci výše zmíněného bezpečnostního mechanismu kontejnmentu. Společně se jedná o **2 nezávislé systémy** schopné přenést veškeré zbytkové teplo do bazénu s vodou po neomezenou dobu. [82; 40]

Při volbě paliva bylo také cíleno na co nejnižší cenu. Proto je použito konvenční palivo v podobě pelet UO_2 . To je uloženo do **37 palivových souborů** délky 2 metry (polovina konvenční délky). Nutností je obohacení pod $< 4,95\%$, aby palivo splňovalo aktuální zákony USA. To umožňuje použít již schválené a otestované palivo, což snižuje cenu reaktoru. Délka otevřeného palivového cyklu je aktuálně plánována na 18 měsíců. Do budoucna by bylo možné použít uzavřený palivový cyklus s MOx palivem a vyšším obohacením, a tedy i s delší dobou palivového cyklu. To ovšem při dnešní jaderné legislativě USA není možné. Jako kompenzace reaktivity paliva je použit „vyhořívající“ **absorbátor Gd_2O_3** homogenně rozptýlený v palivu (při normálním provozu není použit rozpuštěný Bór ve chladiivu). Část „vyhořelého“ paliva bude po 18 měsících vytažena z reaktoru pomocí jeřábu a umístěna do separátní vodní nádrže pro „vyhořelé“ palivo. Poté s ním bude zacházeno dle konvenčních procedur. [40; 23]

Z pohledu výroby a transportace cílí NuScale na kompletní výrobu a sestavení reaktoru v továrně. Výsledný NPM bude pouze transportován na místo instalace, zapojen na sekundární okruh, naplněn palivem, zalit vodou a spuštěn. Do jisté míry může být překážka velikost a hmotnost reaktoru, protože výsledný průměr reaktoru je **4,6 metru** a výsledná délka **23,3 metru**, přičemž přepravní hmotnost by se měla pohybovat okolo **700 tun**. Jedinou možností transportace je tedy vlak, loď nebo speciální přepravní vůz. [82; 84]

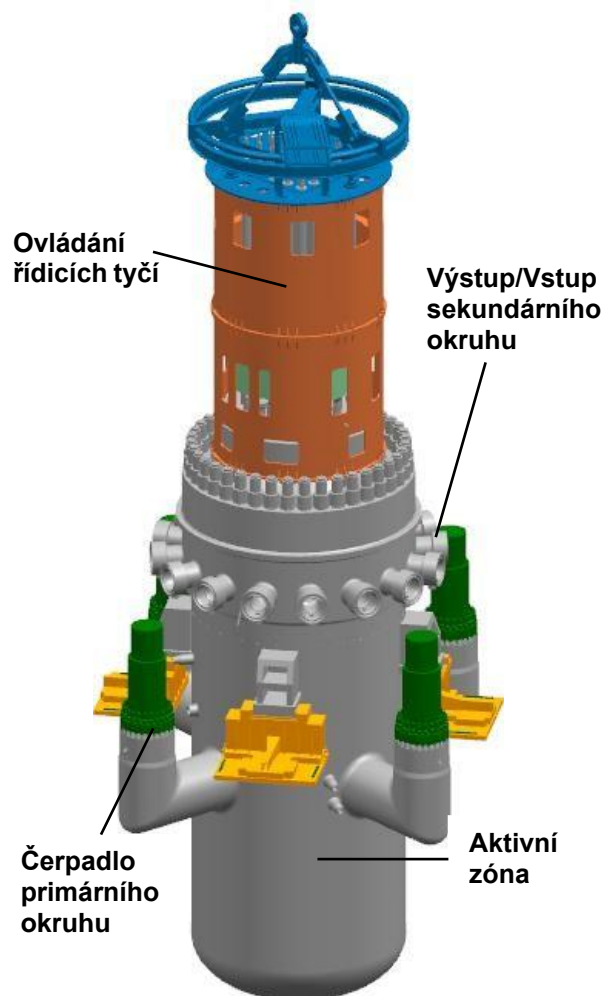
Výše popsany reaktor je již **2.** upravená **verze** NPM. První verze reaktoru dosahuje výkonu pouze 50 MW(e). Žádost o schválení 1. verze byla v USA podána již v roce 2017. Přičemž její technické schválení se podařilo získat v roce 2020. Posledním krokem schvalování však reaktor prošel až v roce 2023, kdy bylo schváleno jeho použití na území USA. Žádost o schválení upravené 77 MW(e) verze byla podána v roce 2022 a její technické schválení se očekává v roce 2024. Bylo předpokládáno, že dojde ke spuštění prvního kusu již v roce 2029 v Idaho (USA). Tento projekt byl ovšem koncem roku 2023 zrušen, především z důvodu téměř zdvojnásobení odhadované ceny výsledné elektrárny. To značně otráslo akcemi společnosti a zatím není jasné, kde bude NuScale do budoucna směřovat. Možností je nasazení reaktorů mimo USA. Zájem o tento reaktor projevilo především Polsko, Rumunsko, Jordánsko a Česká republika. Polsko dokonce v roce 2022 souhlasilo s vybudováním 1. MMR na svém území, právě společností NuScale, a to již **do roku 2029**. [23]

6.2 ACP100

Tab. 6.2 Vlastnosti reaktoru ACP100 [40; 86]

Typ reaktoru	iPWR
Výkon	385 MW(t) / ~ 125 MW(e)
Efektivita	> 30 %
Výstupní teplota páry	> 290 °C
Palivo	UO ₂
Obohacení	~ 4,2 %
Palivový cyklus	24 měsíců
Rozměry tlakové nádoby (průměr / výška)	3,35 m / 10 m
Váha tlakové nádoby	300 tun
Primární cirkulace	Nucená
Tlak primárního okruhu	15 MPa
Tlak sekundárního okruhu	4,5 MPa
Životnost	60 let

Jedná se o integrální PWR vyvinut čínskou státní společností CNNC. Cílem bylo vyvinout multifunkční tlakovodní reaktor s pasivními bezpečnostními prvky. Využit má být primárně na kogenerační výrobu tepla a elektřiny, odsolování mořské vody nebo i dokonce pro pohon lodí (po úpravě ostatních systémů). Tento cíl byl naplněn a již **v roce 2022** proběhla instalace tlakové nádoby reaktoru do budoucí elektrárny v provincii Chaj-nan (Čína) [87]. [40]



Obr. 6.2 Vizualizace ACP100
[88] (upraveno)

Z pohledu konstrukce byla při vývoji kladena značná snaha na využití již existujících poznatků z PWR koncepce konvenčních čínských reaktorů a také snaha využít již ověřené pasivních bezpečnostní systémy. Z toho vychází několik konstrukčních voleb, které byly zvoleny. První je primární okruh pracující s nucenou cirkulací. Ta je zajištěna pomocí **4 čerpadel** se zapouzdřeným rotorem, které jsou „vysazeny“ z reaktorové nádoby (viz obr. 6.2). Druhá je použití **externího kompenzátoru objemu**, podobně jako u konvenčních reaktorů. Poslední je použití konvenčního **externího ovládacího mechanismu** řídicích tyčí, který pracuje na principu konvenčního elektromagnetického pohonu. Použitých řídicích tyčí je 25 a slouží pro plynulé řízení a zastavení reaktoru. Reaktor dále obsahuje **16 integrovaných jednosměrně průchozích parogenerátorů** generujících přehřátou vodní páru (o více než 30 °C), o tlaku 4,5 MPa a **průtoku až 155,6 kg/s**, která bude následně využívána, v případě elektrárny v provincii Chaj-nan, k výrobě elektřiny pomocí parní turbíny s generátorem. [86; 89; 40]

Reaktor obsahuje řadu pasivních bezpečnostních prvků, které jsou také založeny na konvenční technologii, ale zároveň kombinují inovativní prvky. Součástí jsou 2 bezpečnostní nádoby s vodou, které umožňují doplnění chladiva v případě úniku a zajistí přirozenou cirkulaci primárního okruhu. Dále reaktor obsahuje 2 bezpečnostní nádoby se směsí vody a Bóru umožňující zastavení reaktoru i bez řídicích tyčí. Nechybí také několik bezpečnostních tlakových ventilů, včetně vodního bazénu určeného pro záchyt a kondenzaci vypuštěných plynů (skrze přetlakové ventily) z primárního okruhu do vnitřku kontejnmentu. Tento systém je doplněn pasivním systémem odvodu tepla z kontejnmentu tak, aby docházelo v případě nutnosti k jeho stálému pasivnímu chlazení. V neposlední řadě je součástí bezpečnostních prvků také nezávislý zdroj elektřiny a několik baterií pro její uložení. Všechny tyto systémy zaručují, že reaktor odvede zbytkové teplo po dobu **nejméně 72 hodin** bez zásahu operátora. Dalším ochranným prvkem je ocelový kontejnment obsahující většinu výše zmíněných bezpečnostních prvků, který také umožňuje pasivní rekonpozici Vodíku v případě jeho vzniku a kontaktu s kontejnmentem. Posledním bezpečnostním prvkem je sekundární kontejnment ochraňující reaktor před vlivy okolí. [89; 86; 40]

V reaktoru je použito konvenční čínské palivo ve formě pelet UO_2 uložených do **57 palivových souborů** zkrácené délky (2,15 metru). Obohacení paliva se pohybuje v rozmezí 1,9–4,95 %, které ve výsledku vyústí v průměrné obohacení 4,45 %. Kompenzace „vyhoření“ paliva je zajištěna pomocí **Bóru** rozpuštěného do chladiva primárního okruhu a pomocí „vyhořívajících“ absorbátorů z Gd_2O_3 . Délka běžného otevřeného palivového cyklu je stanovena na 24 měsíců, po kterých bude část paliva vytažena a umístěna do bazénu s „vyhořelým“ palivem v 2. vrstvě kontejnmentu. Následně bude s „vyhořelým“ palivem zacházeno dle konvenčních procedur. [86]

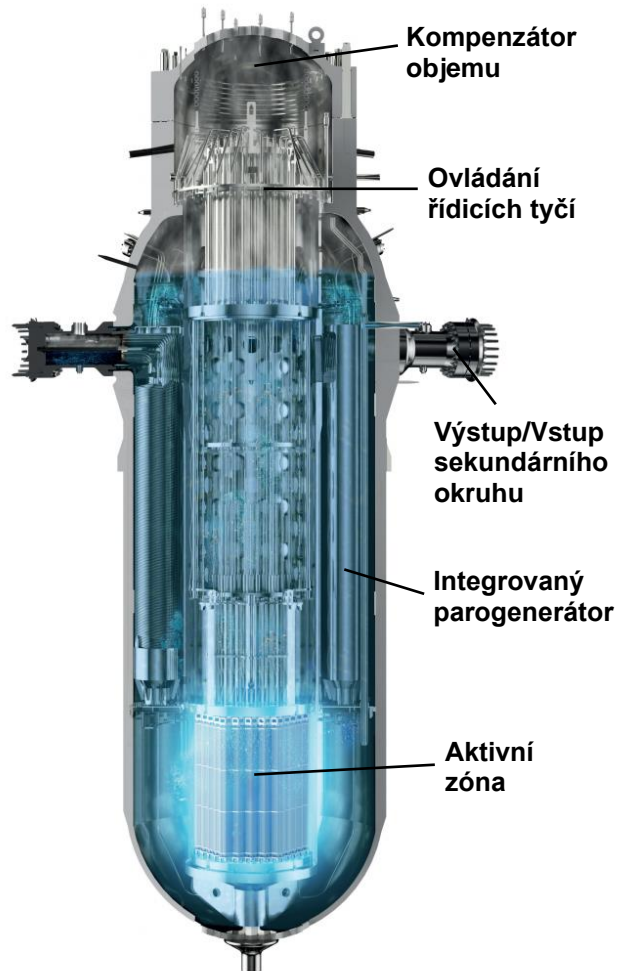
Z pohledu výroby a transportace cílí CNNC na výrobu jednotlivých dílů separátně v továrnách a jejich následné sestavení na místě instalace. Nejtěžším a největším dílem je tlaková nádoba reaktoru, kterou je nutné přepravit v 1 kuse a následně ji umístit na požadované místo. [86]

Z pohledu licencování je již reaktor schválen a dochází k výstavbě demonstrační elektrárny a její postupné instalaci v provincii Chaj-nan (Čína). Plánované spuštění je stanoveno **na rok 2026**, což podle dosavadního postupu bude nejspíše splněno [87]. Do budoucna je v plánu modernizace reaktoru a vytvoření reaktoru **ACP100+**, který již bude začleňovat běžnější prvky MMR, jako integrovaný kompenzátor objemu, vnitřní mechanismus ovládní řídicích tyčí a přímé umístění čerpadel do reaktorové nádoby [89]. Ovšem lze stále předpokládat, že dojde k uplatnění reaktoru ACP100 (upraveného pro námořní využití) minimálně ještě v demonstrační plovoucí elektrárně [86].

6.3 CAREM25

Tab. 6.3 Vlastnosti reaktoru CAREM25 [40; 90]

Typ reaktoru	iPWR
Výkon	100 MW(t) / 32 MW(e)
Efektivita	~ 32 %
Výstupní teplota páry	> 290 °C
Palivo	UO ₂
Obohacení	1,8–3,1 %
Palivový cyklus	14 měsíců
Rozměry tlakové nádoby (průměr / výška)	3,4 m / 11 m
Váha tlakové nádoby	267 tun
Primární cirkulace	Přirozená
Tlak primárního okruhu	12,25 MPa
Tlak sekundárního okruhu	4,7 MPa
Životnost	40 let



Obr. 6.3 Vizualizace CAREM25
[92] (upraveno)

Jedná se integrální PWR vyvíjený argentinskou národní komisí pro atomovou energii (CNEA). Cílem je vyvinout inovativní reaktor s vysokým stupněm bezpečnosti a dobrou ekonomickou konkurenceschopností, při využití domácích technologií. Nutným krokem k dosažení tohoto cíle je reaktor CAREM25. Jedná se demonstrační prototyp technologie a do budoucna by z něj měl být odvozen upravený reaktor pro budoucí komerční nasazení, CAREM SMR. [40; 91]

Z pohledu konstrukce se jedná o poměrně typický integrální reaktor. Primární okruh pracuje na principu přirozené cirkulace. Horká voda stoupá středem reaktoru až ke kompenzátoru objemu, u kterého je přesměrována směrem dolů do parogenerátorů. V těch je ochlazená a následně klesá zpět do aktivní zóny, kde uzavírá oběh. Integrovaných parogenerátorů je použito **12** přičemž se jedná o **jednosměrně průchozí spirálový typ** určený pro výrobu přehřáté vodní páry (o 30 °C [90]), o tlaku 4,7 MPa, která bude následně využívána k výrobě elektřiny pomocí parní turbíny s generátorem. Zajímavostí může být, že se vstup vody a výstup přehřáté páry nachází na jednom místě a je rozdělen „pouhou“ přepážkou (viz obr. 6.3). Další zajímavostí je použití kompenzátoru objemu, který funguje **samočinně** na principu generování páry v reaktorové nádobě (vznikne rovnováha mezi vodou a vodní párou, díky zvýšení bodu varu, zapříčiněným zvýšením tlaku). K řízení reaktoru slouží 25 hydraulicky ovládaných řídicích tyčí umístěných uvnitř reaktoru (16 regulačních a 9 havarijních s nezávislým pohonným systémem). [40; 90]

Bezpečnost reaktoru je zaručena pasivními bezpečnostními prvky, které jsou zálohovány aktivními bezpečnostními systémy. Zastavení reaktoru je docíleno pomocí již zmíněných havarijních tyčí, které disponují nezávislým samočinným hydraulickým mechanismem. Zbylé regulační tyče jsou zasunuty pomocí gravitace. V případě jejich selhání jsou použity 2 nezávislé nádoby se směsí vody a Bóru, které pracují automaticky na principu rozdílů tlaků. V případě ztráty chladiva jsou použity 2 hydro-akumulátory, které automaticky doplní chladivo. Tento systém je navíc doplněn aktivním systémem vypouštění chladiva z nezávislých nádob. K odvodu zbytkového tepla je využit kompenzátor objemu, ze kterého je odebírána pára, která je ochlazena ve výměníku. Zkondenzovaná pára následně samovolně zteče zpět do reaktoru a tím uzavírá oběh. V případě selhání odvodu zbytkového tepla je pára z kompenzátoru objemu odvedena do speciálního kondenzačního bazénu s vodou nacházejícího se uvnitř kontejnmentu. Tento systém je zálohován možností zaplavení reaktoru pomocí čerpadel a následným odvodem tepla pasivním výměníkem kontejnmentu. Všechny tyto systémy jsou doplněny 2 nezávislými zdroji elektřiny. Společně by měly zaručit, že reaktor odvede zbytkové teplo po dobu **nejméně 36 hodin** bez zásahu operátora. Dalším ochranným prvkem je dvojitý kontejnment. První vrstva obsahuje pouze reaktor a systém rekonpozice Vodíku. Přičemž může dojít také k jejímu natlakování až na 0,5 MPa (pro zlepšení přenosu tepla). Druhá vrstva kontejnmentu obsahuje bezpečnostní systémy a měla by sloužit k ochraně reaktoru před vnějšími vlivy. [40; 90]

V reaktoru je použito standartní palivo ve formě pelet UO_2 uložené do **61 palivových souborů** délky 1,4 metru. Palivové soubory jsou obohaceny na 2 různé hodnoty a to 1,8 % a 3,1 %. Kompenzace „vyhoření“ paliva je zaručena pomocí několika „vyhořívajících“ palivových tyčí z Gd_2O_3 (při normálním provozu není použit rozpuštěný Bór). Délka otevřeného palivového cyklu je stanovena na 12–14 měsíců, ale může být upravena dle požadavků provozovatele (v určitých mezích). Po této době bude vytažena polovina paliva a „vyhořelé“ palivo bude uloženo do bazénu k tomu určenému. Poté s ním bude zacházeno dle konvenčních procedur. [40; 90]

Z pohledu výroby a transportace cílí CNEA na výrobu většiny dílů v Argentině. Výsledek je, že bude 70 % komponent vyrobeno lokálními firmami. Přeprava reaktoru nebude výraznou překážkou, jelikož se jedná o poměrně lehký a kompaktní reaktor, což je do jisté míry způsobeno velmi nízkým generovaným výkonem.

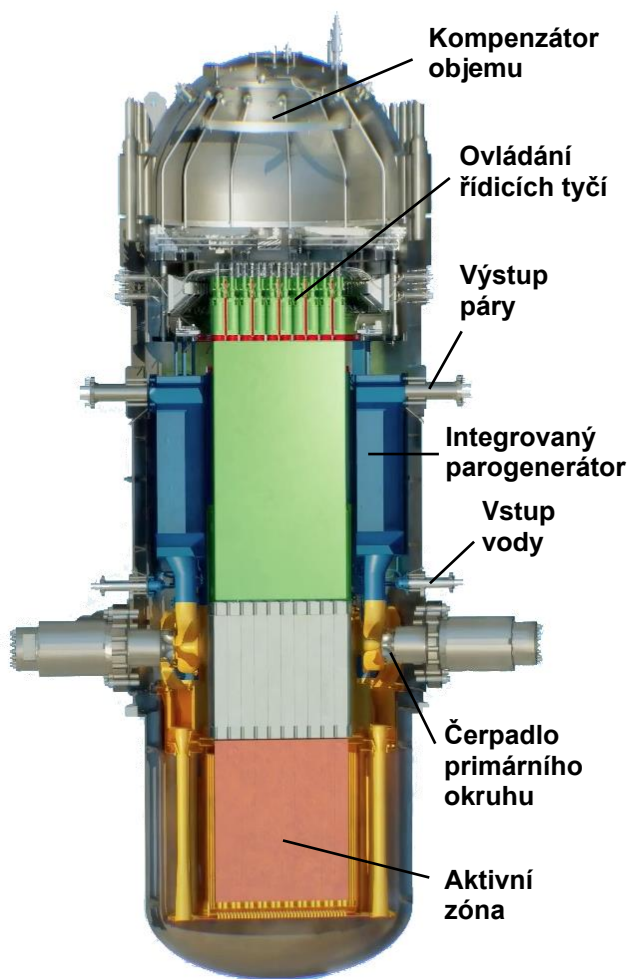
Licenční proces reaktoru započal již před rokem 2010. V roce 2010 byla reaktoru udělena licence na výstavbu a v roce 2013 předběžné technické schválení. Po dokončení licencování byla v roce 2014 započata výstavba testovací elektrárny v provincii Forsoma (Argentina) [90]. Předpokládaný rok spuštění byl 2019, který ale nebyl kvůli pozastavení projektu dodržen. Projekt byl znovu spuštěn v roce 2019 a předpokládaný testovací provoz je očekáván **na rok 2027** [93]. Jelikož se jedná o pouhý demonstrační prototyp, tak není očekáváno, že by reaktor SMART25 přešel do komerční nabídky. Ovšem lze v případě jeho úspěchu očekávat jeho modernizaci a následnou komerční nabídku nové verze: **CAREM 480 NPP** [91].

6.4 NUWARD™

Tab. 6.4 Vlastnosti reaktoru NUWARD™ [40; 94]

Typ reaktoru	iPWR
Výkon	540 MW(t) / 170 MW(e)
Efektivita	~ 32 %
Výstupní teplota páry	Až 307 °C
Palivo	UO ₂
Obohacení	< 5 %
Palivový cyklus	24 měsíců
Rozměry tlakové nádoby (průměr / výška)	5 m / 15 m
Váha tlakové nádoby	310 tun
Primární cirkulace	Nucená
Tlak primárního okruhu	15 MPa
Tlak sekundárního okruhu	4,5 MPa
Životnost	60 let

Jedná se o integrální PWR vyvíjený francouzskou státní společností EDF, ve spolupráci s některými státy Evropy. Cílem je vyvinout MMR, který bude multifunkční, bezpečný a převážně vyvinut a vyroben v Evropě. Samozřejmostí je nutnost dodržení evropských regulací a požadavků trhu. Aby byl tento cíl dosažen, tak se každoročně koná 2× setkání expertů a regulátorů, kteří diskutují nedostatky reaktoru tak, aby mohly být upraveny ještě před licenčním procesem a bylo tak vyhověno všem subjektům. [95; 96]



Obr. 6.4 Vizualizace NUWARD™ [97] (upraveno)

Z konstrukčního hlediska se jedná o běžný integrální reaktor. Primární okruh pracuje s nucenou cirkulací. Ta je zajištěna pomocí **6 cirkulačních čerpadel** uvnitř tlakové nádoby se zapouzdřeným rotorem „trčícím“ směrem z reaktoru (viz obr. 6.4). Zajímavostí jsou použité parogenerátory. Těch je v reaktoru nainstalováno 8, přičemž na výrobu přehřáté vodní páry (až o 40 °C) jich je použito pouze 6. Zbylé 2 jsou vyhrazeny výhradně pro bezpečnostní systémy. Neobvyklý je také jejich typ. Jedná se o **jednosměrně průchozí deskové výměníky (všech 8)** specificky vyvinuté (upraveny) pro použití v reaktorech NUWARD. Jejich hlavní výhodou by měla být kompaktnější konstrukce, což vede ke zmenšení reaktoru. Vygenerovaná přehřátá vodní pára o tlaku 4,5 MPa a **průtoku až 240 kg/s**, by měla být následně využita k výrobě elektřiny pomocí parní turbíny s generátorem. K řízení reaktoru slouží řídicí tyče umístěny uvnitř tlakové nádoby reaktoru. [94; 40]

Bezpečnost reaktoru je založena na ponoření reaktoru i s kontejnmentem **do vodní nádrže** (podobně jako v případě NPM). Kontejnment je z oceli a obsahuje reaktor včetně veškerých bezpečnostních systémů. Jeho obklopení vodou umožňuje přímý přenos tepla skrze stěny kontejnmentu, a tedy možnost pasivního odvodu zbytkového tepla. Součástí kontejnmentu je systém rekompozice Vodíku a možnost vpuštění Dusíku. Může dojít také k jeho natlakování, a to až na 1 MPa. Druhá vrstva kontejnmentu chrání reaktor, včetně vodní nádrže, před vnějšími vlivy a obsahuje například také bazén s „vyhořelým“ palivem a jeřáb. K řízení reaktoru slouží řídicí tyče, které jsou zálohovány systémem vpuštění směsi vody a Bóru, který zastaví reaktor i bez řídicích tyčí. V případě ztráty chladiva jsou použity 2 hydro-akumulátory, které automaticky doplní chladivo do primárního okruhu. V případě úniku veškerého chladiva do kontejnmentu dojde k zaplavení reaktoru vodou a k jeho chlazení pasivně skrze stěny kontejnmentu. Odvod zbytkového tepla je zajištěn pomocí 2 již zmíněných bezpečnostních parogenerátorů. Pára z nich stoupá do výměníků chlazených vodou z okolního bazénu kontejnmentu. Dojde k její kondenzaci a voda následně samovolně stéká zpět do parogenerátorů, kde uzavírá oběh. Každý z těchto okruhů dokáže přenést 100 % zbytkového tepla **nezávisle na sobě**. Výsledná zásoba vody umožňuje, že reaktor dokáže odvést zbytkové teplo po dobu **72 hodin** bez zásahu operátora. [94; 40]

V reaktoru je použito standardní PWR palivo v podobě pelet UO_2 . To je uloženo do **76 palivových souborů** zkrácené délky. Obohacení nesmí přesahovat 5 % z důvodu nutnosti plnění aktuálních evropských regulací. Kompenzace „vyhoření“ paliva je zaručena pomocí „vyhořívajících“ absorbátorů z Gd_2O_3 (při běžném provozu není použit rozpuštěný Bór). Délka standardního palivového cyklu je stanovena na 24 měsíců. Po uplynutí této doby je nutné vyměnit polovinu paliva, které bude následně uloženo do bazénu s „vyhořelým“ palivem. Poté bude s „vyhořelým“ palivem zacházeno dle konvenčních procedur (ve Francii je pravděpodobné jeho následné přepracování na MOx palivo). [94]

