

ZÁPADOČESKÁ UNIVERZITA V PLZNI

Fakulta elektrotechnická
Katedra elektroenergetiky

DIPLOMOVÁ PRÁCE

Výpočet rozložení výkonu reaktoru III+ generace

Autor práce: **Bc. Miroslav Mertl**
Vedoucí práce: **Ing. Jana Jiříčková, Phd.**

2024

ZÁPADOČESKÁ UNIVERZITA V PLZNI

Fakulta elektrotechnická

Akademický rok: 2023/2024

ZADÁNÍ DIPLOMOVÉ PRÁCE

(projektu, uměleckého díla, uměleckého výkonu)

Jméno a příjmení:	Bc. Miroslav MERTL
Osobní číslo:	E22N0025P
Studijní program:	N0713A060013 Výkonové systémy a elektroenergetika
Specializace:	Elektroenergetika
Téma práce:	Výpočet rozložení výkonu reaktoru III+ generace
Zadávací katedra:	Katedra elektroenergetiky

Zásady pro vypracování

Cílem této práce je vytvořit 2-D model aktivní zóny dle vybraného zadání benchmarkové úlohy pro reaktor generace III+ pomocí programu Serpent a stanovit výkonovou distribuci na úrovni palivových souborů a palivových proutků.

1. Proveďte rešerši reaktorů III+ generace.
2. Seznamte se s výpočtním kódem Serpent.
3. Vytvořte 2-D model vybraného reaktoru III+ generace a stanovte distribuci výkonu.
4. Určete přesnost výpočtu programu Serpent a proveďte vybrané analýzy.




Rozsah diplomové práce: **40-60**
Rozsah grafických prací:
Forma zpracování diplomové práce: **elektronická**

Seznam doporučené literatury:

1. P. Leppänen: "Serpent – a Continuous – energy Monte Carlo reactor Physics Burnup Calculation Code", VTT Reserach Center of Finland, Helsinky, 2015.
2. REUSS, Paul. Neutron Physics. 2. EDP Sciences, 2008. ISBN 9782759800414.

Vedoucí diplomové práce: **Ing. Jana Jiříčková, Ph.D.**
Katedra elektroenergetiky

Datum zadání diplomové práce: **6. října 2023**
Termín odevzdání diplomové práce: **24. května 2024**



L.S.

Prof. Ing. Zdeněk Peroutka, Ph.D.
děkan
Doc. Ing. Karel Noháč, Ph.D.
vedoucí katedry

V Plzni dne 6. října 2023

Abstrakt

Tato práce se zabývá problematikou jaderné energetiky v ČR a popisem vývoje jaderných reaktorů dle generací s uvedením jejich zástupců. Přičemž hlavním zaměřením práce je popis aktivní zóny reaktorů III+ generace a vytvoření modelu vybraného reaktoru v programu Serpent. Práce se soustředí na čtyři typy reaktorů, konkrétně EPR1200, AP1000 a korejské APR-1400 a jeho předchůdce OPR-1000. Tento seznam reaktorů odpovídá původní nabídce reaktorů pro Dukovanský tendr než došlo k jeho zúžení. Ze čtyř uvedených typů je model vytvořen pro reaktor typu AP1000 od americké firmy Westinghouse a pro výsledná data jsou provedeny požadované analýzy.

Klíčová slova

reaktor, aktivní zóna, rozložení proutkového výkonu, Serpent, III+ generace

Abstract

This work deals with the issues of nuclear energy in the Czech Republic and describes the development of nuclear reactors according to generations, providing examples of their representatives. The main focus of the work is the description of the core of III+ generation reactors and the creation of a model of a selected reactor in the Serpent program. The work focuses on four types of reactors, specifically the EPR1200, AP1000, and the Korean APR-1400 and its predecessor OPR-1000. This list of reactors corresponds to the original offer of reactors for the Dukovany tender before it was narrowed down. Among the four types mentioned, a model is created for the AP1000 reactor from the American company Westinghouse, and the required analyses are performed on the resulting data.

Keywords

reactor, core, pin-power distribution, Serpent, generation III+

Prohlášení

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

Dále prohlašuji, že veškerý software, použitý při řešení této diplomové práce, je legální.

V Plzni dne: 21.05.2024

Podpis: Miroslav Mertl



Poděkování

Rád bych touto formou poděkoval vedoucí této práce, paní Ing. Janě Jiříčkové, Ph.D., za důvěru a volnost při tvorbě této práce. Mé hlavní poděkování však patří panu Ing. Jirímu Závorkovi, Ph.D., za všechny čas a rady, které mi v průběhu tvorby této práce poskytl.

Obsah

Úvod	1
1 Jaderná energetika v České republice	2
1.1 Energetický mix ČR	2
1.2 Historie vývoje jaderných reaktorů dle generace	3
1.2.1 Generace I	3
1.2.2 Generace II	4
1.2.3 Generace III	6
1.2.4 Generace III+	7
1.2.5 Generace IV	8
1.3 Historie jaderné energetiky v Česku a Slovensku	9
1.4 Současnost a budoucnost jaderné energetiky v ČR	11
2 Základní popis reaktorů III+ generace	14
2.1 Primární okruh	15
2.1.1 AP1000	15
2.1.2 OPR-1000	15
2.1.3 APR-1400	16
2.1.4 EPR1200	17
2.2 Palivo a aktivní zóna	18
2.2.1 AP1000	18
2.2.2 OPR-1000	18
2.2.3 APR-1400	19
2.2.4 EPR1200	19
2.3 Regulace reaktivity	20
3 Výpočetní kód a model	21
3.1 Serpent 2	21
3.2 Nastavení simulace	22
3.3 Materiály	23
3.4 Geometrie	24

OBSAH

3.4.1	Geometrie proutků	25
3.4.1.1	Definice universa palivového proutku ve 2D	26
3.4.1.2	Definice universa palivového proutku ve 3D	26
3.4.2	Geometrie palivových souborů	29
3.4.3	Geometrie aktivní zóny	31
3.4.4	Geometrie mřížek	36
4	Výsledky	40
4.1	Multiplikační faktor $k\text{-eff}$	43
4.2	Rozložení relativního výkonu na úrovni palivových souborů k_q	44
4.3	Rozložení relativního výkonu na úrovni palivových proutků k_k	46
4.4	Axiální rozložení relativního výkonu pro vybraný palivový soubor	47
4.5	Porovnání s referencí	48
	Zhodnocení a závěr	59

Seznam symbolů a zkratek

AZ	Aktivní zóna
PS	Palivový soubor
K-eff	Efektivní multiplikační faktor (-)
SMR	Small Modular Reactor, malý modulární reaktor
wt	hmotnostní podíl (%)
BPRA	Burnable Poison Rod Assembly, Diskrétní vyhořívající absorbátor
IFBA	Integral Fuel Burnable Absorber, Integrovaný vyhořívající absorbátor
RCCA	Rod Cluster Control Assembly, Sestava regulačních tyčí
CEA	Control Element Assembly, Sestava s ovládacími prvky
GRCA	Grey Rod Cluster Assembly, Sestava šedých tyčí
k_q	Relativní výkon na úrovni palivových souborů (-)
k_k	Relativní výkon na úrovni palivových proutků (-)
pcm	Percent mille, tisícina procenta

Úvod

Civilizovaný svět dnes silně spoléhá na elektrickou energii, která pohání většinu, pokud ne všechny, našich pokročilých technologií a zásadní infrastrukturu. Bez elektřiny bychom zažili úpadek naší úrovně života a komfortu. Navíc s postupem času stoupá naše poptávka po elektřině, zatímco naše zásoby fosilních paliv postupně klesají.

Česká republika i Evropská unie jako celek čelí klíčovému rozhodnutí ohledně směru své energetické politiky. V současnosti dominují dva hlavní směry: jaderná energie a obnovitelné zdroje. Jaderná energie, přestože poskytuje spolehlivý zdroj elektrické energie s nízkými emisemi CO₂, čelí výzvam týkajícím se nakládání s jaderným odpadem a obavám z možných havárií, jakou byla například nehoda v jaderné elektrárně v Černobylu. Obnovitelné zdroje, jako jsou solární a větrné elektrárny, nabízejí čistější alternativu, ale jejich rozvoj je závislý na vhodných podmínkách pro jejich instalaci a technologickém pokroku v oblasti skladování vyrobené energie. Celkově je rozhodnutí ohledně energetické politiky klíčové pro budoucnost naší existence. Zohlednění ekonomických, environmentálních a sociálních faktorů je nezbytné pro tvorbu udržitelných a efektivních energetických systémů, které budou sloužit prospěchu všech obyvatel světa.

Tato práce je konstruována do čtyř hlavních kapitol, přičemž každá z nich má své konkrétní tematické zaměření. V první kapitole je hlavní zaměření věnováno jaderné energetice na území České republiky. Prvně je stručně popsán celkový energetický mix v České republice s krátkým odstavcem popisujícím aktuální problém, kterému čelí uhelné elektrárny. Značná část této kapitoly je věnována také popisu generačního vývoje jaderných reaktorů, ke každé generaci je uveden krátký popis hlavních aspektů a několik jejich představitelů. Poslední část první kapitoly je věnována historii jaderné energetiky v České republice a její potenciální budoucnosti.

Druhá kapitola je věnována popisu primárního okruhu, paliva, aktivní zóny a způsobu popisu reaktivity v reaktoru. U primárního okruhu je popsáno, z kolika okruhů pro výměnu tepla se skládá, jaké komponenty jsou jeho součástí a jaké prvky jsou charakteristické pro daný reaktor. Popisem aktivní zóny a paliva je myšleno určení úrovně obohacení paliva, kolik palivových souborů tvoří AZ, popřípadě kolik v ní je vodičích a instrumentálních trubic. Poslední částí této kapitoly je regulace reaktivity u vybraných reaktorů, ve které jsou uvedeny typy absorbérů a regulačních orgánů používaných v daných reaktorech.

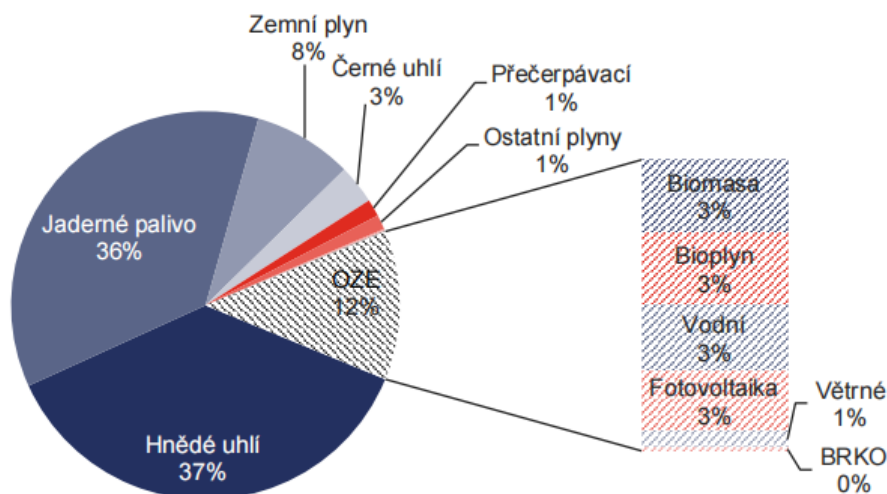
Ve třetí kapitole je hlavní zaměření věnováno metodickému popisu tvorby modelu pro simulaci reaktoru. Kapitola je konstruována do podkapitol odpovídajících jednotlivým blokům ve vstupním souboru pro výpočetní kód.

Poslední čtvrtou kapitolu tvoří popis zpracovaných dat z vypočtených modelů na úrovních výkonu palivových souborů, výkonu palivových proutků a k-eff. Dále je v této kapitole provedeno porovnání získaných dat s vybranou referencí.

