

ČESKÉ VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V PRAZE

FAKULTA JADERNÁ A FYZIKÁLNĚ INŽENÝRSKÁ

KATEDRA JADERNÝCH REAKTORŮ



BAKALÁŘSKÁ PRÁCE

Hodnocení paliv lehkovodních malých modulárních reaktorů

Autor: Martin Maxian

Vedoucí práce: Ing. Daniel Vlček

Praha, 2023



ZADÁNÍ BAKALÁŘSKÉ PRÁCE

Student: **Martin Maxian**

Studijní program: Aplikace přírodních věd

Obor: Jaderné inženýrství

Název práce česky: **Hodnocení paliv lehkovodních malých modulárních reaktorů**

Název práce anglicky: Evaluation of Nuclear Fuel for Light-water Small Modular Reactors

Jazyk práce: čeština

Pokyny pro vypracování:

1. Seznamte se se současnými nadějnými koncepty lehkovodních malých modulárních reaktorů. Zaměřte se především na koncepty, které by mohly být v budoucnosti vybrány k výstavbě v České republice.
2. Seznamte se se základní konstrukcí jaderných paliv používaných pro tyto koncepty. Porovnejte základní vlastnosti předpokládaných palivových souborů jako např. rozměry, použité materiály, obohacení, vyhoření, počet proutků apod. Uvedená paliva malých modulárních reaktorů porovnejte se stávajícími energetickými reaktory.
3. Nastudujte problematiku provozování nových typů jaderných paliv a vypracujte rešerši na možné způsoby provozování, experimentální ověřování před zavezením a použité materiály a dejte je do kontextu s domácími legislativními požadavky v oblasti jaderného paliva.
4. Na základě předchozích bodů zhodnoťte vybrané koncepty malých modulárních reaktorů s jejich použitými typy paliva s ohledem na možnou výstavbu v České republice a zaměřte se především na legislativní, případně jiné problémy bránící v možném výběru konceptu.

Doporučená literatura:

- [1] IAEA: Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS), 2020
- [2] OECD: Nuclear Fuel Safety Criteria Technical Review Second Edition, OECD Paris, 2012, NEA No. 7072
- [3] Zákon č. 263/2016 Sb., atomový zákon
- [4] EUR: European utility requirements for LWR nuclear power plants, vol. 1, High-Level Requirements on Small Modular Light Water Reactors, rev E2, květen 2021
- [5] Krall L. M., Macfarlane A. M., Ewing R. C.: Nuclear waste from small modular reactors. Proceedings of the National Academy of Sciences. 2022, 119(23), ISSN 0027-8424. Dostupné z: doi:10.1073/pnas.2111833119

Jméno a pracoviště vedoucího práce: **Ing. Daniel Vlček**
Státní úřad pro jadernou bezpečnost

Jméno a pracoviště konzultanta: **Ing. Pavel Suk**
KJR FJFI ČVUT v Praze

Datum zadání bakalářské práce: 14.10. 2022

Datum odevzdání bakalářské práce: 2.8. 2023

Doba platnosti zadání je dva roky od data zadání.

V Praze dne 21.10. 2022

doc. Ing. Martin Kropík, CSc.



Garant oboru

Ing. Jan Rataj, Ph.D.



Vedoucí katedry



doc. Ing. Václav Čuba, Ph.D.



Děkan

Čestné prohlášení

Prohlašuji, že jsem svou bakalářskou práci vypracoval samostatně a použil jsem k tomu pouze zdroje uvedené na konci práce, a to v souladu s Metodickým pokynem o etické přípravě vysokoškolských závěrečných prací.

Nemám závažný důvod proti užívání tohoto školního díla ve smyslu § 60 Zákona č. 121/2000 Sb., o právu autorském a o právech souvisejících s právem autorským.

V Praze dne: 11. 8. 2023



.....
Martin Maxian

Poděkování

Děkuji Ing. Danielovi Vlčkovi za vedení mé bakalářské práce a za podnětné návrhy, které ji obohatily. Také děkuji Ing. Pavlovi Sukovi a Ing. Alžbětě Macourkové za cenné komentáře.

Martin Maxian

Obsah

Seznam zkratek	9
Seznam obrázků	10
Seznam tabulek	11
Úvod.....	12
1 Malé modulární reaktory	14
1.1 Klíčové vlastnosti SMR	14
1.1.1 Modularita.....	15
1.1.2 Přeprava	16
1.1.3 Integrovaná konstrukce	16
1.1.4 Bezpečnost.....	17
1.2 Historické využití SMR.....	18
2 Jednotlivé koncepty uvažované pro výstavbu v ČR.....	19
2.1.1 BWRX-300	21
2.1.2 NUWARD	24
2.1.3 VOYGR TM	26
2.1.4 SMART	29
2.1.5 SMR-160	32
2.1.6 UK SMR.....	33
3 Jaderné palivo.....	36
3.1 Palivový soubor.....	36
3.2 Paliva jednotlivých konceptů SMR uvažovaných pro výstavbu v ČR	38
3.2.1 BWRX-300	38
3.2.2 NUWARD	39
3.2.3 VOYGR	40
3.2.4 SMART	40
3.2.5 SMR-160	41
3.2.6 Rolls-Royce SMR.....	41
3.3 Testování jaderného paliva	42

3.3.1	Palivo GAIA	42
4	Kritéria jaderného paliva	45
4.1	Dělení kritérií	46
4.2	Neutronově-fyzikální kritéria	47
4.2.1	Vyhoření paliva	47
4.2.2	Rezerva na odstavení reaktoru	48
4.2.3	Koeficienty reaktivity	49
4.3	Termohydraulická kritéria	50
4.3.1	Přestup tepla při krizi varu	51
4.4	Termomechanická kritéria	52
5	Zhodnocení konceptů SMR uvažovaných pro výstavbu v ČR	54
5.1	Neutronově-fyzikální kritéria	54
5.2	Termohydraulická kritéria	55
5.3	Termomechanická kritéria	56
5.4	Ostatní kritéria	57
5.4.1	Transportovatelnost	57
5.5	Závěrečné vyhodnocení a doporučení	57
	Závěr	59
	Citovaná literatura	61

Název práce: Hodnocení paliv lehkovodních malých modulárních reaktorů

Autor: Martin Maxian

Studijní program Aplikace přírodních věd

Obor Jaderné inženýrství

Druh práce: Bakalářská práce

Vedoucí práce: Ing. Daniel Vlček

Konzultant: Ing. Pavel Suk

Abstrakt: Předmětem zájmu této bakalářské práce jsou malé modulární reaktory a jejich možná implementace do českého jaderného průmyslu. K výstavbě prvního modulárního reaktoru v České republice bylo společností ČEZ vybráno šest technologických konceptů, které jsou v této práci i s jejich užívaným jaderným palivem detailně představeny. Jaderné palivo jednotlivých konceptů je pomocí legislativních bezpečnostních kritérií zhodnoceno a projekty jsou mezi sebou navzájem obecně porovnány. Práce shrnuje dostupné informace o uvažovaných konceptech a následně upozorňuje na některá možná úskalí při výběru vhodného projektu.

Klíčová slova: malé modulární reaktory (SMR), palivo, bezpečnostní kritéria, jaderná bezpečnost, Atomový zákon

Title: Evaluation of Nuclear Fuel for Light-water Small Modular Reactors

Author: Martin Maxian

Abstract: The subject of interest of this bachelor thesis is small modular reactors and their possible implementation in the Czech nuclear industry. For the construction of the first modular reactor in the Czech Republic, six technological concepts have been selected by ČEZ, which are presented in detail in this thesis together with their used nuclear fuel. The nuclear fuel of each concept is evaluated using legislative safety criteria and the projects are generally compared with each other. The thesis summarises the available information on the concepts being considered and then highlights some possible challenges in selecting a suitable project.

Key words: small modular reactors (SMR), fuel, safety criteria, nuclear safety, Atomic Energy Act

Seznam zkratek

AZ	Aktivní zóna
BWR	Varný reaktor (Boiling water reactor)
DBA	Základní projektová nehoda (Design Basis Accident)
DNBR	Rezerva do krize varu (Departure From Nucleate Boiling Ratio)
FOAK	First <u>of</u> a Kind
IAEA	Mezinárodní agentura pro atomovou energii (International Atomic Energy Agency)
JE	Jaderná elektrárna
KAERI	Korea Atomic Energy Research Institute
LOCA	Havárie se ztrátou chladiva (Loss of Coolant Accident)
LWR	Lehkovodní reaktor (Light water reactor)
NRC	National Regulatory Commission
PO	Primární okruh
PWR	Tlakovodní reaktor (Pressurized water reactor)
SMR	Malý modulární reaktor (Small modular reactor)
SÚJB	Státní úřad pro jadernou bezpečnost
US DOE	Ministerstvo energetiky USA (United States Department of Energy)
VVER	Vodo-vodní energetický reaktor (Vodo-vodyanoi enygeticheskiy reaktor)
WENRA	Western European Nuclear Regulators' Association

Seznam obrázků

Obrázek 1 Schéma elektrárny s reaktorem BWRX-300 (upraveno z [25]).....	23
Obrázek 2 Schéma dvojbloku reaktoru NUWARD [28]	26
Obrázek 3 Schéma elektrárny VOYGR TM (upraveno z [32]).....	29
Obrázek 4 Schéma reaktoru SMART (upraveno z [34])	31
Obrázek 5 Schéma chlazení reaktoru SMR-160 [37].....	33
Obrázek 6 Design elektrárny Rolls-Royce (upraveno z [40]).....	35
Obrázek 7 Model palivového souboru VVER [43].....	37
Obrázek 8 Řez čtyřmi palivovými soubory varného reaktoru BWRX-300 v konfiguraci 10x10 (upraveno z [25]).....	39
Obrázek 9 Znázornění limitů a rezerv, (upraveno z [47]).....	47

Seznam tabulek

Tabulka 1 Klasifikace reaktorů dle IAEA a US DOE [3]	14
Tabulka 2 Jednotlivé koncepty SMR uvažované pro výstavbu v ČR [18] (data aktualizována v roce 2023)	20
Tabulka 3 Technické parametry reaktoru BWRX-300 [19].....	21
Tabulka 4 Technické parametry reaktoru NUWARD [27].....	24
Tabulka 5 Technické parametry reaktoru VOYGR TM	26
Tabulka 6 Technické parametry reaktoru SMART [34]	29
Tabulka 7 Technické parametry reaktoru SMR-160 [36]	32
Tabulka 8 Technické parametry UK SMR [38].....	33
Tabulka 9 Přehled vybraných parametrů paliva pro jednotlivé koncepty SMR uvažované pro výstavbu v ČR [26]	38

Úvod

Se vzrůstajícím tlakem na postupnou dekarbonizaci energetiky se hledá způsob, jak nahradit odstavování uhelných elektráren a přeměnit stávající energetický mix České republiky s co možná nejmenší energetickou závislostí na jiných zemích. Kvůli geografické poloze, klimatickým podmínkám a omezeným možnostem dlouhodobější akumulace energie nelze zcela spoléhat na získávání energie pouze z obnovitelných zdrojů. Mnohem přijatelnější variantou se jeví kombinace obnovitelných zdrojů a energie jaderná.

Novou technologií, která by svým dílem mohla pomoci k řešení otázky pokrytí poptávky energie, by se mohla stát konstrukce malých modulárních reaktorů. Iniciativa k zařazení malých modulárních reaktorů do jaderného průmyslu České republiky vyústila k jednáním se světovými společnostmi vyvíjejícími tuto technologii. Bohaté zkušenosti českého jaderného odvětví podmínili tento výběr technologie pouze na lehkovodní typy reaktorů, s plánem vystavět první prototyp v areálu JE Temelín.

Malé modulární reaktory mohou představovat dostupnější jaderný zdroj energie, a to hlavně díky své menší počáteční investici oproti velkým jaderným blokům. Další velkou výhodou je potencionální větší míra jaderné bezpečnosti, zajišťována často pasivními bezpečnostními systémy. Důležité je však zmínit, že se stále jedná o vyvíjené koncepty, které zcela jistě čeká ještě mnoho překážek k pevnému ukotvení mezi prověřenými jadernými giganty.

Vybrané koncepty malých modulárních reaktorů pro výstavbu v České republice je třeba důkladně zhodnotit a na základě podrobných analýz vybrat ten nejvhodnější pro místní podmínky. Takovéto zhodnocení zahrnuje široké spektrum kritérií, ať už se jedná o dopad na životní prostředí, podporu domácího průmyslu a hospodářství, ekonomické kritérium a mnoho dalších. Jedním ze zásadních kritérií je legislativní zhodnocení daného projektu a jeho schopnost získat licenci Státního úřadu pro jadernou bezpečnost, který zaštiťuje všechna jaderná zařízení v zemi. V rámci tohoto legislativního procesu je mimo jiné třeba podrobit důkladné inspekci také jaderné palivo, které bude v daném reaktoru využíváno. Nepředpokládá se zásadní odlišnost od jaderného paliva užívaného v klasickém lehkovodním reaktoru, avšak zkrácení palivových souborů pro potřeby malých modulárních reaktorů může mít na některé vlastnosti související s jadernou bezpečností velký vliv.

Proces hodnocení jaderného paliva podle bezpečnostních kritérií uvedených v jaderné legislativě je v této práci nastíněn a aplikován ve spojitosti s uvedenými koncepty. Následné uplatnění těchto kritérií kladených na jaderné palivo je zahrnuto v závěrečné kapitole i s upozorněním na jiné možné problémy při výběru konkrétního projektu.

1 Malé modulární reaktory

Zkratkou SMR¹ (Small Modular Reactors) se označují malé modulární reaktory, jejichž definice se může lišit v závislosti na užívaném zdroji literatury. Globálně bývá nejvíce využívána klasifikace dle Mezinárodní agentury pro atomovou energii (IAEA - International Atomic Energy Agency), podle které se jedná o pokročilé reaktory s elektrickým výkonem do 300 MWe. Ministerstvo energetiky USA (US DOE - United States Department of Energy) využívá dělení opírající se o tepelný výkon, jež by v případě malých modulárních reaktorů neměl překročit hraniční hodnotu 1000 MWt [1], což při uvážení účinnosti jaderného reaktoru (přibližně 33 %) odpovídá definici IAEA.

SMR s velmi nízkým výkonem se někdy označují jako „velmi malé reaktory“ (vSMR) nebo „mikro-modulární reaktory“. Jejich přínos tkví primárně jako záložní zdroj energie v nouzových situacích nebo jako náhrada diesellových generátorů v odlehlejších lokalitách [2].

Tabulka 1 Klasifikace reaktorů dle IAEA a US DOE [3]

	IAEA - Elektrický výkon (MWe)	US DOE - Tepelný výkon (MWt)
Mikro reaktory	-	≤250 MWt
Malé reaktory	<300 MWe	<1000 MWt
Střední reaktory	300-700 MWe	1000-2000 MWt
Velké reaktory	>700 MWe	>2000 MWt

1.1 Klíčové vlastnosti SMR

Malá velikost a modulární konstrukce přináší určité výhody oproti velkým reaktorům. Jednodušší a kompaktnější konstrukce umožňuje využití SMR i v lokalitách, které by nebyly vhodné pro větší reaktory např. kvůli izolovanosti lokality nebo

¹ V některé literatuře se lze setkat s užíváním zkratky SMR ve významu Malých a středních reaktorů (SMRs - Small and Medium-sized Reactors) s podkategorií Velmi malých reaktorů (vSMRs – Very Small Reactors). Tato práce se zabývá výhradně Malými modulárními reaktory s klíčovým aspektem modularity při užívání zkratky SMR. Tyto reaktory mohou být v některých amerických zdrojích označovány též zkratkou SMART (Small Modular Advanced Reactor Technology) [56].

nedostatečném zdroji vody pro potřeby elektrárny v blízkosti. Samostatné moduly, vyráběné v továrně s následným transportem na místo montáže, lze podle potřeby zapojovat postupně, což vede k velké míře flexibility a škálovatelnosti s menšími prvotními investičními náklady a s kratším časem výstavby. Jednodušší konstrukce se také pojí se zvýšenou bezpečností a zmírnění rizika havárií [3]. Zmíněné vlastnosti budou podrobněji popsány níže.

1.1.1 Modularita

Modularita, jakožto základní koncepce SMR, zastává důležitou roli při jejich konstrukci a provozu. Dosažení modularity spočívá v konstrukci reaktorů v jednotlivých samostatných modulech, jež lze vyrobit v továrně a následně přepravit na místo instalace. Tento modulární přístup nabízí několik výhod.

Modulární konstrukce umožňuje standardizovanou výrobu a zefektivnění procesů celé výstavby. Výroba jednotlivých modulů v továrně představuje práci v lépe kontrolovaném prostředí s vyškoleným personálem, který již má zkušenosti s konstrukcí modulů z minulosti, standardizaci pracovních postupů, menší chybovost člověka, lepší pracovní organizaci a efektivnější využívání materiálů a vybavení samotné továrny. To přináší pravděpodobnější míru konzistentní kvality a snížení doby výstavby spolu s nižšími investičními náklady [4].

Dále dochází ke zvýšení flexibility a škálovatelnosti. SMR lze zavádět postupně a podle potřeby přidávat další moduly, aby bylo možné uspokojit rostoucí poptávku po energii. Tento postupný přístup umožňuje efektivnější využití zdrojů a poskytuje flexibilitu, která se v průběhu času přizpůsobí vyvíjejícím se energetickým potřebám. Umožňuje také snadnější vyřazení z provozu elektrárny v případě ukončení provozu. Mnohé koncepty také disponují možností výměny jednotlivých modulů, aniž by byl ovlivněn provoz celého reaktorového komplexu [4], [5]. V případě škálovatelnosti se však musí brát v úvahu některé potencionální problémy již na samém počátku projektu. Jedná se například o výstavbu určité infrastruktury, jejíž stavba by vedle běžícího reaktoru mohla představovat značné komplikace z pohledu schvalování územního rozhodnutí. Bylo by tedy výhodné zahrnout do původního projektu infrastrukturu i pro další bloky.