Z pohledu výroby je snaha, aby byly všechny díly reaktoru vyrobeny v Evropě. Pro usnadnění přepravy je vybavení kontejnmentu rozděleno do **8 modulů**, které budou vyrobeny v továrně a následně převezeny na místo instalace. Problém může nastat s poměrně rozměrnou reaktorovou nádobou a také s relativně velkým ocelovým kontejnmentem (průměr **15 metrů** a výška **17,5 metru**). Ten je ale rozdělen na **3 části**, které je možné jednodušeji transportovat. [95]

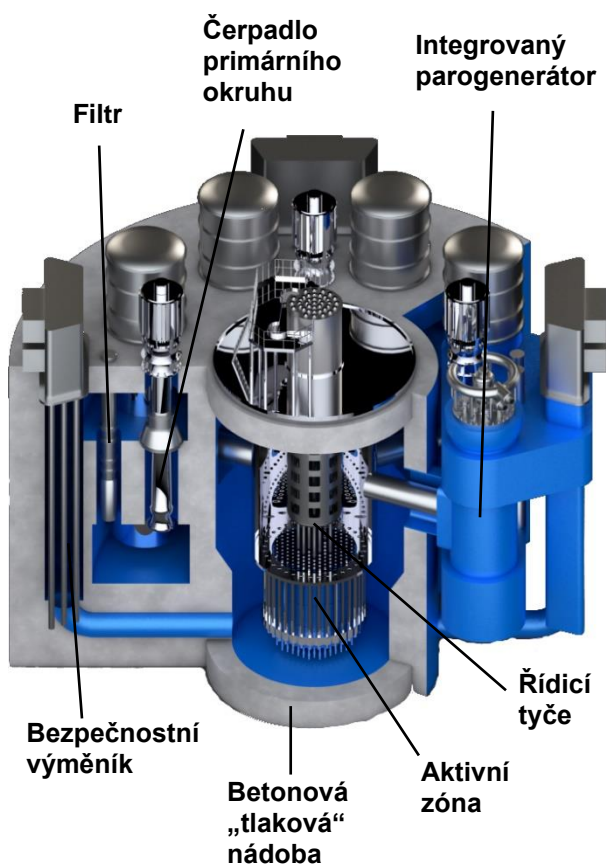
Z pohledu licencování reaktor teprve v roce 2023 přešel z koncepční fáze návrhu do předlicenční fáze. Projekt ovšem dostává výraznou finanční podporu od Francie a značnou technologickou podporu od některých států Evropy (i od ČR [96]). Je předpokládáno, že do roku 2026 reaktor přejde do fáze licencování a následně bude v několika následujících letech licencován. Započetí výstavby prvního kusu je plánovaná **na rok 2030** ve Francii. Poté by mělo dojít k výstavbě reaktorů i v ostatních státech Evropy. Společnost EDF si klade za cíl výstavbu elektráren obsahující rovnou dvojici reaktorů NUWARD, které by mohly nahradit uhelné elektrárny. [96]

6.5 BREST-OD-300

Tab. 6.5 Vlastnosti reaktoru BREST-OD-300 [40]

Typ reaktoru	LMFR-Olovo
Výkon	700 MW(t) / 300 MW(e)
Efektivita	> 40 %
Výstupní teplota páry	~ 505 °C
Palivo	(U-Pu)N
Obohacení	< 14,5 %
Palivový cyklus	36–78 měsíců
Rozměry tlakové nádoby (průměr / výška)	26 m / 17,5 m
Váha tlakové nádoby	27 000 tun
Primární cirkulace	Nucená
Tlak primárního okruhu	0,1 MPa
Tlak sekundárního okruhu	17–18,5 MPa
Životnost	30 let

Jedná se o „bazénový“ LMFR chlazený olovem, vyvíjený ruskou korporací Rosatom, přesněji jejich dceřinou společností NIKIET. Cílem bylo vyvinout demonstrační množivý LMFR IV. generace. Tento cíl byl splněn a aktuálně probíhá jeho výstavba v Tomské oblasti (Rusko). Po jeho dokončení se bude jednat o 1. množivý MMR IV. generace v provozu. [98; 40]



Obr. 6.5 Vizualizace BREST-OD-300 [99] (upraveno)

Z pohledu konstrukce se jedná o naprosto inovativní koncepci implementující prvky nevídané v konvenčních reaktorech. Nejzásadnější změna vyplývá z **absence** standartní **tlakové nádoby**. Díky použití Olova jako chladiva primárního okruhu může reaktor pracovat při atmosférickém tlaku. To umožňuje použití pouhého „bazénu“, který obsahuje roztavené Olovo. Ten je vyroben z vrstveného betonu s ocelí a zevnitř je vyložen ocelovými pláty. Problém nastává s reaktivitou Olova. Nutností je proto, aby na ocelové výstelce „bazénu“ byla navíc vrstva oxidu Železa nebo Chromu, aby se předešlo výraznější korozi [100]. Do tohoto „bazénu“ s Olovem jsou dále ponořeny veškeré ostatní součásti reaktoru. Z toho vyplývá, že se jedná o integrální konstrukci. Vnitřek reaktoru je rozdělen do **4 identických sektorů** obklopujících aktivní zónu (viz obr. 6.5). Každý sektor obsahuje oběhové čerpadlo, 2 parogenerátory, filtrační systém, systém odlučování plynů, bezpečnostní výměník, vyhřívání a ostatní doplňující komponenty. Všechny tyto součásti musely být specificky vyvinuty pro použití v LMFR s Olovem a musí odolávat teplotám okolo 500 °C. Použité parogenerátory obsahují **jednotěnné korozivzdorné kroucené trubičky**, které po celé délce neobsahují jediný svár. Generují přehřátou vodní páru o teplotě 505 °C, tlaku 17 až 18,5 MPa [101] a **průtoku až 416,7 kg/s**, která bude následně použita k výrobě elektřiny pomocí parní turbíny s generátorem. Do budoucna přichází v úvahu použití i jiného chladiva sekundárního okruhu (například Helia). Jelikož se jedná o rychlý množivý

reaktor je nutné, aby reaktor obsahoval reflektory (není použita výstelka z Uranu). Ty jsou z průchozích ocelových kazet (protékající Olovo slouží jako reflektor) uložených okolo paliva v aktivní zóně, přičemž jsou vyrobeny tak, aby je bylo možno v případě opotřebení vyměnit společně s palivem. K řízení reaktoru jsou použity řídicí tyče, které jsou při normálním provozu vytaheny směrem dolů z aktivní zóny. [101; 40]

Z pohledu bezpečnosti jsou veškeré bezpečnostní prvky reaktoru pasivní a vycházející z použité koncepce. Reaktor obsahuje **2 nezávislé systémy** k jeho zastavení pomocí řídicích tyčí. Ty jsou do reaktoru v případě ztráty napájení zasunuty samovolně pomocí vztlakové síly. V případě ztráty nucené cirkulace přechází reaktor na cirkulaci přirozenou, díky které se pouze zvýší teplota paliva na teplotu okolo 800 °C. Ztráta chladiva primárního okruhu téměř nemůže nastat. Díky relativně vysoké teplotě tání Olova (328 °C [67]) a atmosférickému tlaku „bazénu“ dojde k automatickému ztuhnutí Olova v potenciálně vzniklé prasklině, a tedy k jejímu ucpání. Odvod zbytkového tepla je zaručen pomocí několika bezpečnostních výměníků umístěných v „bazénu“. Ty pracují na principu pasivní cirkulace a odvádějí teplo do okolního vzduchu. Ochrana před vnějšími vlivy je docílena pomocí masivního betonového bloku, na kterém je reaktor umístěn, a vnějšího kontejnmentu složeného z několika vrstev oceli a betonu. [101]

Palivo použito v reaktoru je specificky navrženo pro použití v LMFR s Olovem. Jedná se o pelety (U-Pu)N, které jsou uloženy do **169 bezobalových palivových souborů** [101]. Počáteční obohacení se pohybuje do 14,5 % štěpného materiálu v peletě. Nutností je použití speciálního povlaku z chrom-feriticko-martenzitické oceli tak, aby pelety odolávaly Olovu. Díky absenci uranové výstelky vzniká veškeré „množené“ Plutonium přímo v použitém palivu, čímž by měla být znemožněna možnost jeho použití na jaderné zbraně. **Koeficient množení** se pohybuje **okolo 1,05**, což společně s přepracováváním paliva vyústí v plně uzavřený palivový cyklus. Přepracování a následná výroba paliva bude probíhat přímo v komplexu elektrárny na pracovišti k tomu určenému. Délka palivového cyklu je stanovena na 36 až 78 měsíců. [101; 40]

Z pohledu výroby a transportace je reaktor značně specifický. Za to může jeho převážná železobetonová konstrukce. Jedná se ovšem o speciální beton, který bude na místo instalace přivezen v domíchávacích a velmi důkladně zkontrolován. Největší část reaktoru je ocelová podkladní deska o průměru větším než **21 metrů**, tloušťky **0,3 metru** a hmotnosti **176 tun** [102]. Ta je ovšem rozdělena na **2 části**, aby byla umožněna její snadnější transportace. Zbylé části reaktoru mají relativně běžné rozměry a jejich transportace by neměla být výraznější problém.

Z pohledu licencování nastal problém se schvalovacím procesem i v Ruské federaci. Aby bylo možné reaktor schválit bylo nutné zakomponovat nové regulace a pravidla specifické pro LMFR [103]. Na tomto procesu se podílela ruská nezisková společnost Glavgosexpertiza (zajišťující expertízu z pohledu konstrukčních požadavků) a Akademie věd Ruské federace (zajišťující expertízu z technického pohledu). Oba tyto subjekty doporučily schválení a výstavbu reaktoru v roce 2018, respektive 2019. Po následném upraveném licenčním procesu byla udělena konstrukční licence v roce 2021. Ve stejný rok začala výstavba demonstrační elektrárny v Tomské oblasti (Rusko). Začátkem roku 2024 proběhla instalace základní ocelové desky a bude následovat výstavba reaktoru samotného [98]. Uvedení do testovacího provozu se očekává **v roce 2026**. Licencování v jiných státech by ovšem byl značný problém kvůli inovativní konstrukci, na kterou není legislativa většiny států připravena. Nejpravděpodobnější možností by byla nutnost upravení licenčního procesu a konzultace s experty z oboru, obdobně jak bylo provedeno v Ruské federaci. [40]

6.6 HTR-PM

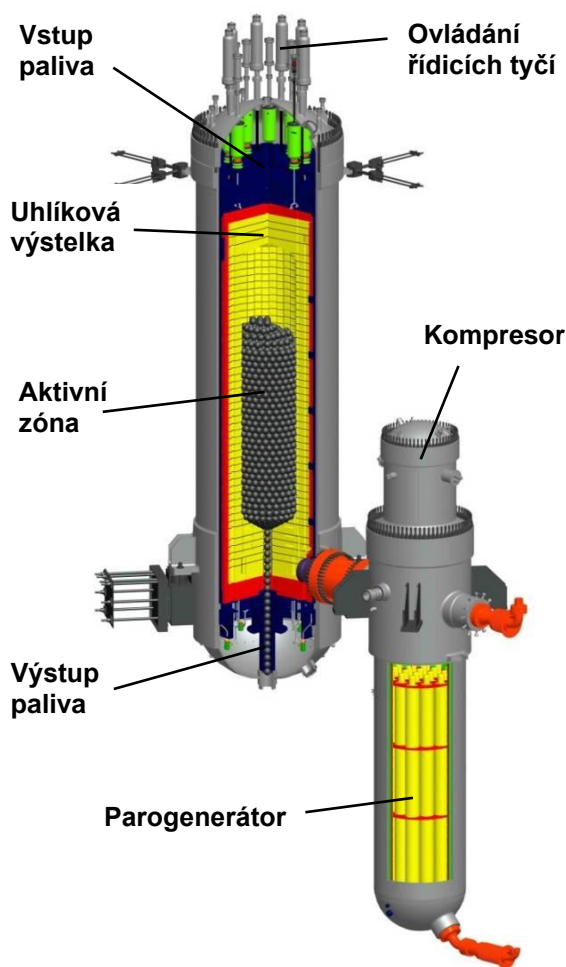
Tab. 6.6 Vlastnosti reaktoru HTR-PM [40]

Typ reaktoru	HTGR
Výkon	250 MW(t) / 105 MW(e)
Efektivita	~ 42 %
Výstupní teplota páry	~ 567 °C
Palivo	TRISO-UO ₂
Obohacení	~ 8,5 %
Palivový cyklus	Kontinuální
Rozměry tlakové nádoby (průměr / výška)	5,7 m / 25 m
Váha tlakové nádoby	800 tun
Primární cirkulace	Nucená
Tlak primárního okruhu	7 MPa
Tlak sekundárního okruhu	13,25 MPa
Životnost	40 let

Jedná se o „pebble bed“ HTGR vyvíjený čínskou univerzitou Čching-chua, přesněji její částí INET. Projekt dostává masivní podporu od čínské vlády a podílí se na něm řada dalších čínských společností. Cílem bylo vyvinout demonstrační HTGR IV. generace, po úspěších s testovacím HTGR HTR-10. Tento cíl byl splněn a 2 tyto reaktory aktuálně vyrábí komerčně elektřinu v provincii Šan-tung (Čína) [37]. Jedná se tedy o jediné 2 HTGR IV. generace v komerčním provozu.

Po důkladném otestování a případných úpravách by se mělo jednat o reaktor, který bude sériově vyráběn a instalován po celé Číně, pro produkci elektřiny a případně i výrobu vysoko-potenciálního tepla. [40; 23]

Konstrukce reaktoru je navržena tak, aby odolala dlouhodobě teplotám okolo 750 °C a krátkodobě i teplotám vyšším. Reaktorová nádoba je vyrobena z oceli na tlakové nádoby a je vyložena grafitovými reflektory a uhlíkovými cihlami. Ochrana proti prostupu tepla do ocelové nádoby je zajištěna pomocí výstelky chlazené vnitřním chlazením. Jako chladivo je použito Helium, proto není nutné aplikovat zvláštní korozivzdorné opatření. Nádoba reaktoru ale podléhá značnému rozdílu teplot, který musel být brán v úvahu. Chladivo o teplotě 250 °C se na vstupu rozděluje do 3 cest. Největší část chladiva míří do aktivní zóny, kde chladí palivo. Druhá část je určena na chlazení výstelky reaktoru a třetí část na chlazení řídicích tyčí. Po prostupu reaktorem je chladivo smícháno a následně vstupuje do parogenerátoru, přičemž disponuje teplotou okolo 750 °C. Aby bylo chlazení dostatečné je nutná vysoká rychlost cirkulace chladiva. Ta je zajištěna pomocí kompresoru na výstupu parogenerátoru, který generuje hmotnostní tok 96 kg/s. To by ale stále nestačí k dostatečnému chlazení. Je proto nutné, aby Helium bylo



Obr. 6.6 Vizualizace HTR-PM [104] (upraveno)

stlačeno na pracovní tlak 7 MPa. Další konstrukční zajímavostí je, že reaktor nevyužívá braytonův plynový cyklus, ale používá pouze „standartní“ rankinův–clausiův parní cyklus. To je zapříčiněno snahou ušetřit na demonstračních kusech a do budoucna se předpokládá použití plynového cyklu. Důsledek je, že reaktor dosahuje účinnosti „pouhých“ 42 % místo **možných 53 %** [105]. Aktuálně použitý parogenerátor generuje přehřátou páru o teplotě 567 °C a tlaku 13,25 MPa, která je následně použita na výrobu elektřiny pomocí parní turbíny s generátorem. Řízení reaktoru je zajištěno pomocí 24 řídicích tyčí. Dodatečná regulace může být provedena změnou průtoku chladiva a tím způsobeným poklesem reaktivity paliva. Další možnost regulace/zastavení reaktoru je vsypáním částic, které absorbují neutrony, pomocí 6 vstupů k tomu určeným. [40]

Z pohledu bezpečnosti se plně využívá vysoké odolnosti použitého paliva a jeho negativního koeficientu reaktivity. V případě ztráty chladiva je spoléháno na výše zmíněné 2 regulační prvky, které společně s negativním koeficientem reaktivity zastaví štěpnou reakci. Díky kontinuálnímu průchodu paliva reaktorem, palivo nikdy neobsahuje velké množství štěpných produktů, a tudíž se příliš zbytkově nezahřívá. Vygenerované zbytkové teplo je zachyceno uhlíkovou výstelkou a následně je konvekcí a sáláním předáno do oblasti kontejnmentu, která již obsahuje pasivní systém odvodu zbytkového tepla [106]. Tento systém by měl odvést zbytkové teplo i bez zásahu operátora. V případě, že by došlo k úniku paliva mimo reaktor, by se nemělo jednat o závažnou havárii z důvodu značné odolnosti a nízké reaktivity použitého paliva. [40]

Použité palivo je TRISO. Jedná se o částice s 0,5 mm jádrem z UO_2 obohaceného na 8,5 %. Ty jsou obaleny ve 3 vrstvách pyrolytického uhlíku a 1 vrstvě karbidu křemíku. Výsledné částice jsou zapuštěny do kulové matrice grafitu o průměru 50 mm, která je ještě dodatečně obalena 5 mm čistého grafitu. Výsledných **kulových částic** (o průměru 60 mm) je v reaktoru **použito 420 000**. Po průchodu reaktorem je částice automaticky změřen stupeň „vyhoření“ a je buď znovupoužita, nebo je poslána do bazénu s „vyhořelým“ palivem. Následné nakládání s palivem ještě není vyřešeno a nelze tedy říct, zda bude pouze ukládáno nebo zda bude dále přepracováno. [40]

Z pohledu výroby a transportace se jedná o velmi rozměrný a těžký reaktor. I přes relativně nízký generovaný výkon reaktor disponuje průměrem **5,7 metru**, délkou **25 metrů** a váhou **800 tun** bez parogenerátoru [40]. Tyto nemalé rozměry jsou zapříčiněny asi 10× energeticky nižší hustotou aktivní zóny, oproti tlakovodním reaktorům [23]. Tyto rozměry by mohly představovat problém při transportaci a následné instalaci reaktoru.

Z pohledu legislativy bylo reaktoru uděleno čínské povolení k výstavbě již v roce 2012. Ve stejném roku také začala výstavba 2 reaktorů. Uvedeny do testovacího provozu byly v roce 2021 a do následného komerčního provozu **koncem roku 2023** [37]. Před udělením čínské licence k výstavbě reaktor dodatečně prošel úpravou dle poznatků získaných z havárie ve Fukušimě. Lze tedy předpokládat, že se jedná o bezpečný reaktor splňující dnešní standarty [107]. Ovšem s komerční legislativou by aktuálně měl ve státech mimo Čínu značný problém, a to převážně kvůli použití větší míry obohacení paliva, než většina států komerčně umožňuje. Další problém by mohl být spojen s relativně krátkodobým testováním a nízkými provozními zkušenostmi s novými pasivními prvky reaktoru (na západní poměry). [23]

6.7 BWRX-300

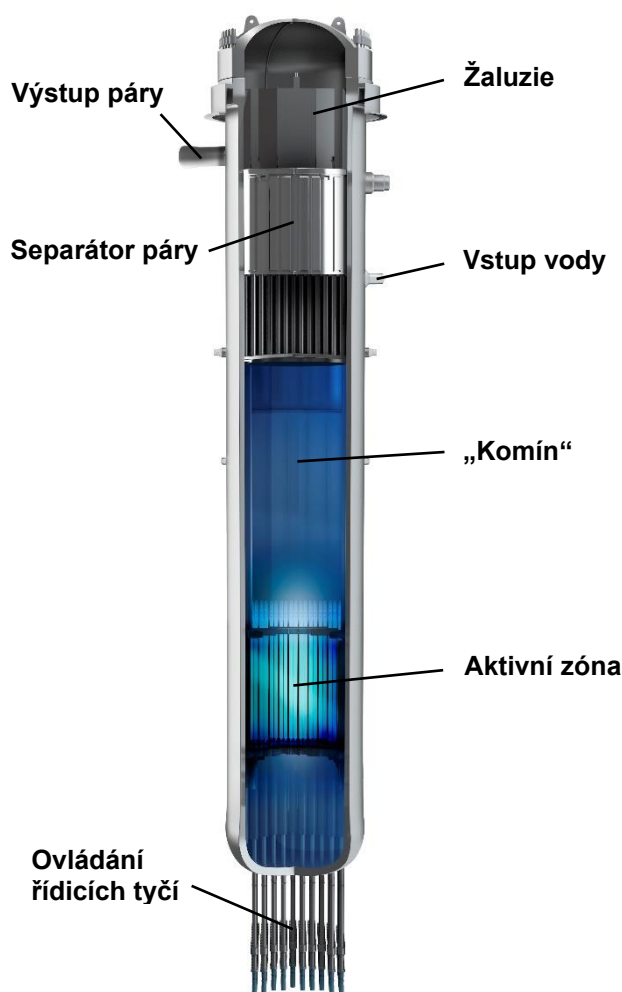
Tab. 6.7 Vlastnosti reaktoru BWRX-300 [108; 40]

Typ reaktoru	BWR
Výkon	870 MW(t) / 300 MW(e)
Efektivita	~ 34 %
Výstupní teplota páry	~ 288 °C
Palivo	UO ₂
Obohacení	~ 3,81 %
Palivový cyklus	12–24 měsíců
Rozměry tlakové nádoby (průměr / výška)	4 m / 26 m
Váha tlakové nádoby	485 tun
Primární cirkulace	Přirozená
Tlak primárního okruhu	7,2 MPa
Tlak sekundárního okruhu	Přímý cyklus
Životnost	60 let

Jedná se o BWR vyvíjený společností GE Hitachi, přesněji jejich americkou a japonskou divizí. Cílem je vyvinout co nejlevnější a nejjednodušší reaktor tak, aby již od prvního kusu konkuroval konvenčním reaktorům. Toho se snaží dosáhnout implementací BWR konstrukce, použitím ověřených technologií, a dokonce i částí z již licencovaných reaktorů. Výsledek by měl být reaktor, který je levnější nejen na stavbu, ale také na provoz a údržbu. [40]

Z pohledu konstrukce vychází reaktor z koncepce ESBWR, což je koncepce BWR uzpůsobena na použití v konvenčních reaktorech III.+ generace od společnosti GE Hitachi. Ta je pro účely tohoto reaktoru dále zjednodušena a upravena pro snížení ceny při zachování stejné (nebo vyšší) bezpečnosti. Zjednodušení převážně spočívá v odstranění recirkulačního čerpadla. To ovšem neznamená že primární okruh neobsahuje žádné čerpadlo. Jelikož se jedná o jednookruhové řešení je nutné, aby okruh obsahoval kondenzační a napájecí čerpadlo v rámci regenerace kondenzátu a napájecí vody. V reaktoru je generována **mokrá vodní pára**, které je separována a odvlhčována v horní části reaktoru. Výsledná vodní pára o tlaku 7,2 MPa a teplotě 288 °C by měla být dostatečně kvalitní pro přímé použití v parní turbíně k výrobě elektřiny pomocí generátoru. Zbytek konstrukce je konvenční BWR a neobsahuje žádné další výrazné změny. Na řízení reaktoru je použito 57 řídicích tyčí umístěných ze spodu reaktoru. Ty disponují speciálním hydraulickým mechanismem, který je automaticky zasune do reaktoru v případě nečekané změny kontrolovaných parametrů. [108; 40]

Bezpečnost reaktoru je zajištěna kombinací pasivních a aktivních bezpečnostních prvků. Jedním z aktivních prvků je systém vpuštění směsi vody a Bóru v případě selhání řídicích tyčí,



Obr. 6.7 Vizualizace BWRX-300 [109] (upraveno)

který dokáže zastavit reaktor. Dalším aktivním systémem je odvod zbytkového tepla do vodních nádob umístěných na vrchní části prvního kompozitního kontejnmentu. Tyto systémy doplňuje několik diesellových agregátů zajišťujících elektrinu v případě ztráty napájení. Pokud by došlo ke ztrátě i záložních zdrojů je použit pasivní systém odvodu tepla. Ten pracuje na principu přirozené cirkulace chladiva z reaktoru do nádob na prvním kontejnmentu. Tento systém by měl být schopen odvést **33 MW(t) po dobu 7 dnů** bez zásahu operátora. Teplo z těchto nádrží je předáváno do okolí pomocí přirozeného chlazení vzduchem. Posledním stupněm ochrany je speciálně přizpůsobený dvojitý kontejnment. První vrstva kontejnmentu je z kompozitu oceli a železobetonu, která by měla bezpečně pojmout reaktor i v případě jeho roztavení. Pro tento scénář obsahuje kontejnment také speciálním chlazením. Druhá vrstva kontejnmentu je z betonu a měla by chránit reaktor před okolními vlivy. [108; 40]

Je použito konvenční BWR palivo ve formě pelet UO_2 . Ty jsou umístěny do **78 palivových souborů** konvenční délky (4 metry) a 14 souborů zkrácené délky. Obohacení se v aktivní zóně liší, ale průměrně dosahuje 3,81 % a maximálně nepřekročí 4,95 %. Výsledkem je energeticky méně hustá aktivní zóna reaktoru (v porovnání s některými PWR), což by mělo vést k lepším vlastnostem BWR koncepce. Dlouhodobé řízení reaktivity je zajištěno pomocí „vyhořívajících“ neutronových absorbátorů z **Hafnia** a **Gd₂O₃**. Výměna paliva je plánována po 12 až 24 měsících. V případě 12 měsíců by mělo být vyměněno 32 palivových souborů a v případě 24 měsíců 72 souborů. K výměně slouží jeřáb v 2. vrstvě kontejnmentu, který umístí „vyhořelé“ palivo do bazénu s „vyhořelým“ palivem nacházejícím se na kontejnmentu. Poté bude s „vyhořelým“ palivem zacházeno dle konvenčních procedur. [108; 40]

Z pohledu výroby a transportace se jedná o relativně kompaktní reaktor, vzhledem ke generovanému výkonu. Obsahuje však značné množství bezpečnostních aktivních systémů, které ostatní MMR neobsahují. I přesto lze tento reaktor rozměry zařadit do menších MMR. Výsledná transportní váha reaktoru je také relativně nízká (**650 tun** [108]). To by mělo umožnit jednodušší možnost transportace a následné instalace reaktoru.