1 Jaderná energetika v České republice

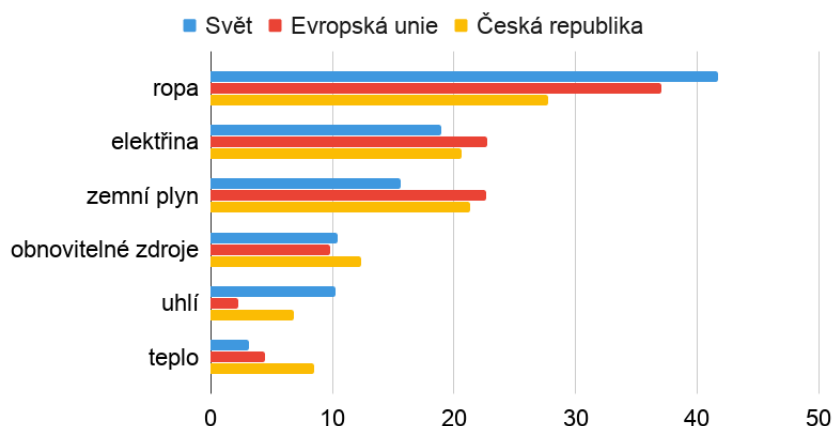
1.1 Energetický mix ČR

Energetickým mixem se rozumí statistika, která udává, jaký poměr elektrické energie jednotlivé zdroje vyrobily za daný rok. Data z roku 2021 indikují, že až 50% veškeré energie vyrobené na území České republiky pochází z fosilních paliv, do této skupiny patří uhlí, ropa a zemní plyn. Druhým největším podílem tvoří elektrická energie vyrobená z jaderných elektráren, která činí 36% celkově vyrobené energie. Zbytek, tedy něco málo přes 13%, pak spadá na obnovitelné zdroje. Obnovitelnými zdroji jsou myšleny zdroje jako je spalování biomasy, fotovoltaické, vodní, větrné a přečerpávací elektrárny.[1]



Obr. 1.1 Energetický mix České republiky [1]

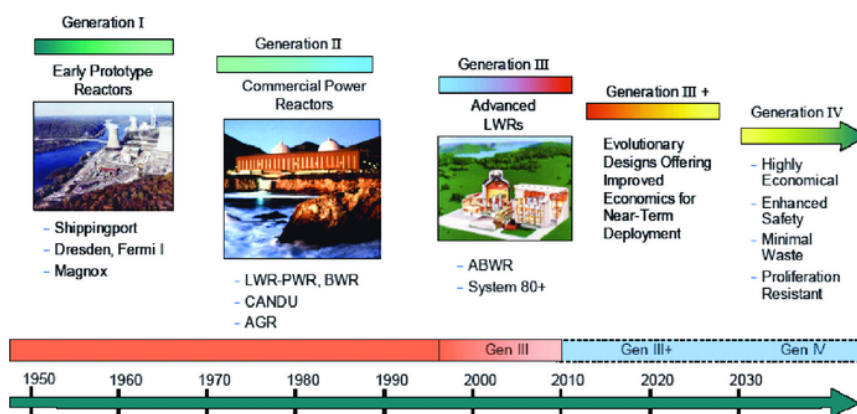
Výroba energie v ČR silně závisí na spalování uhlí, problémem sice je blížící se termín konce jeho těžby. Většina uhelných elektráren buď je postavena přímo na strategických lokalitách blízko uhelných dolů, odkud čerpá palivo, nebo je dopravována vlakovým transportem. První varianta je mnohem ekonomicky přívětivější a po vyřazení těžby uhlí se otázka paliva mnohem komplikuje. První variantou zůstává vyřazení těchto zdrojů z mixu úplně. To bude mít za následek, že přijdeme o hlavní výrobní kapacitu, která pokrývá základní zatížení sítě. Tento problém by se dal vyřešit postavením nových kapacit s podobným regulačním charakterem jako jsou uhelné elektrárny (Jaderné elektrárny). To však v blízké budoucnosti z důvodů aktuální legislativy nevypadá jako validní možnost. Druhou možností je kupování uhlí ze zahraničí, což stejně jako přímý nákup elektrické energie není moc ekonomicky výhodné. Poslední možností je repasování stávajících uhelných zdrojů a využití jejich turbosoustrojí s malými modulárními reaktory. Prakticky to znamená, že se stávající kotel nahradí právě SMR, které bude fungovat jako nový tepelný zdroj elektrárny. I tato možnost by však vyžadovala určité změny v současném atomovém zákoně pro to, aby byla validní možností.



Obr. 1.2 Energetický mix ve světě a Evropě v poměru s Českou republikou [2]

1.2 Historie vývoje jaderných reaktorů dle generace

Generací reaktoru se rozumí označení vyspělosti jejich technologické a bezpečnostní úrovně.



Obr. 1.3 Historie vývoje jaderných reaktorů dle generace [3]

1.2.1 Generace I

Jedná se o reaktory, které byly spouštěny v 50. a 60. letech minulého století. Většina těchto reaktorů je "proof of concept", což znamená, že jejich hlavním úkolem bylo demonstrovat jejich praktický potenciál a proveditelnost. Do reaktorů první generace spadá i první reaktor, který byl vybudován v tehdejším Československu v Jaslovských Bohunicích. Poslední reaktor této generace byl odstaven v roce 2015 ve Velké Británii a jednalo se o reaktor elektrárny Wylfa. [4] [5]

Jedním z typů reaktorů I. generace byl lehkododní tlakový množivý reaktor z anglického "Pressurized Light-Water Breeder Reactor" nebo zkráceně PLWBR. Byl součástí první americké komerční elektrárny v Shippingportu a dosahoval výkonu až 60 MW. Byl také používán jako pohonná jednotka amerických letadlových lodí a

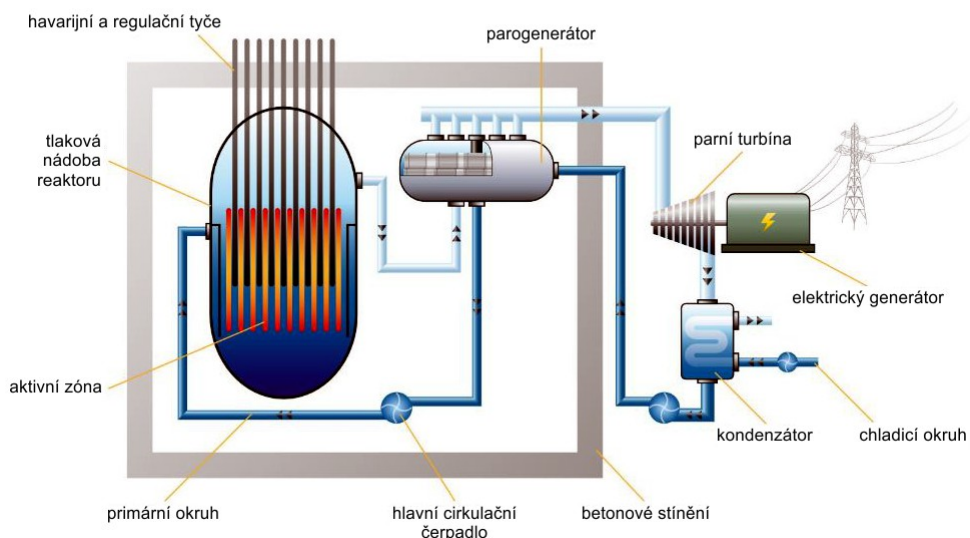
zdroj plutonia pro jaderné zbraně. Dalšími příslušníky této generace jsou reaktory GCR (Gas Cooled Reactor) a EBWR (Experimental Boiling Water Reactor). Reaktory GCR, které byly nejvíce používány ve Velké Británii a Japonsku, byly reaktory chlazené CO_2 a moderované grafitem. Palivem pro tyto reaktory byly palivové tyče z přírodního kovového uranu pokrytého oxidem magnézia. Tyto tyče byly v aktivní zóně uloženy v kanálech vytvořených v bloku grafitu. Výměna paliva u těchto reaktorů byla prováděna za provozu. Reaktor typu EBWR byl používán v americké elektrárně Dresden a jednalo se o reaktor, který byl chlazen i moderován obyčejnou vodou a dosahoval až 200 MW výkonu. Tvorba páry pro pohon turbíny probíhala přímo v aktivní zóně, toto zjednodušení však přináší nevýhodu, že pára v turbíně je radioaktivní, což snižuje celkovou úroveň bezpečnosti reaktoru. [6]

1.2.2 Generace II

Třída reaktorů, která byla uvedena do provozu na konci 60. let a v 70. letech minulého století, byla navržena tak, aby byla ekonomická a spolehlivá s dobou životnosti kolem 40 let. Do druhé generace patří reaktory PWR, BWR, CANDU, AGR a i ruské VVER. Většina reaktorů, které jsou v dnešní době v provozu, patří do druhé nebo třetí generace. Jejich technologická úroveň je o poznání vyšší oproti reaktorům první generace, hlavně v oblasti bezpečnostních systémů. Využívají totiž elektrické a mechanické aktivní prvky bezpečnosti, které pracují automaticky, nebo jejich spuštění může vynutit operátor. Ve svém arzenálu však také mají několik pasivních bezpečnostních prvků, jako jsou například bezpečnostní přetlakové ventily. [4] [5]

Tlakovodní reaktory PWR z anglického „Pressurized Water Reactor“ a VVER z ruského „VodoVodjanoj Energetičeskij Reaktor“ jsou reaktory chlazené i moderované obyčejnou vodou. Jako palivo slouží obohacený uran ve formě UO_2 . Na rozdíl od reaktoru typu EBWR mají oddělené primární (radioaktivní) a sekundární (nekontaminovaný) okruhy. Všechny bloky pracující aktuálně v České republice jsou typu VVER. Typ PWR byl původně vyvinut americkou firmou Westinghouse pro námořnictvo, ale jeho přednosti byly tak významné, že našel uplatnění i v jaderné energetice. [6]

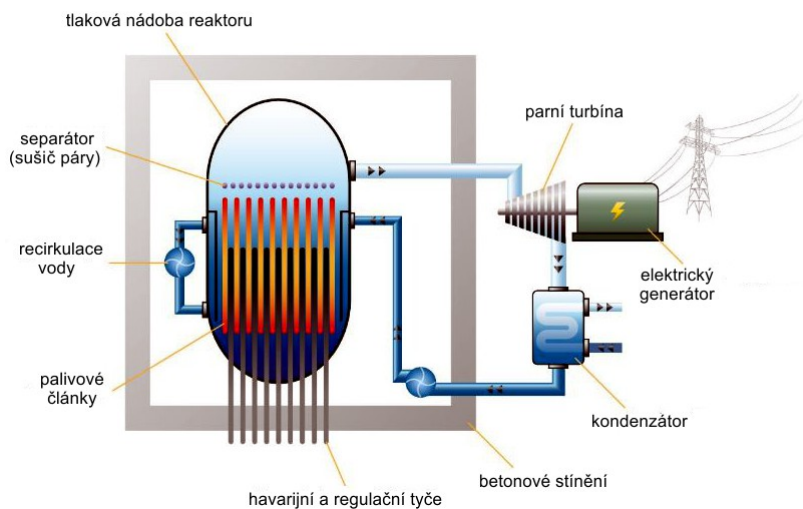
TLAKOVODNÍ REAKTOR PWR



Obr. 1.4 Principiální schéma reaktoru PWR [6]

Druhým dnes nejrozšířenějším typem reaktorů je BWR z anglického sousloví "Boiling Water Reactor", který je následníkem EBWR. Stejně jako jeho předchůdce však sdílí nevýhodu kontaminace vody v turbíně a s tím spojenou nižší úroveň bezpečnosti, výhodou je však nižší tlak v okruhu, což přináší určitá zjednodušení. K moderaci i chlazení se využívá obyčejné vody, a výměna paliva se provádí po odstavení reaktoru. Konstrukce aktivní zóny je velmi podobná tlakovodním reaktorům. [6]