1.1.2 Přeprava

Modularita a tovární výroba reaktorů se přímo váže na jejich přepravu na místo instalace. Ta může probíhat různými způsoby. Na rozdíl od tradičních velkých reaktorů mají malé modulární reaktory tu výhodu, že jsou přepravitelné, což umožňuje jejich flexibilní umístění a potenciální nasazení ve vzdálených lokalitách nebo v oblastech s omezenou infrastrukturou.

Proces přepravy však vyžaduje pečlivé plánování, dodržování bezpečnostních předpisů a spolupráci mezi zúčastněnými stranami. Před přepravou je třeba získat schválení a povolení od regulačních orgánů, které zajistí soulad s přepravními předpisy, bezpečnostními normami a mezinárodními smlouvami. Patří sem i úvahy o silniční nebo železniční infrastruktuře, hmotnostních limitech, bezpečnosti a plánování reakce na mimořádné události. Součástí přepravní konvoje jsou doprovodná vozidla a bezpečnostní pracovníci, kteří řídí dopravu, zajišťují komunikaci a řeší případné mimořádné události [6].

Přeprava SMR vyžaduje koordinaci mezi různými zúčastněnými stranami, včetně vládních agentur, přepravních společností a výrobců reaktorů. Pro zachování bezpečnosti a zabezpečení v průběhu celého procesu přepravy je zásadní vytvořit jasné komunikační kanály a dodržovat přísné protokoly [6].

1.1.3 Integrovaná konstrukce

Integrovaná konstrukce malých modulárních reaktorů spočívá v konstrukčním přístupu, který integruje různé komponenty reaktorového systému do jediného kompaktního celku. Na rozdíl od tradičních velkých reaktorů, které mají samostatné nádoby nebo moduly určené pro různé funkce, SMR zahrnují aktivní zónu (AZ), chladičový systém, parogenerátor a další klíčové komponenty do jediné konstrukce [3].

Dochází ke snížení počtu spojů a potrubí, čímž se minimalizuje možnost vzniku netěsností a zvyšuje se celková spolehlivost systému. Integrovaná konstrukce také zjednodušuje údržbu a provoz reaktoru. Umístění komponent v jediné konstrukci usnadňuje přístup ke kontrolám, opravám a výměnám jednotlivých součástí. To má pozitivní vliv na zvýšení efektivity údržby a zkrácení doby odstávek [3].

1.1.4 Bezpečnost

Jaderná bezpečnost je nesmírně významná pro zajištění ochrany pracovníků, veřejnosti a životního prostředí. SMR obsahují robustní bezpečnostní opatření a pokročilé konstrukční prvky, které minimalizují pravděpodobnost havárií a zmírňují jejich potenciální následky. Bezpečnost SMR je zajištěna obálkovým přístupem, který zahrnuje aktivní i pasivní bezpečnostní systémy, přísné hodnocení bezpečnosti a dodržování přísných regulačních požadavků. Konkrétní provedení bezpečnostních opatření se může v závislosti na uvažovaném typu reaktoru lišit, některé koncepty například nevyužívají aktivních bezpečnostních systémů.

Důležitou roli zde hraje pojem pasivní bezpečnosti. Jedná se o soubor bezpečnostních opatření založený na přírodních jevech, jako je gravitace nebo přirozená cirkulace. K chlazení AZ lze u některých SMR projektů užít buď pouze přirozenou cirkulaci chladiva, nebo jen s minimální závislostí na aktivních systémech a externích zdrojích energie. Jiné projekty využívají přirozené cirkulace v případě mimořádné události, tedy automatického odstavení reaktoru a následného chlazení AZ i bez vnějšího zdroje napájení chladících systémů [7]. Toto je umožněno hlavně menším tepelný výkonem a menšími rozměry AZ.

Velký důraz je v případě SMR kladen na inherentní bezpečnost, která představuje integraci bezpečnostních prvků do samotné konstrukce, čímž lze snížit závislost na aktivních bezpečnostních systémech a zásazích pracovníků. Tento přístup ze své podstaty omezuje pravděpodobnost a následky případných havárií. Jako příklad lze uvést záporný teplotní koeficient reaktivity, pasivní chladicí systémy, inherentní systém odstavení reaktoru aj.

Za účelem posouzení a řízení potenciálních rizik se během procesu projektování a licencování SMR provádí rozsáhlá bezpečnostní analýza. Ta zahrnuje použití sofistikovaných počítačových kódů a simulací k modelování různých scénářů havárií, vyhodnocení chování aktivní zóny a posouzení účinnosti bezpečnostních systémů. Provádějí se také experimentální studie, včetně rozsáhlých testů a validace, s cílem ověřit platnost bezpečnostních prvků a zlepšit pochopení složitých jevů během havárií [7], [8].

1.2 Historické využití SMR

Koncepce SMR vzbudila velký zájem zejména v oblasti vojenství, a to již na samém počátku využívání jaderné energie v energetice. Armáda Spojených států Amerických se rozhodla v roce 1954 založit vlastní jaderný program s názvem „Army Nuclear Power Program“ [9], jehož hlavním cílem bylo vytvoření reaktorového systému pro výrobu elektřiny ve vzdálených nebo odlehlých oblastech. Takový reaktor byl navržen tak, aby se dal na místo dopravit vlakem, letadlem nebo nákladním automobilem, a aby mohl být zapojen do sítě v relativně krátké době bez složité montáže.

V roce 1963 byla představena série 8 konceptů reaktorů určených k testování přímo v akci. Reaktorový systém PM1 z této série například úspěšně sloužil k napájení radarového systému protivzdušné raketové obrany základny poblíž města Sundance ve Wyomingu po dobu 6 let. Tato oblast byla vybrána zcela záměrně. Kvůli své odlehlosti a stavu silnice v zimních měsících bylo často znemožněno průjezdu nákladního vozidla s palivem do diesellových generátorů, nabízelo se tedy využití jaderného zdroje [10].

Model MH-1A, z též série, se stal první plovoucí jadernou elektrárnou na světě, využíval k tomu přestavěnou nákladní loď. Jakožto vysoce výkonný mobilní zdroj energie dodával elektřinu operacím v oblasti Panamského průplavu [11].

Velký počet vědeckých pracovníků k obsluze a řízení reaktorových systémů spolu s nedostatkem zkušeností a jedinečností těchto kompaktních reaktorů činilo chod projektu velmi finančně nákladným. S připočtením nákladů na opravy a údržbu se stal projekt nevýhodným a s postupným omezováním byl roku 1976 armádou zcela ukončen [9].

Větší využití našel jaderný reaktor jako pohon námořních plavidel, kde má hojně využití do dnešní doby. Vůbec prvním takovým plavidlem byla jaderná ponorka USS Nautilus, která vyplula roku 1955. Tento technologický posun umožnil ponorkám zůstat skryté hluboko pod hladinou bez nutnosti vyplutí a odhalení své polohy pro doplnění zásoby vzduchu, či paliva. Vývojem jaderné technologie pro využití v námořnictví se zabývala také Velká Británie, Francie Čína a Rusko [11].

2 Jednotlivé koncepty uvažované pro výstavbu v ČR

Česká republika se v roce 2017 připojila k *Pařížské dohodě* o změně klimatu. Tím se společně s ostatními členskými zeměmi Evropské unie zavázala k plnění závazků plynoucích z plánu k omezení globálního oteplování. Tato dohoda si klade za cíl omezit nárůst průměrné teploty na Zemi pod hranici 1,5 °C ve srovnání s obdobím před průmyslovou revolucí, což by do roku 2050 vedlo k vytvoření první klimaticky neutrální ekonomiky a společnosti [12].

Česká republika, na rozdíl od jiných členských zemí EU, nedisponuje takovou geografickou polohou, aby její energetický mix mohl spoléhat z větší části na obnovitelné zdroje energie. Klimatické podmínky spolu s omezenými možnostmi akumulace energie dovolují pouze částečné nahrazení fosilních paliv obnovitelnými zdroji. Podstatně přijatelnější výhled přináší *Státní energetická koncepce* se značně posílenou rolí jaderných elektráren, které lze považovat za téměř bezemisní zdroj energie. Vrcholovými strategickými cíli této koncepce je zajištění spolehlivých a bezpečných dodávek energie za konkurenceschopné a přijatelné ceny s ohledem na životní prostředí [13], [14].

Posílením a vývojem jaderné energie v rámci energetické koncepce se zabývá *Stálý výbor pro výstavbu nových jaderných zdrojů v České republice*. Ten se kromě příprav nového jaderného zdroje v Dukovanech a přípravných kroků k výstavbě dalších bloků v obou jaderných lokalitách zabývá také využitím malých a středních reaktorů. Pracovní skupina výboru vypracovala *Plán pro malé a střední reaktory v České republice* [15], který slouží jako podklad k dalším rozhodnutím výboru a vlády ČR o nadcházejících krocích SMR a jejich roli v domácí energetické koncepci.

O dosažení uhlíkové neutrality usiluje také Skupina ČEZ, která tyto cíle jasně deklarovala ve svém plánu rozvoje s názvem „*Vize 2030*“ a zavázala se k přípravě výstavby malých modulárních reaktorů s celkovým výkonem přes 1000 MW po roce 2040 [16].

Pilotní projekt SMR plánuje společnost ČEZ, a.s. postavit v areálu Jaderné elektrárny Temelín. Zde byl již vyčleněn speciální prostor, který do budoucna nijak neomezuje možnou dostavbu dalších dvou standardních bloků. Velkou výhodou této

lokality je osvědčenost prostředí se stabilním geologickým podložím, dostatkem zkušeného provozního personálu a již implementovaným zabezpečením areálu. K výstavbě dalších SMR vytipovává společnost ČEZ, a.s. jiné vhodné lokality, které ale již budou muset projít celou řadou intenzivních průzkumů a monitorovacích prací zaměřených na posouzení hydrogeologie území, analýzy podloží atd. Procesu transformace nejaderné lokality na lokalitu jadernou předchází průzkumné činnosti trvající 3-5 let, a to před samotným zahájením povolovacího procesu [17].

Klíčovým úkolem k realizaci výstavby SMR v České republice, je však výběr vhodného projektu a jeho technologie. ČEZ v průběhu podzimu 2019 zpracoval předběžnou studii proveditelnosti za účelem zmapování globálně vyvíjených technologií SMR. Při zaměření na lehkovodní typ reaktoru, na základě zkušeností s provozem tohoto typu, a s vyloučením ruských a čínských konceptů, z politických a bezpečnostních důvodů, se seznam potencionálních dodavatelů technologie SMR ustavil tak, jak je uvedeno v Tabulce 2. [18].

Tabulka 2 Jednotlivé koncepty SMR uvažované pro výstavbu v ČR [18] (data aktualizována v roce 2023)

Projekt	Výrobce	Země	Zahájení plánované výstavby (FOAK²)	Plánované zahájení provozu
BWRX-300	GE Hitachi	Japonsko	2024	2028
NUWARDTM	EDF	Francie	2030	2035
VOYGRTM	NuScale Power	USA	2026	2029
SMART	KHNP	Jižní Korea	2024	2027
SMR-160	Holtec International	USA	2025	2029
UK SMR	Rolls-Royce	UK	2027	2030+

² Významným milníkem každého projektu je výstavba tzv. FOAK (First of a Kind). Toto označení představuje první komerční nasazení nového typu jaderného reaktoru. Kvůli absenci předchozích provozních zkušeností se projekty FOAK často potýkají s jedinečnými problémy a komplikacemi, avšak poznatky získané při jejich řešení a následné úspěšné dokončení takového projektu jsou klíčové pro další nasazení dané technologie.

2.1.1 BWRX-300

Tabulka 3 Technické parametry reaktoru BWRX-300 [24]

Typ reaktoru	BWR
Elektrický / tepelný výkon (MWe) / (MWt)	270-290 / 870
Provozní tlak v PO (Mpa)	7,2
Typ paliva	UO ₂ / 10x10
Obohacení paliva-maximální (%)	3,81
Životnost (roky)	60

BWRX-300 je varný lehkovodní reaktor (BWR- Boiling water reactor) s plánovaným elektrickým výkonem 300 MWe firmy GE - Hitachi Nuclear Energy, která vyvíjí jaderné reaktory již od roku 1955. Tato verze vychází z již licencovaného velkého reaktoru ESBWR o výkonu 1520 MWe. Tento reaktor získal licenci NRC v roce 2014 [19]. Použité technologie vychází z provozu reaktorů ABWR v Japonsku [20].

Licencování a nasazení

Stavba prvního prototypu reaktoru BWRX-300 má být realizována v Kanadě. Společnost Ontario Power Generation (OPG), která je jedním z největších producentů energie v Severní Americe, vybrala technologii společnosti GE-Hitachi pro nový jaderný projekt Darlingtonské jaderné elektrárny. Tato elektrárna se v současnosti skládá ze 4 tlakovodních reaktorů typu CANDU. K rozšíření o SMR byl areál Darlington zvolen zejména kvůli hustému dodavatelskému řetězci pro jaderný průmysl v provincii Ontario. Mimoto je však v současné době jediným místem v Kanadě s licencí pro jadernou výstavbu s akceptovaným hodnocením vlivů na životní prostředí a s licencí na přípravu lokality pro budování jaderného zařízení [21].

OPG v říjnu roku 2022 podala žádost o licencování projektu kanadskému dozornému orgánu (CNSC- Canadian Nuclear Safety Commission). Do procesu licencování je zahrnuta i široká veřejnost, a to skrz informační schůzky, workshopy a veřejná slyšení, která by se měla konat v roce 2024. Předběžně OPG počítá s dokončením výstavby reaktoru do roku 2028 s plným komerčním provozem v roce 2029 [22].

Kromě plánované výstavby této technologie v Kanadě byly již uzavřeny memoranda o možném nasazení i v jiných zemích, konkrétně v USA, Polsku, Švédsku, Velké Británii a České republice [23].

Chlazení reaktoru

Reaktorová nádoba má tvar svislého válce s odnímatelnou vrchní částí pro případ potřeby manipulace s vnitřními komponenty. Celková výška nádoby je 26 metrů a její průměr činí 4 metry. Spodní nosná deska reaktoru je ve výšce 5,2 metru nad úrovní terénu a výška samotné aktivní zóny (AZ) je 3,8 metru [24]. Potřeba tak vysoké reaktorové nádoby je dána nutností zachování přirozené cirkulace chladicího média v primárním okruhu (PO) způsobené rozdílem hustot ve výtokové části reaktoru a AZ.

Reaktorový chladicí systém využívá přirozené cirkulace vody bez nutnosti primárních čerpadel. Chladicí médium na vstupu do AZ o teplotě 270 °C proudí skrz reaktorovou nádobu a vystupuje horní částí ve formě nasycené páry o teplotě 287 °C [24]. V horní části nádoby se nachází separátory vlhkosti, které nejsou schopny dokonale oddělit dvoufázový tok tekutiny. Z toho důvodu se za nimi nachází sušiče páry, díky kterým lze dosáhnout téměř stoprocentního stavu vysušení [25].

Řízení reaktivity

K regulaci výkonu slouží regulační tyče, které se do AZ zasouvají zespodu. Pohyb těchto tyčí zajišťují dva na sobě nezávislé systémy - motor k ovládní za normálního provozu a rychlé hydraulické zasunutí tyčí v případě potřeby nouzově reaktor odstavit. Alternativní metodou odstavení reaktoru z plného výkonu do podkritického stavu představuje systém vstřikování bóru, který slouží jako doplňkový prvek při neúspěšném zasunutí regulačních tyčí [24].

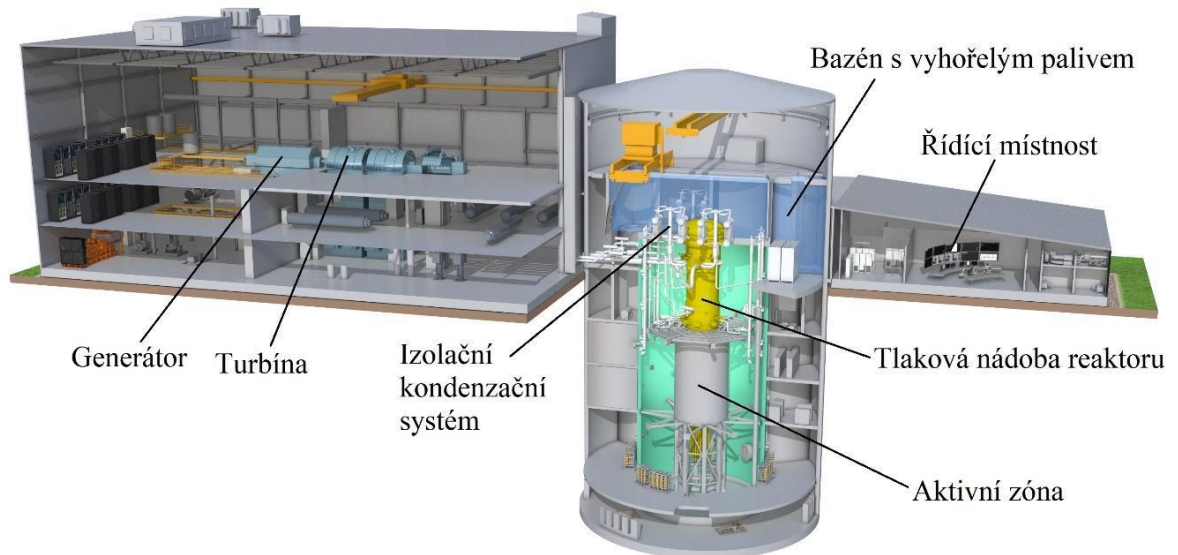
Nouzové chlazení

Při úniku chladiva v primárním okruhu se reaktor automaticky odstaví zasunutím regulačních tyčí. K následnému odvodu vzniklého zbytkového tepelného výkonu slouží dva pasivní chladicí systémy.