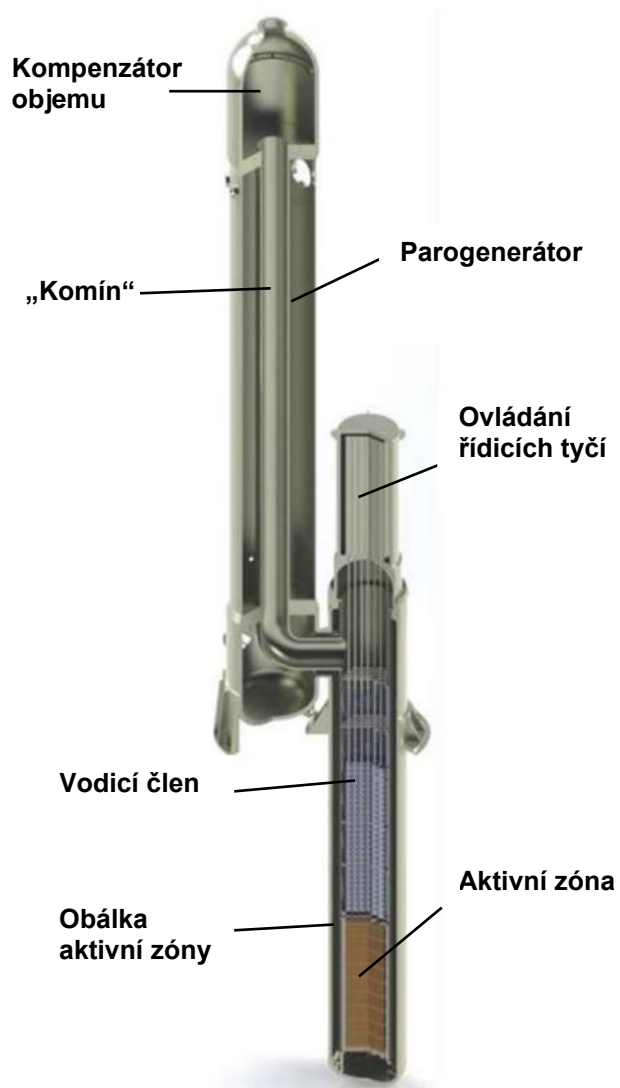
Z pohledu licencování se reaktor nachází v licenční fázi v Kanadě a v předlicenční fázi v USA a Spojeném království. Kanada dokončila v roce 2023 předběžné předlicenční posouzení a ne našla závažnější problémy. Vzhledem k použití části již schválených technologií lze předpokládat, že licenční proces proběhne bez větších problémů a bude v Kanadě udělena technická licence již v roce 2024–2025. V případě některých států by mohl nastat problém s licencováním kvůli použitím BWR koncepce, a tedy nutnosti použití jiných licenčních postupů než v případě PWR. To by mohlo schválení tohoto reaktoru v těchto státech zpomalit. V ideálním scénáři by ale měla stavba prvního komerčního kusu proběhnout již **v roce 2028–2029**. Nasazení tohoto reaktoru zvažuje převážně Kanada, Polsko, Estonsko a Česká republika. [108; 23]

6.8 SMR-160

Tab. 6.8 Vlastnosti reaktoru SMR-160 [40]

Typ reaktoru	PWR
Výkon	525 MW(t) / 160 MW(e)
Efektivita	~ 30 %
Výstupní teplota páry	~ 320 °C
Palivo	UO ₂
Obohacení	< 4,95 %
Palivový cyklus	24 měsíců
Rozměry tlakové nádoby (průměr / výška)	3 m / 15 m
Váha tlakové nádoby	295 tun
Primární cirkulace	Přirozená
Tlak primárního okruhu	15,5 MPa
Tlak sekundárního okruhu	3,4 MPa
Životnost	80 let

Jedná se o PWR reaktor vyvíjený soukromou americkou společností Holtec International. Hlavním cílem je vyvinout reaktor, který bude dostatečně bezpečný bez využití aktivních prvků a bez zásahu operátora. Takový reaktor by mělo být možné nasadit v okolí měst ke kogeneraci elektřiny a tepla. Holtec také plánuje v budoucnu cílit na užití těchto reaktorů jako náhrada klasických spalovacích kotlů v dnešních uhelných elektrárnách. V úvahu přichází také uplatnění v místech bez přístupu k velkému množství vody (počítá se s možností použití vzduchového chlazení). [40; 110]



Obr. 6.8 Vizualizace SMR-160 [111] (upraveno)

Z pohledu konstrukce byla při vývoji kladena značná snaha na pasivní bezpečnost a cenu reaktoru. Je použita PWR koncepce, která ovšem není integrálního typu. Do jisté míry se mu ale blíží, protože parogenerátor není umístěn mimo reaktorovou místnost, ale je přímo umístěn nad reaktorem a spojen velmi krátkou trubkou (viz obr. 6.8). Tato konstrukce by měla umožňovat jednodušší výrobu, přepravu a také snazší výměnu paliva. Primární okruh reaktoru využívá pouze přirozenou cirkulaci. Voda stoupá středem reaktoru do „komínu“, který vede středem parogenerátoru až ke integrovanému kompenzátoru objemu. V horní části parogenerátoru je přesměrována směrem dolů do výměňkové části s velkým množstvím trubiček, která generuje přehřátou vodní páru (o 75 °C [112]). Zde je voda postupně ochlazována a tím klesá směrem dolů. Poté je nasměrována do obálky aktivní zóny, ve které klesá až na její dno, kde uzavírá

oběh. Přehřátá vodní pára o tlaku 3,4 MPa a **průtoku až 195 kg/s** bude následně použita k výrobě elektřiny pomocí parní turbíny s generátorem [112]. Řízení reaktoru je zajištěno pomocí elektromagneticky ovládaných řídicích tyčí. [113; 40]

Co nejvyšší bezpečnost je zaručena několika klíčovými prvky. Reaktor obsahuje dvojitý kontejnment a to 1. z oceli a 2. z betonu, přičemž prostor mezi nimi je vyplněn vodou. Všechny klíčové části reaktoru jsou umístěny v podzemní části ocelového kontejnmentu. Zbylá nadzemní část obsahuje několik zásobníků vody, část parogenerátoru, jeřáb, pasivní bezpečnostní nádrže a výměníky. Tato nadzemní část by měla společně s 2. vrstvou kontejnmentu odolat pádu letadla nebo i zásahu rakety. V případě přehřátí reaktoru dojde k jeho automatickému zastavení a k odvodu zbytkového tepla pomocí pasivních systému. První systém odvádí teplo skrze přesměrování páry ze sekundárního okruhu do výměníku umístěného ve vodní nádrži mezi kontejnmenty. Ve výměníku pára zkondenzuje a voda pomocí gravitace stéká zpět do parogenerátoru čímž uzavírá oběh. Druhý systém odvodu zbytkového tepla je připojen na primární okruh, ze kterého přímo odvádí teplo do výměníku umístěného ve vodní nádrži mezi kontejnmenty. V případě ztráty chladiva primárního okruhu dojde k jeho automatickému doplnění z několika bezpečnostních nádrží pomocí gravitace. Při přetrvání úniku chladiva může dojít až k zaplavení reaktoru a jeho chlazení pomocí přirozené konvekce tepla skrze ocelový kontejnment. Z vodní nádrže mezi kontejnmenty je teplo následně odváděno do okolí pomocí přirozeného chlazení vzduchem. [40]

Zvolené palivo cílí také na co nejnižší cenu. Použité je proto konvenční palivo v podobě pelet UO_2 . To je uloženo do **57 palivových souborů** standartní délky. Obohacení se plánuje do 4,95 % především z důvodu plnění aktuálních zákonů USA. Dlouhodobé řízení reaktivity je zajištěno pomocí **Bóru** rozpuštěného v chladivu primárního okruhu. Délka otevřeného palivového cyklu je stanovena na 24 měsíců, ale může být dodatečně upravena podle preferencí provozovatele (do určitých mezí). Po uplynutí této doby bude část paliva vytažena pomocí jeřábu a umístěna do bazénu s „vyhořelým“ palivem, který se nachází v podzemní části kontejnmentu. Tento úkon by měl trvat pouhých 10 dnů. Následně bude „vyhořelé“ palivo uloženo do podzemního uložistiště v komplexu elektrárny, kde může zůstat po dobu až 300 let [114]. [40]

Z pohledu licencování je reaktor teprve v předlicenčním procesu. Tímto procesem ale prochází ve více zemích najednou se snahou dosáhnout licenčního schválení co nejdříve. Předpoklad je, že technické schválení dostane nejdříve v roce 2025 v USA a poté až budou následovat státy Evropy. Následně je první spuštění reaktoru plánováno nejdříve **na rok 2029**. Zájem o tento reaktor má především Spojené království. To uvažuje o výstavbě až 32 reaktorů do roku 2050 [115]. Podobně by na tom měla být i Ukrajina s plánovanými 20 reaktory [116]. Zájem projevuje i Česká republika, která si nechala udělat předběžné posouzení možné výstavby. [40; 23]

6.9 RITM-200N

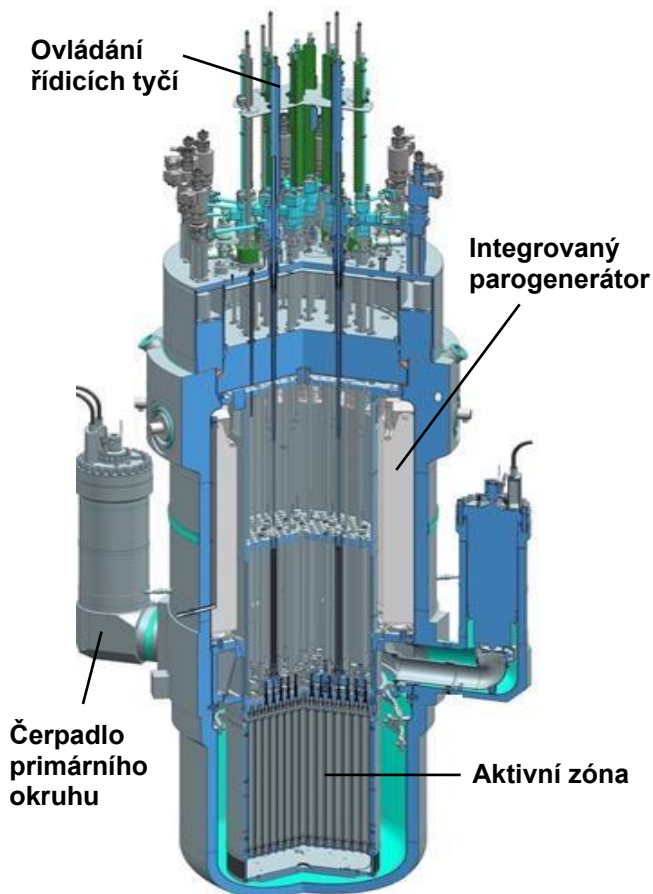
Tab. 6.9 Vlastnosti reaktoru RITM-200N [40; 117]

Typ reaktoru	iPWR
Výkon	190 MW(t) / 55 MW(e)
Efektivita	~ 29 %
Výstupní teplota páry	~ 295 °C
Palivo	UO ₂
Obohacení	~ 20 %
Palivový cyklus	60–72 měsíců
Rozměry tlakové nádoby (průměr / výška)	3,4 m / 7,5 m
Váha tlakové nádoby	164 tun
Primární cirkulace	Nucená
Tlak primárního okruhu	15,7 MPa
Tlak sekundárního okruhu	3,83 MPa
Životnost	60 let

Jedná se o integrální PWR vyvíjený ruskou korporací Rosatom, přesněji jejich dceřinou společností OKBM Afrikantov. Cílem vývoje bylo pozměnit reaktor RITM-200 určený pro námořní využití, tak aby jej bylo možné využít na pevnině. Tento cíl se nakonec podařilo splnit a výsledkem je reaktor RITM-200N určený pro kogenerační výrobu elektřiny a tepla. [40]

Z pohledu konstrukce se jedná o vylepšenou verzi PWR koncepce upravenou tak, aby ji bylo možno zařadit do III.+ generace reaktorů. Reaktor je integrálního typu, ale disponuje abnormálně ve formě umístění kompenzátorů objemu primárního okruhu mimo reaktor. Tato konstrukční volba byla provedena z důvodu zjednodušení konstrukce a možnosti využití kompenzátoru objemu jako hydro-akumulátorů. Primární okruh je rozdělen **do 4 sekcí**, přičemž každá sekce obsahuje své cirkulační čerpadlo a **kazetový parogenerátor** (složený ze 3 kazet po 7 modulech) určený na generování přehřáté vodní páry (o 40 °C) o tlaku 3,83 MPa a **průtoku až 85 kg/s**, která bude následně využita k výrobě elektřiny pomocí parní turbíny s generátorem a také k vytápění pomocí SCZT. Z konstrukčního hlediska je zajímavostí, že se cirkulační čerpadla nenachází uvnitř tlakové nádoby, ale jsou „vysazeny“ z reaktorové nádoby (viz obr. 6.9). Další specialitou je použití **4 výstupů a přívodů** sekundárního okruhu z kontejnmentu pro již zmíněné 4 sekce reaktoru. K řízení reaktoru jsou použity řídicí tyče. [40; 117]

Z pohledu bezpečnosti kombinuje reaktor aktivní a pasivní bezpečnostní prvky. Mezi ně patří 1 bezpečnostní okruh s nuceným oběhem přes jeden z parogenerátorů, 1 bezpečnostní okruh



Obr. 6.9 Vizualizace RITM-200N [117] (upraveno)

s nuceným oběhem přímo z primárního okruhu do separátního výměníku a 2 bezpečnostní okruhy s přirozeným oběhem přes parogenerátory. Tyto pasivní okruhy používají hydro-akumulátory s vodou, která se odpaří v parogenerátorech a následně zkondenzuje v několika vzduchových výměnících, ze kterých stéká zpět do nádob čímž uzavírá oběh. Reaktor také obsahuje několik bezpečnostních systémů na doplnění chladiva. Součástí jsou 2 již výše zmíněné kompenzátory objemu použity jako hydro-akumulátory. Dále obsahuje 2 nádrže pro doplnění chladiva pomocí čerpadel a 4 záložní čerpadla. Nechybí také záložní systém výroby elektřiny. Společně by bezpečnostní systémy měly zajistit, že reaktor dokáže pasivně odvádět zbytkové teplo minimálně po **dobu 72 hodin** bez zásahu operátora. Další vrstvou pasivní ochrany je trojitý kontejnment. Jeho první vrstva je z oceli a obsahuje veškeré části reaktoru. Druhá vrstva je z betonu a obsahuje například bazén s „vyhořelým“ palivem. Třetí vrstva je také z betonu a měla by pojistit, že reaktor nepoškodí ani pád letadla a ani zásah rakety. [40; 117]

Palivo použito v tomto reaktoru je speciálně vyvinuto pro sérii reaktorů RITM-200. Jedná se o pelety UO_2 obohacené na téměř 20 % potažené speciálním povlakem. Toto palivo je uloženo ve **199 palivových souborech** délky 1,65 metru. Takové výrazné obohacení umožňuje, aby reaktor pracoval po dobu 60–72 měsíců bez výměny paliva. Po této době bude část paliva vyměněna a uložena do bazénu s „vyhořelým“ palivem. Po vychladnutí je předpokládán transport „vyhořelého“ paliva do přepracovacích továren. [117]

Z pohledu výroby a transportace se jedná o velmi kompaktní reaktor. To je zapříčiněno především relativně vysokým obohacením paliva a nízkým generovaným výkonem. To umožňuje reaktor poměrně jednoduše vyrobit, složit a následně transportovat například lodí nebo vlakem na místo instalace.

Z pohledu licencování reaktor disponuje od roku 2023 konstrukční licencí Ruské federace. Ta umožňuje jeho stavbu v regionu Sacha (Rusko). Přípravné stavební práce již začaly a je předpokládáno, že dojde k prvnímu spuštění **v roce 2028** [118]. Z pohledu licencování mimo Ruskou federaci by se jednalo o relativně složitý úkol, a to především kvůli použití 20 % obohaceného paliva. Ovšem reaktor splňuje většinu doporučení IAEA a je pravděpodobné, že by jeho licencování v jiných aspektech nebyl výraznější problém. [40]

6.10 SMART100

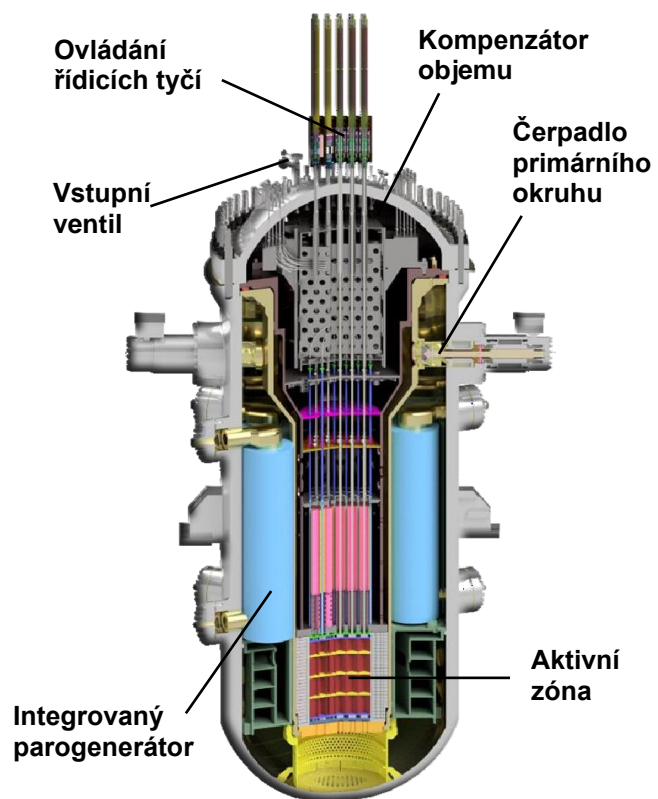
Tab. 6.10 Vlastnosti reaktoru SMART100 [40; 119]

Typ reaktoru	iPWR
Výkon	368 MW(t) / 107 MW(e)
Efektivita	~ 30 %
Výstupní teplota páry	~ 300 °C
Palivo	UO ₂
Obohacení	< 5 %
Palivový cyklus	30 měsíců
Rozměry tlakové nádoby (průměr / výška)	6 m / 18,5 m
Váha tlakové nádoby	750 tun
Primární cirkulace	Nucená
Tlak primárního okruhu	15 MPa
Tlak sekundárního okruhu	5,8 MPa
Životnost	60 let

Jedná se o integrální PWR vyvinut korejským institutem pro výzkum atomové energie (KAREI). Cílem bylo vyvinout reaktor pro multifunkční využití. A to především na kogenerační výrobu elektřiny a tepla a odsolování mořské vody. [40]

Z pohledu konstrukce se jedná o běžný integrální reaktor. Zajímavostí může být, že v jeho vývoji došlo k výměně většiny aktivních prvků za pasivní [23]. Zůstal ale primární okruh s nucenou cirkulací. Ta je zajištěna pomocí **4 cirkulačních čerpadel** uvnitř reaktorové nádoby se zapouzdřeným rotorem „trčícím“ směrem z reaktorové nádoby (viz obr. 6.10). Reaktor dále obsahuje **8 spirálových jednostranně průchozích parogenerátorů** určených k výrobě přehřáté vodní páry (o 30 °C [119]) o tlaku 5,8 MPa a **průtoku až 160,8 kg/s**, určenou pro odsolování mořské vody a výrobu elektřiny pomocí parní turbíny s generátorem. K řízení reaktoru slouží 25 řídicích tyčí. [40; 119]

Reaktor obsahuje většinu pasivních bezpečnostních prvků. Součástí jsou 4 nádoby se směsí vody a Bóru, které by měly zajistit samočinné zastavení reaktoru i v případě selhání řídicích tyčí. Další nedílnou součástí bezpečnostních prvků jsou 4 bezpečnostní nádoby s vodou, které samočinně ovládanými ventily doplní vodu do primárního okruhu v případě poklesu jeho tlaku. K odvodu zbytkového tepla slouží **4 nezávislé okruhy**, každý schopen přenést 50 % tepla. Každý z těchto okruhů obsahuje výměník, do kterého je ze sekundárního okruhu přeměrována pára, která zkondenzuje a voda následně stéká zpět do reaktoru čímž uzavírá oběh. V případě kompletní ztráty chladiva primárního okruhu (i přes pasivní systémy doplňování) je možné reaktor chladit pomocí aktivního systému rozstřiku vody v kontejnmentu. Z něj je následně pasivně odváděno teplo pomocí 4 vzduchových výměníků. Tyto systémy doplňuje automatický nezávislý zdroj elektřiny. Společně by systémy měly zaručit, že reaktor odvede zbytkové teplo



Obr. 6.10 Vizualizace SMART100 [40] (upraveno)

nejméně po **dobu 36 hodin** bez zásahu operátora. Dalšími ochranným prvkem je dvojitý kontejnment. První vrstva obsahuje pouze reaktor, systém rozstříku vody a pasivní systém rekompozice Vodíku. Druhá vrstva kontejnmentu slouží převážně jako ochrana před vnějšími vlivy. [40; 119; 120]

Palivo je ve formě konvenčních pelet UO_2 . Ty jsou uloženy v **57 palivových souborech** délky 2 metry (polovina konvenční délky). Obohacení se musí pohybovat pod 5 % z důvodu nutnosti plnění aktuálních zákonů o jaderném palivu Jižní Koreje. Kompenzace „vyhoření“ paliva je docílena pomocí několika „vyhořívajících“ tyčí a pomocí změny koncentrace rozpuštěného **Bóru** v chladivu primárního okruhu. Délka otevřeného palivového cyklu je plánována na 30 měsíců, po kterých bude část paliva pomocí jeřábu vytažena a umístěna do bazénu s „vyhořelým“ palivem, který se nachází v 2. vrstvě kontejnmentu. Poté bude s „vyhořelým“ palivem zacházeno dle konvenčních procedur. [40]

Z pohledu licencování má reaktor již od roku 2012 technickou licenci v Jižní Koreji. Finální schválení a následná výstavba ale nejspíše proběhne až po úpravách ve spolupráci se Saudskou Arábií, ve které je již od roku 2015 plánována výstavba několika reaktorů SMART100 pro od-solování mořské vody. Do roku 2018 měla proběhnout předprojektová příprava pro jejich výstavbu. Od roku 2018 ale **výstavba stále nezačala** a v roce 2021 bylo oznámeno, že dojde k předělání a modernizaci reaktoru SMART100 a je pravděpodobné že v dnešní podobě nakonec nebude použit. [23; 40]

6.11 Porovnání a zhodnocení jednotlivých projektů

Tab. 6.11 Srovnání základních charakteristik jednotlivých projektů

	VOYGR™ NuScale	ACP100 CNNC	CAREM25 CNEA	NUWARD™ EDF	BREST-300 NIKIET	HTR-PM INET	BWRX-300 GE Hitachi	SMR-160 Holtec	RITM-200N OKBM	SMART100 KAREI
Typ reaktoru	iPWR	iPWR	iPWR	iPWR	LMFR-Olovo	HTGR	BWR	PWR	iPWR	iPWR
Výkon	250 MW(t)/ 77 MW(e)	385 MW(t)/ 125 MW(e)	100 MW(t)/ 32 MW(e)	540 MW(t)/ 170 MW(e)	700 MW(t)/ 300 MW(e)	250 MW(t)/ 105 MW(e)	870 MW(t)/ 300 MW(e)	525 MW(t)/ 160 MW(e)	190 MW(t)/ 55 MW(e)	368 MW(t)/ 107 MW(e)
Efektivita	> 30 %	> 30 %	~ 32 %	~ 32 %	> 40 %	~ 42 %	~ 34 %	~ 30 %	~ 29 %	~ 30 %
Výstupní teplota páry	až 316 °C	> 290 °C	> 290 °C	až 307 °C	~ 505 °C	~ 567 °C	~ 288 °C	~ 320 °C	~ 295 °C	~ 300 °C
Přehřátí páry	až o 50 °C	> 30 °C	o 30 °C	až o 30 °C	o 140 °C	o 230 °C	o 0 °C	o 75 °C	o 40 °C	o 30 °C
Tlak primárního okruhu	13,8 MPa	15 MPa	12,25 MPa	15 MPa	0,1 MPa	7 MPa	7,2 MPa	15,5 MPa	15,7 MPa	15 MPa
Tlak sekundárního okruhu	4,3 MPa	4,5 MPa	4,7 MPa	4,5 MPa	17–18,5 MPa	13,25 MPa	Přímý cyklus	3,4 MPa	3,83 MPa	5,8 MPa
Primární cirkulace	Přirozená	Nucená	Přirozená	Nucená	Nucená	Nucená	Přirozená	Přirozená	Nucená	Nucená
Forma paliva	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂	(U-Pu)N	TRISO-UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂
Obohacení	< 4,95 %	~ 4,2 %	1,8–3,1 %	< 5 %	< 14,5 %	~ 8,5 %	~ 3,81 %	< 4,95 %	~ 20 %	< 5 %
Palivový cyklus	18 měsíců	24 měsíců	14 měsíců	24 měsíců	36–78 měsíců	Kontinuální	12–24 měsíců	24 měsíců	60–72 měsíců	30 měsíců
Životnost	60 let	60 let	40 let	60 let	30 let	40 let	60 let	80 let	60 let	60 let
Licencování v EU	Pravděpodobné	Nepřavděpodobné	Nepřavděpodobné	Jisté	Nepřavděpodobné	Nepřavděpodobné	Probíhá	Pravděpodobné	Nepřavděpodobné	Možné
Stav vývoje	Licencování	Výstavba	Výstavba	Předlicenční	Výstavba	Provoz	Licencování	Předlicenční	Výstavba	Licencován

[zdroje jednotlivých parametrů uvedeny v textu o jednotlivých projektech]

Porovnat a zhodnotit jednotlivé projekty je velmi obtížný úkol. To je zapříčiněno jejich různorodostí koncepce a přístupu k využití. Obecně lze ale říct, že každý koncept přináší zajímavá konstrukční řešení, které jsou opodstatněné jejich cílem využití. Níže uvedené porovnání je proto provedeno z mého subjektivního pohledu utvořeného z výše uvedených informací.