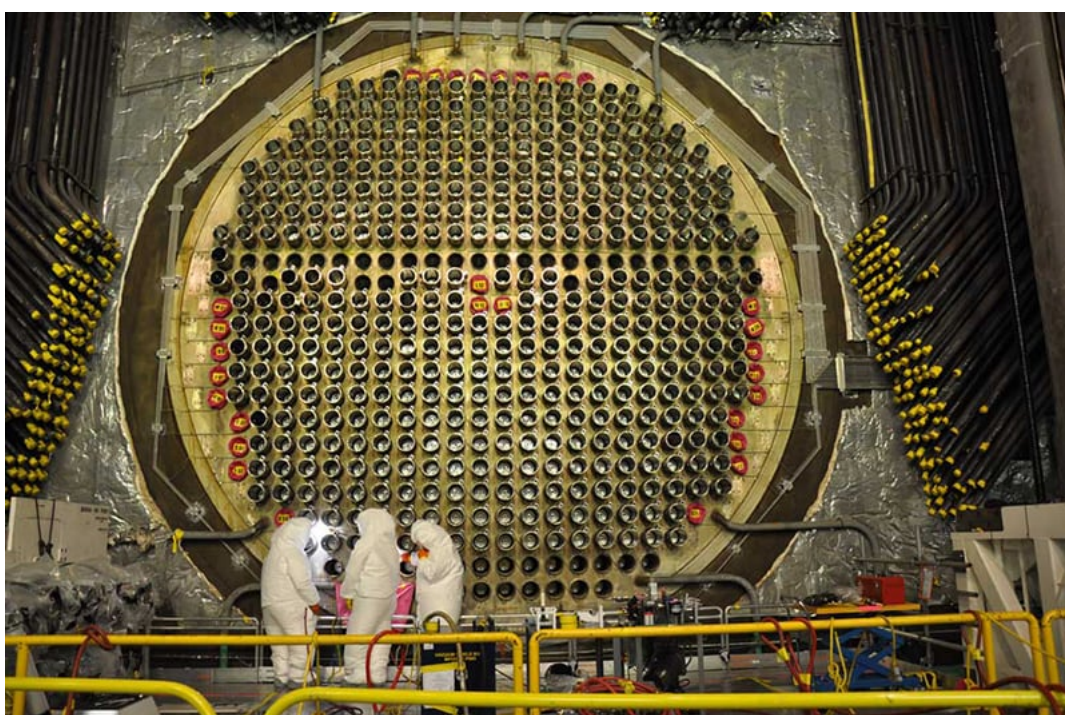
VARNÝ REAKTOR BWR



Obr. 1.5 Principiální schéma reaktoru BWR [6]

Vylepšenou verzí GCR je AGR z anglického "Advanced Gas-cooled Reactor". Moderátor a chladivo jsou stejné jako u GCR. Aktivní zóna je také velmi podobná svému předchůdci, avšak upravený design používá keramické palivo a články z nerezové oceli, což umožňuje dosahovat vysokých výstupních parametrů a tím i účinnost elektrárny až 42%. Jediná země, kde tyto reaktory jsou v provozu, je Velká Británie. [6]

Do reaktorů II. generace patří také typ CANDU, což je anglickou zkratkou pro "CANada Deuterium Uranium". Tento reaktor je moderovaný a chlazený těžkou vodou. Jeho největší výhodou je, že palivem je přírodní uran, čímž odpadá nutnost jeho obohacování, které je velmi finančně i technologicky náročné. Aktivní zóna je ve tvaru válce, ve kterém jsou umístěny vodorovné kanály s tlakovým potrubím. Kromě Kanady je tento typ využíván v Indii, Pákistánu, Argentíně, Koreji a Rumunsku. [6]



Obr. 1.6 Vzhled reaktoru typu CANDU [7]

1.2.3 Generace III

Jsou to reaktory s velmi podobnými technologickými rysy jako mají reaktory II. generace, avšak s určitými state-of-the-art designovými vylepšeními. Hlavním vylepšením je prodloužená doba jejich provozu a to o délce 60 let. Většina těchto reaktorů má standardizovaný projekt, což zkracuje dobu schvalování a dobu výstavby. Dále také mají lepší palivovou a tepelnou účinnost, což vede i k menším negativním vlivům na životní prostředí. Majoritní výhodou oproti reaktorům druhé generace jsou jejich zlepšené bezpečnostní systémy, které mají značně více pasivních prvků, jenž snižují poruchovost reaktorů, jelikož nejsou závislé na žádných nadřazených systémech. Do této generace spadají například reaktory ABWR a CANDU 6. [4] [5] [6]

Reaktory typu ABWR, známé také jako „Advanced Boiling Water Reactor“, jsou vylepšené verze reaktorů

typu BWR, které dodává společnost General Electronics Hitachi o výkonu 1356 MW. Jako palivo je využíván UO_2 a $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ s procentuálním obohacením 3,2%. Oproti původnímu typu BWR je typ ABWR rozšířen o plně digitální ochranný systém, 10 čerpadel podporujících vnitřní cirkulaci a elektrohydraulické ovládání regulačních tyčí. Havarijní chlazení je u ABWR také rozděleno do tří sekcí, přičemž každá je sama schopná ochladit celý reaktor. Jednotlivé sekce zahrnují sprchu vnitřního kontejmentu, 18 přetlakových ventilů a bazén s vodou umístěný pod reaktorem. [6]

CANDU 6, jak už z názvu vyplývá, je vylepšenou verzí reaktoru typu CANDU II. generace. Jeho nejvýznamnějšími zlepšeními jsou prodloužení životnosti a snížení negativních vlivů na životní prostředí, vylepšená bezpečnostní zařízení a systémy a možnost regulace výkonu od 50-100% dle aktuální poptávky po elektřině. [6]

1.2.4 Generace III+

Dalším evolučním stupněm jsou generace III+, které v současné době představují nejlepší technologii v oblasti jaderných elektráren. Tato generace vychází ze zkušeností s výstavbou a licencováním generátorů III. Generace bere v potaz novější bezpečnostní požadavky, které zohledňují analýzy z předešlých jaderných havárií. Tyto reaktory mají zvýšenou odolnost proti vnějším vlivům s větší diverzitou a redundantností bezpečnostních systémů. Využívají ještě větší počet pasivních prvků než předchozí generace s využitím gravitace nebo přírodní cirkulace. Patří sem reaktory, jako jsou typy ESBWR, CANDU ACR-1000, VVER-1200, AP1000, APR-1400, EPR1200. [4] [5] [6]

Reaktorový typ ESBWR je vlastněn firmami Hitachi a General Electric, jehož zkratka představuje „Economic Simplified Boiling Water Reactor“. Jedná se o reaktor, který staví na technologii ABWR. Oproti ABWR však využívá více pasivních bezpečnostních prvků, jako například cirkulace teplotnosné kapaliny je provedena přírodní cirkulací bez recirkulačních čerpadel nebo kondenzátor schopný odvádět páru z reaktorové nádoby popřípadě kontejmentu do vodního bazénu. Tyto bazény jsou umístěny nad reaktorovou nádobou a v případě poklesu hladiny vody dojde k zaplavení reaktoru. Pomocí těchto pasivních bezpečnostních systémů je reaktor schopen v případě nehody zůstat stabilizovaný až 72 hodin bez zásahu obsluhy. Jeho parametry jsou 4500 MW tepelného výkonu a 1600 MW elektrického výkonu s účinností 35%. Pravděpodobnost úniku radioaktivity je o několik řádů nižší než u konvenčních reaktorů, přičemž investiční náklady se pohybují okolo 30 až 40% méně než u klasických lehkovodných reaktorů. [6]

CANDU ACR1000 je dalším typem reaktoru, který vychází z kanadského předchůdce a využívá slabě obohacený uran. Oproti CANDU 6 je tento typ rozšířen o dva bezpečnostní systémy fungující na pasivním principu. Prvním z nich jsou havarijní tyče umístěné v izolovaných kanálech nad reaktorem, které se v případě havárie spustí vlastní vahou do reaktoru. Druhým systémem je sada horizontálních trysk s kapalným GdNO_3 , což je sloučenina s velkou schopností absorpce neutronů. Oba tyto systémy jsou schopny samostatně snížit tepelný výkon reaktoru během dvou sekund o 90% aktuální hodnoty. Dalšími rozšířeními tohoto typu reaktorů je vodní nádrž umístěná nad reaktorem, která je schopná dodat vodu do chladicího okruhu při úniku chladiva nebo v případě potřeby

dotat vodu do parogenerátorů. Electrical Power Supply System, zkráceně EPS, je systém zajišťující náhradní napájení odolné vůči zemětřesení pro podřízené bezpečnostní systémy vyžadující elektrickou energii. [6]

Typy reaktorů AP1000, APR-1400, EPR1200 jsou detailněji popsány v druhé kapitole této práce. Současně s tím je popsán i reaktor OPR-1000 z důvodu propojení jeho designu s reaktorem APR-1400 v Dukovanském tendru.

1.2.5 Generace IV

V dosavadní době se jedná jen o projekty, které zahrnují demonstrační reaktory, jež jsou v současné době ve fázi vývoje. Mezi tyto reaktory patří plynem chlazené rychlé reaktory (GFR), vysokoteplotní reaktory (VHTR a HTGR), olovem chlazené rychlé reaktory (LFR), reaktory chlazené tekutými solemi (MSR), superkritické vodou chlazené reaktory (SCWR) a rychlé reaktory chlazené sodíkem (SFR). Některé z reaktorů IV. generace mají uzavřený palivový cyklus, což umožňuje větší efektivitu spotřeby paliva a následné využití již vyhořelého paliva, což vede ke snížení množství radioaktivního odpadu. Spuštění prvních těchto reaktorů je odhadováno mezi roky 2030 až 2040, a první komerční reaktory z této generace jsou plánovány až na rok 2050. [5] [8]

Pod anglickou zkratkou GFR, neboli Gas-cooled Fast Reactor, se skrývá typ reaktorů, které se plánují chladit plyným héliem. Štěpná reakce se bude uskutečňovat pomocí spektra rychlých neutronů v uzavřeném palivovém cyklu pro efektivní a řízené aktinoidy. Aktinoidy jsou prvky s atomovým číslem mezi 90 a 103, přičemž z nich se v zemské kůře přirodně vyskytuje pouze uran a thorium. Prvky za uranem se v přírodě nevyskytují a je nutné je připravovat uměle. V elektrárnách s reaktory GFR se plánuje úplná recyklace aktinoidů přímo na místě. Díky recyklaci se minimalizuje jaderný odpad a jeho transport. Tento typ reaktorů dále disponuje vysokou účinností díky využití přímého Braytonova cyklu a vysokých teplot chladiva. [6]

Reaktory HTGR (High-Temperature Gas-cooled Reactor) a VHTR (Very High-Temperature Reactor) jsou reaktorové prototypy německé firmy KWU a představují další evoluční krok vysokoteplotních plynem chlazených reaktorů. Chladivem je helium a jeho výstupní parametry, dosahující až nad 1000 °C, naznačují, že tento typ reaktoru bude vhodný i k výrobě vodíku nebo zkapalňování uhlí. Elektrická účinnost tohoto reaktoru dosahuje až 50% při teplotě 1000 °C. Jejich dalším atraktivním aspektem je možnost kogenerace. [6]

Olovem chlazené reaktory LFR jsou založené na reaktorech používaných na ruských ponorkách typu Alfa. Jako chladivo se bude používat roztavené olovo nebo slitina olova a bismutu. Slitina olova a bismutu má tu výhodu, že má o poznání nižší teplotu tání. Bohužel nevýhodou je reakce bismutu s neutrony, která produkuje radioaktivní izotop polonium-210, který je alfa zářičem. Štěpná reakce bude, jako u ostatních rychlých reaktorů, zajišťována spektrem rychlých neutronů s uzavřeným palivovým spektrem. Existují tři plánované varianty tohoto typu reaktoru: bateriový systém (50-150 MW), modulární systém (300-400 MW) a velké monolitické elektrárny (výkon až 1400 MW). [6]

Dalším zástupcem budoucí IV. generace reaktorů jsou reaktory s roztavenými solemi MSR (Molten Salt Reactor). Jako jediný z reaktorů této generace bude pracovat s roztavenou formou paliva s schopností práce od epitermálního až po termální neutronové spektrum s uzavřeným palivovým cyklem. Tyto vlastnosti naznačují

jeho vysokou efektivitu využití plutonia a minoritních aktinoidů. Tento reaktor bude schopen pracovat v konfiguraci jako transmutor, tj. reaktor pracující v uran-thoriovém cyklu, nebo jako reaktor s nízkou tvorbou odpadu. Jako palivo i chladivo se budou používat roztavené fluoridy uranu, sodíku, zirkonia, lithia a berilia. Výhodou těchto solí je jejich vysoká tepelná kapacita na jednotku objemu oproti plynům používaným jako chladiva u jiných reaktorů a jejich neschopnost reagovat se vzduchem ani vodou, což vede k značnému konstrukčnímu zjednodušení. [6]

Nástupcem klasických tlakovodních reaktorů PWR budou superkritické vodou chlazené reaktory SCWR (SuperCritical Water Reactor). Kritičnost v názvu však není vztahena k neutronické kritičnosti, ale k kritickým parametrům vody (374 °C, 22,1 MPa). Použitím těchto parametrů vody v kritickém Rankinově cyklu může účinnost dosáhnout až 44%. Reaktory se superkritickými parametry lze realizovat ve dvou provedeních podle toho, jakými neutrony bude probíhat štěpná reakce. První variantou je s otevřeným palivovým cyklem za využití tepelných neutronů s dodatečným moderátorem. Druhým typem je rychlý reaktor s rychlými neutrony a uzavřeným palivovým cyklem s pokročilou recyklací aktinoidů pomocí vodního zpracování. [6]