Prvním z nich je izolační kondenzační systém, určený pro případy, kdy není možné odvádět generující se páru. Tento přístup koncepce nouzového chlazení vychází z reaktoru ESBWR. Reaktor BWRX-300 disponuje čtyřmi smyčkami tohoto chladicího systému. Každá smyčka je vybavena dvěma tepelnými výměníky připojenými ke společnému

vývodu páry z reaktoru. Kondenzace ve výměníku probíhá odváděním tepla do okolí v k tomu určenému bazénu nad reaktorovou nádobou, odkud skrz ventilace probíhá odpařování do atmosféry. Tento způsob odvodu tepla dokáže udržet reaktor v dostatečně chlazeném stavu až 7 dní bez nutnosti vnějšího napájení nebo zásahu obsluhy reaktoru [24].

Druhý z těchto pasivních chladících systémů se využívá k udržení požadovaného konstantního tlaku uvnitř kontejnmentu. Ke zvýšení tlaku ve vrstvě mezi reaktorovou nádobou a kontejnmentem může dojít v důsledku úniku chladícího média. Systém využívá několika instalovaných tepelných výměníků s uzavřenou smyčkou přirozené cirkulace v horní části kontejnmentu. Teplo je odváděno do zásobníku vody přímo nad nádobou reaktoru, odkud opět skrz ventilace probíhá odpařování do atmosféry [24].



Obrázek 1 Schéma elektrárny s reaktorem BWRX-300 (upraveno z [23])

2.1.2 NUWARD

Tabulka 4 Technické parametry reaktoru NUWARD [26]

Typ reaktoru	Integrální PWR
Elektrický / tepelný výkon (MWe) / (MWt)	2 x 170 / 2 x 540
Provozní tlak v PO (Mpa)	15
Typ paliva	UO ₂ / 17x17
Obohacení paliva - maximální (%)	5
Životnost (roky)	60

Reaktor s označením NUWARD (ze zkratky „*nuclear forward*“) je vyvíjen konsorciem francouzských společností CEA, EDF, Naval Group a TechnicAtome. Projekt této elektrárny o dvou nezávislých reaktorových blocích s nominálním elektrickým výkonem 170 MWe je schopen flexibilního provozu ve výkonovém rozsahu 40-340 MWe [25].

Licencování a nasazení

Společnost EDF oznámila, že jejich projekt NUWARD se stane testovacím příkladem pro společné evropské předběžné přezkoumání. Tento proces předlicencování bude probíhat ve spolupráci Evropských regulačních orgánů, a to pod vedením francouzského ASN spolu s finským STUK a českým Státním úřadem pro jadernou bezpečnost (SÚJB). Od této spolupráce si EDF slibuje ucelení evropských pravidel pro udělování licencí a bezpečnostních standardů, což by mělo vést k urychlení budoucího udělování licencí v Evropě. EDF počítá s hotovou detailní koncepcí a získáním licence do roku 2030 s následnou výstavbou ve Francii [27]. Zájem o možné uplatnění reaktoru NUWARD projevil kromě České republiky také Polsko a Itálie [27].

Celý plně integrovaný reaktorový systém je obalen ocelovým kontejnmentem o velikosti 16 m na výšku a 15 m v průměru. Tato vzduchotěsná ocelová obálka je udržována pod stálým tlakem o něco nižším, než je tlak atmosférický. Za normálních provozních podmínek je kontejnment udržován izolovaný bez vnějšího odvětrávání, tedy pouze s vnitřní cirkulací vzduchu. Při otevření kontejnmentu např. pro přípravu odstávky reaktoru je nutné vnější odvětrání vzduchu, jeho filtrace a následná výměna [26].

Projekt využívá poměrně netradičního způsobu sdílení jedné reaktorové budovy a jejího technologického vybavení pro oba své moduly, jedná se tedy o dvojblok. Reaktorové jednotky jsou ponořeny do svého vlastního velkého reaktorového bazénu s vodou. Tyto bazény odděluje ještě společný bazén s vyhořelým palivem, který navíc slouží jako tzv. vodní stěna a zajišťuje dodatečné pasivní chlazení celé reaktorové obálky. Nad bazénem pro vyhořelé palivo se nachází společná dozorná řízení obou modulů [26], [27].

Chlazení reaktoru

Systém chlazení reaktoru využívá technologii konceptu deskového tepelného výměníku. Klíčovým faktorem pro minimalizaci celkové velikosti, zejména výšky, chladicího systému reaktoru jsou jeho kompaktní parní generátory. K zásobování parních turbín se zde nachází šest takovýchto parogenerátorů. Navíc jsou zde umístěny ještě dva nezávislé bezpečnostní generátory k udržení bezpečného chlazení reaktoru v případě nehody [26].

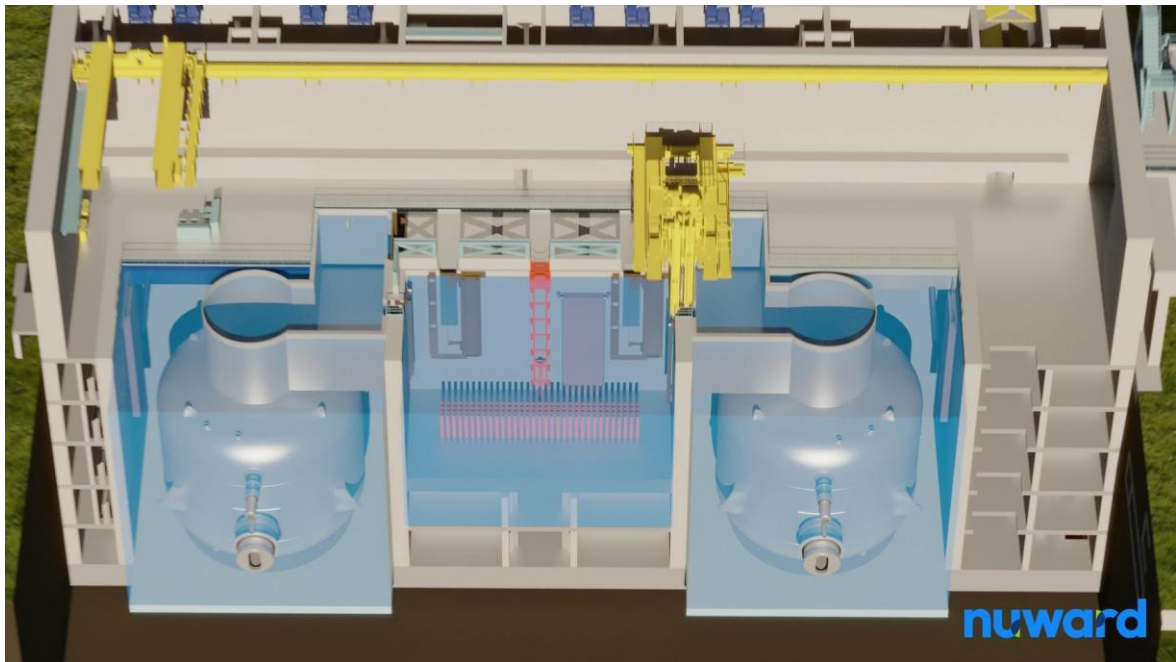
Parogenerátory jsou v přímém kontaktu s reaktorem, čímž se eliminuje nutnost jakýchkoliv externích primárních smyček. Takováto inovativní konstrukce reaktoru a jeho chladicího systému omezuje možnou velikost porušení systému při havárii se ztrátou chladiva (LOCA- Loss of Coolant Accident) na pouhých 30 mm v průměru [26].

Proudění vody jako chladicí kapaliny v primárním okruhu je zprostředkováno pomocí šesti zapouzdřených čerpadel, které jsou horizontálně napojeny na tlakovou nádobu reaktoru v místech studené větve [26].

Bezpečnost a nouzové chlazení

Potřeba odvodu přebytečného tepla, a to i v případě ztráty vnějšího přívodu elektrické energie a chladiva, je zajištěna dvěma systémy pasivního chlazení. Přírozená cirkulace vody odvádí teplo z AZ do vodní nádrže obklopující kontejnment. Bazény obklopující reaktorové bloky a společná vodní nádrž mezi nimi poskytuje dostatečnou kapacitu pro odvod tepla po dobu delší než 3 dny [26].

Jaderný ostrov je umístěn pod zemí bez přímého přístupu k reaktorům a vyhořelému palivu. Tato architektura si klade za cíl omezení vnějších bezpečnostních rizik, která mohou představovat velké záplavy či nárazy civilních letadel [25].



Obrázek 2 Schéma dvojbloku reaktoru NUWARD [27]

2.1.3 VOYGR™

Tabulka 5 Technické parametry reaktoru VOYGR™

Typ reaktoru	Integrální PWR
Elektrický / tepelný výkon (MWe) / (MWt)	77/250
Provozní tlak v PO (MPa)	13,8
Typ paliva	UO ₂ / 17x17
Obohacení paliva – maximální (%)	<4,95
Životnost (roky)	60

Elektrárna NuScale VOYGR™ společnosti NuScale Power využívá malý modulární reaktor označovaný jako NuScale Power Module. Jedná se o reaktor integrálního typu chlazený a moderovaný lehkou vodou založený pouze na přirozené cirkulaci vody. Výrobce nabízí rozdílné konfigurace elektrárny v závislosti na počtu připojených modulů - VOYGR-4 s elektrickým výkonem 308MWe, VOYGR-6 s elektrickým výkonem 462 MW nebo 12modulová sestava o výkonu 924 MWe [25].

Licencování a nasazení

Společnost NuScale podala 31. prosince 2016 žádost o licencování svého projektu malého modulárního reaktoru o elektrickém výkonu 50 MWe americkému regulačnímu

úřadu NRC. Tato žádost byla v roce 2020 NRC schválena [28], čímž bylo potvrzeno, že projekt splňuje všechny bezpečnostní požadavky nezávisle na žádosti o výstavbu nebo provoz elektrárny. To znamená, že následná žádost o kombinovanou licenci na výstavbu a provoz se již nebude muset zabývat otázkami zahrnutými v licenci projektu, nýbrž zbývajícími bezpečnostními a environmentálními otázkami týkajícími se konkrétní navrhované elektrárny v dané lokalitě.

V současné době společnost NuScale usiluje o schválení projektu se zvýšeným výkonem tak, aby každý modul mohl generovat až 77 MWe. NRC stanovila pro schválení 24měsíční harmonogram pro schválení, který by měl být dokončen v roce 2025 [29].

Projekt VOYGR byl vybrán pro výstavbu v areálu národní laboratoře US DOE Idaho National Laboratory. Společnost NuScale rovněž uzavřela memorandum o provádění licenčních a povolenacích činností s nasazením reaktoru VOYGR v Kanadě, Rumunsku, Polsku a na Ukrajině [30].

Rozložení reaktoru

Tlaková nádoba reaktoru každého modulu obsahuje aktivní zónu, parogenerátor a kompenzátor objemu. Válcová nádoba je asi 15 m dlouhá s průměrem 3 m. Parogenerátor se skládá ze dvou oddělených souborů spirálovitě stočených trubek. V neposlední řadě se v horní části reaktorové nádoby nachází kompenzátory objemu k regulaci tlaku v celém systému. Ochrannou bariéru systému tvoří ocelová ochranná obálka o délce 23 m a průměru 4,5 m. Tyto ochranné obálky všech modulů jsou ponořeny ve společném reaktorovém bazénu s nerezovými stěnami obklopenými betonem. [31]

Řídící místnost a multimodulový provoz

Unikátním prvkem reaktoru NuScale je jeho řídicí místnost, zvaná také jako bloková dozorná. Z ní lze obsluhovat všech 12 modulů naráz. Moduly pracují nezávisle na celé konfiguraci, což poskytuje prostor pro vysokou míru flexibility regulování výkonu podle aktuální potřeby sítě [31].

Ambiciózní přístup společnosti uvažuje obsluhu všech 12 modulů pouze 6 operačními pracovníky. Tento přístup byl založen na komplexních inženýrských studiích lidských faktorů a technického rozhraní systému pomocí simulátoru velínu.

K snížení počtu pracovníků v řídicí místnosti přispívají následující vlastnosti reaktoru:

- Pasivní bezpečnostní systémy
- Jednoduchost odstavení modulu a zajištění pasivního chlazení
- Nepotřebný zásah operátoru během 72 hodin po definovaných projektových haváriích
- Zlepšené ovládání reaktoru (rozhraní člověk - systém)

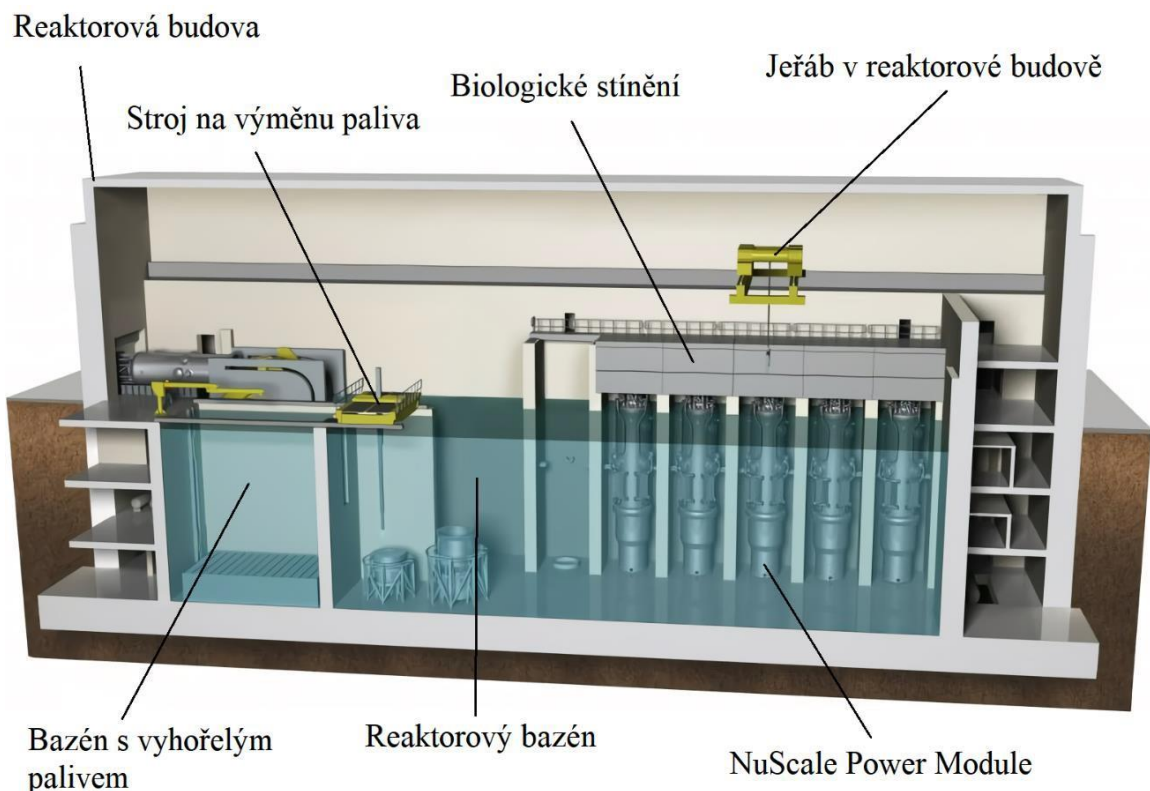
S ohledem na tyto vlastnosti, při hodnocení minimálního počtu operátorů NRC ve zprávě [32] uvedla, že elektrárnu lze takto provozovat bezpečně. Zároveň ale upozornila na jisté problémy, jako je přílišná důvěra operátorů v automatické počítačem řízené rozhraní a doporučila dodatečné přezkoumání při získání dodatečných provozních zkušeností.

Chlazení reaktoru

Reaktor disponuje dvěma pasivními redundantními bezpečnostními systémy pro odvod zbytkového tepla. Tento systém využívá jeden ze dvou parogenerátorů a odvádí vzniklé teplo do bazénu uvnitř ocelové obálky každého modulu. Pro případ selhání odvodu tepla pomocí parogenerátoru existuje ještě systém chlazení kontejnmentu. Ten odvádí zbytkové teplo přirozenou cirkulací vody otevřením odvzdušňovacích ventilů na horním víku reaktoru, čímž se pára z primárního okruhu uvolní do prostoru nad reaktorem a na povrchu reaktorové nádoby kondenzuje. Takto vzniklý kondenzát stéká do dolní oblasti kontejnmentu. Tato část slouží jako jímka, ve které, když hladina kapaliny stoupne nad hranici horních recirkulačních ventilů, dojde k otevření těchto ventilů, čímž dochází k přirozené cirkulaci skrz AZ a následné opětovné vypuštění skrz odvzdušňovací ventil [31].

Řízení reaktivity

K řízení reaktivity se využívá regulačních tyčí a rozpustného bóru. Regulační tyče se dělí na skupinu, která je využívána k změnám reaktivity při běžném provozu a na skupinu k zajištění nouzového odstavení reaktoru. Koncentrace rozpustného bóru v chladicím médiu je upravována tak, aby byl zohledněn vliv vyhoření paliva nebo otravy štěpnými produkty v průběhu palivové kampaně. Použití rozpustného bóru také umožňuje okamžité odstavení reaktoru [31].