Projekt VOYGRTM NPM cílí převážně na konkurenceschopnost v USA s cílem zaujmout tamní investory. Tomu je uzpůsoben celý reaktor včetně elektráren, které NuScale nabízí. Dlouho bylo předpokládáno, že se bude jednat o první MMR západní koncepce, který bude uveden do provozu. Jak se ukázalo se zrušením projektu v Idaho, tak byl tento předpoklad poněkud unáhlený. I přes zájem Polska je poněkud sporné, jestli vůbec elektrárny VOYGRTM mají v Evropě své místo, protože primárně cílí na náhradu konvenčních bloků, a ne na jejich doplnění jako ostatní zmíněné projekty.

Projekt ACP100 lze označit za mezistupeň mezi konvenční PWR koncepcí a moderní integrální PWR koncepcí (kvůli externímu kompenzátoru objemu a řídicím tyčím). Nelze ale říct, že by mu to ubíralo na bezpečnosti a reaktor obsahuje řadu moderních bezpečnostních prvků. Jelikož již proběhlo schválení reaktoru a aktuálně probíhá jeho výstavba, tak se bude také nejspíše jednat o první iPWR MMR v provozu na pevnině. Z toho vyplývá, že by reaktor mohl poskytnout cenné poznatky o jejich provozu a převážně ekonomickém aspektu věci. Z pohledu komerční nabídky je možné, že reaktor ani nebude nabízen komerčně ostatním státům a nejprve bude provedena jeho modernizace. I kdyby byl reaktor nabízen komerčně, tak je značně nepravděpodobné, že o něj bude v Evropě zájem. Za to může především aktuální politická situace a pohled na Čínu jako na potenciální bezpečnostní riziko [121].

Projekt CAREM25 je čistě argentinský demonstrační projekt. Z pohledu konstrukce splňuje většinu moderních západních standardů. Jeho komerční uplatnění v aktuální podobě, ale nepřipadá pro Evropu v úvahu. Za to může především velmi malý generovaný výkon (jedná se o miniMR), a to že se v podstatě jedná o reaktor určený pro domovský (argentinský) trh. Nutností je ale zmínit, že aktuální reaktor ani necílí na komerční nabídku. Jestliže dojde k úspěšnému spuštění demonstrační verze a následnému bezchybnému provozu, tak lze očekávat vytvoření komerční verze o vyšším výkonu. O tuto verzi by již Evropa mohla mít zájem.

Projekt NUWARDTM lze označit za nejméně pokročilý projekt z mého výběru. Do výběru se dostal z důvodu, že se jedná o jeden z mála MMR, který je vyvíjen v Evropě a mohl být i dokončen v rozumném čase (dle mého názoru). Jeho silnou stránkou je především spolupráce s regulátory a potenciálními zájemci. To mu dává možnost uplatnění na evropském trhu v moment dokončení vývoje a následného schvalovacího procesu. Ovšem především záleží, jaká bude jeho výsledná cena a zda nedojde ke zpoždění. Nutné je ale zmínit, že aktuálně vytyčený plán je poměrně realistický a při podpoře jaderné technologie v Evropě by mohl být dodržen. Poté bude záležet pouze na politických rozhodnutích a preferencích evropských zemí.

Projekt BREST-OD-300 je jeden z nejvíce inovativních reaktorů z mého výběru. Nasazení plně uzavřeného palivového cyklu přináší možnost využití jaderných technologií na další staletí. Ovšem jeho významnou překážkou je zatím důkladně neotestovaná technologie. I při zanedbání tohoto problému existuje řada dalších. Jedním z nich může být poměrně nízká plánovaná životnost reaktoru nebo také nutnost vybudování části elektrárny na přepracovávání a výrobu paliva. V neposlední řadě také není jisté, zda bude reaktor vůbec komerčně nabízen a zda nebude pouze strategicky využíván v Ruské federaci. I kdyby byl komerčně nabízen, tak pro Evropu jeho nasazení v nejbližší době nepřichází v úvahu především z důvodu aktuálních evropsko-ruských politických vztahů [121].

Projekt HTR-PM je dalším velmi inovativním reaktorem. Jedná se také o jediný projekt z mého výběru, který se již dostal do fáze provozu. To mu dává ohromný náskok z pohledu testování nových technologií za reálných provozních podmínek. I přes zdárné uvedení dvou reaktorů do provozu zde byly v minulosti určité pochybnosti o jejich bezpečnosti. Ty byly způsobeny především absencí vzduchotěsného kontejnmentu a záložních aktivních bezpečnostních systémů [122]. Tyto „nedostatky“ by pravděpodobně také představovaly problém v licenčním procesu v Evropě. Aktuálně ovšem stejně není známo, zda Čína bude reaktor nabízet ostatním státům. I kdyby došlo ke komerční nabídce, tak je ale nepravděpodobné, že bude o reaktor v Evropě zájem převážně kvůli aktuálnímu pohledu na Čínu jako na bezpečnostní riziko [121].

Projekt BWRX-300 je jediný významný projekt mimo Ruskou federaci implementující BWR koncepci v MMR. Z pohledu konstrukce a počtu součástí se jedná o méně náročný reaktor. Implementace již schválených technologií a cílení na co nejnižší cenu umožňuje poskytnout reaktor, který by měl být levnější než ostatní MMR. V případě dodržení tohoto cíle by se mohlo jednat o velmi perspektivní volbu pro evropský trh. Lehký problém by mohl nastat s nízkými zkušenostmi evropských států s BWR koncepcí, a tedy možným problémem s licencováním.

Projekt SMR-160 se snaží cílit na bezpečnost a dlouhou životnost. Použití pouze pasivních bezpečnostních prvků a umístění všech klíčových prvků reaktoru pod zem by mělo zaručit, že reaktor bude natolik bezpečný, že jej bude možné umístit v blízkosti měst. Možností je také jeho uplatnění jako náhrada za kotle v dnešních uhelných elektrárnách. Výhodou je také nabízená možnost se vzduchovými chladiči pro místa bez přístupu k chladicí vodě. Všechny tyto charakteristiky z něj dělají jeden z nejuniverzálnějších reaktorů, což společně s jeho dlouhou plánovanou životností a doufejme rozumnou cenou, představuje jednu z nejperspektivnějších možností pro uplatnění v Evropě.

Projekt RITM-200N lze také označit jako mezistupeň mezi konvenčním PWR a moderním integrálním PWR. Zajímavostí je použití velmi vysokého obohacení paliva (na dnešní poměry). To je použito z důvodu nutnosti zmenšení rozměrů reaktoru a prodloužení palivového cyklu pro námořní využití. Jelikož pozemní verze reaktoru přímo vychází z verze námořní, tak bylo použité palivo zachováno. To dává reaktoru charakteristiky, které jsou výhodou pro specifické využití, a to pro odlehlé oblasti se špatným přístupem. Výsledkem je ale reaktor, který nepřináší žádné výhody pro uplatnění v Evropě.

Projekt SMART100 byl na svou dobu značně popředu. Technické schválení obdržel již v roce 2012, poté prošel modernizací na pasivní bezpečnostní prvky a měl být uplatněn v Saudské Arábii. Od té doby ale stále výstavba nezačala a do dnes není jisté, zda vůbec bude reaktor někdy uplatněn. Nejpravděpodobnější je, že projde značnější modernizací (jestli vůbec) a reaktor bude nabízen až ve své nové podobě. Jeho uplatnění pro Evropu je tedy spíše méně pravděpodobné z důvodu nabídky perspektivnějších projektů.

7 LEGISLATIVA MMR

Zařízení pracující s radioaktivním materiálem jsou velmi složitými a ve špatných rukou také potenciálně velmi nebezpečnými. Z tohoto důvodu jsou zavedeny legislativní požadavky stanovující bezpečnostní standarty a podmínky zamezující jejich zneužití. K tomuto se váže také řada smluv, nařízení, zákonů, organizací a postupů ovlivňujících jaderné zařízení, respektive reaktory. Hlavní z nich v souvislosti k MMR budou podrobněji rozepsány v této kapitole.

7.1 Legislativa MMR v EU

Legislativa jaderných zařízení v rámci Evropského společenství má dlouhou historii a evropské země si uvědomily nutnost regulace mírového využití jaderné síly již v roce 1956. V roce 1958 vstoupila v platnost smlouva o založení Evropského společenství pro atomovou energii (Euratom) [123]. Původně Euratom zahrnoval pouze 6 zakládajících zemí, postupem času se ale jeho působnost rozšiřovala a v roce 2024 patří do tohoto společenství **všechny státy EU** [124]. Původní cíl Euratom byl podporovat jaderný výzkum, vytvořit jednotný jaderný trh, zajistit ochranu obyvatel, stanovit bezpečnostní standarty a zavést mechanismy pro kontrolu zneužití jaderného materiálu. I přesto, že Euratom prošel postupem času již nespočtem modifikací, tak jeho základní ustanovení zůstala téměř beze změny. [124; 123]

Pod Euratom spadají různé předpisy, směrnice a nařízení, které doplňují a vykládají původní znění smlouvy čímž zaručují, aby byly cíle smlouvy dosaženy dle aktuálních poznatků, a tedy vyhovovaly současným potřebám [124]. V rámci Euratomu je vydáno také několik **směrnic** (stanovují cíle, které musí jednotlivé státy dodržet do určitého data pomocí vlastních řešení, postupů a legislativy) a **nařízení** (stanovují postupy a náležitosti, které musí být přesně dodrženy), kterými jsou dále ovlivněny jaderná zařízení [125]:

- **Směrnice o jaderné bezpečnosti** – Jedná se o směrnici upravující bezpečnostní zásady na základě poznatků z havárie ve Fukušimě.
- **Směrnice o přepravě jaderného materiálu** – Jedná se o směrnici upravující zásady při přepravě jaderného materiálu tak, aby byla chráněna biosféra. Na jejím základě je nutné každé 3 roky předložit zprávu o plnění směrnice.
- **Směrnice o jaderném odpadu a „vyhořelém“ palivu** – Jedná se o směrnici požadující vytvoření plánů zacházení s odpady a „vyhořelým“ palivem, a to včetně plánu finálního uložení. Na jejím základě je nutné každé 3 roky předložit zprávu o plnění směrnice.
- **Směrnice o základních bezpečnostních standardech** – Jedná se o směrnici upravující standarty v rámci ochrany biosféry a stanovující nové požadavky na stavební materiály, posuzování vlivu na životní prostředí, vypouštění radioaktivního odpadu apod.
- **Nařízení o zabezpečení jaderných materiálů** – Jedná se o nařízení stanovující podmínky pro zacházení s jaderným materiálem od těžby až po skladování. Směrnice zařazuje také požadavky v rámci smlouvy o nešíření jaderných zbraní.

Dohlížení na plnění smlouvy Euratom, doprovodných směrnic a nařízení je především v gesci Generálního ředitelství pro energetiku [124]. Nezávislý dozor vykonává IAEA v rámci propojení a začlenění dalších mezinárodních smluv a dohod. Členské země jsou **povinny** tuto smlouvu dodržovat a začlenit její náležitosti do vnitrostátní legislativy (v případě používání a zacházení s jadernou technologií a jaderným materiálem) [123]. ČR tomu není výjimkou a všechny náležitosti plynoucí z Euratom do své legislativy implementuje. Některé povinnosti plynoucí z této smlouvy budou dále zmíněny v podkapitole 7.2.

Mimo legislativních náležitostí existuje v rámci Evropského společenství také **řada organizací a skupin** zabývající se jadernou energetikou. Řada z nich existuje pouze v rámci mezistátní kooperace a jsou tedy **nezávazné** (tzn. jednotlivé státy nemusí být zapojeny a nemusí dodržovat jejich závěry). Ovšem ČR je na poli mezistátní kooperace poměrně aktivním hráčem, a v řadě organizací a skupin vystupuje [126]. Mezi nejdůležitější z nich pro problematiku MMR patří:

- **Mezinárodní agentura pro atomovou energii (IAEA)**
IAEA (česky MAAE) je nezávislý mezinárodní orgán stojící mimo Evropský parlament, úzce spolupracující s OSN. V roce 2024 jsou členskými státy IAEA téměř všechny státy světa. Jejím hlavním cílem je dohlížet a kontrolovat plnění mezinárodních úmluv o jaderných záležitostech. Mimo to provádí také nezávislé posudky a konzultace v rámci využití jaderné energie. Z důvodu kontroly a dohlížení nad řadou mezinárodních úmluv (Nešíření jaderných zbraní, Odpovědnost za jaderné škody, O jaderné bezpečnosti atd.) jsou její nařízení z většiny závazná. IAEA také vydává bezpečnostní standardy pro užití jaderné energie, které nejsou závazné, ale jsou všeobecně uznávané a často přejímané do jednotlivých legislativ států (také do Euratom). [127; 128]
- **Agentura pro jadernou energii (NEA)**
Jedná se o mezivládní organizaci určenou pro kooperaci mezi státy s pokročilou jadernou infrastrukturou. Cílem je mezinárodní spolupráce na zvýšení bezpečnosti, urychlení výzkumu, nasazení, zefektivnění legislativy atd., v rámci jaderné energetiky. [129]
- **Světové sdružení provozovatelů jaderných elektráren (WANO)**
Jedná se o organizaci sdružující provozovatele jaderných elektráren. Cílem je výměna informací a zkušeností s jejich provozem. Formulují se doporučení pro operování a údržbu elektráren. Pořádají se výměnné školení pracovníků, semináře aj. Provádí se také nezávislé prověrky jednotlivých elektráren, ze kterých je formulován neverejný a nezávazný posudek o jejich chodu společně s doporučeními pro zlepšení. [130; 131]
- **Asociace západoevropských jaderných dozorů (WENRA)**
Jedná se o organizaci sdružující všechny státy EU s jadernými elektrárnami a také řadu dalších zemí světa s, a i bez jaderných elektráren (Polsko, Rusko, Japonsko, Kanada, aj). Cílem je výměna zkušeností a diskuse témat jaderné bezpečnosti z regulatorního hlediska. [132]
- **Skupina evropských dozorových orgánů pro jadernou bezpečnost (ENSREG)**
Jedná se o nezávislou skupinu expertů, která se snaží zlepšovat jadernou bezpečnost a zacházení s jaderným odpadem. Snaha je také o mezinárodní dialog a vylepšení licenčního rámce jaderné energetiky. [133]
- **Fórum regulátorů MMR (SMR Regulators Forum)**
Jedná se o organizaci cílicí na posouzení MMR z pohledu legislativního rámce a na odhalení možných problémů s ní spojenou. Cílem ovšem není tvorba nové legislativy, ale pouze poukázání na nedostatky stávající. [134]
- **Evropská průmyslová aliance pro MMR (European Industrial Alliance on SMRs)**
Jedná se o nejnovější organizaci (založena 2024) cílicí na akceleraci vývoje a nasazení MMR v Evropě. Mělo by se jednat o navázání na práci European SMR pre-partnership a cílem by mělo být umožnění kooperace mezi regulátory, výzkumníky, budoucími provozovateli a poskytovateli financí pro MMR. [135]
- **Iniciativa pro harmonizaci a standardizaci v jaderné energetice (NHSI)**
Jedná se o iniciativu spadající pod IAEA s úkolem zefektivnit celosvětové nasazení nových a pokročilých jaderných reaktorů (včetně MMR). [136]

Všechny výše zmíněné organizace se alespoň do jisté míry zabývají problematikou MMR. **Ve všech** z nich také **vystupuje ČR**, a to buď prostřednictvím SÚJB, Skupiny ČEZ, a.s. (dále jen ČEZ) nebo jiného subjektu [126]. Veškeré snahy těchto organizací jsou ovšem v ranných počátcích a nelze zatím vidět výraznější výsledky v rámci zlepšení legislativy MMR na úrovni Evropského společenství nebo jednotlivých států. Pozitivní je ale snaha nemalého počtu aktérů na akceleraci vývoje a nasazení MMR.

Jaderná energetika není v EU regulovaná pouze napřímo, ale také nepřímou skrze **taxonomii EU**. Proti jaderné energetice existuje v Evropě odpor ze stran některých států, které se snaží o znemožnění výstavby nových jaderných elektráren díky neobnovitelné povaze Uranu a vzniku radioaktivního odpadu. Ovšem tato snaha nakonec nedosáhla svého cíle a jaderná energetika dostala podporu od Evropského parlamentu a byla **zařazena do evropské taxonomie** pod podmínkou dodržení určitých podmínek (vybudování dlouhodobého jaderného uložště do roku 2050, atd.). Jedná se o velmi důležitý krok, protože taxonomie stanovuje, zda bude pro investory perspektivní do jaderných elektráren v budoucích desítkách let investovat a zda nedojde k jejich výraznější regulaci. Mimo to se jedná o značně symbolický akt, který říká, že je s jadernou energetikou v Evropě stále do budoucna počítáno. [137]

Jaderná energetika byla nakonec také zařazena do **Aktu o průmyslu pro čisté nulové emise** (NZIA). Tento akt zařazuje jadernou energii do strategických technologií pro dekarbonizaci EU, měl by pomoci k akceleraci povolovacích procedur v rámci EU a také by měl zrychlit přidružené činnosti, jako například schvalování výstavby továrny na výrobu potřebných součástí apod. [138]

7.2 Legislativa MMR v ČR

Legislativa ČR pojem **MMR nijak nedefinuje**. Platí proto pro ně naprosto identické právní předpisy a nařízení jako pro konvenční jaderné reaktory. Tento fakt platí, přestože že většina legislativy týkající se jaderných reaktorů prošla v nedávné době, respektive prochází, novelizací a s tím spojenou aktualizací. Problematika regulace a licencování jaderných zařízení v ČR je značně složité téma, které by samo o sobě vystačilo na celou závěrečnou práci, proto budou dále uvedeny **pouze nejdůležitější** právní aspekty a postupy, které budou muset být v rámci MMR plnohodnotně dodrženy. Mezi hlavní zákony patří [126; 121]:

- **zákon č. 263/2016 sb. Atomový zákon** a jeho prováděcí předpisy,
- **zákon č. 100/2001 sb. Posouzení vlivu na životní prostředí** (EIA),
- **zákon č. 148/2023 sb. Jednotné enviromentální stanovisko** (JES),
- **zákon č. 283/2021 sb. Stavební zákon** a jeho prováděcí předpisy,
- **zákon č. 416/2009 sb. O urychlení výstavby strategicky významné infrastruktury**,
- **zákon č. 458/2000 sb. Energetický zákon**,
- **zákon č. 18/1997 sb. Atomový zákon, Odpovědnost za jaderné škody**.

7.2.1 Atomový zákon

Jedná se o zákon stanovující **podmínky mírového využívání jaderné energie** v ČR. Jeho součástí jsou předpisy implementované ze smlouvy Euratom, nařízení EU, ostatních smluv o jaderné energii a také další vhodná doporučení z výše zmíněných organizací. Mimo využívání jaderné energie stanovuje podmínky pro nakládání s jaderným materiálem, s „vyhořelým“ palivem, jaderným odpadem, stanovuje nutnost monitorování radiační situace v ČR, stanovuje nutná opatření v rámci nešíření jaderných zbraní atd. [139]

Atomový zákon také stanovuje některé z pravomocí a povinností **Státního úřadu pro jadernou bezpečnost** (SÚJB). SÚJB je ústředním orgánem státní správy stojící mimo ministerstva, zodpovídající se přímo vládě ČR. Jeho pravomoci dále rozšiřuje několik dalších zákonů a vyhlášek [140]. Jeden z úkolů SÚJB je být nezávislým orgánem stojícím jako prostředník mezi žadatelem a provozovatelem jaderných zařízení v ČR a nadstátními organizacemi (IAEA, EU atd.). Dle Euratom má SÚJB povinnost podávat zprávy o plnění mezinárodních smluv ve stanovených lhůtách a vykonávat vnitrostátní kontrolu nad jaderným materiálem [140]. Mimo kontrolní činnosti disponuje SÚJB také mocí úřední a vydává povolení dle Atomového zákona a vytváří k Atomovému zákonu prováděcí vyhlášky. Těch je aktuálně 20 a stanovují mimo jiné podmínky pro umístění jaderného zařízení, požadavky na projekt jaderného zařízení atd. [141].

V § 9 Atomového zákona jsou uvedena nutná **povolení pro zacházení s jaderným zařízením**. Tyto povolení jsou vydávána na základě značného množství dokumentů, které jsou uvedeny v příloze č.1. Na tvorbu těchto dokumentů je nutno vykonat a doložit množství testů, průzkumů, analýz aj. Pro získání jednotlivých povolení je nutno podat žádost na SÚJB, které danou žádost posoudí ve lhůtě stanovené v § 19. Tyto povolení jsou (v závorce uvedena maximální délka lhůty pro posouzení žádosti) [139]:

- a) **umístění jaderného zařízení** (12 měsíců),
- b) **výstavba jaderného zařízení** (18 měsíců),
- c) **první fyzikální spouštění jaderného zařízení** (12 měsíců),
- d) **první energetické spouštění jaderného zařízení** (6 měsíců),
- e) **provoz jaderného zařízení** (6 měsíců),
- f) **jednotlivé etapy vyřazování z provozu** (6 měsíců),
- g) **provádění změn ovlivňující jadernou bezpečnost**, aj. (90 dnů).

Z výše uvedeného jasně plyne, že pro uvedení MMR do provozu může být nutno **až 54 měsíců** (4,5 roku) pouze pro povolení dle Atomového zákona, přičemž SÚJB může řízení pozastavit a vyžádat doplnění dokumentace. Nutné je podotknout, že aktuálně dochází k novelizaci Atomového zákona, ve které je návrh na sloučení povolení pro první fyzikální spouštění (bod c) a povolení pro první energetické spouštění (bod d) do **povolení k uvádění do provozu**, na které bude maximální lhůta 12 měsíců [142]. To by zkrátilo maximální dobu pro uvedení MMR do provozu **na 48 měsíců** (4 roky) pro povolení dle Atomového zákona.

Mimo značné časové a finanční zátěže na vypracování dokumentů a schválení žádostí je ještě nutné dle § 36 a 39 zaplatit **poplatek za posouzení žádosti**. Ty jsou pro bod a) až 30 000 000 Kč, bod b) až 150 000 000 Kč, bod e) až 60 000 000 Kč a bod f) až 60 000 000 Kč. Výsledkem může být, že se cena za uvedení 1 reaktoru do provozu vyšplhá až **na 240 000 000 Kč** pouze za posouzení jednotlivých povolení. Zákon také nijak nestanovuje, jak by probíhal proces posuzování v případě výstavby několika stejných reaktorů v 1 zařízení najednou (např. koncept NuScale). V rámci návrhu novelizace nedošlo ke změně částek, žádné úpravy ve světle MMR a ani k žádné specifikaci výše zmíněného problému [142]. [139]

Další problém pro MMR by mohl nastat vůči § 46 odstavec 3, který uvádí [139]:

„Při projektování jaderného zařízení musí být stanovena projektová východiska a použity ověřené metody, postupy a technologie.“

Není již však dále specifikováno, jakým způsobem a do jaké míry musí být toto „ověření“ provedeno. Tento problém by mohl vyřešit prováděcí předpis. Lze však pouze spekulovat, zda jsou například pasivní prvky, často používané v MMR „neověřenou“ technologií. Stejný problém

nastává u všech MMR jiné koncepce než PWR, se kterou jedinou má ČR zkušenosti. Také je nutné ujasnit, zda musí být technologie „ověřena“ v ČR nebo zda stačí provést „ověření“ v zahraničí například provozováním daného MMR [121]. V navržené novelizaci není toto stanovisko nijak pozměněno a ani více specifikováno [142].