Reaktory využívající sodík jako chladivo, zkráceně SFR (Sodium-Cooled Fast Reactor), jsou reaktory předpokládané pro zpracování vysokoaktivního odpadu, zejména aktinoidů a plutonia. Tyto reaktory pracují s vysokoenergetickými neutrony v uzavřeném palivovém cyklu. Plánují se dvě varianty tohoto reaktoru s různými velikostmi a druhy paliva. Jednou z variant je středně velký reaktor o výkonu 150 až 600 MW s palivem ve formě kovové slitiny uranu, plutonia a zirkonia. Druhou variantou je střední až velký reaktor využívající palivo typu MOX o výkonu 500 až 1500 MW. Nevýhodou těchto reaktorů je schopnost sodíku reagovat se vzduchem a vodou, což může vést k tvorbě závažného množství tepla. [6]

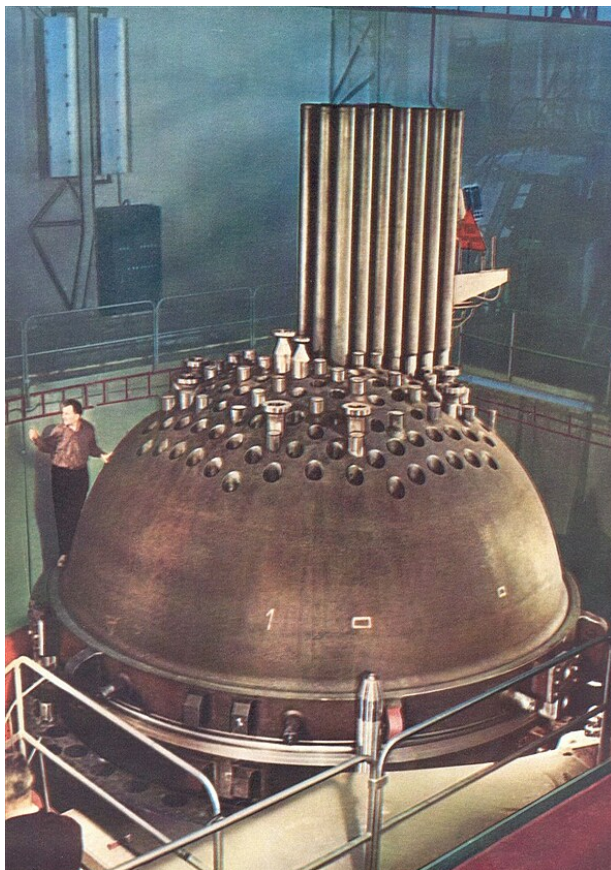
1.3 Historie jaderné energetiky v Česku a Slovensku

Jaderná energetika v českých zemích započala těsně po skončení druhé světové války, jelikož se hledala alternativa k uhelným elektrárnám. Už v té době bylo totiž jasné, že uhelné elektrárny nejsou dlouhodobě udržitelné a pro budoucnost planety jsou i nebezpečné [9].

V roce 1954 se v SSSR povedlo připojit první jadernou elektrárnu (Obninskaja AES AM-1) do elektrické sítě. Po tomto úspěchu začala spolupráce mezi ČSSR a SSSR v rámci rozvoje a výzkumu jaderné energetiky v českých zemích. Došlo k založení výzkumného centra v roce 1955 v Řeži u Prahy, do kterého SSSR dodalo hlavní experimentální vybavení včetně výzkumného reaktoru nebo také cyklotronu. SSSR dále umožňoval školení československých specialistů na svých pracovištích. [9]

Výstavba prvního energetického reaktoru započala, až uzavřením dohody v roce 1956. Šlo o design KS-150 s označením A-1 o výkonu 150 MW, který byl moderován těžkou vodou a chlazený CO_2 . Používaným palivem byl kovový uran, který byl těžěn přímo v ČSSR, jeho zpracování však probíhalo v SSSR. Z 25 potenciálních lokalit byla vybrána slovenská obec Jaslovské Bohunice, kde byla jeho výstavba zahájena roku 1958. Jeho zkoušky proběhly až roku 1972 a byl uveden do provozu v prosinci téhož roku. Provoz tohoto reaktoru však postihly dvě nehody. První se stala roku 1976, kdy došlo k vysunutí palivové kazety při výměně paliva a následnému úniku

CO₂, kvůli kterému došlo k otravě dvou pracovníků, kteří následně zemřeli. Druhá a finální nehoda se stala v důsledku roztrženého balíčku silikagelu, který slouží jako absorbátor vlhkosti při skladování paliva. To mělo za následek uvíznutí kuliček ze silikagelu v palivovém souboru, což způsobilo špatné proudění chladiva. Lokální zvýšená teplota vedla k roztavení kanálu těžké vody, která se pak dostala k chladicímu plynu a palivu. Tato nehoda nenávratně zničila reaktor a jeho oprava se nikdy neuskutečnila, jelikož bylo rozumnější provést výstavbu reaktorů s novější koncepcí. [9] [10] [11]



Obr. 1.7 Reaktor A-1 [12]

Dle dohody z roku 1970 byly další dvě jaderné elektrárny plánovány k výstavbě v Jaslovských Bohunicích (V-1) a Dukovanech (V-2). Avšak dle usnesení vlády z roku 1975 došlo k závažné změně plánu. Všechny předem plánované reaktory VVER 440 byly postaveny v Jaslovských Bohunicích a v Dukovanech došlo k výstavbě čtyř nových reaktorů. Připojení bloků V-1 a V-2 elektrárny v Jaslovských Bohunicích k síti proběhlo v letech 1978 a 1984. V Dukovanech byl první blok připojen k elektrizační soustavě v roce 1985 a všechny bloky byly trvale spuštěny v roce 1988. [9]

Nejambicióznější plán té doby však začal v roce 1978 uzavřením dohody mezi ČSSR a SSSR o další plánované elektrárně s čtyřmi jadernými bloky o výkonu 1000 MW (VVER 1000). Původně se uvažovalo o lokalitách Malovice u Vodňan a Protivín, avšak ani jedna z nich nakonec nevyhovovala z hydrogeologických a bezpečnostních

Tab. 1.1 Původní plán spuštění jaderných bloků v Československu [9]

Název JE	Náklady v Mld. Kčs	Číslo	Typ a výkon reaktoru	Plánované do provozu
Jaslovské Bohunice V-1 (SK)	5	1	VVER440	3. měsíc roku 1979
		2	VVER440	6. měsíc roku 1980
Jaslovské Bohunice V-2 (SK)	10,5	1	VVER440	10. měsíc roku 1984
		2	VVER440	9. měsíc roku 1985
Dukovany (CZ)	10,5	1	VVER440	3. měsíc roku 1985
		2	VVER440	3. měsíc roku 1986
		3	VVER440	12. měsíc roku 1986
		4	VVER440	7. měsíc roku 1987
Mochovce (SK)	28,3	1	VVER440	10. měsíc roku 1989
		2	VVER440	10. měsíc roku 1990
		3	VVER440	6. měsíc roku 1991
		4	VVER440	3. měsíc roku 1992
Temelín (CZ)	52	1	VVER1000	11. měsíc roku 1992
		2	VVER1000	5. měsíc roku 1994
		3	VVER1000	5. měsíc roku 1997
		4	VVER1000	8. měsíc roku 1998
Kecеровce (SK)	-	1	VVER1000	2000
		2	VVER1000	2001
Blahutovice (CZ)	-	1	VVER1000	2003
		2	VVER1000	2004
Tetov (CZ)	-	1	VVER1000	2006
		2	VVER1000	2007
		3	VVER1000	2009
		4	VVER1000	2010

hledisek. Nakonec bylo rozhodnuto elektrárnu postavit u obce Temelín. Její výstavba začala v roce 1986. Práce na všech čtyřech blocích však nebyly dokončeny a po pádu komunismu v roce 1989 došlo k zastavení prací na 3. a 4. bloku v Temelíně. Po analýze provedené mezinárodní agenturou pro jadernou energii IAEA v roce 1990 byly zjištěny nedostatky, které byly v následujících letech buď modernizovány, nebo kompletně nahrazeny. [9] Pokud by se postupovalo podle původních plánů, mělo by na území Československa stát až 14 nových reaktorů. Tento plán však nebyl dodržen a po pádu komunismu se výstavba nových jaderných bloků ještě více zkomplikovala. Největší odpor vůči novým jaderným blokům v Čechách vyjádřilo Rakousko, které bylo ochotno vetovat vstup České republiky do EU, pokud by nebyla zastavena výstavba bloků v Temelíně. Tyto bloky nejsou dosud dokončeny a hlavní zaměření se přesunulo na nový blok plánovaný v Dukovanech. [9]

1.4 Současnost a budoucnost jaderné energetiky v ČR

Jak již bylo zmíněno, tak bloky 3 a 4 Temelínské jaderné elektrárny nikdy nebyly dostavěny. To však neznamená, že po vstupu České republiky do EU nebyla nikdy snaha o jejich dokončení. V roce 2008 plánovala společnost ČEZ zahájit jejich dostavbu v roce 2013 s plánovaným uvedením do provozu v roce 2020. Z těchto plánů však sešlo. Roku 2009 byl sice zahájen tendr mezi potenciálními dodavateli a jejich třemi designy reaktorů, kterými tehdy byli Rosatom (Rusko) s reaktorem AES-2006/MIR-1200, Westinghouse (USA) s reaktorem AP1000 a

Areva (Francie) s reaktorem typu EPR. Francie však po nesplnění podmínek tendru odstoupila. Následně, po několika odkladech a otázkách ohledně ekonomické výhodnosti, byl tendr ukončen a plány na dokončení bloků 3 a 4 Temelína byly opuštěny. Veškeré úsilí se následně soustředilo na nové bloky v Dukovanech. Aktuální plány vlády České republiky směřují k udržení minimálně současné kapacity podílu jaderných zdrojů s důrazem na zvýšení podílu jaderné energie a především obnovitelných zdrojů energie do roku 2050. Podle modelovaných scénářů WEM+ a WAM3, uvedených v aktualizaci vnitrostátního plánu České republiky v oblasti energetiky a klimatu z roku 2023, je plánováno odstavení stávajících a uvedení do provozu nových jaderných zdrojů, jak je uvedeno v následující tabulce. [11] [13] [14]

Tab. 1.2 Hlavní předpoklady scénářů WAM3 a WEM+ [14]

	WAM3	WEM+
Stávající JE Dukovany 2040 MW	EDU1 (510 MW do 2045) EDU2 (510 MW do 2046) EDU3 (510 MW do 2046) EDU4 (510 MW do 2047)	EDU1 (510 MW do 2045) EDU2 (510 MW do 2046) EDU3 (510 MW do 2046) EDU4 (510 MW do 2047)
Stávající JE Temelín 2200 MW	ETE1 (1100 MW do 2060) ETE2 (1100 MW do 2062)	ETE1 (1100 MW do 2060) ETE2 (1100 MW do 2062)
Nový jaderný zdroj 1100 MW	NJZ1 EDU5 od 2036	NJZ1 EDU5 od 2040
SMR 350 MW	SMR od 2035	-
Další nové jaderné zdroje 1100 MW	NJZ2 ETE3 od 2039 NJZ3 ETE4 od 2041	- -