Obrázek 3 Schéma elektrárny VOYGR™ (upraveno z [31])

2.1.4 SMART

Tabulka 6 Technické parametry reaktoru SMART [33]

Typ reaktoru	Integrální PWR
Elektrický / tepelný výkon (MWe) / (MWt)	107/365
Provozní tlak v PO (MPa)	15
Typ paliva	UO ₂ / 17x17
Obohacení paliva – maximální (%)	<5
Životnost (roky)	60

Název vychází z anglického *System-integrated advanced reactor (SMART)*. Navrhovatelem projektu je Korejský institut pro výzkum jaderné energie (KAERI). Reaktor je chlazen a moderován lehkou vodou s integrálním uspořádáním primárního okruhu. Disponuje elektrickým výkonem 107 MWe [25].

Licencování a nasazení

Tento reaktor začal vznikat již kolem roku 2000, přičemž v roce 2012 získal u korejského regulačního úřadu licenci. V roce 2015 bylo podepsáno memorandum mezi Korejskou republikou a Královstvím Saúdské Arábie o nasazení SMART, ke kterému však nakonec nikdy nedošlo. V roce 2020 byla na korejský úřad znovu poslána žádost o hodnocení a schválení technologie. V roce 2023 se jednalo o nasazení reaktoru SMART v kanadské provincii Alberta [34].

Chlazení reaktoru

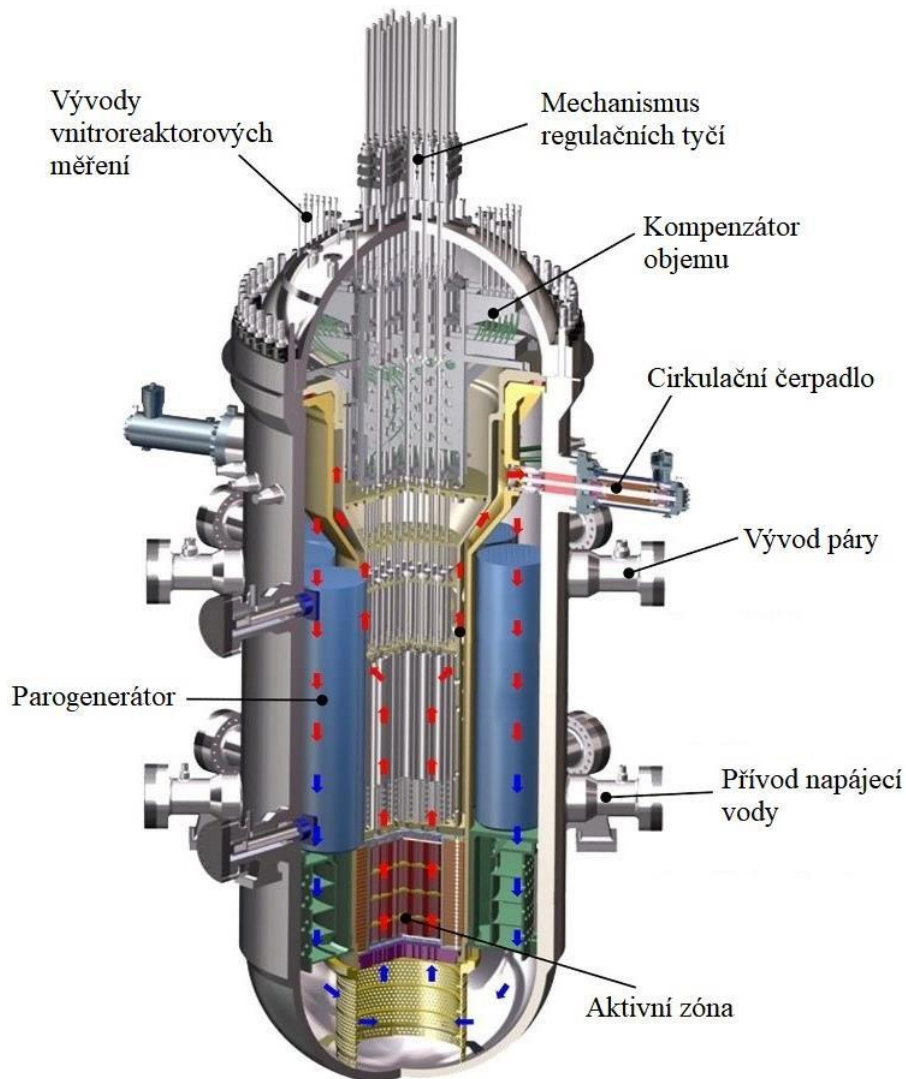
Integrální uspořádání bez výskytu chladících smyček, které by spojovalo potrubí o velkém průměru, vede k eliminaci rizika vzniku velké havárie LOCA. Specifikem reaktoru je použití bezucpávkových čerpadel. Toto řešení zajišťuje nepotřebnost těsnění čerpadel, u kterých by hrozilo selhání těsnění, a tedy možnost malé havárie LOCA [25].

Modulární parní generátory průchozího typu jsou umístěny relativně vysoko nad aktivní zónou tak, aby změna hustoty a gravitace byla schopna poskytnout hnací sílu pro přirozený cirkulační tok chladiva. Spolu s nízkým průtokovým odporem lze dosáhnout dostatečného odvádění zbytkového tepla ze systému i v případě, že nejsou k dispozici běžné prostředky pro odvod tepla z aktivní zóny [25].

System chlazení PO je založen na nuceném oběhu chladiva. Chladící kapalina proudí ze spodní části vzhůru aktivní zónou až k cirkulačním čerpadlům. Tyto čtyři hlavní cirkulační čerpadla s vertikálním umístěním v horní části tlakové nádoby obrací proud chladiva zpět do dolní části reaktoru [25].

SMART disponuje 8 parogenerátory umístěnými v mezikruží mezi nádobou aktivní zóny a reaktorovou tlakovou nádobou. Každý parogenerátor obsahuje asi 375 spirálově stočených trubic s otvory, jakožto preventivní opatření nestability proudění [25].

Ohřátá voda proudí směrem dolů po plášti trubic parních generátorů, naopak napájecí sekundární voda proudí uvnitř těchto trubic směrem vzhůru, čímž dochází uvnitř parogenerátorů k odebírání tepla proudící vodě a odpařování se v podobě přehřáté páry. Tato pára je z AZ odváděna parními tryskami pro pohon parních turbín [32]. Celý průběh proudění chladící kapaliny je znázorněn na Obrázku 4.



Obrázek 4 Schéma reaktoru SMART (upraveno z [33])

Všechny aktivní bezpečnostní prvky jsou nahrazeny prvky pasivními. Eliminuje se tak nutnost zásahu obsluhy, případně dieselového generátoru určeného k pohonu aktivních bezpečnostních systémů, po dobu nejméně 72 hodin po případné projektové havárii [33].

K odstavení reaktoru zde slouží regulační tyče a rozpustný bór. Nouzové chlazení AZ v případě projektových havárií zajišťují 4 bezpečnostní nádrže, ze kterých je možné vstříkovat vodu do reaktorové nádoby. Voda do těchto nádrží je dále doplňována z dalších 4 zásobníků vody obsahující bór. V případě havárie lze parní generátory využít jako tepelné výměníky k pasivnímu odvodu zbytkového tepelného výkonu [33].

2.1.5 SMR-160

Tabulka 7 Technické parametry reaktoru SMR-160 [35]

Typ reaktoru	PWR
Elektrický / tepelný výkon (MWe) / (MWt)	160/525
Provozní tlak v PO (MPa)	15,5
Typ paliva	UO ₂ / 17x17
Obohacení paliva - maximální (%)	4
Životnost (roky)	80

Americká firma Holtec International představila koncept pokročilého malého modulárního reaktoru typu PWR (Pressurized water reactor) o elektrickém výkonu 160MWe, v případě tepelného výkonu 525 MWt [25].

Licencování a nasazení

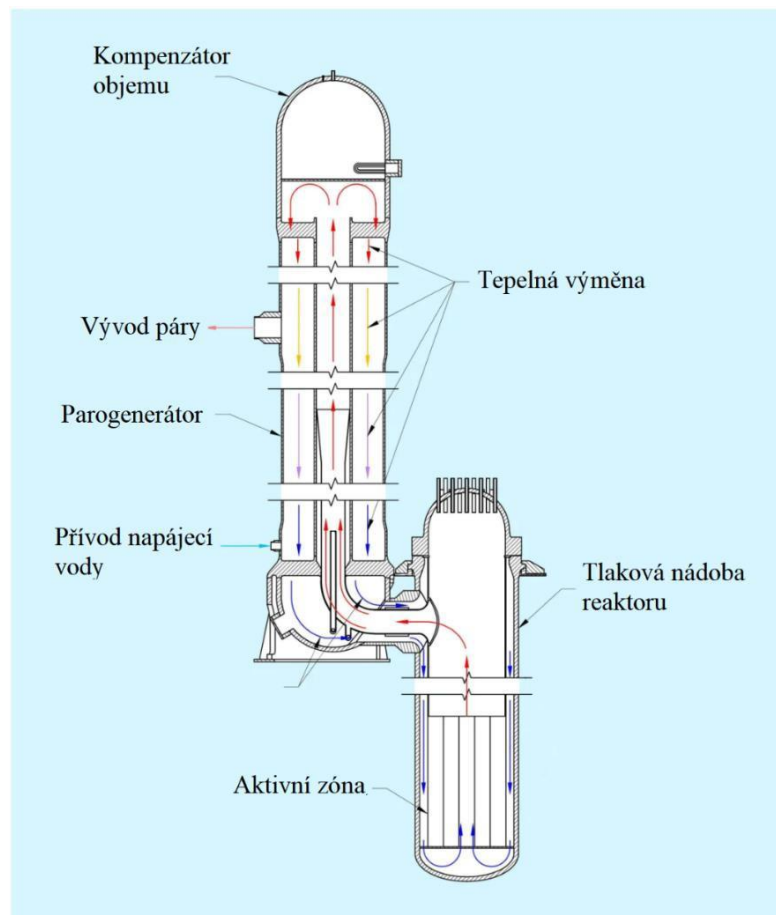
Reaktor SMR-160 dokončil první předlicenční kontrolu návrhu u kanadského regulačního orgánu, dále probíhají předlicenční činnosti u americké NRC a v roce 2023 společnost Holtec International předložila žádost do licenčního procesu britského regulačního úřadu. Společnost jedná o možném nasazení reaktoru v České republice, na Ukrajině nebo také v lokalitě New Jersey v USA [34].

Chlazení reaktoru

Bezpečnostní systémy operující s chladícím médiem využívají gravitaci, tedy termosifonové chlazení, kdy je cirkulace vody řízena změnou její teploty. Tyto bezpečnostní systémy tedy nevyužívají aktivní komponenty, jako jsou čerpadla a motory určené k jejich pohonu. Společnost navíc uvádí možnost chlazení vzduchem, a to v lokalitách s nedostatečným zdrojem vody. Vzduch, jako kondenzační médium, lze využít k chlazení kondenzátorů, které zprostředkují odvod přebytečného tepla do okolní atmosféry [35].

Výrobce svou celkovou úroveň bezpečnosti označuje pojmem „walk away safe“ [35], čímž má na mysli, že v případě jakékoliv havárie je reaktor schopen se sám bez zásahu operátorů uchladiť.

Reaktorová nádoba a parogenerátor jsou v odsazené konfiguraci, přičemž jsou spojeny jediným spojem obsahujícím horkou i studenou větev v soustředných kanálech. Umístění parogenerátoru mimo reaktorovou nádobu umožňuje jednodušší přístup k aktivní zóně, což usnadňuje proces výměny paliva bez nutnosti přesunu parogenerátoru [35].



Obrázek 5 Schéma chlazení reaktoru SMR-160 [36]

2.1.6 UK SMR

Tabulka 8 Technické parametry UK SMR [37]

Typ reaktoru	PWR
Elektrický / tepelný výkon (MWe) / (MWt)	470/1358
Provozní tlak v PO (MPa)	15,5
Typ paliva	UO ₂ / 17x17
Obohacení paliva - maximální (%)	<4,95
Životnost (roky)	60

UK SMR reaktor společnosti Roll-Royce vybočuje svou konstrukcí a instalovaným výkonem z kategorie klasických SMR. Místo typického integrálního uspořádání jsou zde 3 chladicí smyčky, což připomíná spíše konvenční PWR. Tento středně velký reaktor je schopen generovat výkon 443 MWe s primárním účelem výroby elektrické energie. Je však kategorizován jako SMR kvůli modularizaci svých komponentů, které jsou vyrobeny v továrně a následně převezeny automobilovou nebo železniční dopravou na místo montáže elektrárny [25].

Tlaková nádoba reaktoru byla navržena tak, aby splňovala limit přepravní výšky 4,95 m ve Spojeném království. Smyčky reaktoru jsou potrubím připojeny k reaktorové tlakové nádobě v místech nad palivové oblasti bez jakýchkoliv spojů nebo otvorů pod touto oblastí, čímž je minimalizovaná možnost havárie LOCA [25].

Licencování a nasazení

Společnost Rolls-Royce podala žádost o schválení svého projektu britskému regulátoru, který k posuzování nových jaderných zařízení ve Velké Británii využívá proces zvaný Generic Design Assessment. Tento proces se skládá ze tří fází, přičemž reaktor UK SMR 3.dubna 2023 úspěšně prošel první iniciační fází s postupem do fáze druhé, ve které proběhne základní technické posouzení jako příprava k poslední fázi podrobného zhodnocení [38].

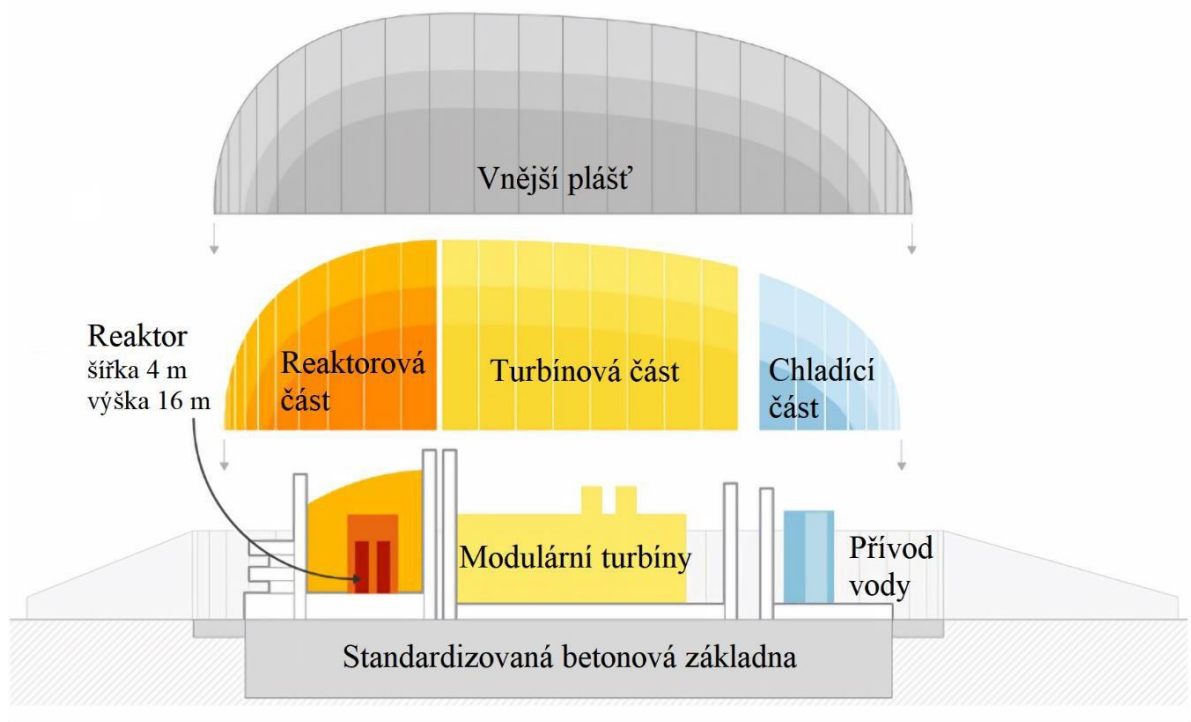
Výběr lokalit pro budoucí výstavbu reaktoru se zaměřuje na území ve Velké Británii, kde, již společnost vytypovala pár vhodných lokalit pro umístění. Pro nasazení technologie do dalších zemí společnost uzavřela memoranda o spolupráci s Českou republikou, Tureckem, Estonskem a Jordánskem [30].

Chlazení reaktoru

Primární okruh se skládá ze tří smyček určených k chlazení AZ. Cirkulace chladicí kapaliny v těchto smyčkách je zajištěna třemi odstředivými čerpadly, která ženou chladicí kapalinu do parogenerátorů. Nicméně se zde nachází i pasivní bezpečnostní systémy k odvodu zbytkového tepla a k nouzovému chlazení AZ v případě vzniklých havárií. Tyto pasivní systémy dokáží udržet reaktor v bezpečném stavu bez nutnosti akce operátorů po dobu 72 hodin [37].

Pro nouzové odstavení reaktoru slouží rychlé zasunutí regulačních tyčí a vstřikování bóru [37].

Čerpadlo a motor jsou zkombinovány v provedení bez těsnění, aby se předešlo častým selhání těsnění v předchozích konstrukcích primárních chladicích čerpadel. Každé čerpadlo je navíc opatřeno setrvačником k prodloužení doby doběhu čerpadla a zajištění dostatečného průtoku chladicího média aktivní zónou při výpadku elektrického napájení [25].