Jednou z výhod aktuálního znění zákona může být **nezařazení veřejnosti** do výše zmíněných schvalovacích procesů. To znamená, že je proces schvalování neveřejný a nemohou být k němu vznášeny připomínky nezainteresovanými stranami. Účast veřejnosti je začleněna až do ostatních schvalovacích procesů, které budou popsány později v této práci. [121]

Další záležitostí stanovenou Atomovým zákonem (přesněji prováděcím předpisem č. 359/2016 Sb. [141]) je **havarijní zóna reaktoru**. Ta je stanovena jako kružnice se středem uvnitř průmětu půdorysu budovy s jaderným reaktorem a o poloměru rovném vzdálenosti, na které není vyloučen vznik radiační havárie s frekvencí výskytu větší nebo rovnu 10^{-7} /rok [141]. Na této zóně je nutné zavést neodkladné ochranné opatření. V případě MMR lze předpokládat frekvenci výskytu radiační havárie okolo 10^{-8} /rok již v oblasti mimo kontejnment [143]. To by znamenalo, že již při dnešní legislativě by bylo možné omezit havarijní zónu **pouze na areál elektrárny**. Tuto zónu je samozřejmě také nutné aktivně hlídat před vniknutím neoprávněných osob a umístit zábrany proti vniknutí (ploty, aj.).

V rámci začlenění Euratom a smlouvy o nešíření jaderných zbraní jsou stanoveny také **podmínky zacházení s jadernou technologií** a jaderným materiálem. Do zneužití nespadá pouze jaderný materiál jako takový, ale také tzv. vybrané položky a položky dvojího použití. O všech těchto položkách musí mít SÚJB přehled a musí být veden dozor nad jejich výrobci a distributory. Z toho plyne, že při výrobě, přepravě a montáži MMR bude kladen značný důraz na nemožnost zneužití těchto položek, a to včetně stanovených výrobních strojů a postupů. To klade nutnost sledovacích zařízení, prověrek pracovníků a také pečeti, se kterými bude nutné při výrobě MMR počítat a bude nutné stanovit pro ně specifická místa. Tomu také nepomáhá zvýšená modularita a zmenšený rozměr MMR, s čímž je spojený potenciálně zvýšený počet těchto položek. Nemusí se jednat o závažný problém, jen je nutné s touto skutečností počítat a již při návrhu MMR stanovit místa pro tyto pečeti a sledovací zařízení. [126]

V neposlední řadě stanovuje Atomový zákon **zacházení s jaderným odpadem**. Dle Euratom je za veškerý odpad vzniklý na území ČR zodpovědná ČR. Atomový zákon proto stanovuje nutnost **vypracování strategie nakládání s radioaktivním odpadem** již před jeho vznikem, přičemž původce tohoto odpadu nese veškeré náklady spojené s uložením odpadu, následnou správou uložště a ve výsledku také s jeho trvalým uložením. V případě MMR bude proto nutné počítat s větším množstvím radioaktivního odpadu v době jejich vyřazování (větší množství odpadu na jednotku výkonu) a přizpůsobit k tomu výsledná uložště a zajistit jejich financování. [139; 126]

Zbytek Atomového zákona není pro MMR nijak specifický a stanovuje důležité předpisy pro jaderné reaktory obecně, které zde však už uvedeny nebudou. Hlavním problémem tohoto zákona je značná neflexibilita a velmi úzké specifikování jednotlivých pojmů a požadavků. Příkladem může být referování na jaderné reaktory určené pro výrobu elektřiny a pouhé zmínky o jaderných reaktorech určených pouze pro výrobu tepla. Zákon také velmi omezuje nebo ani do jisté míry neumožňuje nasazení nových technologií. Také není nikde v zákoně zakotven koncept schvalování technologie stejných reaktorů (tento koncept využívá například USA) a v případě nasazení stejného reaktoru na více místech by bylo nutné provést kompletní schvalovací proces znovu. Naštěstí není v atomovém zákoně nikde omezena mezinárodní spolupráce a bylo by tak do jisté míry možné přebírat podkladové dokumenty z jiných států. [126; 121]

7.2.2 EIA a JES

EIA je zákon určený pro **posouzení vlivu stavby na obyvatelstvo, veřejné zdraví a na životní prostředí**. Při posuzování jsou do úvahu brány živočichové, rostliny, ekosystémy, biologická rozmanitost, půda, voda, ovzduší, klima, krajina, hmotný majetek, kulturní dědictví atd. [144]

Z pohledu sledu legislativních úkonů je nutné získat povolení EIA vždy před stavebním povolením. To je definováno v § 3, který stanovuje stavební povolení jako povolení navazující. Povolení EIA vydává dle § 21 a přílohy č. 1 vždy **Ministerstvo životního prostředí ČR (MŽP)**. Do schvalovacího procesu zasahují také všechny dotčené orgány, a to formou připomínek. U staveb rozsahu a „nebezpečnosti“ jako jaderný reaktor jsou těmito dotčenými orgány: SÚJB, Ministerstvo zemědělství ČR, krajské úřady, obce, veřejnost (a to včetně zahraniční), atd. Všechny relevantní připomínky od těchto orgánů je nutno zohlednit a jednotlivě vypořádat (a to včetně připomínek veřejnosti). Před vydáním finálního povolení je ještě navíc nutno delegovat dokumentaci EIA nestrannému posuzovateli a také dle § 13 dotčeným okolním státům, kterým je nabídnuto předběžné projednání. Jestliže jednotlivé státy projeví zájem o projednání je nutno vyrozumět jednotlivé dotazy a připomínky. To může být provedeno písemnou formou nebo v případě nutnosti formou schůze odborníků daných států. V rámci zapojení veřejnosti je také nutno vykonat veřejné projednání, a to ne pouze v ČR, ale také ve všech dotčených státech. Z těch musí být vyhotoven zápis a musí být zohledněny a posouzeny relevantní připomínky. [144; 145]

Obecně je proces udělení povolení EIA **velmi časově a finančně náročnou záležitostí**, protože je nutné zpracovat tisíce stran odborných studií, analýz, posudků a dalších podkladů odborníky na danou problematiku. Tyto dokumenty jsou následně veřejně přístupné a mohou být k nim veřejností (a to včetně zahraniční) vznášeny dotazy a připomínky, což prodlužuje celý proces. Výsledná délka celého procesu se například v případě Dukovan II pohybovala **okolo 3 let** [146]. Platnost povolení je 7 let, poté lze povolení o 5 let prodlužovat, a to i opakovaně (pokud nedošlo ke změně podmínek a metod posuzování). [145]

Nově se od roku 2024 vydává také povolení v rámci Jednotného environmentálního stanoviska (**JES**). Jedná se o zákon **slučující až 26 správních úkonů** z 9 zákonů. Jeho vydání spadá v případě jaderných reaktorů také pod **MŽP**. Toto povolení je možné získat jako součást procesu EIA nebo až po procesu EIA (dle volby žadatele). Aktuálně se může zdát, že se jedná o „zbytečný zákon navíc“ a že mohlo dojít k pevnému sloučení JES s EIA. JES ale nahrazuje úkony, které bylo nutno zajistit **v rámci stavebního povolení** i u záměrů nepodléhajících EIA. Výhodou je, že lze nově podat žádost o povolení dle stavebního zákona i bez povolení JES a stavební úřad nechá JES vystavit i bez dodatečného zásahu žadatele. To v rámci MMR nehraje až takovou roli, ale je možné že dojde alespoň k menšímu zrychlení povolovacího procesu. [147; 126]

Celkově lze shrnout proces EIA a JES jako velmi náročný a zdoluhavý proces, který bude předcházet také nasazení MMR. Ovšem jedná se o **proces NUTNÝ** ať už z pohledu nutnosti důkladného posouzení vlivů MMR na okolí nebo také z důvodu širokého zapojení veřejnosti. Ovšem každý schvalovací proces lze zjednodušit a urychlit a EIA tomu není výjimkou. Ve výsledku ale vyvstává otázka, zda je radno takto závažné procesy výrazně urychlovat i na úkor zanedbání veřejného mínění a okolního prostředí. Do jisté míry lze předejít zdržování procesu EIA převážně ze zahraničí [148] zařazením MMR do Liniového zákona, který bude více rozebrán v podkapitole 7.2.4.

7.2.3 Stavební zákon

Jedná se o zákon, který má zajistit integrovanou **ochranu veřejných zájmů** při územním plánování, povolování staveb a jejich výstavbě. Dále slouží k vytváření podmínek pro udržitelný rozvoj území a k zvyšování kvality vystavěného prostředí, architektury a stavební kultury. Zákon upravuje také oprávnění inspektorů, výkon kontroly, pokutování apod., což pro problematiku MMR aktuálně není podstatné. [149]

Stavební zákon prošel v roce 2021 novelizací, která byla uvedena do částečné účinnosti 1.1. 2024 a do plné účinnosti přejde v polovině roku 2024. Nejzásadnější změnou je přepracování povolovacího procesu a zavedení **Dopravního a energetického stavebního úřadu (DESÚ)**. Jedná se o úřad určený pro posuzování významných staveb v rámci dopravní a energetické infrastruktury. Díky zařazení jaderné infrastruktury do **vyhrazených staveb** dle Přílohy č.3, spadá tato infrastruktura pod pravomoci DESÚ. Nadřízeným orgánem je v případě jaderných elektráren dle § 32b **Ministerstvo průmyslu a obchodu (MPO)**. [149]

Díky návaznosti stavebních povolení na EIA a jejich zařazení do navazujících řízení je pomocí EIA upravena účast veřejnosti v těchto řízeních [144]. To znamená, že mimo účastníků stanovených v § 182 (stavebník, dotčené obce, vlastníci pozemků atd.) spadá do schvalovacího procesu také **široká veřejnost** [149]. Dále je upravena také účast SÚJB (pomocí Atomového zákona), od kterého je požadováno vyjádření v řízeních stavebního zákona [139].

Pro výstavbu a uvedení MMR do komerčního provozu jsou nově dle Stavebního zákona vyžadovány pouze 2 povolení a to [149]:

- 1) **Povolení k záměru** – Jedná se o povolení **slučující** náležitosti **územního plánování a stavebního povolení**. Pro udělení povolení je nutno podat žádost o povolení k záměru. K té je třeba doložit náležitosti dle § 184 (údaje o záměru, dokumentace pro povolení záměru, plánovací smlouva, souhlasy účastníků řízení, vyjádření o připojení dopravní a technické infrastruktury atd.). Poté DESÚ posoudí veškeré dokumenty s ohledem na stavební a jiné zákony a na základě jejich plnění vydá povolení k záměru. To vymezí pozemky pro realizaci stavby, stanoví podmínky pro umístění a provedení stavby, stanoví podmínky, kterými bude zabezpečeno dodržování aktuálních zákonů a **umožní započítí stavby**. Výsledné povolení **platí 2 až 5 let** dle stanovení DESÚ (délka povolení je stanovena přiměřeně k náročnosti stavby), přičemž lze dobu platnosti prodlužovat o 2 roky, a to i opakovaně (pokud nedošlo ke směně podmínek). [149]
- 2) **Povolení k užívání (kolaudace)** – V rámci udělení povolení k užívání je nutno v případě jaderných elektráren provést kolaudační řízení. Pro započítí tohoto řízení je nutno podat žádost o vydání kolaudačního rozhodnutí. K té je potřeba doložit náležitosti dle § 232 (dokumentace stavby s vyznačením odchylek od původního plánu, vyhodnocení zkoušek, měření a zkušebního provozu dle Atomového zákona, vyjádření SÚJB atd.). Poté DESÚ posoudí **shodu skutečné realizace s povolenou dokumentací** a provede závěrečnou prohlídku. Při splnění veškerých podmínek je vydáno kolaudační rozhodnutí, které **povolí užívání stavby k určenému účelu**. [149]

Dle Stavebního zákona musí stavba **dodržovat** také řadu **technických a bezpečnostních požadavků**, aby mohlo dojít k udělení povolení. Ty jsou stanoveny v § 145 (odolnost, stabilita, požární bezpečnost, úspora energie atd.), přičemž jsou tyto požadavky na jaderné elektrárny kladeny přiměřeně tak, aby nedošlo k ohrožení bezpečnosti zařízení. [149]

Stavební zákon nově pro jaderné zařízení umožňuje vydat tzv. **Rámcové povolení**. To sice neumožňuje realizaci záměru, ale jedná se o povolení, kterým DESÚ vymezí stavební pozemek,

stanoví katastrální území, stanoví druh a účel stavby, vymezí maximální výměry, stanoví rámcové podmínky napojení stavby na dopravní a technickou infrastrukturu, vymezí území dotčené vlivy stavby atd. Jedná se o povolení **urychlující přípravné a dodatečné práce**, které je nutno u staveb bez rámcového povolení provést až po udělení povolení k záměru. Tím může být urychlena výsledná doba výstavby jaderné elektrárny. [149]

Získání stavebních povolení pro MMR nebude jednoduchý úkol. Bude nutné provést značné množství podkladových studií a zajistit obsáhlou dokumentaci. Například pouhé územní rozhodnutí (nově pouhá část povolení k záměru) v případě žádosti pro Dukovany II mělo 8500 stran a pracovalo na něm 70 odborníků po dobu 2 let [150]. Nutností je také zajistit rozhodnutí a souhlasy od správců rozvodných sítí, správců povodí, vodních nádrží a ostatní infrastruktury. Nakonec je také nutné vypořádat námitky veřejnosti. To dělá ze stavebního povolení velmi **zdlouhavý proces**, který bude v případě MMR na několik let (**odhad 3–6 let**).

7.2.4 Další vybrané zákony

Zákon č. 416/2009 sb. o urychlení výstavby strategicky významné infrastruktury (Liniový zákon) je dalším z potenciálně významných zákonů v rámci MMR. Od roku 2023 jsou do tohoto zákona zařazeny také nové jaderné zdroje v lokalitě Temelín a Dukovany, včetně přidružené infrastruktury. To by potenciálně mohlo znamenat jeho aplikaci i na MMR plánované v lokalitě Temelín, popřípadě by mohly být zařazeny MMR v jiných lokalitách. Stavby pro energetickou bezpečnost, do které nově spadají zdroje v těchto lokalitách mají dle Liniového zákona **sníženou lhůtu podání žalob** na 1 měsíc a soud musí následně učinit rozhodnutí do 90 dnů. Dále se nedá proti rozhodnutí o povolení stavby v rámci těchto staveb odvolat. Také **nemohou být prodlužovány různé lhůty** stanovené v zákoně EIA a Stavebním zákoně. Všechny tyto záležitosti by mohly vést k výraznému urychlení posuzování a výstavby jaderných zařízení v těchto lokalitách. Ovšem jedná se o urychlení na úkor práv veřejnosti a zainteresovaných stran v rozporu s povoleními. Na druhou stranu může tento zákon eliminovat nebo spíše výrazně potlačit prodlužování schvalovacího procesu různými protijadernými organizacemi a protijadernou veřejností okolních států. [151]

Zákon č. 458/2000 sb., Energetický zákon stanovuje další požadavky na jaderné elektrárny a jejich provoz. Pro stavbu jaderné elektrárny je nutností **udělení autorizace** od MPO na **výstavbu výroby elektřiny/tepla** a následně také **licenci na komerční výrobu elektřiny/tepla**. Dalším důležitým požadavkem je stanovení minimálního množství čerstvého jaderného paliva dle § 31. Ten stanovuje, že každý jaderný reaktor musí mít **zásobu čerstvého paliva** minimálně na provoz po dobu následujících 36 měsíců nebo na 18 měsíců v případě prokazatelně zajištěného dodání čerstvého paliva z jiného zdroje do 15 měsíců. To pro většinu MMR znamená nutnost disponovat zásobou čerstvého paliva na alespoň 1 až 2 výměny části paliva. Při větším rozšíření MMR proto nastává otázka, zda bude čerstvé palivo umístěno v areálu těchto MMR nebo zda bude zřízen centrální sklad čerstvého paliva. Mimo výše zmíněného zákon navíc stanovuje **maximální míru tržního příjmu** z elektřiny vyrobené jaderným zdrojem a to na **70 eur/MWh**. Dále jsou zákonem upraveny různé další náležitosti, které jsou aktuálně pro MMR nepodstatné. [152]

Zákon č. 18/1997 sb. je pozůstatkem předchozí verze Atomového zákona a aktuálně stanovuje pouze **odpovědnost za jadernou škodu**, která je aktuálně v ČR upravena Vídeňskou úmluvou. Zákon stanovuje držitele povolení k provozu jaderného zařízení nebo k přepravě jaderného materiálu jako odpovědnou osobu za případnou způsobenou škodu. S tím je spojena **nutnost pojištění jaderného zařízení** na částku nejméně **2 000 000 000 Kč** a v případě přepravy jaderného materiálu na částku nejméně **300 000 000 Kč**. Pojištění je uzavíráno na každé jaderné zařízení a na každou přepravu jaderného materiálu zvlášť (přičemž lze považovat elektrárnu

s více bloky jako 1 jaderné zařízení). To představuje **další výdaj pro MMR**, který nelze zanedbat. [153]

Za zmínku stojí také **zákon č. 134/2016 Sb.**, který stanovuje **zadávání veřejných zakázek**. Jelikož jediná společnost aktuálně provozující jaderné elektrárny v ČR je z většiny vlastněná státem, tak je nutné, aby provedla v rámci tohoto zákona veřejné výběrové řízení u zakázek nad stanovený peněžní limit. Lze předpokládat, že MMR tento limit přesáhne a bude **nutnost provést veřejné výběrové řízení** (podobně jako v případě Dukovan II s konvenčními reaktory). To představuje nutnost vypsání zakázky v dostatečném předstihu v rámci schvalovacího procesu a také nutnost stanovení potenciálních dodavatelů technologie MMR a použitého paliva. Nutností je také **nastavit rovné podmínky pro tyto dodavatele** a žádného neupřednostňovat. Značným problémem by mohla být „nezralost“ technologie a malý počet potenciálně vhodných dodavatelů v dohledném termínu a je otázkou, jak bude postupováno. V případě výstavby MMR ze stran nestátních a nedotovaných soukromých subjektů odpadá nutnost provádět veřejné výběrové řízení a subjekt si může zvolit dodavatele MMR dle vlastního uvážení. [154]

Jaderné zařízení, respektive MMR jsou dále upravovány **řadou dalších předpisů a zákonů**, které ovšem nejsou pro účely této práce tak významné, a proto se jimi nebude dále zabýváno. Výše uvedené legislativní požadavky jsou výčtem nejdůležitějších požadavků, které budou na MMR aplikovány v plném znění a u kterých bude potenciálně vyžadována úprava a případná modernizace.

7.3 Postup uvedení MMR na trh a do provozu

Čistě teoreticky může uvést MMR na trh jakýkoliv stát. Stačí vyvinout funkční technologii, tu důkladně otestovat a nabídnout ji ostatním státům. Nutné je při obchodování s jadernými materiály a technologiemi **dodržet mezinárodní smlouvy a nařízení IAEA**, které mají zabránit zneužití a zajistit jadernou bezpečnost. Vzhledem k členství téměř většiny států světa v IAEA by neměla nastat možnost obchodování jaderných technologií nebo materiálu bez schválení a dohledu IAEA. Pokud dojde ke splnění těchto podmínek je možné nabídnout MMR jinému státu bez rizika obdržení sankcí nebo jiných postihů. Poté záleží pouze na daném státu a jeho vnitrostátních zákonech a mezinárodních dohodách, zda si daný MMR na své území naistaluje. [155]

ČR je členským státem IAEA a EU (tím také dohody Euratom), takže na ni platí veškeré povinnosti a regulace v rámci jaderné energetiky vyplývající z těchto dohod. Na území ČR může být umístěno **jakékoliv jaderné zařízení splňující tyto mezinárodní dohody** a jejich podmínky. Jelikož je ČR zemí s aktivními jadernými elektrárnami a má implementované výše zmíněné podmínky do vnitrostátní legislativy, tak ani nemůže nastat situace, při které by došlo k porušení jednotlivých dohod a zároveň dodržení legislativy ČR. Při výstavbě nového jaderného zařízení je jedinou povinností ČR (mimo dodržování příslušných dohod) dle Euratom č. 302/2005 ve stanovené lhůtě **oznámit parametry** a další náležitosti o jaderném zařízení **Evropské komisi a IAEA** [126].

Postup uvedení MMR do provozu v ČR se skládá z několika důležitých kroků. I přesto, že v legislativě **není přesně stanoveno pořadí jednotlivých úkonů** (mimo návaznosti Stavebních povolení na EIA), tak lze stanovit **nejpravděpodobnější postup** jako (referencí je postup schvalování projektu Dukovany II [146]):

- 1) **Rozhodnutí společnosti/státu o výstavbě MMR** – Nutností je společenské přijetí MMR a vůle ČR umožnit stavbu MMR na svém území. Vhodným nástrojem pro posouzení, zda je stavba MMR perspektivní je **Státní energetická koncepce (SEK)**,

kteřá stanovuje energetické směřování ČR v rámci dalších desetiletí. Aktuálně je ČR nakloněná jaderné energetice, což lze vidět také v SEK, která klade za cíl dosáhnout 30–50 % produkce energie z jaderných elektráren do roku 2050 [156]. Na tomto základě může společnost (např. ČEZ) započat proces posuzování lokalit pro MMR.

- 2) **Stanovení umístění MMR** – Jedním z nejdůležitějších kroků je stanovení vhodné oblasti, na které bude MMR umístěn. V úvahu připadá množství lokalit a v podstatě lze vybrat téměř jakoukoliv lokalitu a přejít do fáze posuzování vhodnosti lokality. Existuje ovšem **přes 40 lokalit**, které jsou již vytipovány pro možné umístění MMR (obsahují požadovanou infrastrukturu, nachází se na nich uhelná elektrárna, aj.) [126].
- 3) **Průzkumy vhodnosti lokality** – Po výběru lokality je nutné **posoudit její vhodnost pro umístění MMR**. Musí být provedeno značné množství studií a analýz, které prokážou plnění podmínek stanovených ve výše popsáných zákonech. Jedná se také o jeden z posledních kroků, který lze udělat předběžně (formou předběžných studií) a tím již předem vyřadit lokality nesplňující požadované podmínky. ČR by mohla provést tyto předběžné studie a tím urychlit následný proces průzkumu lokalit před reálným nasazením MMR.
- 4) **Vystavení povolení dle EIA (a možnost vystavení JES)** – MŽP posoudí předložené studie a analýzy o **vlivu MMR na životní prostředí** a na jejich základě vydá povolení EIA. Nutností bude také provést veřejné projednání, projednání s okolními státy a vy pořádání s připomínkami veřejnosti. Jako součást EIA může být vydáno také povolení JES (pokud zadavatel nezvolí vydání JES v rámci Stavebního zákona).
- 5) **Vystavení povolení pro umístění stavby v rámci Atomového zákona** – SÚJB posoudí předložené studie a analýzy v souladu s Atomovým zákonem a na jejich základě vydá povolení pro umístění stavby.
- 6) **Získání autorizace pro výrobu elektřiny/tepla** – MPO posoudí, zda je budoucí stavba MMR **v souladu se SEK** a ostatními požadavky energetického směřování ČR.
- 7) **Výběr konkrétního MMR** – Pokud byla předchozí povolení a všechna posouzení provedena pouze pro typ reaktoru (aktuálně zkušenosti pouze s PWR) a maximální stanovené hodnoty výkonu, tak je nutné vybrat dodavatele MMR. V případě soukromých nedotovaných společností bude výběr na jejich preferencích. V případě společností spadajících pod zákon o veřejných zakázkách bude provedeno výběrové řízení dle zákona o zavádění veřejných zakázek. Výběr konkrétního MMR mohl být ovšem proveden kdykoliv v průběhu předchozích bodů.
- 8) **Vystavení rámcového povolení dle Stavebního zákona** – DESÚ může na základě žádosti vydat rámcové povolení, které umožní provést některé procesy před udělením finálního povolení.
- 9) **Vystavení povolení pro výstavbu v rámci Atomového zákona** – SÚJB posoudí přiložené dokumenty o plnění technických a bezpečnostních požadavků dle Atomového zákona a na jejich základě vydá povolení pro výstavbu v rámci Atomového zákona.
- 10) **Vystavení povolení k záměru dle Stavebního zákona** – DESÚ posoudí přiložené dokumenty o územním řízení, projektové dokumentaci, dodatečných stavbách, o přípojně infrastruktuře atd. Posoudí také zda byly **splněny všechny předchozí povolení** a na základě plnění všech podmínek vydá povolení k záměru stavby.
- 11) **Výstavba MMR** – Po získání povolení k záměru může začít výstavba MMR a všech okolních staveb nutných pro chod jaderné elektrárny.