Plán pro tento nový blok byl zveřejněn v roce 2015 s tím, že nyní probíhá nový tendr, který byl zahájen v roce 2022. Zahájení stavby je plánováno na rok 2028 a uvedení do provozu v roce 2036. Z původních šesti kandidátů - EDF/Areva, Atmea, China General Nuclear Group, Korea HNP, Westinghouse a Rusatom - zůstali pouze tři. V roce 2020 Atmea ze soutěže odstoupila a v dubnu následujícího roku byly z politických důvodů vyřazeny také CGN a Rusatom. Vyhlášení vybraného kandidáta z tří zbývajících firem se očekává v letošním roce 2024. [11] Doplnující možností je využití malých a středních reaktorů modulárního provedení, zkráceně tzv. SMR. Tyto reaktory jsou definované Mezinárodní agenturou pro atomovou energii (MAAE/IAEA) jako zdroje elektrického výkonu do 700 MW s možností modulární konstrukce. Jedná se o technologii s vysokou úrovní pasivní bezpečnosti, malými rozměry a sníženými nároky na řízení a údržbu. Pořizovací náklady jsou až o třetinu nižší než u konvenčních nových bloků jaderných reaktorů, což otevírá možnosti pro širší spektrum investorů, i když jednotkové náklady na vyrobený gigawatt energie jsou vyšší. Tato technologie se mimo Rusko a Čínu dosud nedostala do komerčního využití, přičemž prvním spuštěným reaktorem tohoto typu v západním světě by měl být SMR typu BWRX společnosti GE Hitachi o výkonu 300 MW v Kanadě v roce 2028. Z tohoto důvodu usiluje konkurence o zahájení podobných projektů v EU, včetně České republiky. SMR představují

technologii, která je považována za doplňkovou k velkým energetickým jaderným blokům, a podle aktuálních dekarbonizačních scénářů ČEPS do roku 2040 nedokáže výstavba nových bloků a obnovitelných zdrojů energie pokrýt potřeby energetické soběstačnosti České republiky. SMR tak představují jednu z možných alternativ pro zabezpečení potřebných až 3 GW, jaké scénář počítá do roku 2050. Tyto reaktory slouží k pokrývání základního zatížení a v některých zemích, jako je Francie, se využívají i k regulaci. Díky své schopnosti pracovat s proměnlivým elektrickým výkonem v síti s intermitentními zdroji energie a kogenerací představují SMR vhodnou volbu i pro teplárenství. V současné době tvoří uhelné zdroje přibližně polovinu teplárenského sektoru, a kvůli zájmu o zachování systémů dodávky tepla i po ukončení spalování uhlí představují SMR vhodnou náhradu za uhelné kotle. Stejně jako u tepláren je možné modernizovat stávající uhelné elektrárny na elektrárny využívající SMR jako zdroj tepla. Kromě těchto využití lze SMR v letních měsících využít k výrobě vodíku v době sníženého odběru tepla. Technologie SMR představuje příležitost pro rozvoj českého průmyslu a vytváření nových pracovních míst. Lokality vybrané skupinou ČEZ pro první tři malé modulární reaktory jsou: Temelín, Tušimice a Dětmárovice. Kromě toho v září 2023 získala západočeská firma Sokolovská uhelná dotaci z amerického projektu Phoenix na studii proveditelnosti pro umístění SMR v elektrárnách Tisová a Vřesová. Dalším ambiciózním projektem, který se snaží využít SMR v teplárenství, je projekt Teplátor. [11] [15] [14] [16]

2 Základní popis reaktorů III+ generace

S aktuálním stavem pokroku v oblasti technologie reaktorů IV. generace se s jejich komerčním uplatněním ještě hezkou řádku let nedá počítat. Proto i nejnovější projekty uplatňují reaktory III+ generace, které se stále považují za nejlepší a nejpokročilejší technologii v rámci výstavby jaderných reaktorů. Z tohoto důvodu dominují v Dukovanském tendru převážně reaktory III+ generace. Tato kapitola je tedy věnována popisu konstrukčních a funkčních stránek několika zástupců této generace. Mezi zástupce byly vybrány designy AP1000, EPR1200 a APR-1400. Dodatečně je popsán i reaktor OPR-1000, který sice není reaktorem III+ generace, ale jeho popis je zde uveden za účelem poskytnutí kontextu k vývoji reaktoru APR-1400.

Zdokonalený pasivní dvou-okružní PWR reaktor pod označením AP1000 s elektrickým výkonem 1100 MW spadá pod americkou firmu Westinghouse. Design reaktoru AP1000 vychází z jejich předchozího designu AP600, a lze říci, že se jedná o rozšíření tohoto designu. Stejně jako ostatní designy této generace, i AP1000 se snaží dosáhnout co nejvyšší úrovně bezpečnosti za co nejnižší pořizovací a provozní náklady. [17]

Původně označovaný jako KNSP, což je zkratka pro Korea's standard nuclear power plant, byl později přejmenován na OPR-1000 z důvodu exportu této technologie i mimo Jižní Koreu. Jedná se o dvou-okružní PWR reaktor s elektrickým výkonem 1000 MW, který navrhla a dodává korejská korporace KEPCO a její dceřiná společnost zaměřená na jaderné a vodní elektrárny, KHNP. Tato technologie byla odvozena od americké firmy Combustion Engineering po dohodě o transferu technologií. V průběhu let došlo k akumulaci zkušeností a vylepšení designu OPR-1000. [18]

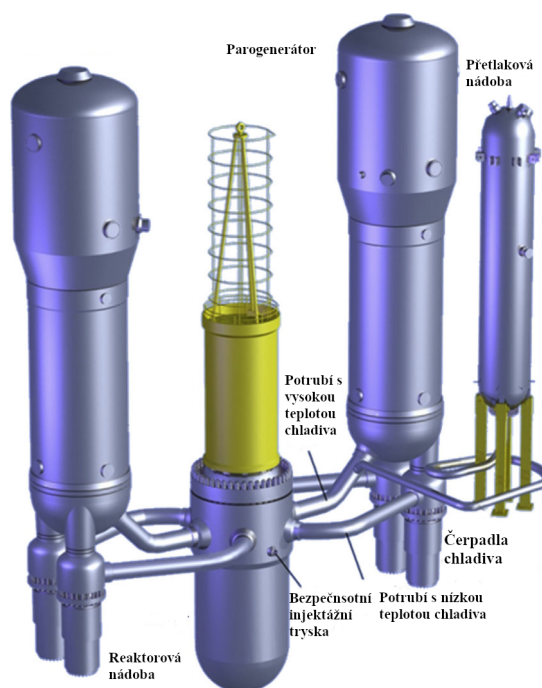
Reaktor označovaný jako APR-1400 představuje design, který vychází z aktuálně používaného korejského reaktoru OPR-1000, přičemž zlepšuje aspekty bezpečnosti, ekonomiky a efektivity provozu. Stejně jako jeho předchůdce se jedná o dvou-okružní tlakovodní PWR reaktor s elektrickým výkonem 1400 MW. V současné době jsou v Koreji v provozu čtyři reaktory tohoto typu a další dva jsou ve výstavbě. [19]

Posledním reaktorem v řadě reaktorů III+ generace je reaktor EPR1200. Projekt EPR byl původně pod vedením společností Framatome a Siemens. V roce 2001 však Siemens svá práva prodal nově vytvořené společnosti AREVA, která vznikla spojením několika firem, mezi které patřil i Framatome. Tento design vznikl na základě zkušeností získaných z provozu reaktorů N4 a KONVOI ve Francii a Německu. Zkratka EPR představuje Evolutionary Power Reactor, nebo také European Pressurized Water Reactor, a jedná se o čtyř-okruhový tlakovodní reaktor s elektrickým výkonem 1600 MW. [20] [21]

2.1 Primární okruh

2.1.1 AP1000

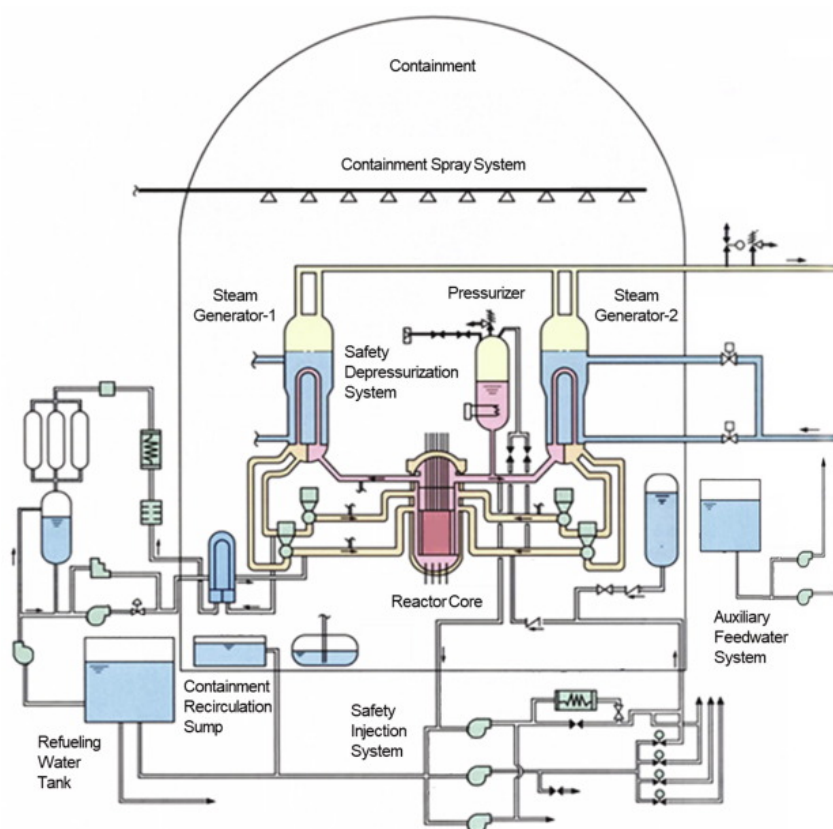
Hlavním rozdílem oproti primárním okruhům ostatních reaktorů jsou rozšiřující komponenty, které zlepšují efektivitu provozu reaktoru a bezpečnost. Hlavními komponentami primárního okruhu těchto reaktorů je samotný reaktor s dvěma obvody pro přenos tepla. Každý z těchto obvodů je tvořen parogenerátorem, dvěma čerpadly a potrubím, které je děleno podle teploty chladiva (hot, cold leg pipe). Potenciální problémy, které by mohly vzniknout na potrubí mezi čerpadly a parogenerátorem, jsou eliminovány tím, že čerpadla jsou instalována přímo na parogenerátoru. Pro kompenzaci tlaku je primární okruh rozšířen přetlakovou nádobou. [17]



Obr. 2.1 Primární okruh reaktoru AP1000 [22]

2.1.2 OPR-1000

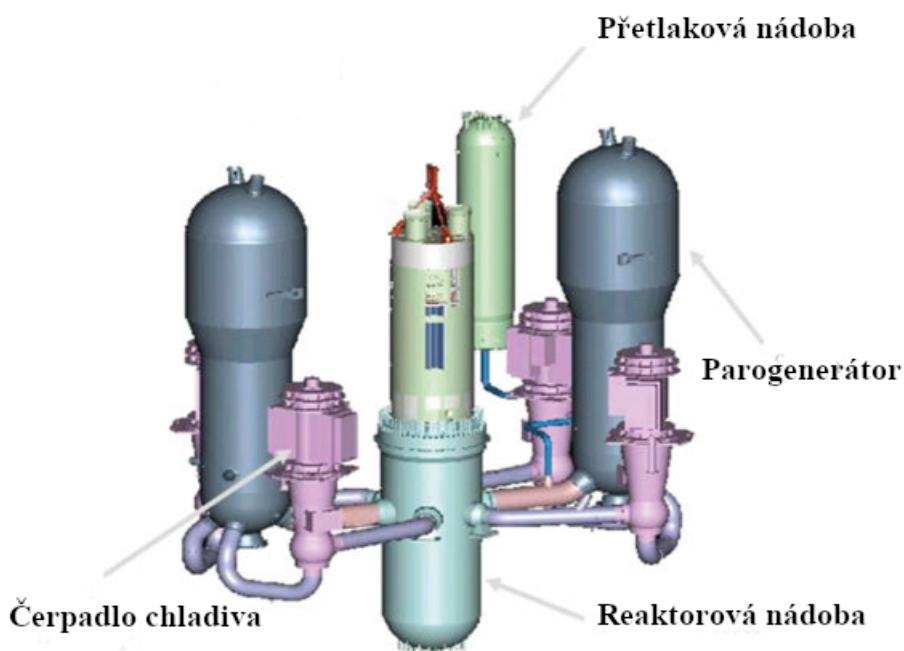
Primární okruh u těchto reaktorů je tvořen nádobou reaktoru a dvěma obvody pro výměnu tepla, z nichž každý je složený z parogenerátoru, čerpadel a chladicích systémů (RCS - reactor coolant system). Pro kompenzaci tlaku chladiva v primárním okruhu se využívá přetlakové nádoby s pojistnými pružinovými ventily. Umístění parogenerátorů je podobně jako u ostatních reaktorů III+ generace výše než je nádoba reaktoru pro uplatnění přírodní cirkulace chladiva. [18]