Obrázek 6 Design elektrárny Rolls-Royce (upraveno z [39])

3 Jaderné palivo

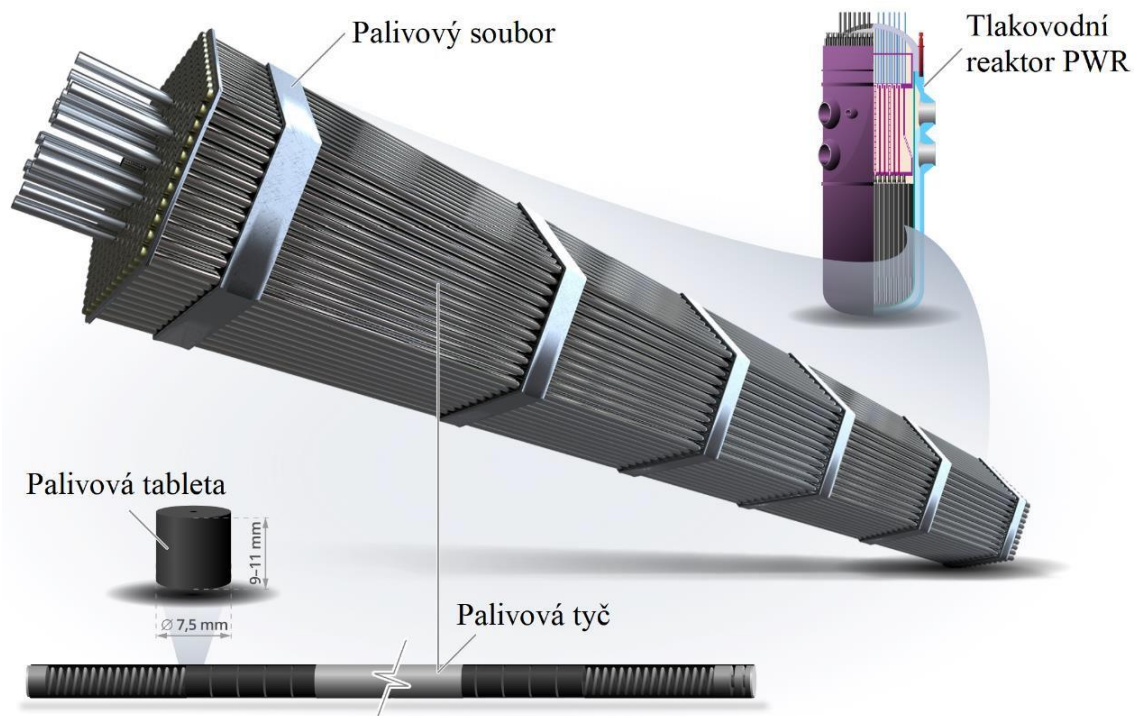
Naprostým základem každého jaderného reaktoru je jeho jaderné palivo. To obsahuje štěpný materiál a slouží k udržení řízené řetězové reakce a uvolňování obrovského množství energie. Mezi hlavní požadavky na jaderné palivo patří dostatečně vysoký makroskopický účinný průřez pro štěpení a určitý počet uvolněných neutronů v jedné štěpné reakci, tedy výtěžek neutronů. Takovýmto omezením prakticky vyhovuje pouze uran a plutonium, a to pouze některé jejich izotopy. Předmětem zájmu této práce je ale palivo pro lehkovodní reaktory, u kterých se nejhojněji využívá oxidu uraničitého UO_2 .

3.1 Palivový soubor

Jaderné palivo UO_2 se v reaktoru nachází ve formě palivových tablet. Palivová tableta, vzniklá slisováním UO_2 , je malý váleček o několika milimetrech. Kromě samotného paliva do pelet mohou být přidávány různá aditiva. Tato aditiva se označují jako vyhořívající absorbatory, nejčastěji se využívá bór a gadolinium. Pohlčují neutrony, čímž dochází ke snížení reaktivity na počátku palivového cyklu, a také omezují nerovnoměrné rozložení výkonu [40].

Palivové tablety jsou umístěny nad sebou v povlakové trubce. Ta chrání palivový článek před přímým kontaktem s pracovním prostředím a zároveň slouží jako první bariéra před únikem produktů štěpení. Materiál, kterým je povlaková trubka pokryta, musí být dostatečně konstrukčně odolný, mechanicky pevný, chemicky odolný vůči radiačnímu záření a korozi ze strany pracovního prostředí. Také je třeba dobré tepelné vodivosti kvůli přenosu tepla z paliva do chladiva a nízkého účinného průřezu pro absorpci neutronů, aby nedocházelo k nežádoucímu snížení reaktivity. K pokrytí povlakových trubek se většinou používají slitiny zirkonia [41].

Palivové tablety vložené do povlakových trubek se nazývají palivové proutky (příp. elementy). Palivové proutky jsou slučovány do palivových souborů, někdy se užívá označení palivová kazeta. Svazek palivového souboru může čítat až stovky palivových proutků. Proutky jsou od sebe vzájemně distancovány mřížemi, čímž je zajištěno jejich pravidelné uspořádání [40].



Obrázek 7 Model palivového souboru VVER [42]

3.2 Paliva jednotlivých konceptů SMR uvažovaných pro výstavbu v ČR

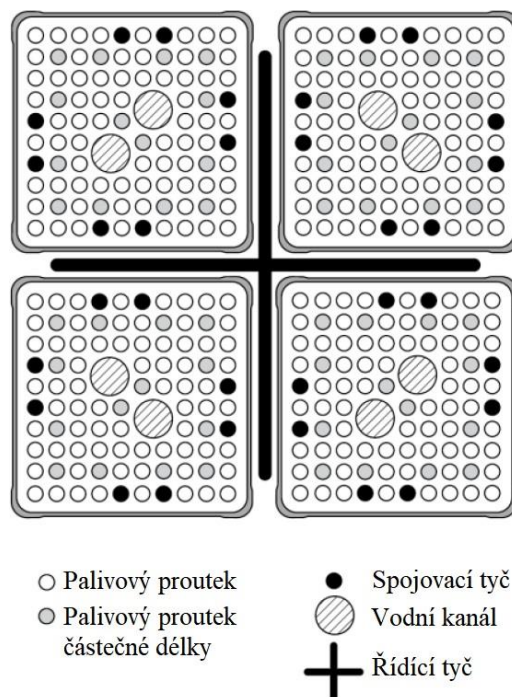
Tabulka 9 Přehled vybraných parametrů paliva pro jednotlivé koncepty SMR uvažované pro výstavbu v ČR³
[25]

	BWRX-300	NUWARD	VOYGR	SMART	SMR-160	UK SMR
Počet palivových souborů	240	76	37	57	96	121
Počet palivových proutků v souboru	92	-	264	-	-	264
Materiál pokrytí	Zircaloy-2	Zr	M5	Zircaloy-4	M5	ZR-4
Vyhořivající absorbátor	Gd ₂ O ₃ , Hf, B ₄ C	Gd ₂ O ₃	Gd ₂ O ₃	Gd ₂ O ₃	-	Gd ₂ O ₃
Maximální vyhoření paliva (MWd/kg)	49,5	-	≥45	<54	45	55-60
Cyklus výměny paliva (měsíc)	12-24	24	24	30	24	18-24

3.2.1 BWRX-300

Současná konstrukce paliva BWRX-300 je založena na produktové řadě paliva GNF2. Toto palivo poskytuje nízký hydraulický odpor, což je žádoucí pro přirozenou cirkulaci chladiva v reaktoru. Palivové soubory GNF2 v konfiguraci 10x10 se skládají ze 78 palivových proutků plné délky, 14 proutků částečné délky a dvou velkých centrálních vodních kanálů. Palivový soubor drží pohromadě osm spojovacích tyčí umístěných po obvodu. Příčný řez na Obrázku 8 znázorňuje uspořádání jednotlivých elementů [24].

³ Některé údaje (-) nejsou výrobcem uvedeny.



Obrázek 8 Řez čtyřmi palivovými soubory varného reaktoru BWRX-300 v konfiguraci 10x10 (upraveno z [24])

3.2.2 NUWARD

Palivové soubory reaktoru Nuward uspořádané v konfiguraci 17x17 vychází z palivových souborů provozovaných PWR s rozdílem zkrácení výšky palivových tyčí. Palivo UO_2 je obohaceno do 5 % [26].

Většina užitých technologických řešení těží z rozsáhlých provozních zkušeností s celosvětovým provozem reaktorů PWR, zejména pak se zkušenostmi společnosti EDF s francouzskou flotilou lehkovodních reaktorů [27].

Strategie doplňování paliva plánuje výměnu poloviny palivových kazet každé 2 roky s plánovanou odstávkou 15 dní. Manipulace s palivem v SMR není nějak odlišná od manipulace v PWR, kromě počtu a velikosti palivových souborů. Dojde k otevření kovového kontejnmentu modulu, čímž dojde k propojení kontejnmentu s bazénem vyhořelého paliva přes halu technické údržby. Návrh elektrárny počítá s uložením vyhořelého paliva 10 let po jeho vyřazení z provozu [26].

3.2.3 VOYGR

Aktivní zóna reaktoru v každém modulu se skládá z 37 palivových souborů a 16 regulačních tyčí. Palivové soubory pro SMR jsou modifikované konstrukce paliva Framatome HTP2TM, které se v současné době používá ve stávajících reaktorech PWR. Nové palivo s názvem NuFuel-HTP2TM se od osvědčeného paliva HTPTM liší pouze délkou palivového souboru, který je poloviční (238,76 cm). Keramické pelety UO₂ jsou obohaceny až na 4,95 % a jsou zapouzdřeny v plášťovém materiálu M5 s aktivní délkou palivového souboru přibližně 2 metry [31], [43].

Palivové tyče obsahují vyhořívající absorbátor Gd₂O₃ a jsou zarovnány pomocí distančních mřížek HTPTM a HMPTM společnosti Framatome [31].

AZ je obklopena reflektorem z nerezové oceli tak, aby se zvýšil poměr využití paliva a zabránilo se úniku neutronů z AZ. Mechanické a termo-hydraulické zkoušky palivových souborů NuFuel-HTP2TM byly provedeny pomocí testovacích zařízení společnosti Framatome [31]. Díky použití osvědčených materiálů paliva, pokrytí a konstrukce palivových souborů čerpá společnost NuScale z rozsáhlých provozních zkušeností s chováním paliva během provozu, mokrého i suchého skladování, ale i případné likvidace.

3.2.4 SMART

Palivo reaktoru SMART je až na jeho výšku téměř totožné se standardním palivem reaktoru PWR 17x17. Aktivní zóna pojme 57 palivových souborů o délce 2 m s obohacením do 5 % [25].

Kampaň o délce 30 měsíců spolu s pokročilým monitorovacím systémem klade důraz na maximální automatizaci, a minimální nutnost obsluhy. Podobně jako u reaktoru VOYGR lze použité palivové soubory uskladnit v bazénu v k tomu určenému chránilišti. Zde je doba možného uskladnění vyhořelého paliva 30 let. Ta se však může lišit v závislosti na požadavcích zákazníka. [25]

3.2.5 SMR-160

Společnost Holtec International si pro svůj malý modulární reaktor SMR-160 vybrala jako dodavatele jaderného paliva společnost Framatome. [44] Tyto dvě společnosti uzavřely dohodu, která umožní dokončit veškerou potřebnou inženýrskou činnost pro výrobu paliva pro reaktor SMR-160 s komerčně dostupným a osvědčeným palivovým souborem GAIA s uspořádáním 17x17 [44].

Společnosti Framatome a Holtec úzce spolupracovaly na požadavcích kladených na palivový soubor GAIA pro konstrukci reaktoru SMR-160. Za cíl si kladly minimalizovat změny palivového souboru GAIA tak, aby nedošlo ke kritickým konstrukčním změnám reaktoru [45].

K uložení vyhořelého paliva je k dispozici bazén s dostatkem místa až na 10 let provozu včetně dočasného uložení nových palivových souborů pro zahájení nové kampaně. Ten disponuje dostatečným objemem vody k pasivnímu chlazení použitých palivových souborů po dobu přibližně 150 dnů od ztráty veškeré elektrické energie, aniž by se se musela voda doplnit [25].

Výměna paliva jednotlivých modulů probíhá odpojením ze své stanice a přemístěním na místo určeného k výměně, kde dochází k rozmontování modulu na tři části. Po následné inspekci jednotlivých částí a zavedení nových palivových souborů je modul vrácen do původní podoby. Výměna paliva jednoho modulu trvá 10 dní a nikterak neomezuje provoz ostatních modulů celé série. Dochází k ní každých 18 měsíců, kdy je měněna 1/3 palivových souborů [25].

3.2.6 Rolls-Royce SMR

Společnost Rolls-Royce plánuje používat standardní palivo UO_2 s obohacením do 4,95 %, s pokrytím zirkoniové slitiny a uspořádáním palivových souborů do mříže 17x17. AZ obsahuje 121 palivových souborů s aktivní délkou 2,8 metrů [37].

Každý palivový soubor obsahuje 40 palivových tyčí s vyhořívajícím absorbátorem a zbylých 224 je bez něj. Jako absorbátoru se zde využívá Gd_2O_3 v zastoupení 8 % hmotnosti gadolinia. V chladícím médiu primárního okruhu se neudrží žádná koncentrace rozpustného bóru pro řízení reaktivity. To má za následek jednodušší konstrukci elektrárny a eliminaci rizika spojeného s manipulací s kyselinou boritou

i s dopady jejího úniku do životního prostředí. Řízení reaktivity se zajišťuje výhradně pohybem regulačních tyčí a využitím záporného teplotního koeficientu reaktivity [37].

Reaktor má pracovat v 18-24měsíčním palivovém cyklu. Délka odstávky pro doplnění paliva se odhaduje na 18 dní s možnou postupnou optimalizací. K samotné výměně paliva je určen bazén, který během odstávky slouží k skladování nového i vyhořelého paliva. Vyhořelé palivo se následně přemístí do vnějšího bazénu pro vyhořelé palivo, kde je uskladněno až 5 let před přesunem do dlouhodobého suchého skladu [37].

3.3 Testování jaderného paliva

Experimentální testování palivových souborů různých výrobců je dosti podobné. Jako ilustrativní příklad bude zvoleno palivo GAIA určené pro reaktor PWR. Jedná se o palivo společnosti Framatome, které má být užito v reaktoru SMR-160.

3.3.1 Palivo GAIA

Palivové soubory GAIA jsou uspořádány v konfiguraci 17x17. Palivové tyče využívají pokrytí ze slitiny typu M5, koncovek z materiálu Zircaloy-4 a pružin ze slitiny niklu. Pro dosažení lepšího přenosu tepla jsou tyče natlakovány heliem [46].

Zircaloy-4

Zircaloy-4 je druh zirkoniové slitiny běžně využívaný jako pokrytí palivových tyčí. Obsahuje přibližně 1,5-2,0 % cínu a malé množství železa, chromu a niklu pro lepší mechanické vlastnosti a posílení odolnosti proti korozi. Zachovává si také pevnost a tažnost při vysokých teplotách, což z něj spolu s nízkou absorpcí neutronů řadí mezi hojně využívané materiály v jaderném průmyslu [47].

Pokrytí M5

Pokrytí M5 vyvinuté společností Framatome představuje slitinu na bázi zirkonia s velmi nízkou mírou záchytu vodíku, díky čemuž se vyznačuje vysokou odolností proti korozi a hydridaci. K vodíkové křehkosti dochází působením vodíku na kovy za difuze vodíku do krystalické mřížky kovu. Při rekombinaci vodíku v mřížce dochází ke zvětšení objemu a vnitřnímu pnutí. Pokrytí M5 obsahuje 1,5% hmotnosti niobu, což přispívá ke zlepšení jeho mechanických vlastností a odolnosti vůči záření [48].

Testování paliva GAIA

K charakterizování funkčnosti palivového souboru GAIA byl uskutečněn komplexní testovací program. Zkoušky byly provedeny na prototypu paliva v plném měřítku a na různých součástech palivových souborů.

Mechanické zkoušky

Mechanické zkoušky palivového souboru zahrnovaly:

- Statický axiální tah a tlak
- Statický boční ohyb
- Volné a vynucené vibrace
- Vertikální pád

Zkoušky byly prováděny v technickém středisku společnosti Framatome se sídlem v Erlangenu v Německu. Tyto zkoušky určily celkové statické a dynamické mechanické vlastnosti palivového souboru zahrnující axiální a boční tuhost, přirozené frekvence, nárazové síly a rychlosti jednotlivých komponent. Výsledky testů se využívají v následných poruchových analýzách [46].

Termohydraulické zkoušky

Termohydraulické zkoušky palivového souboru zahrnovaly:

- Pokles tlaku
- Životnost, opotřebení a vibrace indukované průtokem chladiva

Zkoušky poklesu tlaku byly provedeny v průtočné smyčce HERMES-P společnosti Framatome, která se nachází v areálu střediska CEA v Cadarache ve Francii. Jedná se o zkoušky prováděné ve vodě se simulovanými provozními podmínkami v AZ včetně teploty, tlaku a axiálního průtoku. Při těchto zkouškách byly stanoveny koeficienty tlakových ztrát jednotlivých komponent a palivových tyčí. Výsledky testů se používají v analytických modelech palivových souborů a jako přímé vstupní údaje do následných analýz [46].

Testování FIV (Flow-Induced Vibration - Vibrace indukované/způsobené průtokem) bylo provedeno v průtokové smyčce PETER v Erlangenu v Německu. Tyto testy ověřily, že žádné samobuzené vzruchy palivového souboru se zde negenerují a určily vibrace vyvolané prouděním chladicí kapaliny. Výsledky testů byly využity k stabilitě celkového toku palivového souboru [46].