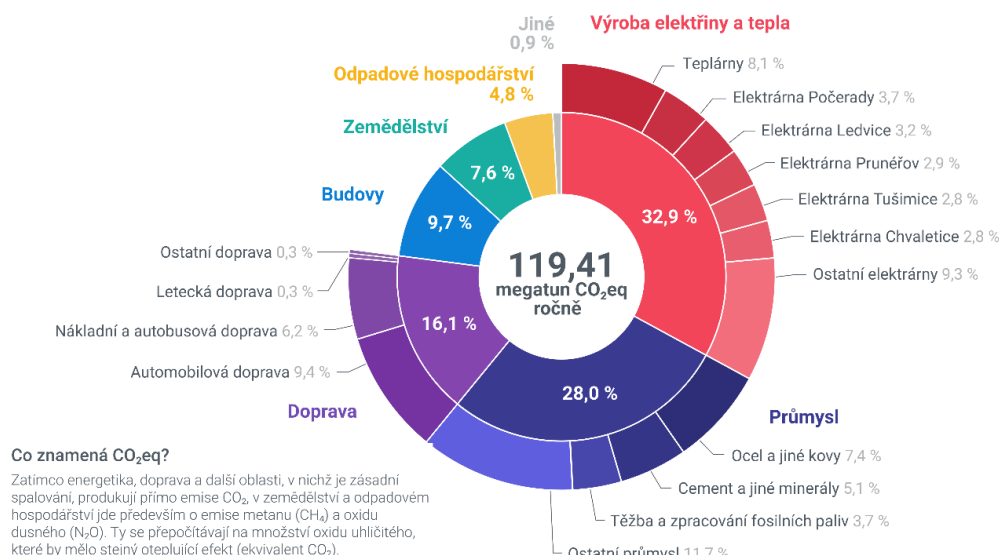
- 12) **Vystavení povolení pro uvedení do provozu dle Atomového zákona** – SÚJB posoudí bezpečnost, provedení stavby MMR a výsledky předzavážecích zkoušek a vydá povolení k fyzikálnímu spuštění. Poté SÚJB vyhodnotí výsledky kontrol zavezení jaderného paliva, ověření fyzikálních vlastností reaktoru, ostatních dokumentů a zkoušek a na jejich základě vydá povolení k prvnímu energetickému spuštění [157].
- 13) **Testovací provoz MMR** – V rámci testovacího provozu jsou provedeny **rozsáhlé zkoušky** a zdokumentovány charakteristiky MMR na různých výkonových hladinách. Jsou zkontrolovány a otestovány řídicí a měřicí zařízení a je vyhodnocen celkový chod reaktoru. Testovací provoz většinou trvá **1 rok** a zahrnuje alespoň 1 výměnu části „vyhořelého“ paliva [157].
- 14) **Vystavení povolení k provozu dle Atomového zákona** – Na základě dokumentů a výsledků zkoušek získaných při testovacím provozu je vydáno povolení k provozu dle Atomového zákona.
- 15) **Vystavení povolení k užívání dle Stavebního zákona** – Na základě žádosti o kolaudační řízení je provedena **kontrola shody povoleného zařízení s reálnou realizací** stavby a je posouzeno, zda jsou plněny podmínky dle stavebního zákona. Posoudí se také, zda byly splněny všechny předchozí povolení a na základě splnění všech podmínek je vydáno **povolení k užívání MMR k výrobě elektřiny/tepla**.
- 16) **Vystavení licence pro výrobu elektřiny/tepla** – MPO vystaví licenci pro **komerční** výrobu elektřiny/tepla, pokud již tak nebylo učiněno v rámci testovacího provozu.
- 17) **Provoz MMR** – MMR je provozován dle jeho návržení a jsou **dodržovány všechny předpisy pro jeho provoz**. Je nutné ohlašování manipulace s palivem, je kontrolován technický stav zařízení, jsou dodržovány zákony o zacházení s jaderným odpadem, je drženo minimální množství čerstvého jaderného paliva atd. [157]

Z výše uvedeného postupu je jasné, že se nejedná o jednoduchý a už vůbec ne krátký proces. Celý proces od rozhodnutí k umístění až po komerční provoz MMR může trvat **několik desítek let** (Dukovany II jsou po 7 letech teprve u výběru konkrétního reaktoru, i přes to že se jedná o „pouhou“ dostavbu [146]) podle toho, zda dojde k legislativní úpravě nebo ke krokům vedoucím k urychlení jednotlivých povolení. Výrazné zrychlení může být dosaženo posouzením lokalit již před rozhodnutím o stavbě MMR. To může být provedeno na státní úrovni a financováno z veřejných zdrojů a fondů [126]. Další urychlení může být dosaženo zařazením MMR do Liniového zákona, podobně jako nové jaderné zdroje v lokalitě Temelín a Dukovany. Nemalé urychlení může být také dosaženo pomocí přebírání jednotlivých dokumentů od států s již funkční realizací konkrétního MMR. Tím by mohly odpadnout různé experimentální zkoušky pro posouzení materiálu, systémů apod., které již byly provedeny v daném státě. Také může hrát důležitou roli nasazení více stejných MMR a s tím spojená duplicitní dokumentace, kterou by nebylo nutno znovu vytvářet. Některé státy dokonce hovoří o tzv. **flotilovém přístupu**, který by umožňoval výstavbu více stejných MMR v rámci jednoho regionu a pouze jednoho povolení. Tento přístup ale při aktuální legislativě **nepřichází v úvahu** a vyvstává otázka, zda by takový přístup byl v rámci ČR vůbec optimální [126].

8 MOŽNOSTI UPLATNĚNÍ MMR V NÍZKOEMISNÍ ENERGETICE

Lze říct, že je již dnes celosvětově přijímaným faktem, že jsou emise vznikající spalováním, respektive spalováním fosilních paliv, negativní pro lidstvo, biosféru a také celou planetu. Existuje celá řada negativních emisí vznikajících spalováním, mezi nejznámější se řadí NO_x , SO_x , tuhé znečišťující látky, CO a především CO_2 [158]. Většinu z těchto látek lze do jisté míry redukovat, odlučovat a filtrovat, což lidstvo efektivně provádí. Největší problém nastává s CO_2 a ostatními plyny, které zesilují skleníkový efekt atmosféry (skleníkové plyny) [159]. Jelikož je CO_2 přirozenou součástí spalování látek na bázi Uhlíku (vzniká i při dokonalém spalování), tak se nedá této složky spalin nijak zbavit (při jejich vzniku). První možností zabránění emisí CO_2 do ovzduší je jeho odloučení ze spalin a jeho následné skladování, což je technicky, energeticky a také ekonomicky náročný proces. Druhou možností je předejít vzniku emisí jako celku (dále bude referováno emisemi převážně na skleníkové plyny). Ty ovšem nelze snížit na nulu, protože řada emisí vzniká přirozeně, ať už vulkanickou činností, existencí živých organismů, požáry atd. [160]. Lze však dosáhnout tzv. **nulové bilanci produkce skleníkových plynů**, při které bude do atmosféry lidskou činností uvolněno stejné množství skleníkových plynů jako bude z atmosféry odebráno. Dosáhnout této nulové bilance lze ale pouze 2 způsoby, a to **snížením lidské produkce emisí na 0**, nebo **aktivním zachytem již vzniklých emisí** [161].

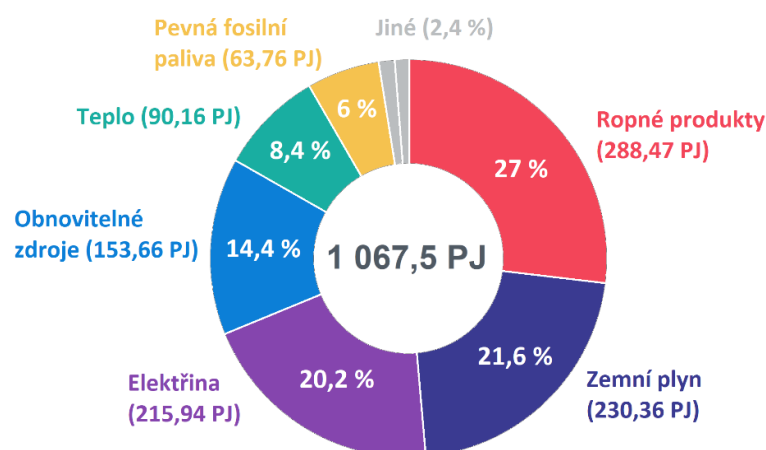
Škodlivost emisí si uvědomuje většina států, existují proto celosvětové legislativní snahy vedoucí ke snížení emisí (ať už k předejítí jejich vzniku, nebo k jejich snížení) [159]. EU je ale v této oblasti největším průkopníkem, a to především svou **Zelenou dohodou pro Evropu** (*The European green deal*). Ta klade za cíl dosažení **nulové bilance skleníkových plynů** produkovaných v EU již **do roku 2050**. V rámci tohoto cíle je vytyčen milník dosažení alespoň o 55 % nižších emisí skleníkových plynů než v roce 1990, již do roku 2030. [162] Tento cíl nepostihuje pouze energetický sektor, ale také řadu dalších sektorů, které se budou muset přizpůsobit. Mezi nejvýznamnější sektory patří:



Obr. 8.1 Emise skleníkových plynů ČR za rok 2021 dle sektoru [159] (upraveno)

Z obr. 8.1 lze vidět, že největším producentem skleníkových plynů v ČR je výroba elektřiny a tepla, průmysl a poté doprava. Celá EU je na tom podobně, ale nejvíce skleníkových plynů vytváří průmysl (26,7 %), doprava (23,9 %) a poté až výroba elektřiny a tepla (20,2 %) [159]. S přechodem na nízkou emisní ekonomiku bude **nutné vyřešit emise všech těchto sektorů**, a ne

pouze sektor výroby elektřiny a tepla. Problém nastává s tím, jakým způsobem dosáhnout nulovou bilanci emisí v sektorech jako doprava, průmysl, zemědělství a vytápění budov. Nabízí se elektrifikace těchto sektorů, přechod na syntetická paliva nebo na vodík. Problém s těmito řešeními nastává v nutnosti **umělé výroby těchto náhrad**. Na výrobu nízkoemisního vodíku a syntetických paliv je nutné značné množství energie v podobě tepla nebo elektřiny (dle metody výroby). Z toho plyne, že snížení emisí všech ostatních sektorů pouze zvýší poptávku po elektřině a teple. Výsledkem by bylo (při zachování aktuálního energetického mixu ČR) pouze přelití vzniku emisí z jiných sektorů do výroby elektřiny a tepla a nutnost značného navýšení výrobních kapacit. Jediným řešením tohoto problému je zároveň přejít na nízkoemisní výrobu elektřiny a tepla. To ovšem stále neřeší nutnost **nahrazení nemalého množství energie** z fosilních paliv využívaného v ostatních sektorech. Pro kontext, spotřeba energie v ČR je:



Obr. 8.2 Spotřeba energie v ČR za rok 2021 (data dle [163])

Dle obr. 8.2 nelze úplně vyvodit rozložení spotřeby energie dle jednotlivých sektorů, lze však vyvodit odhad množství elektřiny a tepla, které bude potřeba vyprodukovat z nízkoemisních zdrojů, aby bylo možné dosažení nulové bilance skleníkových plynů při stejné kvalitě života a ekonomiky ČR. Elektřina v ČR dělá za rok 2021 pouhých 20,2 % celkové spotřeby energie. Z těchto 20,2 % (215 PJ) je vyrobeno **okolo 45 %** z nízkoemisních zdrojů (97 PJ) [164]. Se zahrnutím dalších 153,66 PJ tepelné energie z obnovitelných zdrojů (bionafta, biomasa, zisk tepelných čerpadel atd. [163]) se jedná zhruba o 250 PJ energie získané z nízkoemisních zdrojů. Zbýlých 817,5 PJ energie pochází z emisních zdrojů, které budou v roce 2050 nepřijatelné (pokud nebude docházet k aktivnímu záchytu skleníkových plynů z těchto zdrojů). Při uvážení stejné spotřeby energie v roce 2050 a zanedbání mnoha dalších faktorů (např. že nebude využívána pouze elektřina ale i teplo; elektroauta mají vyšší účinnost než spalovací; tepelná čerpadla dokáží využít více energie (v průměru), než je do nich vloženo; atd.) by bylo nutné vytvořit 817,5 PJ elektřiny z nízkoemisních zdrojů (takové množství elektřiny odpovídá zhruba dalším 14 jaderným elektrárnám Temelín [165]). Z výše uvedeného je tady jasné, že bude v průběhu následujících 30 let **nutná rozsáhlá reforma energetiky** i při nižší spotřebě elektřiny, než je tento velmi hrubý odhad.

Metod způsobu výroby nízkoemisní elektřiny a tepla je několik. Mezi ty hlavní patří [166]:

- fotovoltaické elektrárny,
- solární elektrárny,
- větrné elektrárny,
- vodní elektrárny,
- geotermální elektrárny,
- elektrárny na biomasu a bioplyn,
- jaderné elektrárny (včetně MMR),
- elektrárny na fosilní paliva s aktivním záchytem skleníkových plynů.

U všech těchto způsobů výroby nízkoemisní elektřiny ale **nastává nějaký problém**. U biomasy, bioplynu a hydro-potenciálu ČR lze hovořit o značném využití již v dnešní energetice a nelze už tyto zdroje nějak enormně expandovat [166]. U větrné a solární energie nastává problém s ne úplně ideálním geografickým umístěním ČR a také s nestálostí výroby energie, a tím spojenou nutností jejího uložení [166]. U elektráren s aktivním zachytem skleníkových plynů nastává problém s uložištěm skleníkových plynů a také nutností importu většiny fosilních paliv ze zahraničí. Problém ovšem nastává také s nemnoživými jadernými reaktory (všechny v aktuální nabídce), respektive MMR, a to především v omezené zásobě ^{235}U (pro jejich výraznější celosvětové nasazení [14]). V případě nasazení množivých reaktorů, lze do jisté míry hovořit o možnosti celosvětového nasazení na několik stovek let, ale je nutné podotknout, že množivé reaktory jsou aktuálně pouze konceptem a nelze s nimi úplně do budoucích 20 let počítat (podobně jako s fúzními elektrárnami).

Z výše uvedeného je jasné, že nelze nahradit veškerou dnešní energii z fosilních paliv pouze 1 zdrojem energie a bude tedy **nutné využít všechny možné technologie** pro dosažení nízkoemisní energetiky (pokud má být vytyčený cíl do roku 2050 reálně splněn). Jaderné elektrárny ať už s množivým nebo nemnoživým reaktorem by neměly být výjimkou a mělo by dojít také k jejich nasazení. Mimo to mohou MMR nabídnout řadu vlastností, které lze v nízkoemisní energetice vhodně využít a které budou v budoucnu žádoucí. Mezi ty patří:

- **Nepřetržitá, spolehlivá a flexibilní výroba** – Po spuštění mohou MMR pracovat mimo odstávek na kontroly, opravy a výměnu paliva nepřetržitě po dobu 40 až 80 let. Budou moci produkovat **stálý výkon** nezávisle na počasí a denní době. Výhodou je také zvýšená flexibilita MMR a malá poruchovost jaderných elektráren obecně. [40]
- **Možnost výroby vysoko-potenciálního tepla** – Některé MMR mohou produkovat teplo o teplotě až 900 °C. Takové teplo může být využito v průmyslu na různé chemické a metalurgické procesy. [40]
- **Kogenerační výroba elektřiny a tepla** (možnost využití v rámci SCZT) – Většina MMR počítá s možností kogenerační výroby elektřiny a tepla ať už pro podniky nebo pro města s SCZT. S tím je spojená **zvýšená kombinovaná účinnost** takového MMR a možnost nahrazení aktuálních zdrojů energie s již funkční infrastrukturou. [40]
- **Velmi nízké emise** – Jaderné elektrárny obecně mají téměř nulové provozní emise (mimo vodní páru, kterou lze považovat za nepodstatnou). Emise na MWh způsobené jejich „životním cyklem“ jsou na velmi podobné nebo i nižší úrovni jako fotovoltaické a větrné elektrárny, což z nich dělá **jeden z nejvíce nízkoemisních zdrojů**. [167]
- **Malá zastavěná plocha** – Jaderné elektrárny a specificky MMR jsou navrženy na velmi malou zástavbovou plochu. To umožňuje jejich nasazení v okolí měst, v blízkosti podniků atd. Výhodou je daleko menší nutnost údržbových prací na rozlehlých plochách a také téměř **nulové znehodnocení úrodné půdy**. [168]
- **Specifické způsoby využití** – Výroba elektřiny, přehřáté páry, nebo přehřátého plynu umožňuje využít MMR na různé specifické účely jako odsolování mořské vody, výrobu vodíku, aj. Také lze uplatnit MMR v lodní dopravě anebo v odlehlých oblastech, kde by byl problém s jinými zdroji energie. [40]
- **Perspektiva inovací** – MMR a jaderná energetika obecně stále nedosáhla své vývojové špičky a lze stále inovovat a vylepšovat nové typy reaktorů (viz kapitola 5). S vývojem a nasazením množivých reaktorů a reaktorů na Thorium lze počítat s velmi spolehlivým a stálým zdrojem **nízkoemisní energie na stovky let**.

ZÁVĚR

V této bakalářské práci bylo řešeno téma malých modulárních reaktorů (MMR). Hlavním cílem bylo poskytnout čtenáři komplexní a ucelený přehled o MMR se zaměřením převážně na jednotlivé typy MMR, pokročilé projekty MMR, legislativu MMR a jejich uplatnění v nízkemisní energetice.

MMR mohou nabídnout řadu předností, především v sektoru bezpečnosti, kde implementují nové a inovativní bezpečnostní prvky s důrazem na pasivní bezpečnost (dvojitý kontejnment, pasivní cirkulaci, lapač jádra atd.). Jejich předností je vyšší flexibilita, rozmanitost uplatnění a mnohdy vyšší využití paliva. Jedná se však o výhody, které do jisté míry sdílí s velkými reaktory moderní koncepce. Za nejsilnější stránku MMR lze proto označit především neefektivnější implementaci modularity, a to až do takové míry, že lze celý reaktor dopravit na místo instalace v 1 kuse nebo po částech v tzv. modulech. To přináší řadu potenciálních výhod, především ve zrychlení výroby a instalace reaktoru a tím způsobené snížení ceny. Z ekonomického pohledu je ale nutná určitá skepse, protože je aktuálně ve vývoji přes 80 různých konceptů MMR a lze pouze spekulovat, zda se dostaví snížení ceny díky výrobě více stejných kusů. Pokud se nedostaví, tak výsledkem může být, že MMR budou ještě dražší než konvenční reaktory.

V rámci MMR lze hovořit o 2 základních fyzikálních koncepcích, a to tepelných MMR a rychlých MMR. Každá z těchto skupin obsahuje několik typů MMR, přičemž dohromady jich je 9. Nejrozšířenějším typem MMR stále zůstává tlakovodní (podobně jako u konvenčních reaktorů). To by však nemělo zastínit potenciál ostatních 8 typů. I přesto, že nejinovativnější a nejpokročilejší typy MMR jsou teprve v brzkých stádiích vývoje, lze pozorovat celosvětovou snahu o jejich vývoj a nasazení. V rámci jejich vzájemného porovnání nelze hovořit o jasném vítězi. Každý jednotlivý typ MMR přináší specifické výhody a nevýhody. MMR chlazené vodou lze označit za téměř běžné moderní reaktory ve zmenšené podobě. To umožňuje jejich jednoduché nasazení díky zkušenostem s konvenčními reaktory. V případě vysokoteplotních plynem chlazených MMR lze zase hovořit o potenciálu využití v průmyslu. Rychlé množivé MMR mohou zase nabídnout zásobu jaderného paliva na stovky let a umožnit tak výraznější využití jaderných elektráren. Proto nelze hovořit o nejlepším typu obecně, ale pouze nejlepším typu pro dané specifické využití.

V případě nejpokročilejších konceptů MMR, lze hovořit o 10 projektech, přičemž 4 z nich jsou ve fázi výstavby a 1 je již dokonce v provozu. Nejčastějším typem je integrální tlakovodní MMR, kterých je 5. Poněkud negativní zprávou může být, že v Evropě je vyvíjen pouze 1 z těchto reaktorů (NUWARDTM), přičemž se jedná o nejméně pokročilý z nich. V rámci jejich srovnání bylo proto, mimo jejich technických a bezpečnostních charakteristik, porovnána také uplatnitelnost v Evropě. Vybrat pouze 1 nejlepší projekt na uplatnění v Evropě je ale velmi obtížný úkol. Lze však poměrně jednoduše zúžit výběr na 5 projektů, a to kvůli tomu, že zbylých 5 projektů buď není určeno ke komerční nabídce, nebo pochází z Číny či Ruska (aktuálně se jedná o bezpečnostní rizika). Tyto projekty jsou VOYGRTM, NUWARDTM, BWRX-300, SMR-160 a SMART100. Z pohledu České republiky, lze ještě dodatečně zúžit výběr na 3 projekty, a to na NUWARDTM, BWRX-300 a SMR-160, převážně kvůli tomu, že VOYGRTM cílí spíše na nahrazení velkých bloků, což není dle mého názoru pro českou energetiku ideální řešení. Projekt SMART100 lze zase vyřadit z důvodu zastavení jeho dalšího rozvoje, i přes získanou licenci v Koreji. Pro vybrání 1 projektu by bylo nutné podrobnější posouzení a porovnání jednotlivých nabídek. Společnost ČEZ výše zmíněných 5 reaktorů zvažuje pro uplatnění v lokalitě Temelín [121], lze proto očekávat, že bude provedena důkladnější analýza jednotlivých projektů, a nakonec vybrán nejlepší projekt pro uplatnění v podmínkách České republiky.

Z pohledu legislativy lze vidět podporu MMR v rámci řady mezinárodních organizací, a to včetně Evropské unie. Z případě legislativy České republiky nastává základní problém v nedefinování pojmu MMR. Výsledkem je, že MMR musí splnit stejné legislativní požadavky, jako všechny ostatní jaderné reaktory. I přesto, že je dnešní legislativní rámec značně zdlouhavý a rigidní, tak je na MMR aplikovatelný. To ovšem neznamená, že není nutná jeho úprava. V jednotlivých zákonech, a především v Atomovém zákoně přetrvávají reference na ověřené technologie (bez definování o co se jedná) apod. Problém může nastat také se zákonem O jaderných škodách, který nijak nezohledňuje nižší výkon a vyšší bezpečnost MMR. Nevhodné je také stanovení maximální míry tržního zisku dle Energetického zákona, který stanovuje strop tržního příjmu za jadernou energii na 70 eurech/MWh (nejmenší hodnota ze všech typů elektráren [152]), což by mohlo odradit nestátní investory. V případě státních společností (i Skupina ČEZ, a.s.) je také nutné posoudit, zda a jak bude aplikován zákon O veřejných zakázkách. V neposlední řadě je nutné legislativně zakotvit, jak bude zacházeno s jaderným odpadem z MMR a zda bude také požadována zásoba čerstvého paliva pro provoz po dobu minimálně 36 měsíců a kde bude tato zásoba uskladněna. Všechny tyto problémy jsou však pouhé detaily, které lze bez větších problémů vyřešit a upravit tak, aby byly specifikovány pro MMR.

Na konec vyvstává otázka, zda je vhodné MMR uplatnit v budoucí nízkoemisní energetice. Vzhledem k nutnosti nahrazení opravdu nemalého množství energie nízkoemisními zdroji již do roku 2030, respektive 2050, by mělo dojít k uplatnění naprosto všech možných a dostupných nízkoemisních technologií. Jaderná energetika by proto neměla být výjimkou. Lepší otázkou ovšem je, zda dokáží MMR dostatečně konkurovat velkým reaktorům moderních koncepcí tak, aby bylo výhodné jejich uplatnění. Existují oblasti, kde jsou MMR bezkonkurenční, a to v uplatnění na lodích, odlehlých oblastech, průmyslu a také jako náhrada aktuálních emisních zdrojů, při zachování stávající infrastruktury. Zda ale jejich výhody převáží nevýhody, zejména pravděpodobně vyšší počáteční cenu, ukáže ale až čas.

Jak již bylo naznačeno, tak MMR nejsou zázračnou technologií a určitě se nejedná o náhradou velkých reaktorů. Jedná se však o velice slibnou technologii pro specifické aplikace a měly by mít své místo v energetickém mixu.

SEZNAM POUŽITÝCH ZDROJŮ

- [1] *Four Fundamental Interactions*. Online. Berkley lab. 2018. Dostupné z: <https://www2.lbl.gov/abc/wall-chart/teachersguide/pdf/Chap04.pdf>. [cit. 2024-02-16].
- [2] KURSA, Miroslav a SZURMAN, Ivo. MATERIÁLY PRO JADERNOU TECHNIKU. In: *Technická univerzita Ostrava*. Ostrava: VŠB – Technická univerzita Ostrava, 2013, s. 11-96. ISBN 978-80-248-3377-4. Dostupné také z: [http://katedry.fmfi.vsb.cz/Modin_Animace/Opory/03_Materialy-
lov%C3%A9_inzenyrstvi/05_Materialy_pro_jadernou_techniku/Szurman_Kursa_Materialy_pro_jadernou_techniku.pdf](http://katedry.fmfi.vsb.cz/Modin_Animace/Opory/03_Materialy%20pro%20inzenyrstvi/05_Materialy_pro_jadernou_techniku/Szurman_Kursa_Materialy_pro_jadernou_techniku.pdf).
- [3] ULLMANN, Vojtech. *Radioaktivita, radionuklidy, záření*. Online. Astro Nukl Fyzika. Dostupné z: <https://astronuklfyzika.cz/JadRadFyzika2.htm>. [cit. 2024-02-16].
- [4] NAYYEF, Murtadha Salam a JARALLAH, Naz T. *Determine Most Stable Nuclide from Some Isobar Nuclides*. Online. ResearchGate. 2020. Dostupné z: https://www.researchgate.net/publication/351076170_Determine_Most_Stable_Nuclide_from_Some_Isobar_Nuclides. [cit. 2024-02-16].
- [5] MAYANK, Sharma. *Radioactivity*. Online. Physics Study. 2022. Dostupné z: <https://www.physics-study.com/post/what-is-radioactivity/>. [cit. 2024-02-16].
- [6] ULLMANN, Vojtěch. *Jaderné reakce a jaderná energie*. Online. Astro Nukl Fyzika. Dostupné z: <https://astronuklfyzika.cz/JadRadFyzika3.htm>. [cit. 2024-02-16].
- [7] *Fissile Material Basics*. Online. Institute for Energy and Environmental Research. 1996. Dostupné z: <https://ieer.org/resource/factsheets/fissile-material-basics/>. [cit. 2024-02-16].
- [8] *Physics of Uranium and Nuclear Energy*. Online. World Nuclear Association. 2022. Dostupné z: <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/introduction/physics-of-nuclear-energy.aspx>. [cit. 2024-02-16].
- [9] *Energy Release from Fission*. Online. Nuclear Power. Dostupné z: <https://www.nuclear-power.com/nuclear-power/fission/energy-release-from-fission/>. [cit. 2024-02-16].
- [10] *Fukushima Daiichi Accident*. Online. World Nuclear Association. 2023. Dostupné z: <https://world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/fukushima-daiichi-accident.aspx>. [cit. 2024-02-16].
- [11] *Management of spent nuclear fuel and its waste*. Online. European Academies Science Advisory Council. 2014. Dostupné z: https://easac.eu/fileadmin/PDF_s/reports_statements/NFC_leaflet_finalFINAL.pdf. [cit. 2024-02-19].
- [12] *Information Digest*. Online. United States Nuclear Regulatory Commission. 2023. Dostupné z: <https://www.nrc.gov/docs/ML2304/ML23047A371.pdf>. [cit. 2024-02-17].
- [13] *Nuclear Fuel Cycle Overview*. Online. World Nuclear Association. 2021. Dostupné z: <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/introduction/nuclear-fuel-cycle-overview.aspx>. [cit. 2024-02-19].
- [14] *Uranium 2022: Resources, Production and Demand*. Online. Nuclear Energy Agency (NEA). 2023. Dostupné z: https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_79960/uranium-2022-resources-production-and-demand?details=true. [cit. 2024-02-19].
- [15] POHANKA, Vít. *The Czech "radioactive" dilemma*. Online. Radio Prague International. 2020. Dostupné z: <https://english.radio.cz/czech-radioactive-dilemma-8109837>. [cit. 2024-02-19].
- [16] *Nuclear Power Reactors*. Online. How does a nuclear reactor work? - World Nuclear Association. 2023. Dostupné z: <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/nuclear-power-reactors.aspx>. [cit. 2024-02-19].
- [17] *Mixed Oxide (MOX) Fuel*. Online. World Nuclear Association. 2017. Dostupné z: <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/fuel-recycling/mixed-oxide-fuel-mox.aspx>. [cit. 2024-02-19].
- [18] *Radioactive Waste Management*. Online. World Nuclear Association. 2022. Dostupné z: <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-wastes/radioactive-waste-management.aspx>. [cit. 2024-02-19].
- [19] A. JUNGHANS, KOLEKTIV. *Transmutation of high-level radioactive waste – Perspectives*. Online. CERN Document Server. 2014. Dostupné z: <https://cds.cern.ch/record/1975504/files/175p.pdf>. [cit. 2024-02-19].