Obr. 2.2 Schématický diagram OPR-1000 [23]

2.1.3 APR-1400

Provedení primárního okruhu je velice podobné reaktoru OPR-1000. Také je tvořen dvěma okruhy, reaktorovou nádobou, přetlakovou nádobou a systémy RCS. Podobně jako u OPR-1000 v každém okruhu je parogenerátor s dvěma symetricky umístěnými čerpadly chladiva. Design se pak odlišuje v tom, že hlavní reaktorová nádoba má čtyři DVI (Direct Vessel Injection) linky pro zásobování vodou z nádrže umístěné uvnitř kontejmentu (IRWST - in-containment refueling water storage tank). Dodatečné sondy jsou přidány do potrubí pro sledování hladiny vody během operace a konvenční pružinové ventily na vrchu přetlakové nádoby jsou nahrazeny pilotně ovládanými bezpečnostními pojistnými ventily (POSRV). [24]



Obr. 2.3 Konfigurace primárního okruhu APR-1400 [25]

2.1.4 EPR1200

Jedná se o představitele troj-okruhového reaktoru, tudíž systém RCS je tvořen třemi okruhy, každý ze svého parogenerátoru a čerpadla chladiva s příslušným potrubím. Oproti předchozím designům více-okruhových reaktorů vyniká reaktor EPR1200 zvýšenými pracovními objemy vody a páry, které přináší značné množství bezpečnostních i provozních benefitů. [21] [26]



Obr. 2.4 Primární okruh EPR1200[26]

2.2 Palivo a aktivní zóna

2.2.1 AP1000

Aktivní zóna je složena z 157 palivových souborů o délce 426,72 cm (14 stop). Palivový cyklus pro tento typ reaktoru je 18 měsíců. Samotné palivové soubory jsou pak zhotoveny z čtvercové matice palivových proutků o velikosti 17x17 (264 proutků). Palivové peletky z obohaceného dioxidu uranu (UO_2) o průměru 8,19 mm jsou na sebe vyskládány do pláště ze zirkoniové slitiny (obchodní označení ZIRLOtm), tvořícího palivový proutek. Ve všech palivových souborech jsou 25 dedikovaných míst tvořených trubicí ze zirkoniové slitiny určených pro měřicí nebo regulační techniku. Palivo v aktivní zóně má tři úrovně obohacení pohybující se od 2,35% wt až po 4,45% wt. [27][28] [29] [17]

2.2.2 OPR-1000

Palivové soubory jsou složeny z klasických palivových proutků vyskládaných do čtvercové matice o velikosti 16x16 (236 proutků) nebo v případě použití speciálních, takzvaně dvojitě chlazených palivových proutků se jedná o matici 12x12 (124 proutků) nebo 14x14 (172 proutků). Menší počet proutků v matici je způsoben tím, že tyto proutky mají větší průměr, přičemž celková délka proutku je v obou případech stejná. Dvojitě

chlazené palivové proutky jsou podobně jako u klasického paliva tvořeny peletkami (UO_2) obalenými pláštěm (ZIRLOtm). V tomto případě však peletky mají v sobě dutinu, díky které dochází jak ke chlazení povrchu paliva, tak i vnitřní opláštěvané dutiny. Zvýšená účinnost chlazení pak umožňuje provozovat reaktor stejných rozměrů s vyšším výkonem a využití paliva s vyšším obohacením. [30] [18]

Tab. 2.1 Porovnání rozměrů mezi dvojitě chlazeným a klasickým palivem

-	Dvoj. Chlazené 13x13	Klasické 17x17
Vnitřní průměr	8,610 cm	-
Vnější průměr vnitřního pláště	9,753 cm	-
Vnitřní průměr paliva	9,877 cm	-
Vnější průměr paliva	14,225 cm	8,260 cm
Vnitřní průměr vnějšího pláště	14,349 cm	8,380 cm
Vnější průměr vnějšího pláště	15,492 cm	9,520 cm
Rozteč	16,510 cm	12,630 cm

Osazení aktivní zóny má tři možné scénáře, které záleží na typu použitých palivových souborů. Může se tedy skládat z palivových souborů 16x16, 12x12 nebo 14x14. Z důvodu porovnání s ostatními reaktory III+ generace budeme uvažovat aktivní zónu tvořenou soubory 16x16 s klasickým palivem, tím pádem je aktivní zóna tvořena ze 177 palivových souborů. Palivový cyklus tohoto reaktoru je v rozmezí 18 až 24 měsíců. Úroveň obohacení paliva v jednotlivých palivových souborech dosahuje vždy dvou rozdílných úrovní. Jedinou výjimkou je palivový soubor bez jakékoliv formy absorbátoru, ve kterém je obohacení u všech palivových proutků identické. Vodící trubice pro regulační orgány jsou v palivových souborech vždy jenom 4. Instrumentální trubice je vždy jenom jedna a nachází se přímo uprostřed palivového souboru. Dle typu použitých palivových proutků se jejich průměr a popřípadě i tvar nebo počet vrstev pláště může měnit. V případě použití klasických palivových souborů 16x16 je jejich průměr 24,9 mm a mají jednu vrstvu pláště o tloušťce 1 mm. [30]

2.2.3 APR-1400

U reaktorů APR-1400 je aktivní zóna tvořena 241 palivovými soubory s palivovými cykly nad 18 měsíců. Provoz také počítá s možností použití až 1/3 osazení aktivní zóny palivem MOX, což označuje typ paliva z oxidických směsí s nízkým obohacením uranu. Palivové soubory jsou tvořeny z 16x16 velké matice, ze které 236 míst obsazují palivové proutky z dioxidu uranu s 0,5715 cm tlustým pláštěm ze ZIRLOtm. Zbývá místa představují 4 vodící trubice a 1 instrumentální trubici pro měření neutronového toku uvnitř reaktoru. Nominální obohacení paliva má následující úrovně: 1,71; 2,64; 3,14 a 3,64% wt. Místo konvenčních palivových souborů reaktory APR-1400 využívají tzv. PLUS7 palivové soubory, které dosahují vyššího výkonu, strukturální integrity a lepší termohydrauliky. [24] [31] [32]

2.2.4 EPR1200

V aktivní zóně reaktoru EPR1200 se využívá 241 palivových souborů, přičemž každý obsahuje 256 (17x17) palivových proutků a 24 vodících trubic. Palivo je obdobně jako u ostatních reaktorů této generace tvořeno UO_2

s úrovní obohacení až 5% wt. Pláštěm, který se však u těchto palivových proutků používá, je zirkoniová slitina $M5^{tm}$. Zajímavostí těchto reaktorů je, že dokážou pracovat i se značnou částí aktivní zóny osazenou palivem MOX. [20] [33]

2.3 Regulace reaktivity

Delší palivové kapsy reaktorů vyžadují, aby na jejich začátku docházelo ke kompenzaci přebytečné reaktivity vlivem většího obohacení paliva. Z těchto důvodů jsou v aktivní zóně neutronové absorbtory. Rozlišujeme rozpustné a vyhořívající absorbtory. Jako rozpustný absorbtor se v reaktorech nejčastěji využívá bor v různých podobách. Vyhořívající absorbtory se dále dělí na diskrétní (BPRA - Burnable Poison Rod Assembly) a integrální (IFBA - Integral Fuel Burnable Absorber). Jedna forma diskrétního absorbtoru představuje tyče z borosilikátového skla opláštěné dvojitou vrstvou oceli typu 304 s vakuem mezi jednotlivými vrstvami. Tento typ absorbtoru je označován jako Pyrex a vkládá se do vodících trubic v palivových souborech. Integrální může být proveden jako tenká vrstva materiálu nalisovaná nebo přímo smíchána s materiálem paliva. Název vyhořívajících absorbtorů vychází z té vlastnosti, že v průběhu palivové kampaně jejich obsah se v aktivní zóně postupně snižuje. V profilaci aktivní zóny se palivové soubory s absorbtory označují počtem tyčí s daným absorbtorem a písmenem P (Diskrétní) nebo I (Integrální). Nejeftektivnější regulace při výkyvech reaktivity se v reaktoru využívá regulačních orgánů RCCA (Rod Cluster Control Assemblies) nebo CEA (Control Element Assemblies), které do aktivní zóny zasouvají tyče vyrobené z materiálu s dobrou absorpcí neutronů.

Tab. 2.2 Regulace reaktivity v reaktorech III+ generace [17][18][34][24][21]

reaktor	Rozpustný absorbtor	BPRA	IFBA	materiál RCCA/CEA	počet RCCA/CEA
AP1000	H_3BO_3	$B_2O_3-SiO_2$	ZrB_2	Ag-In-Cd/304SS	53+16 (GRCA)
OPR-1000	H_3BO_3	žádný	Gd_2O_3	B_4C /Inconel 625	65+8 (part-strength)
APR-1400	H_3BO_3	žádný	Gd_2O_3	B_4C /Inconel 625	76+17 (part-strength)
EPR1200	H_3BO_3	žádný	Gd_2O_3	Ag-In-Cd/ B_4C	89

3 Výpočetní kód a model

Tato kapitola je věnována popisu výpočetního modelu a metody získání konečných výsledků, které jsou uvedeny v poslední kapitole této práce. Výpočetní model byl vytvořen pro reaktor AP1000. Samotné výpočty provedl výpočetní kód Serpent 2.

Model je realizován formou textového souboru, který funguje jako vstupní soubor, se kterým pak výpočetní kód pracuje. Tento vstupní soubor je jediný způsob komunikace mezi uživatelem a samotným výpočetním kódem. Vstupní soubor je rozdělen do jednotlivých bloků (karet), které nemají žádný daný pořadí, v jakém musí být definované, a jejich čtení probíhá jeden po druhém. Do jednotlivých bloků se definuje geometrie, materiály, podmínky simulace, způsoby vykreslení, atd. V této práci představuje vstupní soubor 3D model aktivní zóny reaktoru AP1000.[35]

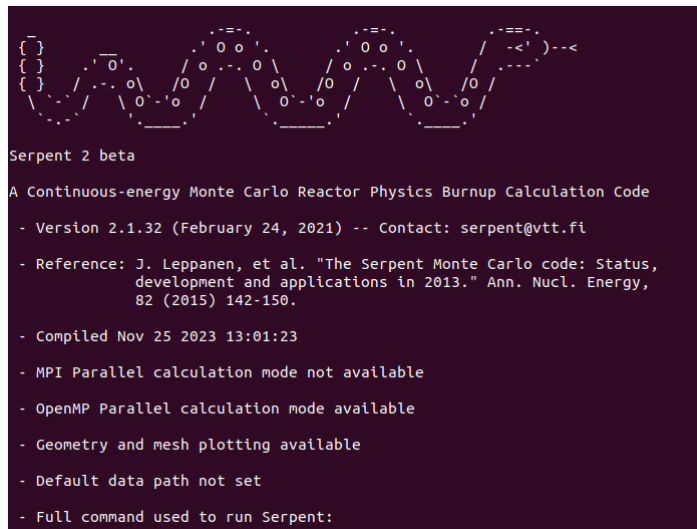
3.1 Serpent 2

Tento kód představuje svou třetí iteraci verze multifunkčního 3D neutronového a fotonového transportního kódu, využívající metodu Monte Carlo k výpočtu reaktorové fyziky. Jeho vývoj byl zahájen roku 2004 v Technickém výzkumném středisku VTT ve Finsku. Přičemž jeho první verze, označovaná jako PSG (Probabilistic Scattering Game), byla vyvinuta s cílem zlepšení efektivity výpočtu oproti univerzálním Monte Carlo kódům.[36] [37]

V roce 2007 došlo k kompletnímu přepsání kódu PSG za účelem opravení několika fyzikálních chyb, jichž se PSG za určitých podmínek dopouštěl. V roce 2008 byl jeho vývoj znovu obnoven za účelem vytvoření samostatné rutiny pro výpočet vyhořívání, která zahrnovala využití nových metod řešení Batemanových rovnic, jako je CRAM (Čebyševova metoda racionální aproximace). Před zahrnutím kódu do databáze OECD/NEA (Organizace pro hospodářskou spolupráci a rozvoj/Nuclear Energy Agency) byl kód v roce 2009 přejmenován na Serpent. Jeho distribuce proběhla o rok později, v roce 2010, prostřednictvím informačního a výpočetního centra pro radiační bezpečnost.[36] [37]