Mechanické zkoušky konstrukčních součástí

V rámci ověřování kvality byly provedeny mechanické zkoušky jednotlivých komponent, jako jsou horní a spodní hlavice, přídržné pružiny, filtry horní a spodní trysky, distanční mřížky [46].

4 Kritéria jaderného paliva

Každý provozovatel jaderného zařízení je odpovědný za jeho jadernou bezpečnost a za plnění požadavků k jejímu zajištění. Cílem jaderné bezpečnosti je zabránění nekontrolovatelnému rozvoji štěpné řetězové reakce a nedovoleným únikům radioaktivních látek nebo ionizujícího záření do životního prostředí. Jaderná bezpečnost je jedna z nejvíce státem regulovaných oblastí a podléhá tak velmi přísnému dozoru. Pro ujištění, že dané jaderné zařízení je bezpečné, byla zavedeny bezpečnostní kritéria. Regulaci pomocí kritérií podléhají všechny části jaderného zařízení se vztahem k jaderné bezpečnosti. V této kapitole budou představena některá základní kritéria kladená na jaderné palivo s provázaností domácí legislativy. Výčet představených kritérií byl zvolen s ohledem na dostupné informace o jednotlivých konceptech SMR a možnosti je podle těchto kritérií porovnat.

Veškerá jaderná zařízení v ČR spadají pod *zákon č. 263/2016 Sb., Atomový zákon* [50]. Na něj z hlediska aktivní zóny navazuje *vyhláška č. 21/2017 Sb., o zajišťování jaderné bezpečnosti jaderného zařízení*, zejména pak ale *vyhláška č. 329/2017 Sb., o požadavcích na projekt jaderného zařízení* [51]. SÚJB v roli ústředního správního orgánu pro oblast využívání jaderné energie a ionizujícího záření vydává zmíněný zákon spolu s vyhláškami, ke kterým dále vydává návody, jež slouží k detailnějšímu popisu a pochopení jednotlivých vyhlášek. Lze je brát jako podpůrné dokumenty jaderné legislativy se zohledněním mezinárodních doporučení (WENRA, IAEA, NRC)⁴. Jedná se o klíčové informace zejména pro vytvoření podkladové dokumentace žadatelů o povolení umístění a provozu jaderného zařízení nebo o povolení projektové změny. Tato práce čerpá zejména z *Bezpečnostního návodu BN-JB-3.2 (Rev. 0.1) o projektu aktivní zóny tlakovodního reaktoru* z roku 2017.

⁴ WENRA - Western European Nuclear Regulators' Association
IAEA - International Atomic Energy Agency
US NRC - United States Nuclear Regulatory Commission

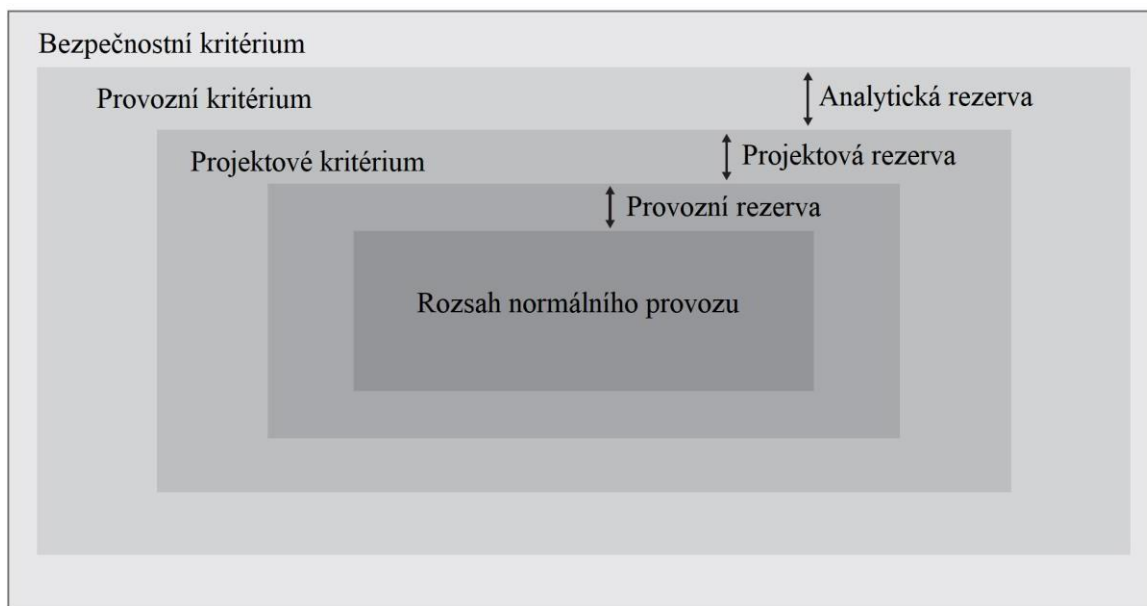
4.1 Dělení kritérií

Při posuzování kritérií kladených na jaderné palivo a jejich kategorizaci docházelo historicky k postupnému vývoji a formování. Bezpečnostní kritéria obsažena v domácí legislativě historicky vychází z návrhu projektů VVER 440 a VVER 1000, které vznikaly na přelomu 60. a 70. let 20. století. Postupně docházelo k jejím úpravám až k současné podobě kritérií, které vychází z Atomového zákona z roku 2016. K jejich rozdělení existují různé přístupy, jak je prezentováno níže.

Technická zpráva „Fuel safety criteria in NEA member countries“ z roku 2003 [52] řadí kritéria do tří skupin:

- **Projektová kritéria** - Jedná se o kritéria udávaná dodavatelem jaderného paliva určená pro provozovatele konkrétního projektu. Bývají naplňována během běžného provozu a předpokládaných přechodných jevů.
- **Provozní kritéria** - Provozovatel jaderného zařízení si na základě bezpečnostních a projektových vytvoří svá provozní kritéria. Obvykle jsou specifická pro konstrukci paliva a zajišťují neporušení kritérií bezpečnostních.
- **Bezpečnostní kritéria** - Zahrnují všechna kritéria uložená provozovateli regulačním orgánem, která jsou spjata s udělováním licence. Tato kritéria jsou stanovena zákonem a prováděcími právními předpisy, a tedy musí být splněna vždy. Jejich zachování minimalizuje vznik a případný dopad základní projektové havárie (DBA - Design Basis Accident).

Institut pro provoz jaderných elektráren (INPO - The Institute for Nuclear Power Operations) toto dělení rozšířil o bezpečnostní ukazatel označovaný jako rezerva [53]. Tento pojem je začleněn do bezpečnostních kritérií a licenčních požadavků jako minimální bezpečnostní nebo maximální přípustné limity nad rámec očekávaných provozních podmínek. Provázanost dělení kritérií ilustruje Obrázek 9.



Obrázek 9 Znázornění limitů a rezerv, (upraveno z [52])

Níže jsou uvedena některá bezpečnostní kritéria vztahující se k jadernému palivu s provázaností legislativních požadavků. Jak už bylo zmíněno, jedná se pouze o výčet bezpečnostních kritérií kladených na jaderné palivo, které bylo dle dostupných informací o jednotlivých uvažovaných konceptech a jejich palivech možné porovnat. Kritéria jsou rozdělena podle své fyzikální povahy následovně:

- Neutronově-fyzikální kritéria
- Termohydraulická kritéria
- Termomechanická kritéria

4.2 Neutronově-fyzikální kritéria

4.2.1 Vyhoření paliva

Vyhoření paliva udává, kolik energie se z jaderného paliva získá a vyjadřuje tak míru jeho spotřebování. Nejčastěji se definuje jako uvolněná štěpná energie na jednotku hmotnosti paliva v megawattdech na metrickou tunu uranu (MWd/t_U) [54]. Jedná se o parametr závislý především na typu paliva a jaderného reaktoru. Při výměně paliva dochází k obměně určité části AZ (např. třetiny nebo čtvrtiny). Tato část je nahrazena čerstvými palivovými soubory a zbylé částečně vyhořelé soubory jsou vhodně přemístěny do dalšího palivového cyklu. Uspořádání AZ je plánováno tak, aby bylo dosaženo dostatečného počátečního přebytku reaktivity, čemuž odpovídá právě zavedení čerstvých palivových souborů. Tento počáteční přebytek reaktivity musí udržet AZ v kritickém stavu

po celou dobu provozu dané vsázky s rovnovážnou koncentrací xenonu, samaria a ostatních produktů štěpení [50]. Prvním uvažovaným bezpečnostním kritériem je:

Vyhláška SÚJB č. 329/2017 Sb.: § 32 odst. (3): Požadavky na palivový systém aktivní zóny musí být projektem jaderného zařízení stanoveny tak, aby nedošlo po dobu plánované životnosti k jeho nepřijatelnému poškození v důsledku ozáření v podmínkách provozních stavů.

Maximální projektové hodnoty vyhoření paliva představují klíčový parametr uvažovaný při termomechanických analýzách i při celkovém životnostním hodnocení palivových proutků. Nejsou zde kladeny přímé limity na počáteční přebytek reaktivity ani na maximální průměrné vyhoření paliva. Tyto limitní hodnoty jsou však implicitně obsaženy v jiných provozních požadavcích jako jsou zpětné vazby reaktivity, rezerva na odstavení reaktoru apod., a tedy vyplývají z termomechanického chování palivových proutků a souborů.

Míra vyhoření paliva má také velký vliv na jeho následné chování po vyvezení z reaktoru, neboť ovlivňuje jeho izotopické složení a vnitřní tlak v palivových proutcích. Vysoké hodnoty dosahovaného vyhoření mohou zvyšovat nároky na stínění a chlazení paliva při následných manipulacích a skladování.

4.2.2 Rezerva na odstavení reaktoru

Podmínka bezpečného odstavení reaktoru a jeho udržení v podkritickém stavu i při různých neočekávaných událostech je základním požadavkem bezpečného provozu. Při hodnocení bezpečnostní rezervy na odstavení reaktoru musí být zahrnuto stanovení účinnosti regulačních orgánů a určení bezpečnostní zásoby podkritičnosti. Výpočty bezpečnostní zásoby podkritičnosti zahrnují provozní efekty reaktivity AZ ve všech stavech, které mohou během palivové kampaně nastat, mezi takové může patřit například úbytek vyhořívajícího absorbátoru nebo prostorové rozložení výkonu.

Legislativní požadavek na schopnost řízení reaktivity či odstavení reaktoru explicitně uvádí, že k tomu určené systémy musí být nejméně dva a musí být na sobě nezávislé, jak je uvedeno zde:

Vyhláška SÚJB č. 329/2017 Sb.: § 32 odst. (2): Systémy řízení reaktivity a odstavení jaderného reaktoru musí být v projektu jaderného zařízení tvořeny nejméně

dvěma nezávislými systémy založenými na různých technických principech a schopnými vykonávat svou funkci též v případě jednoduché poruchy.

4.2.3 Koeficienty reaktivity

Koeficienty reaktivity určují dynamické chování reaktoru při různých změnách provozních podmínek, čímž je ovlivněna jeho reaktivita. Ta znázorňuje měřítko odchylky reaktoru od kritičnosti [49]. Zásadní vliv na reaktivitu mají koeficienty teplotní, zejména pak pro palivo a moderátor.

4.2.3.1 Teplotní koeficient pro palivo a moderátor

Teplotní koeficient reaktivity se vztahuje ke změně reaktivity na jeden stupeň změny teploty. Vzhledem k tomu, že u různých materiálů v reaktoru dochází k různým změnám reaktivity, uvažuje se více druhů teplotních koeficientů. Pro udržení stability reaktoru jsou klíčové teplotní koeficienty pro palivo a moderátor.

Velikost a znaménko (+ nebo -) koeficientu reaktivity od moderátoru závisí především na vodouranovém poměru. Při zvýšení výkonu reaktoru se zvyšuje také teplota moderátoru, čímž se snižuje hustota a snižuje schopnost moderace. Moderátor zpomaluje rychlé neutrony vznikající při štěpení s menší účinností, což vede ke snížení počtu tepelných neutronů dostupných pro štěpné reakce. Jelikož tepelné neutrony s větší pravděpodobností způsobují štěpné reakce v palivu, dochází ke snížení celkové reaktivity reaktoru. Mechanismus negativní zpětné vazby reaktivity tak většinou pomáhá vyvážit počáteční zvýšení výkonu a stabilizovat provoz reaktoru [49].

Teplotní koeficient paliva bývá označován jako „pohotov ý“ nebo Dopplerův. Pohotov ý proto, že zvýšení výkonu reaktoru způsobí okamžitou změnu teploty paliva. Název Dopplerův proto, že v tepelných reaktorech s nízkým obohacením, moderovaných lehkou vodou má teplotní koeficient reaktivity paliva zápornou hodnotou, což je projevem Dopplerova jevu. Dopplerovo rozšíření rezonančního průřezu následně vede k zachycení více neutronů, s čímž je spojen pokles reaktivity [49]. Legislativa stanovuje požadavek na AZ a přidružené systémy jaderného zařízení následovně:

Vyhláška SÚJB č. 329/2017 Sb.: § 32 odst. (1): Projekt jaderného zařízení musí stanovit požadavky na aktivní zónu a související chladicí, řídicí a bezpečnostní systémy jaderného zařízení s jaderným reaktorem tak, aby

a) byly tyto systémy schopny při uplatnění konzervativního přístupu⁵ k hodnocení bezpečnosti zajistit dodržení projektových limitů pro aktivní zónu v každém provozním stavu

Z hlediska bezpečnostních kritérií LWR existuje obecný požadavek na záporný teplotní koeficient moderátoru. V případě klasických LWR má tento koeficient více složek, protože se v moderátoru nenachází pouze voda, ale také kyselina boritá. Může však nabývat i velmi nízkých kladných hodnot, při zachování záporné hodnoty celkového koeficientu reaktivity, který se získá součtem jednotlivých koeficientů. Důležité je, aby výsledný efekt reaktivity působil proti rychlému zvýšení výkonu reaktoru.

Při určování provozních limitů těchto koeficientů musí být provedeny výpočty pro vybrané provozní stavy (např. pro nulový/nominální výkon, začátek/konec kampaně) s ohledem na zvolenou strategii řízení palivových cyklů. Musí být také provedena analýza s určením závislosti jednotlivých parametrů na palivové vsázce a jejím vyhoření [51].

4.3 Termohydraulická kritéria

Tepelný a hydraulický návrh AZ musí být takový, aby byl zajištěn odvod tepla z AZ skrz přenos tepla při všech stavech jaderného zařízení. Nesmí dojít k překročení specifických termohydraulických bezpečnostních limitů AZ v žádném provozním stavu. Statistické metody využívané při termohydraulických výpočtech a následně zpracované analýzy musí zohledňovat průhyb palivových proutků a palivových souborů, limity na minimální a maximální průtok chladiva AZ, hydrodynamickou stabilitu průtoku přes palivové soubory a komponenty AZ, dále projektové prvky palivových kazet, jako jsou rozteče mezi palivovými proutky, tvar a velikost subkanálů, distanční mřížky atd. [51]. Termohydraulickými požadavky se legislativa zabývá následovně:

Zákon č. 263/2016 Sb., Atomový zákon: § 45 odst. (2): *Jaderné zařízení s jaderným reaktorem musí od zahájení výstavby až do vyřazení z provozu*

d) *zajišťovat odvod tepla vytvářeného jaderným palivem a technologickými systémy*

⁵ Konzervativním přístupem se dle vyhlášky SÚJB č. 329/2017 Sb.: § 3: *písm. a)* rozumí způsob posuzování vlivu neurčitostí znalostí, vstupních dat, použitých metod a modelů odborným odhadem nebo statistickým vyhodnocením výsledku tak, že výsledek hodnocení posuzované položky zahrnuje též jeho nejméně příznivé věrohodné varianty

Vyhláška SÚJB č. 329/2017 Sb. § 32 odst. (2): Mechanické části palivového systému tvořící aktivní zónu nebo mechanické části umístěné v její blízkosti, včetně jejich upevnění, musí být projektem jaderného zařízení řešeny tak, aby

a) byly schopny odolat statickým a dynamickým účinkům procesů v jaderném reaktoru při provozních stavech

Vyhláška SÚJB č. 329/2017 Sb. § 24 odst. (2): Hodnocení souladu projektu jaderného zařízení s požadavky na projekt jaderného zařízení (dále jen „hodnocení bezpečnosti projektu“) musí být prováděno na základě zkoušek jaderného zařízení nebo, není-li to možné, deterministickými výpočtovými metodami.

Vyhláška SÚJB č. 329/2017 Sb. § 24 odst. (4): Při hodnocení bezpečnosti projektu musí být přednostně uplatněn konzervativní přístup v metodách tohoto hodnocení a při stanovení bezpečnostních rezerv.

Odvodem tepla z AZ se musí zajistit splnění následujících projektových požadavků:

- Během provozního stavu reaktoru nedojde k porušení paliva, avšak velmi malý počet porušených palivových proutků lze připustit s tím, že není překročena kapacita dekontaminačních systémů chladiwa primárního okruhu.
- V případě vzniku havarijních podmínek lze reaktor odstavit tak, aby nedošlo k porušení vyššího počtu palivových proutků, než udávají kritéria přijatelnosti pro radiační důsledky příslušných událostí.
- I při vzniku havárie s nejméně příznivými důsledky se požaduje přivedení reaktoru do bezpečného stavu a udržení AZ v podkritické oblasti.

Dostatečný průtok chladiwa AZ zabraňuje vzniku krizových podmínek přestupu tepla, dosažení teploty tavení paliva a vzniku hydrodynamické nestability [51].

4.3.1 Přestup tepla při krizi varu

Nejpravděpodobnějším způsobem poškození paliva souvisejícím s odvodem tepla je vznik krize varu, kdy v důsledku rapidních změn teploty hrozí poškození pokrytí palivových proutků. Vzniku krize varu se předchází zajištěním odpovídajícího odvodu tepla z pokrytí palivového proutku chladiwem, čímž je současně omezena maximální teplota pokrytí.