- [20] AIT ABDERRAHIM, Hamid. *MYRRHA contribution for closing the nuclear fuel cycle making nuclear energy sustainable*. Online. ResearchGate. 2020. Dostupné z: https://www.researchgate.net/publication/347661087_Realization_of_a_new_large_research_infrastructure_in_Belgium_MYRRHA_contribution_for_closing_the_nuclear_fuel_cycle_making_nuclear_energy_sustainable. [cit. 2024-02-17].
- [21] EL-SHOWK, Sedeer. *FINAL RESTING PLACE*. Online. AAAS. 2022. Dostupné z: <https://www.science.org/content/article/finland-built-tomb-store-nuclear-waste-can-it-survive-100000-years>. [cit. 2024-02-19].
- [22] LIOU, Joanne. *What are Small Modular Reactors (SMRs)?* Online. IAEA. 2023. Dostupné z: <https://www.iaea.org/newscenter/news/what-are-small-modular-reactors-smrs>. [cit. 2024-02-09].
- [23] *Small Nuclear Power Reactors*. Online. World Nuclear Association. 2023. Dostupné z: <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/small-nuclear-power-reactors.aspx>. [cit. 2024-02-09].
- [24] ŠEVEČEK, Martin. *Malé modulární reaktory u nás a ve světě*. Online. OEnergetice.cz. 2018. Dostupné z: <https://oenergetice.cz/jaderne-elektrarny/male-modularni-reaktory-u-nas-ve-svete/>. [cit. 2024-02-17].
- [25] *Energetika zblízka*. Online. Svět energie.cz. 2020. Dostupné z: <https://www.svetenergie.cz/cz/energetika-zblizka/jaderne-elektrarny/jaderna-elektrarna-podrobne/reaktor/vyklad>. [cit. 2024-02-10].
- [26] *Outline History of Nuclear Energy*. Online. World Nuclear Association. 2020. Dostupné z: <https://world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/outline-history-of-nuclear-energy.aspx>. [cit. 2024-02-24].
- [27] *Timeline of Nuclear Technology*. Online. American Experience. Dostupné z: <https://www.pbs.org/wgbh/americanexperience/features/three-nuclear-technology/>. [cit. 2024-02-24].
- [28] *World's First Nuclear Power Plant Celebrates 65th Anniversary*. Online. ROSATOM Newsletter. 2019. Dostupné z: <https://rosatomnewsletter.com/2019/08/23/worlds-first-nuclear-power-plant-celebrates-65th-anniversary/>. [cit. 2024-02-24].
- [29] RAMANA, M.V. *The Forgotten History of Small Nuclear Reactors*. Online. IEEE Spectrum. 2015. Dostupné z: <https://spectrum.ieee.org/the-forgotten-history-of-small-nuclear-reactors>. [cit. 2024-02-24].
- [30] *Základní typy jaderných reaktorů*. Online. Skupina ČEZ. Dostupné z: <http://www.cez.cz/cs/o-cez/vyrobni-zdroje/jaderna-energetika/je-ve-svete/zakladni-typy-jadernych-reaktoru>. [cit. 2024-02-24].
- [31] M. GOLDBERG, Stephen a ROSNER, Robert. In: *Nuclear Reactors: Generation to Generation*. American Academy of Arts and Sciences, 2011, s. 1-22. ISBN 0-87724-090-6. Dostupné také z: <https://www.amacad.org/sites/default/files/academy/pdfs/nuclearReactors.pdf>.
- [32] *Generation I reactors*. Online. Radioactivity.eu. Dostupné z: https://radioactivity.eu.com/nuclearenergy/generation_i_reactors. [cit. 2024-02-24].
- [33] *Generation II Reactors*. Online. Radioactivity.eu. 2008. Dostupné z: https://radioactivity.eu.com/nuclearenergy/generation_ii_reactors. [cit. 2024-02-24].
- [34] SALAVEC, Jiří. *Nový slovenský jaderný blok Mochovce 3 oficiálně zahájil komerční provoz*. Online. OEnergetice.cz. 2023. Dostupné z: <https://oenergetice.cz/jaderne-elektrarny/novy-slovensky-jaderny-blok-mochovce-3-oficialne-zahajil-komerčni-provoz/>. [cit. 2024-02-24].
- [35] WAGNER, Vladimír. *Současnost a budoucnost jaderné energetiky*. Online. 2023. Dostupné z: Science & Technology Club, <https://www.youtube.com/watch?v=sloSU1Ei804>. [cit. 2024-02-24].
- [36] *Technology Roadmap*. Online. GIF Portal. 2002. Dostupné z: https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_40481/technology-roadmap?details=true. [cit. 2024-02-24].
- [37] WNA. *China's demonstration HTR-PM enters commercial operation*. Online. World Nuclear News. 2023. Dostupné z: <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Chinese-HTR-PM-Demo-begins-commercial-operation>. [cit. 2024-03-24].
- [38] STATISTA. *Number of global small modular reactor projects 2022, by capacity and status*. Online. Statista. 2022. Dostupné z: <https://www.statista.com/statistics/1334632/number-of-small-modular-reactor-projects-worldwide/>. [cit. 2024-03-03].
- [39] WNA. *Safety of Nuclear Power Reactors*. Online. World Nuclear Association. 2022. Dostupné z: <https://world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/safety-of-nuclear-power-reactors.aspx>. [cit. 2024-03-03].

- [40] ARIS. *Advances in Small Modular Reactor Technology Developments*. Online. Advanced Reactors Information System. 2022. Dostupné z: https://aris.iaea.org/Publications/SMR_booklet_2022.pdf. [cit. 2024-03-03].
- [41] WESTINGHOUSE. *AP1000® Plant Overview*. Online. LAS/ANS. 2014. Dostupné z: <https://las-ans.org.br/wp-content/uploads/2019/04/Panel-6-Ed-Cummins-July22-1600-1730.pdf>. [cit. 2024-03-03].
- [42] NEA. *Small Modular Reactors: Challenges and Opportunities*. Online. Nuclear Energy Agency. 2021. Dostupné z: https://www.oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2021-03/7560_smr_report.pdf. [cit. 2024-03-03].
- [43] HOSSFELDER, Sabine. *Is Nuclear Energy Green?* Online. 2022. Dostupné z: <https://www.youtube.com/watch?v=qIQE-EUpMa8>. [cit. 2024-03-03].
- [44] RITCHIE, Hannah. *How long does it take to build a nuclear reactor?* Online. Sustainability by numbers. 2023. Dostupné z: <https://www.sustainabilitybynumbers.com/p/nuclear-construction-time>. [cit. 2024-03-03].
- [45] RUZIC, David. *Economics of Nuclear Reactor*. Online. 2019. Dostupné z: <https://www.youtube.com/watch?v=cbeJIwF1pVY>. [cit. 2024-03-03].
- [46] NUCLEAR POWER. *High Temperature Steam Oxidation of Zirconium Alloys*. Online. Nuclear Power. Dostupné z: <https://www.nuclear-power.com/nuclear-power-plant/nuclear-fuel/fuel-assembly/fuel-cladding-cladding-tube/high-temperature-steam-oxidation-of-zirconium-alloys/>. [cit. 2024-03-16].
- [47] FERRARA, John. *Generation mPower LLC*. Online. Line Idaho. 2012. Dostupné z: <https://line.idaho.gov/wp-content/uploads/2016/07/mPower-Presentation.pdf>. [cit. 2024-03-16].
- [48] R. A. MATZIE, a KOLEKTIV. *Design of the Safe Integral Reactor*. Online. ScienceDirect. 1992. Dostupné z: <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/002954939290114B>. [cit. 2024-03-16].
- [49] USNRC TECHNICAL TRAINING CENTER. *Boiling Water Reactor (BWR) Systems*. Online. U.S.NRC. Dostupné z: <https://www.nrc.gov/docs/ML1209/ML120970422.pdf>. [cit. 2024-03-16].
- [50] ENCYCLOPÆDIA BRITANNICA, INC. *Types of reactors*. Online. Encyclopedia Britannica. 2013. Dostupné z: <https://www.britannica.com/technology/nuclear-reactor>. [cit. 2024-03-16].
- [51] IAEA. *Other Designs of Nuclear Power Stations*. Online. IAEA. Dostupné z: https://nucleus.iaea.org/sites/graphiteknowledgebase/wiki/Guide_to_Graphite/Other%20Designs%20of%20Nuclear%20Power%20Stations.aspx. [cit. 2024-03-16].
- [52] IAEA. *CANDU reactor assemblies*. Online. IAEA. 2001. Dostupné z: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1197_prn.pdf. [cit. 2024-03-16].
- [53] TEPLOATOM (ТЕПЛОАТОМ). *TEPLATOR (ТЕПЛОАТОМ СЕПБИ)*. Online. Teploatom Service. Dostupné z: <https://www.teploatom.com>. [cit. 2024-03-16].
- [54] PARMA, Edward J. *Supercritical CO2 Direct Cycle Gas Fast Reactor (SC-GFR) Concept*. Online. U.S. Department of Energy. 2011. Dostupné z: <https://www.osti.gov/servlets/purl/1108768>. [cit. 2024-03-16].
- [55] OFFICE OF NUCLEAR ENERGY. *TRISO Particles: The Most Robust Nuclear Fuel on Earth*. Online. Energy.gov. 2019. Dostupné z: <https://www.energy.gov/ne/articles/triso-particles-most-robust-nuclear-fuel-earth>. [cit. 2024-03-16].
- [56] SORENSEN, KIRK. *HALEU is frightfully expensive (calcs)*. Online. Energy From Thorium. 2024. Dostupné z: <https://energyfromthorium.com/2024/01/09/25k-haleu/>. [cit. 2024-03-16].
- [57] *Gas Cooled Reactor*. Online. ScienceDirect Topics. Dostupné z: <https://www.sciencedirect.com/topics/engineering/gas-cooled-reactor>. [cit. 2024-03-16].
- [58] VAN STADEN, Martin. *X-energy Introduction*. Online. X-energy. 2016. Dostupné z: https://nupic.com/nupic/Get-File.aspx?ID=82&tbl=HOME_HOT_TOPICS_DOCS&idFN=id&fileFN=file_name. [cit. 2024-03-16].
- [59] CRYSTAL CLAW STUDIOS (PTY) LTD. *HTMR100 Fuel Project*. Online. Thorium 100. 2018. Dostupné z: <https://www.thorium100.com/Pebbles.php>. [cit. 2024-03-16].
- [60] WNA. *Hydrogen Production and Uses*. Online. World Nuclear Association. 2021. Dostupné z: <https://world-nuclear.org/information-library/energy-and-the-environment/hydrogen-production-and-uses.aspx>. [cit. 2024-03-16].
- [61] WNA. *Molten Salt Reactors*. Online. World Nuclear Association. 2021. Dostupné z: <https://world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/molten-salt-reactors.aspx>. [cit. 2024-03-16].

- [62] ALEXANDER, L. G. *MOLTEN-SALT FAST REACTORS*. Online. Molten Salt Energy Technologies Web Site. Dostupné z: <https://moltensalt.org/references/static/downloads/pdf/ANL-6792.pdf>. [cit. 2024-03-16].
- [63] FORSBERG CHARLES W., a KOLEKTIV. *Liquid Salt Applications and Molten Salt Reactors*. Online. ResearchGate. 2007. Dostupné z: https://www.researchgate.net/publication/228588729_Liquid_Salt_Applications_and_Molten_Salt_Reactors. [cit. 2024-03-16].
- [64] ELSA MERLE, a KOLEKTIV. *Influence of the Processing and Salt Composition on the Thorium Molten Salt Reactor*. Online. ResearchGate. 2008. Dostupné z: https://www.researchgate.net/publication/266479452_Influence_of_the_Processing_and_Salt_Composition_on_the_Thorium_Molten_Salt_Reactor. [cit. 2024-03-16].
- [65] TERRESTRIAL ENERGY. *Latest Media*. Online. Terrestrial Energy. 2022. Dostupné z: <https://www.terrestrialenergy.com/media/>. [cit. 2024-03-16].
- [66] WNA. *Fast Neutron Reactors*. Online. World Nuclear Association. 2021. Dostupné z: <https://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/fast-neutron-reactors.aspx>. [cit. 2024-03-16].
- [67] TUCEK, Kamil; CARLSSON, Johan a WIDER, Hartmut. *COMPARISON OF SODIUM AND LEAD-COOLED FAST REACTORS*. Online. Environmentalists For Nuclear. 2005. Dostupné z: http://www.ecolo.org/documents/documents_in_english/SFRvsLFR-05.pdf. [cit. 2024-03-16].
- [68] ALLEN, T. R. a CRAWFORD, D. C. *Lead-Cooled Fast Reactor Systems and the Fuels and Materials Challenges*. Online. Science and Technology of Nuclear Installations. 2007. Dostupné z: <https://www.hindawi.com/journals/stni/2007/097486/>. [cit. 2024-03-16].
- [69] *Sodium-Cooled Fast Reactor*. Online. ScienceDirect Topics. Dostupné z: <https://www.sciencedirect.com/topics/engineering/sodium-cooled-fast-reactor>. [cit. 2024-03-16].
- [70] ACHARYA, Govatsa. *Investigating the Application of Self-Actuated Passive Shutdown System in a Small Lead-Cooled Reactor*. Online. ResearchGate. 2019. Dostupné z: https://www.researchgate.net/publication/336799599_Investigating_the_Application_of_Self-Actuated_Passive_Shutdown_System_in_a_Small_Lead-Cooled_Reactor. [cit. 2024-03-16].
- [71] LOMONACO, Guglielmo. *Gas-Cooled Fast Reactor: A Historical Overview and Future Outlook*. Online. Science and Technology of Nuclear Installations. 2009. Dostupné z: <https://www.hindawi.com/journals/stni/2009/965757/>. [cit. 2024-03-16].
- [72] ROUAULT, J. a WEI, T. Y. C. *The GEN IV Gas Cooled Fast Reactor: Status of Studies*. Online. NEA. 2005. Dostupné z: <https://www.oecd-nea.org/science/meetings/ARWIF2004/2.01.pdf>. [cit. 2024-03-16].
- [73] FG FORREST, a.s. *HeFASTo – projekt rychlého plynem chlazeného modulárního reaktoru*. Online. ÚJV Řež, a. s. 2024. Dostupné z: <https://www.ujv.cz/cs/produkty-a-sluzby/veda-a-vyzkum/hefasto>. [cit. 2024-03-16].
- [74] *Gas-Cooled Fast Reactor*. Online. ScienceDirect Topics. Dostupné z: <https://www.sciencedirect.com/topics/engineering/gas-cooled-fast-reactor>. [cit. 2024-03-16].
- [75] HOLCOMB DAVID, a KOLEKTIV. *Current Status of the Advanced High Temperature Reactor*. Online. ResearchGate. 2012. Dostupné z: https://www.researchgate.net/publication/239865899_Current_Status_of_the_Advanced_High_Temperature_Reactor. [cit. 2024-03-16].
- [76] IAEA ARIS. *ALLEGRO*. Online. IAEA ARIS. Dostupné z: <https://aris.iaea.org/PDF/ALLEGRO.pdf>. [cit. 2024-03-16].
- [77] MERLE, Elsa. *Concept of Molten Salt Fast Reactor*. Online. GEN IV international forum. 2017. Dostupné z: https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2017-05/07_elsa_merle_france.pdf. [cit. 2024-03-16].
- [78] D. E. HOLCOMB, a KOLEKTIV. *Fast Spectrum Molten Salt Reactor Options*. Online. Oak Ridge National Laboratory. 2011. Dostupné z: <https://info.ornl.gov/sites/publications/files/Pub29596.pdf>. [cit. 2024-03-16].
- [79] IAEA. *STATUS OF MOLTEN SALT REACTOR TECHNOLOGY*. Online. IAEA. 2023. Dostupné z: https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/STI-DOC-010-489_web.pdf. [cit. 2024-03-16].
- [80] TAUBE, A. *Fast Reactors Using Molten Chloride Salts as Fuel*. Online. IAEA. 1978. Dostupné z: <https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/Public/13/648/13648304.pdf>. [cit. 2024-03-16].

- [81] SMITH, Nicholas. *MSR Technology Working Group*. Online. GAIN. Dostupné z: https://gain.inl.gov/SiteAs-sets/NSUF_GAIN_IndustryAdvisoryMeeting/NSUF_GAIN_Industry_Advisory_Meeting_Presentations/13-Smith.10.8.18_MSR_TWG_NSUF.pdf. [cit. 2024-03-16].
- [82] NUSCALE. *NuScale Small Modular Reactor*. Online. NuScale. 2022. Dostupné z: <https://www.nuscale-power.com/-/media/nuscale/pdf/fact-sheets/smr-fact-sheet.pdf>. [cit. 2024-03-23].
- [83] NUSCALE POWER. *Status Report – NuScale SMR*. Online. IAEA ARIS. 2020. Dostupné z: https://aris.iaea.org/PDF/NuScale-NPM200_2020.pdf. [cit. 2024-03-28].
- [84] NUSCALE. *VOYGR Power Plants*. Online. NuScale Power. 2024. Dostupné z: <https://nuscale-prod-7ri9iy8kt-nuscale-power.vercel.app/products/voygr-smr-plants>. [cit. 2024-03-23].
- [85] WELTER, Kent; N. REYES, José a BRIGANTIC, Adam. *Unique safety features and licensing requirements of the NuScale small modular reactor*. Online. ResearchGate. 2023. Dostupné z: https://www.researchgate.net/publication/370285573_Unique_safety_features_and_licensing_requirements_of_the_NuScale_small_modular_reactor. [cit. 2024-03-23].
- [86] SONG, Danrong. *GIF Education and Training Working Group; YouTube*. Online. 2022. Dostupné z: <https://www.youtube.com/watch?v=ib9xtHNS9ps>. [cit. 2024-03-29].
- [87] WNN. *Core module installed at Chinese SMR*. Online. World Nuclear News. 2023. Dostupné z: <https://world-nuclear-news.org/Articles/Core-module-installed-at-Chinese-SMR#:~:text=First%20concrete%20for%20the%20ACP100,completed%20in%20March%20this%20year.> [cit. 2024-03-29].
- [88] ZHONG, Fajie. *Safety features and licensing of ACP100 Design*. Online. IAEA. 2013. Dostupné z: <https://nucleus.iaea.org/sites/INPRO/df6/Session%202/MS%20Presentations/2.zhong.pdf>. [cit. 2024-03-30].
- [89] BIN, Xu. *CNNC's ACP100SMR: Technique Features and Progress in China*. Online. IAEA. 2016. Dostupné z: https://nucleus.iaea.org/sites/INPRO/df13/Presentations/011_CNNC%27s%20ACP100%20SMR-Technique%20Features%20and%20Progress%20in%20China.pdf. [cit. 2024-03-29].
- [90] MARCEL, Christian a KOLEKTIV. *CAREM-25: A Safe Innovative Small Nuclear Power Plant*. Online. CONICET. 2017. Dostupné z: https://notablesdelaciencia.conicet.gov.ar/bitstream/handle/11336/66802/CONICET_Digital_Nro.e4a9fdc7-3b0c-4ec3-93f3-c8371b89f548_A.pdf?sequence=2&isAllowed=y. [cit. 2024-03-30].
- [91] DELMASTRO, Darío F. *Design and Technology Development of CAREM for Near-term deployment, and the Status of the construction of CAREM25 prototype*. Online. IAEA. 2018. Dostupné z: https://nucleus.iaea.org/sites/htgr-kb/twg-smr/Documents/TWG-1_2018/12_ARGENTINA_Delmastro_TWG_SMR_240418.pdf. [cit. 2024-03-30].
- [92] CALZETTA LARRIEU, Osvaldo. *CAREM PROJECT*. Online. IAEA. 2017. Dostupné z: <https://www.iaea.org/sites/default/files/17/11/cn-247-calzetta-larrieu.pdf>. [cit. 2024-03-30].
- [93] WNN. *CNEA and Nucleoeléctrica sign CAREM SMR agreement*. Online. World Nuclear News. 2023. Dostupné z: <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Argentina-s-SMR-CNEA-and-Nucleoelectrica-sign-agre>. [cit. 2024-03-30].
- [94] EDF. *Status Report – NUWARD*. Online. IAEA ARIS. 2019. Dostupné z: https://aris.iaea.org/PDF/F-SMR_2020.pdf. [cit. 2024-03-30].
- [95] HANUS, Eric. *NUWARD*. Online. Nuclear reactors group. 2022. Dostupné z: <https://www.nuclearenergy.polimi.it/wp-content/uploads/2022/09/7.-NUWARD-project.pdf>. [cit. 2024-03-30].
- [96] OENERGETICE.CZ. *Světoví experti na jádro se sešli v Praze. Tématem byl malý modulární reaktor NUWARD*. Online. OEnergetice.cz. 2023. Dostupné z: <https://oenergetice.cz/jaderne-elektrarny/svetovi-experti-na-jadro-se-sesli-v-praze-tematem-byl-maly-modularni-reaktor-nuward/>. [cit. 2024-03-30].
- [97] NUWARD. *Our SMR solution*. Online. Nuward. 2024. Dostupné z: <https://www.nuward.com/en/our-smr-solution>. [cit. 2024-03-30].
- [98] *Rosatom starts installation of the BREST-OD-300 4th generation reactor*. Online. ATOM MEDIA. 2024. Dostupné z: <https://atommedia.online/en/2024/01/17/v-severske-nachalsya-montazh-reaktornoj/>. [cit. 2024-04-01].
- [99] *Lead-Cooled Reactor Made Tangible*. Online. ROSATOM Newsletter. 2023. Dostupné z: <https://rosatomnewsletter.com/2023/05/29/lead-cooled-reactor-made-tangible/>. [cit. 2024-04-01].