S rozvojem komunity používající Serpent došlo i k rychlejšímu odhalování chyb spojených s výpočetním kódem. Největším problémem byl přechod výpočtů z 2D na 3D model, kdy docházelo ke kvadratickému nárůstu zatížení na výpočetním hardwaru.[36] [37]

S tímto problémem se vývojářský tým chtěl poprat, a tak v roce 2010 začali výpočetní kód znovu od základu přepisovat. Výsledkem jejich úsilí byl Serpent 2, který se v aktualizované formě používá aktuálně.[36] [37]



```
{ }
{ }
{ }
Serpent 2 beta
A Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code
- Version 2.1.32 (February 24, 2021) -- Contact: serpent@vtt.fi
- Reference: J. Leppanen, et al. "The Serpent Monte Carlo code: Status,
development and applications in 2013." Ann. Nucl. Energy,
82 (2015) 142-150.
- Compiled Nov 25 2023 13:01:23
- MPI Parallel calculation mode not available
- OpenMP Parallel calculation mode available
- Geometry and mesh plotting available
- Default data path not set
- Full command used to run Serpent:
```

Obr. 3.1 rozhraní konzole s informacemi o verzi kódu Serpent

3.2 Nastavení simulace

V bloku nastavení výpočtu určujeme pomocí příkazu *setbc* s jakou hraniční podmínkou kód Serpent bude počítat. Existují tři varianty: černá (1), reflektivní (2) a periodická (3). V případě této práce se využívá první podmínka, která všechny neutrony, co přes hranici přejdou, eliminuje. K nastavení počtu neutronů vygenerovaných v každém cyklu společně s počtem celkových a neaktivních cyklů se využívá příkazu *setpop*. Příkazem *setcpd* se nastavuje výpočet distribucí výkonu v mřížce do výstupního souboru. Tento blok je zakončen soustavou příkazů *plot* a *mesh*, které slouží k vykreslení geometrie o rozlišení 5000x5000 pixelů. Jednotlivé výkresy jsou v různě orientovaných plochách nebo vůči xyz souřadnicovému systému.

Výpis kódu 3.1 Definice 2D palivového proutku pin1

```
% — Periodic boundary condition :
set bc 1

% — Neutron population and criticality cycles :
%set pop 2000 500 20
set pop 8000000 2020 20

set cpd 2

% — Geometry and mesh plots :
% — Kontrolní řezy
plot 3 5000 5000 500
plot 3 5000 5000 460

% — Globální
plot 30 5000 5000
```



```

plot 31 5000 5000

plot 20 5000 5000
plot 21 5000 5000

plot 10 5000 5000
plot 11 5000 5000

% — Mesh
mesh 3 5000 5000
mesh 2 5000 5000
mesh 1 5000 5000

```

3.3 Materiály

V tomto bloku se nachází definice všech materiálů, které se v modelu nacházejí. Syntaxe pro definici nového materiálu začíná příkazem *mat*, za kterým následuje přidělené jméno a atomická nebo hmotnostní hustota. Popřípadě lze tuto definici rozšířit o příkazy *tmp*, který udává pracovní teplotu v kelvinech, nebo *rgb*, který umožňuje změnu barevného zobrazení daného materiálu ve výkresech.

Každý použitý materiál se musí skládat z nuklidů s jejich atomickým nebo hmotnostním zastoupením v daném materiálu. Nuklid je definován jako protonové číslo daného prvku kombinované s číslem izotopu zakončeným tečkou a označením ACE jaderné knihovny, ze které bude výpočet čerpat data o daných materiálech.

Pro výpočet byla původně využívána knihovna ENDF/B-VII.0, ta se pro účely této práce neprojevila jako vhodná, a došlo k jejímu nahrazení knihovnou ENDF/B-VII.1. U všech použitých nuklidů musí být také doplněna informace o jejich atomickém nebo hmotnostním zastoupení v daném materiálu.

Výpis kódu 3.2 Úsek z bloku pro definici materiálů

```

% — UO2 fuel enriched to 4.45% wt U-235:

mat fuel445      sum          tmp 300      rgb 0 255 0
92234.80c        8.45122188E-06
92235.80c        1.05189486E-03
92238.80c        2.22925932E-02
 8016.80c        4.66881303E-02  %——100%
 8017.80c        1.77482338E-05

% — IFBA coating

mat ZrB2_coat   -5.42000      tmp 300      rgb 205 0 205
 5010.80c       -0.018700
 5011.80c       -0.171300
40090.80c       -0.416745

```

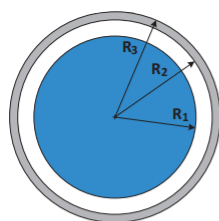
40091.80c	-0.090882		
40092.80c	-0.138915		
40094.80c	-0.140778		
40096.80c	-0.022680		
% — cladding (ZIRLOtm)			
mat clad	-6.55000	tmp 300	rgb 128 128 128
%40000.06c	-0.98110		
40090.80c	-0.50565894	%-----51,45%	
40091.80c	-0.11007942	%-----11,22%	
40092.80c	-0.16825865	%-----17,15%	
40094.80c	-0.17051518	%-----17,38%	
40096.80c	-0.0274708	%-----2,8%	
41093.80c	-0.01000	%-----100%	
%50000.80c	-0.00670		
50112.80c	-6.499E-5	%-----0,97%	
50114.80c	-4.355E-5	%-----0,65%	
50115.80c	-2.278E-5	%-----0,34%	
50116.80c	-9.7418E-4	%-----14,54%	
50117.80c	-5.1456E-4	%-----7,68%	
50118.80c	-1.62341E-3	%-----24,23%	
50119.80c	-5.7553E-4	%-----8,59%	
50120.80c	-2.18353E-3	%-----32,59%	
50122.80c	-3.1021E-4	%-----4,63%	
50124.80c	-3.8793E-4	%-----5,79%	
%26000.06c	-0.00100		
26054.80c	-5.8450E-05	%-----5,845%	
26056.80c	-9.1754E-04	%-----91,754%	
26057.80c	-2.1190E-05	%-----2,119%	
26058.80c	-2.8200E-06	%-----0,282%	
8016.80c	-0.00120	%-----100%	

3.4 Geometrie

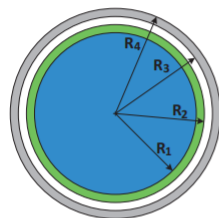
Geometrie vytvořená pro Serpent je založená na "univerzech". Tyto univerza jsou tvořena nezávisle na sobě, a pro tvorbu pokročilých konstrukcí dochází k jejich vzájemnému vkládání do sebe. Nejlepším příkladem tohoto principu je popsání využití tohoto způsobu geometrie přímo pro popsání jaderného reaktoru. Univerzum reaktoru je tvořeno skládáním menších univerz (palivových souborů) vedle sebe, tvořících aktivní zónu. V každém palivovém souboru jsou potom ještě menší univerza, představující individuální palivové proutky. Základním blokem této geometrie jsou buňky, které jsou definovány mezi povrchy. V každé buňce pak může být definován materiál, jiné univerzum nebo prázdnota.[35]

3.4.1 Geometrie proutků

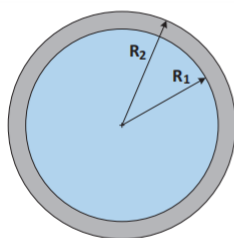
Základním prvkem modelu je geometrie proutků, které pak tvoří palivové soubory. Přičemž z perspektivy jejich geometrie existují čtyři různé druhy: palivové, IFBA, Pyrex a vodící/instrumentální proutky. Z perspektivy materiálového složení se jejich počet navýší z důvodu rozdílné úrovně obohacení palivových a IFBA proutků. Úrovně obohacení uranu v palivu jsou 2,35%, 3,4%, a 4,45% wt pro palivové soubory, a 3,4% a 4,45% wt pro soubory obsahující IFBA.



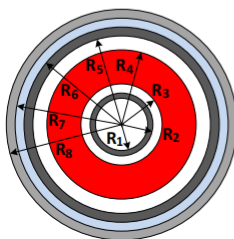
Symbol	Materiál	Poloměr (cm)
R1	UO2	0,409575
R2	Vakuum	0,417830
R3	ZIRLO	0,474980



Symbol	Materiál	Poloměr (cm)
R1	UO2	0,409575
R2	ZrB2	0,412155
R3	Vakuum	0,417830
R4	ZIRLO	0,474980



Symbol	Materiál	Poloměr (cm)
R1	Voda	0,561340
R2	ZIRLO	0,612140



Symbol	Materiál	Poloměr (cm)
R1	Vzduch	0,213995
R2	SS-304	0,230505
R3	Vzduch	0,241300
R4	B2O3-SiO2	0,426720
R5	Vzduch	0,436880
R6	SS-304	0,483870
R7	Voda	0,561340
R8	ZIRLO	0,612140

Obr. 3.2 Geometrie proutků [29]

Celkově tedy v modelu existuje 8 typů proutků, každý s vlastním jménem univerza od 1 do 9. Univerzum s číslem 4, které původně představovalo proutek IFBA s obohaceným uranem o 2,35% wt, se projevilo jako nepotřebné a v pozdějších verzích modelu bylo odstraněno.

Tab. 3.1 Číselné označení přiřazené k jednotlivým proutkům

typ proutku	číslo universa
Palivový s obohacením 2,35%	1
Palivový s obohacením 3,4%	2
Palivový s obohacením 4,45%	3
IFBA s obohacením 2,35% - nevyužito	4
IFBA s obohacením 3,4%	5
IFBA s obohacením 4,45%	6
voda	7
vodící/instrumentální proutek	8
Pyrex	9

3.4.1.1 Definice universa palivového proutku ve 2D

Universum pojmenované jako *pin 1* je definované třemi povrchy o rozdílných poloměrech. Od středu do 0,409575 cm je buňka vyplněna uranem 235 (*fuel235*). Následně buňka mezi povrchy mezi poloměry 0,409575 cm a 0,41783 cm je vyplněna prázdnotou (*void*). Plášť z materiálu ZIRLOtm (*clad*) je definován v buňce mezi poloměry 0,41783 cm a 0,47498 cm. Poslední buňka v této definici je mezi poloměry 0,47498 cm a nekonečno a ta je vyplněna vodou (*waterCOLD*).

Výpis kódu 3.3 Definice palivového proutku *pin1* ve 2D.basictyle

```
pin 1
fuel235      0.409575
void         0.417830
clad         0.474980
waterCOLD
```

3.4.1.2 Definice universa palivového proutku ve 3D

Definice proutku pomocí příkazu *pin* není vhodná pro aplikaci ve 3D, jelikož umožňuje měnit geometrii pouze v horizontálním směru, přičemž ve směru axiálním se definovaná geometrie pouze nekonečně roztáhne. Z tohoto důvodu je nutné vytvořit celou definici od základu a určit jak horizontální, tak axiální povrchy.

Pro vytvoření povrchu se využívá příkaz *surf*, za kterým se vkládá jméno povrchu, jeho typ a geometrické parametry. V uvedeném příkladu jsou vytvořeny povrchy cylindrické, u kterých se určuje souřadnice jejich středu, poloměr a roviny kolmé k ose z s jejich axiální polohou.

Výpis kódu 3.4 Definice povrchů palivového proutku pin1 ve 3D

```

% horizontální struktura proutku
surf 101 cyl 0.0 0.0 0.409575
surf 102 cyl 0.0 0.0 0.417830
surf 103 cyl 0.0 0.0 0.474980

% axiální struktura proutku
surf PP_z8 pz 445.77
surf PP_z7 pz 444.5
surf PP_z6 pz 426.72
surf PP_z5 pz 406.4
surf PP_z4 pz 20.32
surf PP_z3 pz 0
surf PP_z2 pz -12.16
surf PP_z1 pz -14.31
surf grid1BOT pz -8.0
surf grid1TOP pz -2.285
surf grid14BOT pz 436
surf grid14TOP pz 442.105

```

Buňky geometrie pak vytváříme právě mezi těmito horizontálními a axiálními povrchy, přičemž syntaxe jejich definice začíná příkazem *cell*, následuje název dané buňky, název univerza, do kterého patří, materiál a horizontální a axiální hranice. Hranice se určují pomocí názvů povrchů a znaménka mínus, které udává, zda se pohybujeme vně/uvnitř nebo nad/pod daným povrchem. Z důvodu diverzity axiálních i horizontálních struktur proutků je nutná jejich individuální definice.