Rezerva do vzniku krize varu se vyjadřuje pomocí koeficientu DNBR (Departure from nucleate boiling ratio) definovaného vztahem:

$$DNBR = \frac{q_{kr}}{q_l}$$

q_{kr} udává kritickou hustotu tepelného toku určenou na základě lokálních parametrů chladiva příslušnou korelací pro kritickou hustotu tepelného toku a q_l je vypočtená lokální hustota tepelného toku na povrchu palivového proutku [54]. Experimentálně se stanovuje, kdy dojde ke vzniku krize varu. Z této znalosti se pak určí korelace a výpočetně se určí rezerva do vzniku krize varu tak, aby k ní nikdy nedošlo.

Mezní DNBR je bezpečnostní limit definován tak, že s 95 % pravděpodobností na 95 % úrovni spolehlivosti nedosáhne ochlazovaný palivový element podmínek krize varu, a to za normálního ani abnormálního provozu [51].

4.4 Termomechanická kritéria

Palivový systém a jeho mechanické části musí splňovat požadavek na zachování své strukturální integrity ve všech uvažovaných stavech jaderného zařízení. Jedná se zejména o možná poškození vlivem vibrací, způsobených mechanicky nebo průtokem chladiva, nebo vlivy únavy, teplotního, chemického a hydraulického zatížení. Zvláštní důraz se klade na prokázání nepoškození částí spojených s řízením reaktivity, schopnosti bezpečného odstavení reaktoru, odvodu tepla či neporušení tlakové hranice primárního okruhu. Tyto požadavky vyplývají z:

Vyhláška SÚJB č. 329/2017 Sb. § 32 odst. (4): Projekt jaderného zařízení musí v návrhu palivového systému konzervativním přístupem zohlednit mechanismy zhoršení materiálových vlastností palivového systému v aktivní zóně

- a) působením vnějšího tlaku chladiva,
- b) zvýšením vnitřního tlaku v palivovém elementu,
- c) změnami v tlacích a teplotách vznikajících v důsledku výkonových změn,
- d) chemickými vlivy,

- e) *statickým a dynamickým namáháním, včetně namáhání způsobeného průtokem chladiva,*
- f) *mechanickými vibracemi a*
- g) *změnami v přenosu tepla, které mohou nastat v důsledku deformací nebo chemických vlivů.*

Pokud nastanou podmínky základní projektové nehody nebo rozšířené projektové nehody bez tavení AZ musí být udržen počet porušených palivových proutků takový, aby splňoval kritéria přijatelnosti pro radiologické důsledky. V takových podmínkách je také důležité zachování bezpečného stavu reaktoru, tedy dostatečného dlouhodobého chlazení AZ a možnosti mechanické regulace pádem regulačních tyčí [51].

5 Zhodnocení konceptů SMR uvažovaných pro výstavbu v ČR

Na základě popsaných vlastností jednotlivých uvažovaných konceptů a jejich užívaného paliva lze podle legislativních bezpečnostních kritérií popsaných výše srovnat a případně zhodnotit provedení daného projektu a jeho vhodnost pro implementaci mezi budoucí české jaderné zdroje. V této kapitole jsou zhodnoceny vybrané parametry týkající se paliv užívaných v představených reaktorech a jsou vzájemně srovnány s ohledem na legislativní požadavky. Okrajově jsou zmíněny také jiné okolnosti, které mohou mít vliv na rozhodování při výběru technologie pro český jaderný průmysl.

5.1 Neutronově-fyzikální kritéria

VYHOŘENÍ

Během plánované životnosti palivového systému nesmí, dle bezpečnostního kritéria týkajícího se vyhoření, dojít k jeho nepřijatelnému poškození v důsledku ozáření. Toho by při udávaných hodnotách všech uvažovaných konceptů SMR (viz Tabulka 9) nemělo být dosaženo, protože tyto hodnoty nepřekračují míru vyhoření paliva běžných LWR reaktorů. Hodnota maximálního vyhoření paliva reaktoru VVER 1000 v JE Temelín je pro kontext 60 MWd/kg [55]. Jediný výrobce reaktoru NUWARD tento údaj neuvádí, což brání jeho posouzení.

ŘÍZENÍ REAKTIVITY A ODSTAVENÍ REAKTORU

Systémy řízení reaktivity a odstavení reaktoru se mezi uvažovanými koncepty liší. Reaktory VOYGR, SMART a SMR-160 využívají k řízení reaktivity během svého provozu regulační tyče a rozpuštěný bór ve formě kyseliny borité v chladiči primárního okruhu tak, jak je u LWR běžné. Jedná se tedy o dva nezávislé systémy určené k řízení reaktivity založenými na různých technických principech. Tím naplňují legislativní bezpečnostní kritérium.

Reaktory BWRX-300, NUWARD a UK SMR však pro řízení reaktivity vliv bóru nevyužívají. Výrobci těchto reaktorů se odkazují na dostatečnou kontrolu řízení reaktivity regulačními tyčemi, případně vyhořívajícími absorbátory nebo ovlivňováním reaktivity negativním teplotním koeficientem pro moderátor. Takové technologické provedení může

být potenciaálním problémem s vyhověním legislativnímu požadavku o dvou nezávislých systémech řízení reaktivity, což může při hodnocení paliva SÚJB vést k připomínkám o doplnění dalšího nezávislého systému nebo řádnému doložení dokumentace, že takový systém existuje, ač není explicitně zmíněn.

Při posuzování požadavku na nejméně dva nezávislé systémy odstavení reaktoru by reaktory BWRX-300, VOYGR, SMART, SMR-160 i UK SMR neměly mít problém s vyhověním, neboť všechny uvádí, že k odstavení reaktoru lze využít zasunutí regulačních tyčí a zastavení štěpné reakce, ale také vstříknutí tekutého absorbátoru neutronů ve formě bóru. Reaktor je tedy možné odstavit dvěma systémy a jsou schopné vykonávat svou funkci nezávisle na sobě. U provedení reaktoru NUWARD však tato druhá možnost odstavení reaktoru absentuje a reaktor spoléhá pouze na využití zasunutí regulačních tyčí do AZ, což se v případě tohoto bezpečnostního kritéria zdá jako nedostačující.

Bezpečnostní kritérium týkající se dodržení projektových limitů pomocí chladících, řídicích a bezpečnostních systémů AZ nelze zcela jednoznačně zhodnotit, a to zejména kvůli stádiu pokročilosti projektů. Projektové limity v aktuální fázi daných projektů ještě nejsou definovány. Lze však předpokládat, že systémy řízení reaktivity, chlazení AZ a bezpečnostní systémy (viz druhá kapitola), budou konstruovány způsobem, který zajistí dodržování těchto projektových limitů.

5.2 Termohydraulická kritéria

Mechanické části palivového systému a jeho součásti musí dle legislativních požadavků odolávat statickým a dynamickým účinkům při provozních procesech reaktoru. Tím, že výrobci jednotlivých konceptů SMR nezamýšlí vyvíjet paliva zcela nová, ale plánují užívat paliva používaná v klasických LWR, pouze s rozdílem jejich zkrácení, neměla by tato skutečnost mít výrazný vliv právě na jejich statické a dynamické účinky. Tento předpoklad však musí být buď podložen přenositelnými zkušenostmi z jiného reaktoru nebo experimentálním a deterministickým způsobem. Až takto provedené zkoušky konstrukce palivového souboru a následné analýzy určí konkrétní schopnost systémů k odvodu tepla a jejich vlivy na mechanické části AZ.

Vzhledem ke stádiu jednotlivých projektů a citlivosti některých dat o technologii SMR jsou informace o těchto experimentálních zkouškách a vyhodnocení analýz zabývajících se termohydraulickými vlastnostmi jednotlivých systémů značně omezené.

Z tohoto důvodu projekty nelze adekvátně srovnat a zhodnotit. Nicméně dle úrovně technologické připravenosti lze odhadnout, že některé uvažované projekty jsou v tomto testování dál než jiné. To například potvrzuje i doložená dokumentace společnosti NuScale, která by měla zahájit výstavbu své první elektrárny již v roce 2024 a uvádí, že konstrukce palivového souboru se zkrácenou délkou na základě experimentálního testování vykazuje přijatelné chování vůči ostatním konstrukčním částem AZ [56].

5.3 Termomechanická kritéria

Požadavek na zohlednění zhoršení materiálových vlastností palivového systému by v případě paliv SMR neměl být problémovým faktorem. Jedná se totiž o totožné užití palivové tablety z UO_2 jako v jiných běžných lehkovodních reaktorech. Totéž platí o pokrytí palivových proutků. Všechny uvažované koncepty využívají zirkoniové slitiny, které jsou provozně ověřené, a tedy by měly splňovat všechny bezpečnostní požadavky nehledě na zkrácení paliva.

V takovém případě legislativa umožňuje založení ověřování projektu palivového systému na řádně dokumentovaných provozních zkušenostech se stejným nebo podobným palivem s prokázáním přenositelnosti těchto zkušeností [51]. Lze tedy předpokládat, že nebude nutné provádět dodatečné termomechanické testy k ověřování chování a vlastností projektu palivového systému.

Ovlivňujícím faktorem termomechanických analýz může být chemický režim aplikovaný v primárním okruhu. Ten musí být takový, aby byla dodržena čistota chladiva a absence usazenin na povrchu vnitřních částí AZ a pokrytí palivových proutků, aby nedocházelo k negativním vlivům na palivový systém, což by mohlo vést až k narušení integrity palivových proutků. Takové provedení bude muset být doloženo experimentálními zkouškami dokazujícími, že nedochází k nepřiměřeným chemickým vlivům na palivový systém.

5.4 Ostatní kritéria

5.4.1 Transportovatelnost

Mezi další velmi významné doplňkové kritérium patří transportovatelnost SMR. Nároky na převoz můžou mít dramatický dopad na celkové ekonomické hledisko nasazení projektu v ČR, kvůli nutnosti úpravy infrastruktury či získání potřebných povolení. Pro nasazení SMR v lokalitě Temelín by, dle podmínek posuzování vlivů na životní prostředí, neměla být hmotnost přepravovaných komponentů překročit limitní hodnotu 1086 tun. Z dostupných informací toto kritérium splňují sice všechny uvažované koncepty, avšak v případě reaktoru SMART s hmotností reaktorové nádoby 700 tun [25], by se jednalo o velmi komplikovanou možnost přepravy a není zcela jasné, zda by tato skutečnost nevyřadila daný projekt ze seznamu projektů pro možné nasazení v ČR.

5.5 Závěrečné vyhodnocení a doporučení

Na základě srovnání a zhodnocení jednotlivých projektů výše lze dojít k závěru, že nelze jasně určit zcela vhodné kandidáty pro nasazení v ČR, a to zejména kvůli nedostatku informací k posouzení. Pro vypovídající analýzu, která by byla schopna jednotlivé reaktory adekvátně zhodnotit, by bylo nutné disponovat konkrétními technickými parametry jednotlivých systémů reaktoru, případně výsledky experimentálně provedených testů.

Uvedená bezpečnostní kritéria vztahující se k jadernému palivu dána legislativou jsou sice dostatečně obecná, ale to, jak se projeví v kritériích projektových není z dostupných informací dostatečně popsáno. Obecně lze ale z dostupných informací vyvodit určité závěry.

Společnost EDF vyvíjející reaktor NUWARD plánuje zahájení provozu své první elektrárny až v roce 2035, přičemž společnost ČEZ by ráda začala s výstavbou prvního SMR v lokalitě Temelín co nejdříve. Dále lze dle dokumentace reaktoru NUWARD soudit, že je stále v raném stádiu technologického vývoje a nejedná se tedy o zcela vhodný projekt k výběru pro výstavbu v České republice v nejbližší době.

Podobně lze charakterizovat reaktor SMART, u kterého sice výrobce uvádí termín zahájení provozu elektrárny již v roce 2027, avšak tento údaj se zdá poměrně nerealistický. Reaktor SMART již byl v roce 2012 licencován, ale nikdy nedošlo k realizaci tohoto projektu. Po havárii ve Fukušimě a kvůli dnes již poměrně zastaralé technologii, by mělo

dojít k přepracování projektu, k čemuž však chybí jakákoliv aktuálnější dokumentace. Dnes se již více nabízí rozvíjení novějšího projektu iSMR, který by měl být náhradou za dříve plánovaný SMART. Není tedy příliš pravděpodobné, že právě reaktor SMART, by měl být prvním malým modulárním reaktorem v České republice.

Reaktor společnosti NuScale je v oblasti licencování nejdál ze všech uvažovaných konceptů, neboť jeho verze s výkonem 50 MWe licenci od amerického regulačního úřadu NRC již získala. Na licencování reaktoru v ČR může mít negativní dopad skutečnost, že není zcela jasné, zda považovat všech 12 bloků VOYGR za jeden reaktor, anebo posuzovat každý blok zvlášť. V dubnu 2023 byla publikována analýza [57], která upozorňuje na poměrně závažné ekonomické a bezpečnostní komplikace reaktoru VOYGR. Předpokládané investiční náklady v roce 2023, jak tato studie uvádí, měly být téměř dvojnásobné oproti původním odhadovaným nákladům z roku 2021. Studie také upozorňuje na vyjádření NRC o identifikaci bezpečnostních rizik spojených s parním generátorem. Při rozhodování o výběru technologie SMR pro Českou republiku by tato skutečnost mohla mít zásadní negativní dopad.

Společnost GE-Hitachi plánuje zahájení výstavby reaktoru BWRX-300 v Darlingtonu v Kanadě v roce 2024, což značí o jeho pokročilém stádiu vývoje. Jedná se však o varný reaktor, se kterým Česká republika nemá zkušenosti, a to by se mohlo promítnout v následných nákladech na změnu dokumentace, vytvoření nových studií a školení potřebného personálu SÚJB. Společně s reaktory SMR-160 a UK SMR sice může dojít v průběhu udělování licence k jistým problémům, avšak dá se předpokládat, že všechny tyto koncepty jsou schopné doložit potřebnou dokumentaci k vyhovění jejich žádosti zhodnocení jejich projektů a uspět tak ve výběru pro možné nasazení v České republice. U reaktorů BWRX-300, SMR-160 a UK SMR nebyly nalezeny zásadní překážky pro možné nasazení těchto technologií v České republice a lze je v rámci této práce k možné výstavbě doporučit.

Závěr

Pro výstavbu prvního malého modulárního reaktoru byla společností ČEZ z praktických důvodů vybrána lokalita Jaderné elektrárny Temelín. Pro ni se bude vybírat jeden z celkových šesti uvažovaných projektů lehkovodního malého modulárního reaktoru. Aby daný projekt mohl být v tomto výběrovém řízení úspěšný, musí získat licenci udělovanou Státním úřadem pro jadernou bezpečnost, a tedy splnit všechny nutné požadavky k jejímu získání. Tyto požadavky ve formě bezpečnostních kritérií pramení z legislativního rámce tvořeného Atomovým zákonem a přidruženými prováděcími předpisy. Kritéria ověřují, že dané jaderné zařízení splňuje principy jaderné bezpečnosti, což je u všech jaderných zařízení zcela klíčové.

Pro obecný kontext technologie malých modulárních reaktorů bylo provedeno uvedení do této problematiky se stručným historickým vývojem a následným výčtem základních vlastností těchto reaktorů, ve kterých byly zahrnuty jejich silné i slabé stránky. V druhé kapitole byly detailněji popsány konkrétní systémy, úroveň stádia licencování a technologická připravenost jednotlivých konceptů uvažovaných pro výstavbu v České republice. Jednotliví výrobci uvádějí využití stejného typu jaderného paliva jako je tomu u velkých lehkovodních reaktorů, avšak pro úplnost byly dostupné informace o takových palivech shrnuty v kapitole třetí i s ilustrativním příkladem experimentálního testování na modelu paliva GAIA společnosti Framatome.

Rešeršní provedení této práce nastínilo proces ověřování bezpečnostních kritérií kladených na jaderné palivo. Jednotlivá legislativní kritéria byla s ohledem na dostupné informace vybrána a následně vysvětlena. K důslednému a adekvátnímu zhodnocení bezpečnostních kritérií však bohužel není dostatečné množství informací, a tak některá z nich nebylo možné zcela jednoznačně vyhodnotit. Nicméně dle zveřejněné dokumentace jednotlivých výrobců bylo vyhodnoceno, že reaktory NUWARD a SMART se nezdají být v dohledné době vhodnými kandidáty k výstavbě, a to zejména kvůli svému ranému stádiu vývoje. Reaktor VOYGR zase provází ekonomické a bezpečnostní komplikace, které by v případě jeho zvolení mohly tvořit nejistou investici, a nejeví se tedy také jako vhodný kandidát. Na základě dostupných podkladů byly reaktory BWRX-300, SMR-160 a UK SMR vyhodnoceny jako nejvhodnější z uvažovaných šesti k možnému nasazení v České republice.

Důležitým přínosem této práce bylo vytvoření rešerše zabývající se malými modulárními reaktory, konkrétně pak některými vybranými projekty a jejich jadernými palivy. Za velmi přínosný prvek autor považuje vhléd do postupů SÚJB při hodnocení legislativních požadavků ve formě bezpečnostních kritérií a jejich interpretaci při samotném výkladu legislativního znění.