- [100] ORLOV, A I; ORLOV, Yu I a GULEVSKIY, V A. *State of development of the heavy coolant quality support and control system for NF BREST-OD-300*. Online. Journal of Physics: Conference Series. 2018. Dostupné z: <https://iopscience.iop.org/article/10.1088/1742-6596/1475/1/012018/pdf>. [cit. 2024-04-01].
- [101] ORLOV, Alexander I. a GABARAEV, Boris A. *Heavy liquid metal cooled fast reactors: peculiarities and development status of the major projects*. Online. Nuclear Energy and Technology. 2022. Dostupné z: <https://nucet.pensoft.net/article/90993/>. [cit. 2024-04-01].
- [102] WNN. *Base plate for BREST reactor delivered to site*. Online. World Nuclear News. 2022. Dostupné z: <https://world-nuclear-news.org/Articles/Base-plate-for-BREST-reactor-delivered-to-site>. [cit. 2024-04-01].
- [103] WNN. *Construction licence issued for Russia's BREST reactor*. Online. World Nuclear News. 2021. Dostupné z: <https://world-nuclear-news.org/Articles/Construction-licence-issued-for-Russias-BREST-reactor>. [cit. 2024-04-01].
- [104] DONG, Yujie. *Points about improving cost competitiveness of modular HTGR power plants*. Online. IAEA. 2014. Dostupné z: https://nucleus.iaea.org/sites/INPRO/df8/Section%202/Plenary_Economics_09_Dong.pdf. [cit. 2024-03-24].
- [105] ALONSO, Gustavo; RAMIREZ, Romon a LATIFI, Masoumeh Sadat. *Technical and economic analysis of a pebble bed modular reactor with nitrogen coolant*. Online. ScienceDirect. 2023. Dostupné z: <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0149197023002780>. [cit. 2024-03-24].
- [106] D. ROBERTO, Thiago; M. F. LAPA, Celso a C. M. ALVIM, Antonio. *SCALE ANALYSIS OF DECAY HEAT REMOVAL SYSTEM BETWEEN HTR-10 AND HTR-PM REACTORS UNDER ACCIDENTAL CONDITIONS*. Online. IAEA. 2017. Dostupné z: <https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/Public/49/009/49009694.pdf>. [cit. 2024-03-24].
- [107] FU, LI a KOLEKTIV. *HTR-PM Safety requirement and Licensing experience*. Online. IAEA. 2014. Dostupné z: <https://nucleus.iaea.org/sites/htgr-kb/HTR2014/Paper%20list/Track8/HTR2014-81358.pdf>. [cit. 2024-03-24].
- [108] GE HITACHI. *BWRX-300 General Description*. Online. GE Vernova. 2023. Dostupné z: https://www.gevernova.com/content/dam/gepower-nuclear/global/en_US/documents/BWRX-300%20General%20Description%20Revision%20E.pdf. [cit. 2024-03-24].
- [109] GE HITACHI. *BWRX-300 Finland DISTRICT HEATING SEMINAR*. Online. THINK ATOM. 2019. Dostupné z: <https://thinkatomnet.files.wordpress.com/2020/03/christer-dahlgren-ge-hitachi-bwrx-300-deep-decarbonizing-with-nuclear-1.pdf>. [cit. 2024-03-24].
- [110] GRANT, Amy. *Holtec's SMR-160 Nuclear Reactor Slated to Repurpose Coal-Burning Power Plants into Clean Energy Generators*. Online. Holtec International. 2023. Dostupné z: <https://holtecinternational.com/2023/01/10/holtecs-smr-160-nuclear-reactor-slanted-to-repurpose-coal-burning-power-plants-into-clean-energy-generators/>. [cit. 2024-03-23].
- [111] CHENAIS, Jacques. *Le projet SMR NUWARDTM*. Online. Centrale-Energies. 2020. Dostupné z: https://www.centrale-energie.fr/spip/IMG/pdf/20200115_centrale_energies_final.pdf. [cit. 2024-03-23].
- [112] UKRAINIAN NUCLEAR SOCIETY FOLLOW. *SMR-160. A Safe and Secure Nuclear Energy Future for Ukraine. General Information*. Online. SlideShare. 2017. Dostupné z: <https://www.slideshare.net/slideshow/smr160-a-safe-and-secure-nuclear-energy-future-for-ukraine-77032731/77032731>. [cit. 2024-04-28].
- [113] GRANT, Amy. *A Key Topical Report on SMR-160 Submitted to the USNRC*. Online. Holtec International. 2020. Dostupné z: <https://holtecinternational.com/2020/12/23/a-key-topical-report-on-smr-160-submitted-to-the-usnrc/>. [cit. 2024-03-23].
- [114] HOLTEC. *SMR-160*. Online. Holtec international. 2012. Dostupné z: https://holtecinternational.com/wp-content/uploads/2012/07/smr-160_brochure.pdf. [cit. 2024-04-03].
- [115] PUCHNAR, Jiří. *Hitachi a Holtec předkládají design SMR k posouzení ve Spojeném království*. Online. OEnergetice.cz. 2022. Dostupné z: <https://oenergetice.cz/jaderne-elektrany/hitachi-a-holtec-predkladaji-design-smr-k-posouzeni-ve-spojenem-kralovstvi/>. [cit. 2024-03-23].
- [116] UKRAJINSKÁ PRAVDA. *Ukrajina postaví 20 modulárních reaktorů. Energoatom podepsal smlouvu s americkou firmou*. Online. ČT24. 2023. Dostupné z: <https://ct24.ceskatelevize.cz/clanek/ekonomika/ukrajina-postavi-20-modularnich-reaktoru-energoatom-podepsal-smlouvu-s-americkou-firmou-7260>. [cit. 2024-03-23].

- [117] V. SHCHEKIN, Dmitry. *Status of Activities on the Project of the Land-Based Small Nuclear Power Plant on the Basis of RITM-200N Reactor Plant*. Online. IAEA. 2023. Dostupné z: https://nucleus.iaea.org/sites/smr/SMR_Platform_Meeting_Public_Assets/INT2023%20Workshops%202023-%20Technology%20Development%20and%20Applications%20of%20Small%20Modular%20Reactor%20for%20SMRs/Interregional%20Event%20on%20Technology%20Development%20and%20Applications%20of%20Small%20Modular%20Reactors/3_7_OKBM_in_Land_RF.pdf. [cit. 2024-03-25].
- [118] WNA. *Preparatory work stepped up for Russia's first land-based SMR*. Online. World Nuclear News. 2024. Dostupné z: <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Preparatory-work-stepped-up-for-Russia-s-first-land>. [cit. 2024-03-25].
- [119] KAERI. *Status report 77 - SMART*. Online. IAEA ARIS. 2011. Dostupné z: <https://aris.iaea.org/PDF/SMART.pdf>. [cit. 2024-03-24].
- [120] SMART Technology. Online. SMART Power Co., Ltd. Dostupné z: http://smart-nuclear.com/tech/key_data.php. [cit. 2024-03-29].
- [121] INSTITUT PRO VEŘEJNOU DISKUSI. *Malé modulární reaktory – budoucnost jaderné energetiky?* Online. Dostupné z: <https://www.youtube.com/watch?v=0sgKH3fkFmE>. [cit. 2024-04-01].
- [122] NATHAN, Stuart. *Nuclear experts urge safety review for pebble-bed reactors*. Online. The Engineer. 2018. Dostupné z: <https://www.theengineer.co.uk/content/news/nuclear-experts-urge-safety-review-for-pebble-bed-reactors/>. [cit. 2024-04-02].
- [123] EUR-LEX. *Smlouva o založení Evropského společenství pro atomovou energii (Euratom)*. Online. EUR-Lex. 2007. Dostupné z: <https://eur-lex.europa.eu/CS/legal-content/summary/treaty-establishing-the-european-atomic-energy-community-euratom.html>. [cit. 2024-04-27].
- [124] SÚJB. *Evropské společenství pro atomovou energii – Euratom*. Online. Euratom – Evropská unie – Úvod – SÚJB. Dostupné z: <https://sujb.gov.cz/evropska-unie/evropske-spolecenstvi-pro-atomovou-energiu-euratom>. [cit. 2024-04-27].
- [125] CORDINA, Corinne. *Jaderná energie*. Online. Evropský parlament. 2023. Dostupné z: <https://www.europarl.europa.eu/factsheets/cs/sheet/62/jaderna-energie>. [cit. 2024-04-27].
- [126] *Plán pro malé a střední reaktory*. Online. MPO. 2023. Dostupné z: https://www.mpo.cz/assets/cz/rozcestnik/pro-media/tiskove-zpravy/2023/11/PlanSMR_graficke-zpracovani_CZ.pdf. [cit. 2024-04-27].
- [127] *Mezinárodní agentura pro atomovou energii*. Online. Stálá mise České republiky při OSN, OBSE a ostatních mezinárodních organizacích ve Vídni. Dostupné z: https://mzv.gov.cz/mission.vienna/cz/organizace_v_pusobnosti_mise/ostatni_mezinarodni_organizace/mezinarodni_agentura_pro_atomovou/index.html. [cit. 2024-04-27].
- [128] *IAEA factsheet*. Online. United Nations. 2015. Dostupné z: <https://www.un.org/en/conf/npt/2015/pdf/IAEA%20factsheet.pdf>. [cit. 2024-04-27].
- [129] NEA. *About Us*. Online. Nuclear Energy Agency (NEA). 2024. Dostupné z: https://www.oecd-nea.org/jcms/tro_5705/about-us. [cit. 2024-04-27].
- [130] FG FORREST, a.s. *Co je prověrka WANO?* Online. Aktivní zóna. 2017. Dostupné z: <http://www.aktivnizona.cz/cs/zpravy/co-je-proverka-wano-15287>. [cit. 2024-04-27].
- [131] WANO. *Our Mission*. Online. WANO. 2024. Dostupné z: <https://www.wano.info/about-us/our-mission>. [cit. 2024-04-27].
- [132] SÚJB. *WENRA*. Online. SÚJB. Dostupné z: <https://sujb.gov.cz/wenra>. [cit. 2024-04-27].
- [133] *European Nuclear Safety Regulators Group*. Online. ENSREG. Dostupné z: <https://www.ensreg.eu/>. [cit. 2024-04-27].
- [134] *Small Modular Reactor (SMR) Regulators' Forum*. Online. IAEA. 2023. Dostupné z: <https://www.iaea.org/topics/small-modular-reactors/smr-regulators-forum>. [cit. 2024-04-27].
- [135] *European Industrial Alliance on SMRs*. Online. Internal Market, Industry, Entrepreneurship and SMEs. 2024. Dostupné z: https://single-market-economy.ec.europa.eu/industry/strategy/industrial-alliances/european-industrial-alliance-small-modular-reactors_en. [cit. 2024-04-27].
- [136] *The SMR Platform and Nuclear Harmonization and Standardization Initiative (NHSI)*. Online. IAEA. 2023. Dostupné z: <https://www.iaea.org/services/key-programmes/smr-platforms-nhsi>. [cit. 2024-04-27].

- [137] ZICHOVÁ, Kateřina. *Evropská zelená taxonomie: Co obsahuje a proč je důležitá?* Online. Euractiv.cz. 2023. Dostupné z: <https://euractiv.cz/section/klima-a-zivotni-prostredi/linksdossier/evropska-zelena-taxonomie-co-obsahuje-a-proc-je-dulezita/>. [cit. 2024-04-27].
- [138] JURCOVÁ, Veronika. *Dohoda v EU: Jaderná energie označena za strategickou pro snížení emisí.* Online. OEnergetice.cz. 2024. Dostupné z: <https://oenergetice.cz/energeticka-legislativa-eu/dohoda-v-eu-jaderna-energie-oznacena-za-strategickou-pro-snizeni-emisi/>. [cit. 2024-04-27].
- [139] *Zákon č. 263/2016 Sb. atomový zákon – VERZE Č.5 (1.1. 2024).* Online. Zákony pro lidi. 2016. Dostupné z: <https://www.zakonyprolidi.cz/cs/2016-263>. [cit. 2024-04-27].
- [140] SÚJB. *Úvod.* Online. SÚJB. Dostupné z: <https://sujb.gov.cz/o-sujb/uvod>. [cit. 2024-04-27].
- [141] SÚJB. *Atomové právo.* Online. SÚJB. Dostupné z: <https://sujb.gov.cz/legislativa/atomove-pravo>. [cit. 2024-04-27].
- [142] SÚJB. *Připravili jsme novelu atomového zákona.* Online. SÚJB. 2023. Dostupné z: <https://sujb.gov.cz/aktualne/detail/pripravili-jsme-novelu-atomoveho-zakona>. [cit. 2024-04-27].
- [143] ŠTASTNÝ, Ondřej; ŠTEVANKA, Kamil a KATOVSKÝ, Karel. *Malé modulární reaktory: nutnost harmonizace licenčních procesů.* Online. *Elektrorevue*. Roč. 22, č. 1, s. 21-27. ISSN 1213-1539. Dostupné z: <https://dspace.vut.cz/handle/11012/214168>. [cit. 2024-04-27].
- [144] *Zákon č. 100/2001 Sb. o posuzování vlivů na životní prostředí a o změně některých souvisejících zákonů (zákon o posuzování vlivů na životní prostředí) - VERZE Č.24 (1.1.2024).* Online. Zákony pro lidi. 2024. Dostupné z: <https://www.zakonyprolidi.cz/cs/2001-100>. [cit. 2024-04-27].
- [145] ČEZ. *Posuzování vlivu na životní prostředí.* Online. Skupina ČEZ – O Společnosti. Dostupné z: <http://www.cez.cz/cs/o-cez/vyrobní-zdroje/jaderna-energetika/jaderna-energetika-v-ceske-republice/nove-jaderne-zdroje/nove-dukovany/zivotni-prostredi>. [cit. 2024-04-27].
- [146] ČEZ. *O projektu – Dukovany II.* Online. Skupina ČEZ. 2024. Dostupné z: <https://www.cez.cz/cs/nove-jaderne-zdroje/elektrarna-dukovany-ii/o-projektu>. [cit. 2024-04-27].
- [147] *Jednotné environmentální stanovisko.* Online. Ministerstvo životního prostředí. 2023. Dostupné z: https://www.mzp.cz/jednotne_environmentalni_stanovisko. [cit. 2024-04-27].
- [148] *Posuzování vlivu na životní prostředí.* Online. Skupina ČEZ – O Společnosti. Dostupné z: <http://www.cez.cz/cs/o-cez/vyrobní-zdroje/jaderna-energetika/jaderna-energetika-v-ceske-republice/nove-jaderne-zdroje/novy-temelin/zivotni-prostredi>. [cit. 2024-04-27].
- [149] *Zákon č. 283/2021 Sb. Stavební zákon – VERZE Č.5 (1.1.2024).* Online. Zákony pro lidi. 2024. Dostupné z: <https://www.zakonyprolidi.cz/cs/2021-283>. [cit. 2024-04-27].
- [150] ČEZ. *Územní řízení.* Online. Skupina ČEZ – O Společnosti. Dostupné z: <http://www.cez.cz/cs/o-cez/vyrobní-zdroje/jaderna-energetika/jaderna-energetika-v-ceske-republice/nove-jaderne-zdroje/nove-dukovany/uzemni-rizeni>. [cit. 2024-04-27].
- [151] *Zákon č. 416/2009 Sb. o urychlení výstavby strategicky významné infrastruktury – VERZE Č.14 (1.1. 2026).* Online. Zákony pro lidi. 2024. Dostupné z: <https://www.zakonyprolidi.cz/cs/2009-416>. [cit. 2024-04-27].
- [152] *Zákon č. 458/2000 Sb. o podmínkách podnikání a o výkonu státní správy v energetických odvětvích a o změně některých zákonů (energetický zákon) - VERZE Č.45 (1.1. 2027).* Online. Zákony pro lidi. 2024. Dostupné z: <https://www.zakonyprolidi.cz/cs/2000-458>. [cit. 2024-04-27].
- [153] *Zákon č. 18/1997 Sb. Starý atomový zákon – VERZE Č.30 (1.1. 2017).* Online. Zákony pro lidi. 2017. Dostupné z: <https://www.zakonyprolidi.cz/cs/1997-18>. [cit. 2024-04-27].
- [154] *Zákon č. 134/2016 Sb. o zadávání veřejných zakázek – VERZE Č.15 (1.1. 2024).* Online. Zákony pro lidi. 2024. Dostupné z: <https://www.zakonyprolidi.cz/cs/2016-134>. [cit. 2024-04-27].
- [155] WNA. *Safeguards to Prevent Nuclear Proliferation.* Online. World Nuclear Association. 2021. Dostupné z: <https://world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/non-proliferation/safeguards-to-prevent-nuclear-proliferation.aspx>. [cit. 2024-04-27].
- [156] MPO. *Aktualizace Státní energetické koncepce (SEK).* Online. MPO. 2024. Dostupné z: <https://www.mpo.cz/cz/rozcestnik/pro-media/tiskove-zpravy/aktualizace-statni-energeticke-koncepce-sek--279668/>. [cit. 2024-04-27].
- [157] ENERGIE, Svět. *ŽIVOTNÍ CYKLUS ELEKTRÁRNÝ.* Online. Svět energie.cz. Dostupné z: <https://www.svetenergie.cz/cz/energetika-zblizka/jaderna-elektrarny/jaderna-elektrarna-podrobne/zivotni-cyklus-elektrarny/spousteni-je-a-zkusebni-provoz>. [cit. 2024-04-27].

- [158] TESTO. *Co jsou to spaliny*. Online. Analyzátořy spalin. 2015. Dostupné z: <https://www.analyzatoryspa-lin.cz/spaliny/>. [cit. 2024-05-18].
- [159] OTEVŘENÁ DATA O KLIMATU. *Emise skleníkových plynů*. Online. Fakta o klimatu. 2024. Dostupné z: <https://faktaoklimatu.cz/temata/emise>. [cit. 2024-05-18].
- [160] ARCADIA. *Greenhouse gas emissions: Natural vs. manmade*. Online. Arcadia. 2021. Dostupné z: <https://www.arcadia.com/blog/greenhouse-gas-emissions-natural-vs-manmade>. [cit. 2024-05-18].
- [161] OTEVŘENÁ DATA O KLIMATU. *Co přesně znamená uhlíková neutralita?* Online. Fakta o klimatu. 2024. Dostupné z: <https://faktaoklimatu.cz/explainery/uhlikova-neutralita>. [cit. 2024-05-18].
- [162] EVROPSKÁ KOMISE. *Realizace zelené dohody pro Evropu*. Online. Evropská komise. Dostupné z: https://commission.europa.eu/strategy-and-policy/priorities-2019-2024/european-green-deal/delivering-european-green-deal_cs. [cit. 2024-05-18].
- [163] MPO. *Souhrnná energetická bilance České republiky*. Online. MPO. 2022. Dostupné z: <https://www.mpo.gov.cz/assets/cz/energetika/statistika/energeticke-bilance/2022/12/SEB-2010-2021.pdf>. [cit. 2024-05-18].
- [164] OTEVŘENÁ DATA O KLIMATU. *Energetika*. Online. Fakta o klimatu. 2024. Dostupné z: <https://faktaoklimatu.cz/temata/energetika>. [cit. 2024-05-18].
- [165] ČEZ. *Potřetí v historii vyrobil Temelín přes 16 TWh bezemisní elektřiny*. Online. Skupina ČEZ – O Společnosti. 2024. Dostupné z: <http://www.cez.cz/cs/pro-media/tiskove-zpravy/potre-ti-v-historii-vyrobil-temelin-pres-16-twh-bezemisni-elektriny-186828>. [cit. 2024-05-18].
- [166] KRČÁL, Jan. *II. Z čeho můžeme v Česku vyrábět bezemisní elektřinu?* Online. Fakta o klimatu. 2023. Dostupné z: <https://faktaoklimatu.cz/explainery/bezemisni-energetika-cr-2-technologie>. [cit. 2024-05-18].
- [167] WNA. *Carbon Dioxide Emissions From Electricity*. Online. World Nuclear Association. 2024. Dostupné z: <https://world-nuclear.org/information-library/energy-and-the-environment/carbon-dioxide-emissions-from-electricity>. [cit. 2024-05-18].
- [168] RITCHIE, Hannah. *How does the land use of different electricity sources compare?* Online. Our World in Data. 2022. Dostupné z: <https://ourworldindata.org/land-use-per-energy-source>. [cit. 2024-05-18].

SEZNAM POUŽITÝCH SYMBOLŮ A ZKRATEK

Symbol	Význam zkratky	Český význam
(TRU)Cl ₃	Trichloridy Transuranů	–
²¹⁰ Bi	Izotop Bismutu	–
²¹⁰ Po	Izotop Polonia	–
^{23,24} Na	Izotop Sodíku	–
²³² Th	Izotop Thoria	–
^{233,234,235,238} U	Izotop Uranu	–
^{233,235} UF ₄	Izotop Fluoridu Uraničitého	–
^{233,238} UCl ₃	Izotop Trichloridu Uranu	–
²³³ Pa	Izotop Protaktinia	–
²³⁹ Np	Izotop Neptunia	–
^{240,239} Pu	Izotop Plutonia	–
^{36,37} Cl	Izotop Chloru	–
⁷ Li	Izotop Lithia	–
BeF ₂	Fluorid Berylnatý	–
CO	Oxid Uhelnatý	–
CO ₂	Oxid Uhličitý	–
Gd ₂ O ₃	Oxid Gadolinitý	–
Li ₂ BeF ₄	Tetrafluorberylatan Lithný	–
LiF	Fluorid Lithný	–
MO _x	<i>Mixed Oxided fuel</i>	Směsné palivo ve formě oxidů
NaCl	Chlorid Sodný	–
NaOH	Hydroxid Sodný	–
NO _x	Oxidy Dusíku	–
PuCl ₃	Trichlorid Plutonia	–
PuF ₃	Fluorid Plutonitý	–
PuO ₂	Oxid Plutoničitý	–
SO _x	Oxidy Síry	–
ThCl ₃	Trichlorid Thoria	–
ThF ₄	Fluorid Thoričitý	–
UC	Karbid Uranu	–
UN	Nitrid Uranu	–
UO ₂	Oxid Uraničitý	–
Zr	Zirkonium	–
α	Alfa	–
β	Beta	–
γ	Gama	–
BWR	<i>Boiling Water Reactor</i>	Varný vodní reaktor
CANDU	<i>CANada Deuterium-Uranium</i>	Kanadský reaktor s Uranem a Deuteriem
CNEA	<i>Comisión Nacional de Energía Atómica</i>	Argentinská národní komise pro atomovou energii
CNNC	<i>China National Nuclear Corporation</i>	Čínská národní jaderná korporace
č.	Číslo	–

ČEZ	Skupina ČEZ, a.s.	–
ČR	Česká Republika	–
DESÚ	Dopravní a Energetický Stavební Úřad	–
DOE	<i>Department Of Energy</i>	Oddělení energetiky USA
EIA	<i>Enviromental Impact Assesment</i>	Posouzení vlivu na životní prostředí
ENSREG	<i>European Nuclear Safety Regulators Group</i>	Skupina evropských dozorových orgánů pro jadernou bezpečnost
ESBWR	<i>Economic Simplified Boilong Water Reactor</i>	Ekonomický, zjednodušený, varný vodní reaktor
EU	Evropská Unie	–
FHR	<i>Fluoride salt-cooled High-temperature Reactor</i>	Vysokoteplotní, fluoridovou solí chlazený reaktor
GFR	<i>Gas-cooled Fast Reactor</i>	Plynem chlazený rychlý reaktor
GIF	<i>Generation IV International Forum</i>	Mezinárodní fórum pro IV. generaci
HTGR	<i>High-Temperature Gas-cooled Reactor</i>	Vysokoteplotní plynem chlazený reaktor
IAEA	<i>International Atomic Energy Agency</i>	Mezinárodní Agentura pro Atomovou Energii
iMSR	<i>integral Molten Salt Reactor</i>	Integrální reaktor s roztavenou solí
INET	<i>Institute of Nuclear and New Energy Technology</i>	Institut pro jadernou technologii a novou energetickou technologii
iPWR	<i>integral Pressurized light-Water moderated and cooled Reactor</i>	Integrální natlakovaný „lehkou“ vodou chlazený a moderovaný reaktor
JES	Jednotné enviromentální stanovisko	–
KAREI	<i>Korean Atomic REsearch Institute</i>	Korejský institut pro výzkum atomové energie
LMFR	<i>Liquid Metal Fast Reactor</i>	Rychlý reaktor s tekutým kovem
LOCA	<i>Lost Of Coolant Accident</i>	Nehoda se ztrátou chladiva
MAAE	Mezinárodní Agentura pro Atomovou Energii	–
MiniMR/ MikroMR	Mikro/Mini Modulární Reaktor	–
MMR	Malý modulární reaktor / <i>Micro Modular Reactor</i>	–
MPO	Ministerstvo Průmyslu a Obchodu	–
MSFR	<i>Molten Salt Fast Reactor</i>	Rychlý reaktor s roztavenou solí
MSR	<i>Molten salt reactor</i>	Reaktor s roztavenou solí
MW(e)	MegaWatty Elektrické	–
MW(t), kW(t)	MegaWatty Termální, KiloWatty Termální	–
MŽP	Ministerstvo Životního Prostředí	–
NEI	<i>Nuclear Energy Institute</i>	Institut pro jadernou energii
NHSI	<i>Nuclear Harmonization and Standardization Initiative</i>	Iniciativa pro harmonizaci a standardizaci v jaderné energetice
NIKIET	<i>N.A. Dollezhal Scientific Reserch and Design Institute od Energy Technologies</i>	Institut pro výzkum a konstrukci energetických technologií N.A. Dolležala
NPM	<i>NuScale Power ModuleTM</i>	–
NZIA	<i>The Net-Zero Industry Act</i>	Aktu o průmyslu pro čisté nulové emise
OKBM Afrikantov	<i>I. Afrikantov Experimental Design Bureau for Mechanical Engineering</i>	Experimentální strojírenská projektová konstrukční kancelář I. Afrikatova
OSN	Organizace Spojených Národů	–

PHWR	<i>Pressurized Heavy-Water moderated and cooled Reactor</i>	Natlakovaný „těžkou“ vodou chlazený a moderovaný reaktor
PWR	<i>Pressurized light-Water moderated and cooled Reactor</i>	Natlakovaný „lehkou“ vodou chlazený a moderovaný reaktor
REMIX	<i>REgenerated fuel MIXture</i>	Regenerovaná palivová směs
Sb.	Sbírky	–
SCZT	Systém Centrálního Zásobování Teplem	–
SEK	Státní Energetická Koncepce	–
SMR	Střední Modulární Reaktor/ <i>Small Modular Reactor</i>	–
SSSR	Svaz Sovětských Socialistických Republik	–
SÚJB	Státní Úřad pro Jadernou Bezpečnost	–
TRISO	<i>TRi-structural ISOtropic particle fuel</i>	TRI-strukturní izotropní částicové palivo
USA	<i>The United States of America</i>	Spojené státy americké
WANO	<i>Word Association of Nuclear Operators</i>	Světové sdružení provozovatelů jaderných elektráren
WENRA	<i>Western European Nuclear Regulators Association</i>	Asociace západoevropských jaderných dozorů
WNA	<i>Word Nuclear Association</i>	Světová jaderná asociace