Citovaná literatura

- [1] LIOU, J. What are Small Modular Reactors (SMRs)? In: *Iaea.org* [online]. 4. 11. 2021 [cit. 2023-07-08]. Dostupné z: <https://www.iaea.org/newscenter/news/what-are-small-modular-reactors-smrs>
- [2] WORLD NUCLEAR ASSOCIATION. Small Nuclear Power Reactors. In: *World-nuclear.org* [online]. 1. 7. 2023 [cit. 2023-07-08]. Dostupné z: <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/small-nuclear-power-reactors.aspx>
- [3] NUCLEAR ENERGY AGENCY. *Small Modular Reactors: Challenges and Opportunities* [online]. Paris: Nuclear Energy Agency, 2021 [cit. 2023-05-29]. Dostupné z: https://www.oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2021-03/7560_smr_report.pdf
- [4] NUCLEAR ENERGY. Benefits of Small Modular Reactors. *Energy.gov* [online]. © 2023 [cit. 2023-05-28]. Dostupné z: <https://www.energy.gov/ne/benefits-small-modular-reactors-smrs>
- [5] CARELLI, Mario D. a Daniel T. INGERSOLL. *Handbook of Small Modular Nuclear Reactors* [online]. Oxford: Elsevier, 2015 [cit. 2023-03-04]. ISBN 978-0-85709-853-5. Dostupné z: <https://www.aben.com.br/Arquivos/350/350.pdf>
- [6] MIGNACCA, B., G. LOCATELLI a A. H. ALAWNEH. Transportation of small modular reactor modules: What do the experts say?. In: *Proceedings of ICON27* [online]. 2019 [cit. 2023-05-09]. Dostupné z: <https://eprints.whiterose.ac.uk/141867/1/Transportation%20of%20Small%20modular%20reactor%20modules%20What%20the%20experts%20say.pdf>
- [7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Lessons Learned in Regulating Small Modular Reactors: Challenges, Resolutions and Insights* [online]. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2022 [cit. 2023-05-29]. Dostupné z: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/TE-2003web.pdf>

- [8] SMR REGULATORS FORUM. *Working Group on Design and Safety Assessment: Phase 2 Report* [online]. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2021 [cit. 2023-05-29]. Dostupné z: https://www.iaea.org/sites/default/files/21/06/working_group_on_design_and_safety_analysis_phase_2_report.pdf
- [9] VITALI, J. A. et al. *Study on the Use of Mobile Nuclear Power Plants for Ground Operations* [online]. United States Army: Deputy Chief of Staff G-4, 2018 [cit. 2023-03-04]. Dostupné z: <https://apps.dtic.mil/dtic/tr/fulltext/u2/1064604.pdf>
- [10] US ARMY CORPS OF ENGINEERS. Floating nuclear power: The MH-1A STURGIS. In: *Web.archive.org* [online]. 1. 4. 2017 [cit. 2023-05-05]. Dostupné z: <https://web.archive.org/web/20181024232146/http://armyengineerhistory.dodlive.mil/anpp/sturgis/>
- [11] PUCHNAR, J. Plavidla na jaderný pohon: Ponorky. In: *Oenergetice.cz* [online]. 10. 9. 2015 [cit. 2023-05-09]. Dostupné z: <https://oenergetice.cz/ostatni/plavidla-na-jaderny-pohon-ponorky>
- [12] MINISTERSTVO ŽIVOTNÍHO PROSTŘEDÍ ČR. Pařížská dohoda. *Mzp.cz* [online]. © 2023 [cit. 2023-07-07]. Dostupné z: https://www.mzp.cz/cz/parizska_dohoda
- [13] ODBOR 41400. Východiska aktualizace Státní energetické koncepce ČR a souvisejících strategických dokumentů. In: *Mpo.cz* [online]. 13. 4. 2023 [cit. 2023-07-07]. Dostupné z: <https://www.mpo.cz/cz/energetika/strategicke-a-koncepcni-dokumenty/vychodiska-aktualizace-statni-energeticke-koncepce-cr-a-souvisejicich-strategickych-dokumentu--273672/>
- [14] ĎURĎOVIČ, M. et al. *Malé modulární reaktory* [online]. Praha: Středisko společných činností AV ČR, 2022 [cit. 2023-07-08]. Dostupné z: https://www.academia.cz/uploads/media/preview/0001/09/daf5d4be94b260557956797de028c293d99f3e61.pdf?fbclid=IwAR1-mTR9DdcWYUS1PS1co9_o_qO7y369Q9qiWCEPkSyaSiC6dUBSkvxwoE
- [15] TECHNICKAZ. Plán pro malé a střední reaktory v České republice - využití a hospodářský přínos. In: *Technicka-zarizeni.cz* [online]. 25. 6. 2023 [cit. 2023-07-08]. Dostupné z: <https://www.technicka-zarizeni.cz/plan-pro-male-a-stredni-reaktory-v-ceske-republice-vyuziti-a-hospodarsky-prinos/>

- [16] SKUPINA ČEZ. *VIZE 2030* [online]. Praha: ČEZ, 2021 [cit. 2023-07-07]. Dostupné z: https://www.cez.cz/webpublic/file/edee/ospol/fileexport-s/pro-investory/investor-relations/vh2021_cv/cj/vh2021_02a_vize-2030-cz.pdf
- [17] ČEZ. ČEZ po předběžném posouzení vytypoval další dvě preferované lokality pro malé modulární reaktory, vedle pilotního Temelína by mohly vzniknout v Dětmovicích a Tušimicích. In: *Cez.cz* [online]. 27. 2. 2023 [cit. 2023-07-07]. Dostupné z: <https://www.cez.cz/cs/pro-media/tiskove-zpravy/cez-po-predbeznem-posouzeni-vytypoval-dalsi-dve-preferovane-lokality-pro-male-modularni-reaktory-vedle-pilotniho-temelina-by-mohly-vzniknout-v-detmarovicich-a-t-173388>
- [18] NEJEDLÝ, P. Malé modulární reaktory - přednáška. In: *Kdejinde.jobs.cz* [online]. 21. 10. 2021 [cit. 2023-07-08]. Dostupné z: <https://kdejinde.jobs.cz/virtualni-svet-skupiny-cez/male-modularni-jaderne-reaktory-smr/?id=4585>
- [19] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Issued Design Certification - Economic Simplified Boiling-Water Reactor (ESBWR). In: *Nrc.gov* [online]. 17. 9. 2022 [cit. 2023-08-05]. Dostupné z: <https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/large-lwr/design-cert/esbwr.html>
- [20] OECD/NEA. GE Hitachi's ABWR and ESBWR: safer, simpler, smarter. In: *Oecd-nea.org* [online]. 7. 7. 2020 [cit. 2023-08-05]. Dostupné z: https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_30617/ge-hitachi-s-abwr-and-esbwr-safer-simpler-smarter?details=true
- [21] ONTARIO POWER GENERATION. Darlington New Nuclear. *Opg.com* [online]. © 2023 [cit. 2023-03-05]. Dostupné z: <https://www.opg.com/powering-ontario/our-generation/nuclear/darlington-nuclear/darlington-new-nuclear/>
- [22] ONTARIO POWER GENERATION. Darlington New Nuclear Project Newsletter – Winter 2022. In: *Opg.com* [online]. 18. 1. 2023 [cit. 2023-03-05]. Dostupné z: <https://www.opg.com/powering-ontario/our-generation/nuclear/darlington-nuclear/darlington-new-nuclear/news/darlington-new-nuclear-project-newsletter-winter-2022/>
- [23] GENERAL ELECTRIC. BWRX-300. *Nuclear.gpower.com* [online]. © 2023 [cit. 2023-03-04]. Dostupné z: <https://nuclear.gpower.com/build-a-plant/products/nuclear-power-plants-overview/bwrx-300>

- [24] GE HITACHI a HITACHI GE NUCLEAR ENERGY. *Status Report - BWRX-300* [online]. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2019 [cit. 2023-03-22]. Dostupné z: https://aris.iaea.org/PDF/BWRX-300_2020.pdf
- [25] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Advances in Small Modular Reactor Technology Developments* [online]. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2022 [cit. 2023-03-04]. Dostupné z: https://aris.iaea.org/Publications/SMR_booklet_2022.pdf
- [26] NUWARD. *Status Report – NUWARD* [online]. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2019 [cit. 2023-04-05]. Dostupné z: https://aris.iaea.org/PDF/F-SMR_2020.pdf
- [27] EDF. NUWARD™ SMR, leading the way to a low-carbon world. *Edf.fr* [online]. © 2023 [cit. 2023-03-06]. Dostupné z: <https://www.edf.fr/en/the-edf-group/producing-a-climate-friendly-energy/nuclear-energy/shaping-the-future-of-nuclear/the-nuwardtm-smr-solution/the-solution>
- [28] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. *Design Certification - NuScale*. In: *Nrc.gov* [online]. 23. 5. 2023 [cit. 2023-08-06]. Dostupné z: <https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/smr/licensing-activities/nuscale.html>
- [29] NUSCALE. *U.S. Nuclear Regulatory Commission Accepts NuScale Power's Standard Design Approval Application*. In: *Nuscalepower.com* [online]. 1. 8. 2023 [cit. 2023-08-06]. Dostupné z: <https://www.nuscalepower.com/en/news/press-releases/2023/us-nuclear-regulatory-commission-accepts-nuscale-powers-standard-design-approval-application>
- [30] NEA. *The NEA Small Modular Reactor Dashboard*. In: *Oecd-nea.org* [online]. 20. 7. 2023 [cit. 2023-08-06]. Dostupné z: https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_78743/the-nea-small-modular-reactor-dashboard?details=true
- [31] NUSCALE POWER. *Status report - NuScale SMR* [online]. Oregon: NuScale Power, 2020 [cit. 2023-07-16]. Dostupné z: https://aris.iaea.org/PDF/NuScale-NPM200_2020.pdf
- [32] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. *Nuscale Topical Report – Control Room Staffing Plan* [online]. Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory

- Commission, 2021 [cit. 2023-07-16]. Dostupné z: <https://www.nrc.gov/docs/ML2113/ML21139A226.pdf>
- [33] KAERI. *Status Report - SMART 77* [online]. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2011 [cit. 2023-03-29]. Dostupné z: <https://aris.iaea.org/PDF/SMART.pdf>
- [34] NUCLEAR ENERGY AGENCY. The NEA Small Modular Reactor Dashboard: Volume II. In: *Oecd-nea.org* [online]. 20. 7. 2023 [cit. 2023-08-06]. Dostupné z: https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_83555/the-nea-small-modular-reactor-dashboard-volume-ii?details=true
- [35] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Pre-Application Documents for the SMR-160 Design. In: *Nrc.gov* [online]. 22. 5. 2023 [cit. 2023-07-16]. Dostupné z: <https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/smr/licensing-activities/pre-application-activities/holtec/documents.html>
- [36] HOLTEC INTERNATIONAL. A Key Topical Report on SMR-160 Submitted to the U.S. NRC. In: *Holteinternational.com* [online]. 23. 12. 2020 [cit. 2023-08-06]. Dostupné z: <https://holtecinternational.com/2020/12/23/a-key-topical-report-on-smr-160-submitted-to-the-usnrc/>
- [37] ROLLS-ROYCE AND PARTNERS. *STATUS REPORT - UK SMR* [online]. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2019 [cit. 2023-03-21]. Dostupné z: https://aris.iaea.org/PDF/UK-SMR_2020.pdf
- [38] ROLLS-ROYCE. Rolls-Royce SMR design moves to next stage of regulatory assessment. In: *Gda.rolls-royce.smr.com* [online]. 3. 4. 2023 [cit. 2023-05-02]. Dostupné z: <https://gda.rolls-royce-smr.com/gda-updates/rolls-royce-smr-design-moves-to-next-stage-of-regulatory-assessment>
- [39] DJYSRV. Rolls Royce Reveals 440 MW Commercial Reactor Design. In: *Neutronbytes.com* [online]. 9. 11. 2019 [cit. 2023-08-06]. Dostupné z: <https://neutronbytes.com/2019/11/09/rolls-royce-reveals-440-mw-commercial-reactor-design/>

- [40] WORLD NUCLEAR ASSOCIATION. Nuclear Fuel and its Fabrication. In: *World-nuclear.org* [online]. 1. 10. 2021 [cit. 2023-07-15]. Dostupné z: <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/conversion-enrichment-and-fabrication/fuel-fabrication.aspx>
- [41] NUCLEAR-POWER. Fuel Cladding - Cladding Tube. *Nuclear-power.com* [online]. © 2023 [cit. 2023-07-15]. Dostupné z: <https://www.nuclear-power.com/nuclear-power-plant/nuclear-fuel/fuel-assembly/fuel-cladding-cladding-tube/>
- [42] ČEZ. Palivo. *Svetenergie.com* [online]. © 2020 [cit. 2023-07-15]. Dostupné z: <https://www.svetenergie.cz/cz/energetika-zblizka/jaderne-elektrarny/jaderna-elektrarna-podrobne/charakteristika-zdroje/palivo>
- [43] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. *NuFuel-HTP2™ Fuel and Control Rod Assembly Designs* [online]. Oregon: NuScale Power, 2017 [cit. 2023-07-16]. Dostupné z: <https://www.nrc.gov/docs/ML1700/ML17007A001.pdf>
- [44] HOLTEC INTERNATIONAL. Holtec Selects Framatome to Supply Fuel for SMR-160 Small Modular Reactor. In: *Holteinternational.com* [online]. 28. 4. 2020 [cit. 2022-03-28]. Dostupné z: <https://holteinternational.com/2020/04/28/holtec-selects-framatome-to-supply-fuel-for-smr-160-small-modular-reactor-vastly-compressing-deployment-schedule/>
- [45] HOLTEC INTERNATIONAL. *NRC Meeting: Fuel Qualification and Testing* [online]. Florida: Holtec International, 2023 [cit. 2023-07-16]. Dostupné z: <https://www.nrc.gov/docs/ML2311/ML23114A029.pdf>
- [46] FRAMATOME. *GAIA Fuel Assembly Mechanical Design: Topical Report* [online]. Erlangen: Framatome, 2019 [cit. 2023-29-03]. Dostupné z: <https://www.nrc.gov/docs/ML1930/ML19309D916.pdf>
- [47] ALLEGHENY TECHNOLOGIES. *Reactor Grade Zirconium: Technical Data Sheet* [online]. Pittsburgh: Allegheny Technologies, 2015 [cit. 2023-03-30]. Dostupné z: https://www.atimaterials.com/Products/Documents/datasheets/zirconium/alloy/Zr_nuke_waste_disposal_v1.pdf

- [48] FRAMATOME. *M5 Advanced Cladding* [online]. Erlangen: Framatome, 2018 [cit. 2023-03-30]. Dostupné z: https://www.framatome.com/solutions-portfolio/docs/default-source/default-document-library/product-sheets/a0532-p-us-g-en-037-05-18-m5.pdf?Status=Master&sfvrsn=83b096b_2
- [49] Zákon č.263/2016 Sb., Atomový zákon. [online]. 10.08.2016 [cit. 2023-02-28]. Dostupné z: <https://www.zakonyprolidi.cz/cs/2016-263/zneni-20220201>
- [50] Vyhláška č.329/2017 Sb., Vyhláška o požadavcích na projekt jaderného zařízení. [online]. 11.10.2017 [cit. 2023-02-28]. Dostupné z: <https://www.zakonyprolidi.cz/cs/2017-329>
- [51] STÁTNÍ ÚŘAD PRO JADERNOU BEZPEČNOST. *Projekt aktivní zóny tlakovodního reaktoru* [online]. Praha: Státní úřad pro jadernou bezpečnost, 2017 [cit. 2023-05-16]. Dostupné z: https://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/dokumenty/publikace/BN-JB-3.2_Projekt_aktivni_zony_tlakovodniho_reaktoru_bez_podpisove_strany.pdf
- [52] NEA a OECD. Nuclear Fuel Safety Criteria-Technical Review: Second Edition [online]. [cit. 2023-05-16]. Dostupné z: <https://www.oecd-neo.org/upload/docs/application/pdf/2019-12/nea7072-fuel-safety-criteria.pdf>
- [53] INSTITUTE FOR NUCLEAR POWER OPERATIONS. Management of Design and Operating Margins”,; Report INPO 09-003, [online]. [cit. 2023-05-27].
- [54] LAMARSH, J. R. a A. J. BARATTA. *Introduction to Nuclear Engineering*. 3rd ed. [online]. New Jersey: Prentice-Hall, 2001 [cit. 2023-07-25]. ISBN 0-201-82498-1. Dostupné z: <http://www.gammaexplorer.com/wp-content/uploads/2014/03/Introduction-to-Nuclear-Engineering-Lamarsh-3rd-Edition.pdf>
- [55] ČEZ. Technologie a zabezpečení. *Cez.cz* [online]. © 2023 [cit. 2023-08-07]. Dostupné z: <https://www.cez.cz/cs/o-cez/vyrobni-zdroje/jaderna-energetika/jaderna-energetika-v-ceske-republice/ete/technologie-a-zabezpeceni-1>
- [56] NUSCALE POWER. *Design Certification Application - Reactor* [online]. Oregon: NuScale Power, 2020 [cit. 2023-08-08]. Dostupné z: <https://www.nrc.gov/docs/ML2022/ML20224A492.pdf>
- [57] MAKHIJANI, Arjun a M.V. RAMANA. Questions for NuScale VOYGR Reactor Certification: When Will It Be Done? And then, Will It Be Safe? [online]. [cit. 2023-08-11]. Dostupné z: https://static.ewg.org/upload/pdf/FINAL_NuScale_analysis

_for_EWG.pdf?_gl=1*jyr4kh*_gcl_au*MTQyMDk4NTA1My4xNjkxNzQ3N
jI4*_ga*MTc2ODE4MjIyNi4xNjkxNzQ3NjI3*_ga_CS21GC49KT*MTY5MTc0NzYy
Ny4xLjAuMTY5MTc0NzYyNy4wLjAuMA..&_ga=2.33076286.1213699228.1691747 627-
1768182226.1691747627