Výpis kódu 3.5 Definice buněk palivového proutku pin1 ve 3D

```

% — definice proutku pin1
% — pod palivem (-14.31 - 0cm)
cell 10001 1 clad -103 PP_z1 -PP_z2
cell 10002 1 void -103 PP_z2 -PP_z3
cell 10003 1 waterCOLD 103 PP_z1 -grid1BOT
cell 10004 1 waterMIX_INC 103 grid1BOT -grid1TOP
cell 10005 1 waterCOLD 103 grid1TOP -PP_z3

% — spodní zóna nízkého obohacení (0 - 20.32 cm)
cell 10006 1 fuel158 -101 PP_z3 -PP_z4
cell 10007 1 void 101 -102 PP_z3 -PP_z4
cell 10008 1 clad 102 -103 PP_z3 -PP_z4
cell 10009 1 waterMIX_GLOB 103 PP_z3 -PP_z4

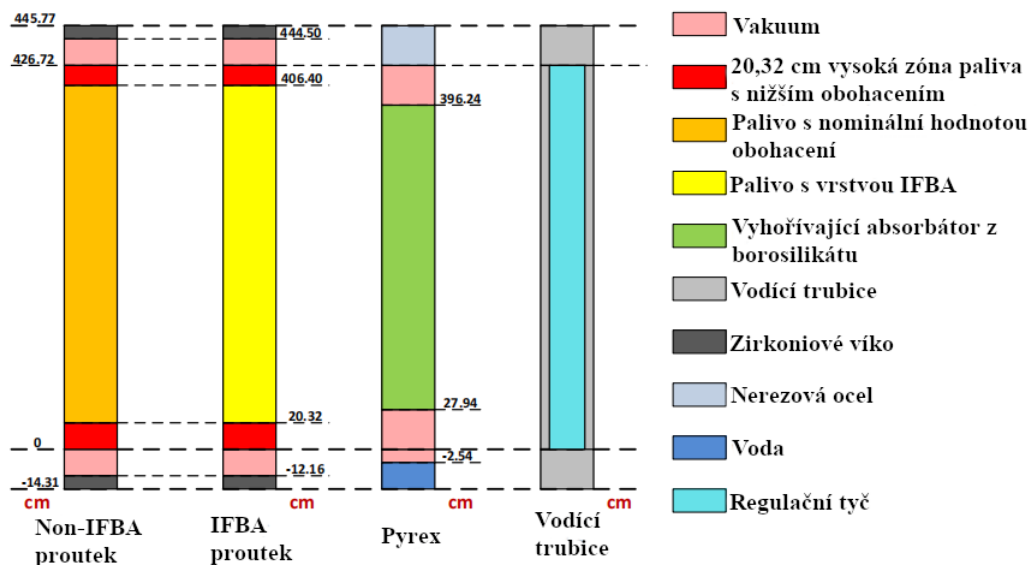
% — zóna s normálním obohacením (20.32 - 405.4 cm)
cell 10010 1 fuel235 -101 PP_z4 -PP_z5
cell 10011 1 void 101 -102 PP_z4 -PP_z5

```

cell 10012 1 clad	102 -103	PP_z4 -PP_z5
cell 10013 1 waterMIX_GLOB	103	PP_z4 -PP_z5
% – horní zóna nízkého obohacení (405.4 – 426.72 cm)		
cell 10014 1 fuel158	-101	PP_z5 -PP_z6
cell 10015 1 void	101 -102	PP_z5 -PP_z6
cell 10016 1 clad	102 -103	PP_z5 -PP_z6
cell 10017 1 waterMIX_GLOB	103	PP_z5 -PP_z6
% – nad palivem (426.7 – 445.77 cm)		
cell 10018 1 void	-103	PP_z6 -PP_z7
cell 10019 1 clad	-103	PP_z7 -PP_z8
cell 10020 1 waterCOLD	103	PP_z6 -grid14BOT
cell 10021 1 waterMIX_INC	103	grid14BOT -grid14TOP
cell 10022 1 waterCOLD	103	grid14TOP -PP_z8

Palivové non-IFBA a IFBA proutky mají téměř identickou axiální konstrukci. Proutek je tvořen z 386,08 cm vysoké oblasti paliva s nominální úrovní obohacení, která je z obou konců ohraničená oblastí s nižším obohacením o výšce 20,32 cm (1,58% pro non-IFBA a 3,2% pro IFBA) a oblastí o výšce 12,16 cm vyplněnou heliem nebo vakuem, zapečetěnou zirkoniovým víkem s výškou 2,15 cm. Celková výška proutku je tedy 460,08 cm, což je identická výška pro všechny typy proutků.

Axiální struktura proutků Pyrex je tvořena 368,3 cm vysokou oblastí z borosilikátového absorbéru. Podobně jako u palivových souborů je tato oblast z obou konců obklopena vakuem nebo heliem. Tento úsek je vysoký 30,48 cm, přičemž z horní části je zapečetěn ocelovým víkem a zespoda přechází z oblasti vakua do vody.



Obr. 3.3 Axiální geometrie proutků [29]

3.4.2 Geometrie palivových souborů

O úroveň složitější geometrie je geometrie palivových souborů, které jsou tvořeny z proutků. Pro tvorbu palivového souboru využíváme příkazu *lat*, který vytvoří speciální universum, ve kterém můžeme tvořit geometrii nebo do něj vkládat další menší universa. Pro tvorbu palivového souboru se využívá druhého případu.

Syntaxe za příkazem *lat* udává označení daného universa, typ (1 označuje čtvercovou mřížku, 2 a 3 hexagonální mřížku s natočením podle osy x nebo y), souřadnice počátku, počet prvků ve směru x, y osy a nakonec rozteč mezi prvky.

Výpis kódu 3.6 Syntaxe příkazu *lat* pro palivový soubor

```
lat Fuel_Rod 1 0.0 0.0 19 19 1.25964
```

Palivové soubory používané v reaktoru AP1000 mají velikost 17x17 prvků. Pro jejich vytvoření však potřebujeme 19x19 prvků z důvodu ohraničení celého souboru vodou ze všech stran. Definici tvoří tedy 19x19 matice čísel odpovídajících jménům přiřazeným k daným proutkům nebo vodě.

Výpis kódu 3.7 Matice 19x19 prvků tvořená z univers proutků

```
7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7
7 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 7
7 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 7
7 1 1 1 1 1 8 1 1 8 1 1 8 1 1 1 1 1 7
7 1 1 1 8 1 1 1 1 1 1 1 1 1 8 1 1 1 7
7 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 7
7 1 1 8 1 1 8 1 1 8 1 1 8 1 1 8 1 1 7
7 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 7
7 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 7
7 1 1 8 1 1 8 1 1 8 1 1 8 1 1 8 1 1 7
7 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 7
7 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 7
7 1 1 8 1 1 8 1 1 8 1 1 8 1 1 8 1 1 7
7 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 7
7 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 7
7 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 7
7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7
```

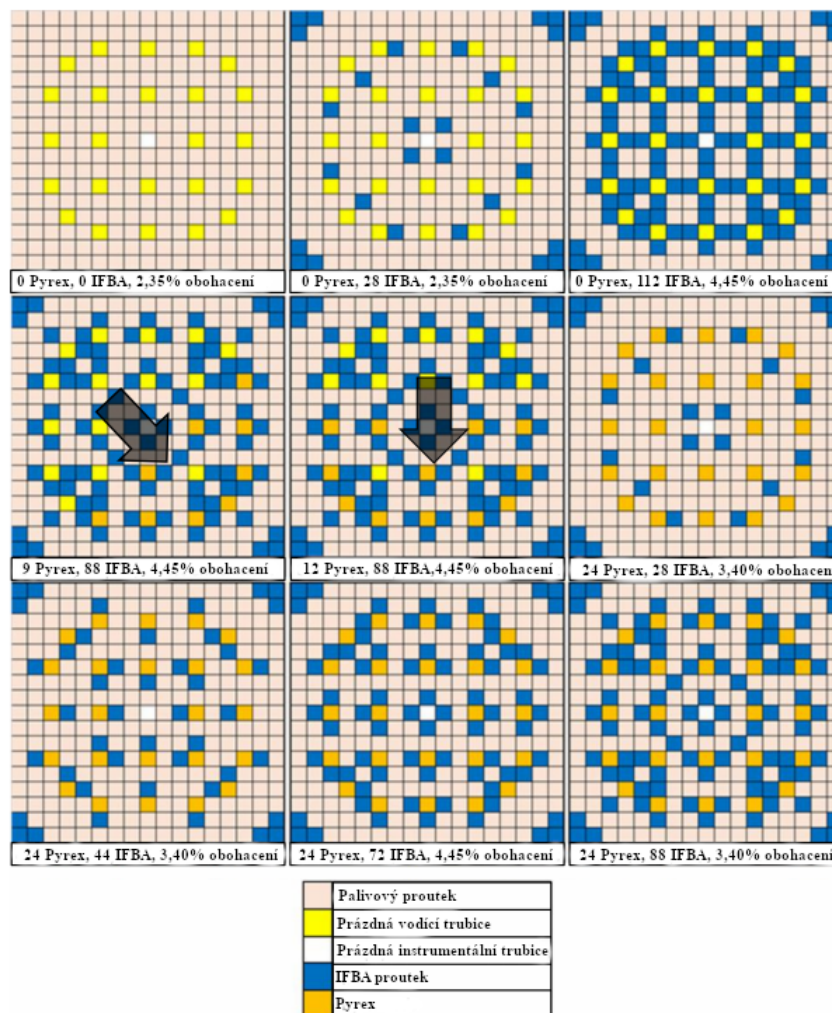
Pro správnou funkci je nutno definovat okolí palivového souboru. K tomu se využívají předem definované povrchy pro tvorbu buněk. Do vytvořené hranice se vkládá universum s definovanou maticí a zvenčí se hranice obklopuje vodou.

Výpis kódu 3.8 Definice struktury universa

```
surf 100 sqc 0.0 0.0 10.70102
surf 110 sqc 0.0 0.0 10.75182

cell 11 100 fill Fuel_Rod -100 % Pin lattice
cell 14 100 waterCOLD 100 -110 % Water in channel
cell 15 100 waterCOLD 110
```

Analogicky je vytvořena geometrie pro dalších 8 profilací palivových souborů využitých v modelu. Jejich označení je dáno počtem Pyrex a IFBA proutků přítomných v dané profilaci. Soubory s primárními a sekundárními neutronovými zdroji (1PS 23P 28I a 6SS 112I) nebyly použity. Číselné označení jejich univers je od 100 do 1000 po stovkách. Pokud je u jednoho souboru více čísel označení, toto číslo udává orientaci palivového souboru vůči středu geometrie aktivní zóny.



Obr. 3.4 Možné profilace palivových souborů, šipka indikuje orientaci ke středu AZ[29]

Tab. 3.2 Číselné označení přiřazené k palivovým souborům

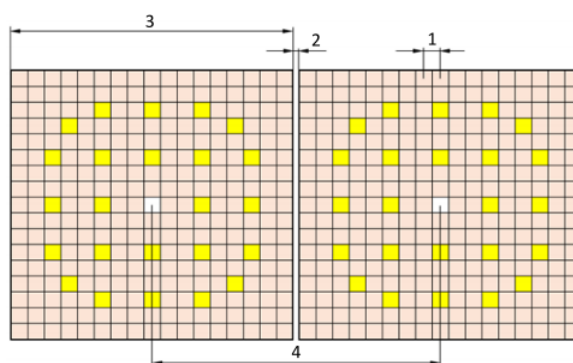
Označení palivového souboru	Číslo universa	Úroveň obohacení
Klasický palivový soubor (Fuel)	100	2,35%
24P 88I	200	3,40%
12P 88I	300, 320, 330, 340	4,45%
24P 72I	400	4,45%
28I	500	2,35%
24P 44I	600	3,40%
24P 28I	700	3,40%
9P 88I	800, 820, 830, 840	4,45%
112I	900	4,45%
Geometrie souboru vyplněna vodou	1000	0%

3.4.3 Geometrie aktivní zóny

Nejsložitějším geometrickým uspořádáním v modelu je konstrukce aktivní zóny, která je tvořena z palivových souborů podobně jako soubor je tvořen z palivových proutků. Pro tvorbu znovu využíváme příkazu *lat*, který vytvoří čtvercovou mříž o velikosti 17x17 prvků s roztečí 21,50364 cm.

Výpis kódu 3.9 Syntaxe příkazu *lat* pro jádro

```
lat zona 1 0.0 0.0 17 17 21.50364
```



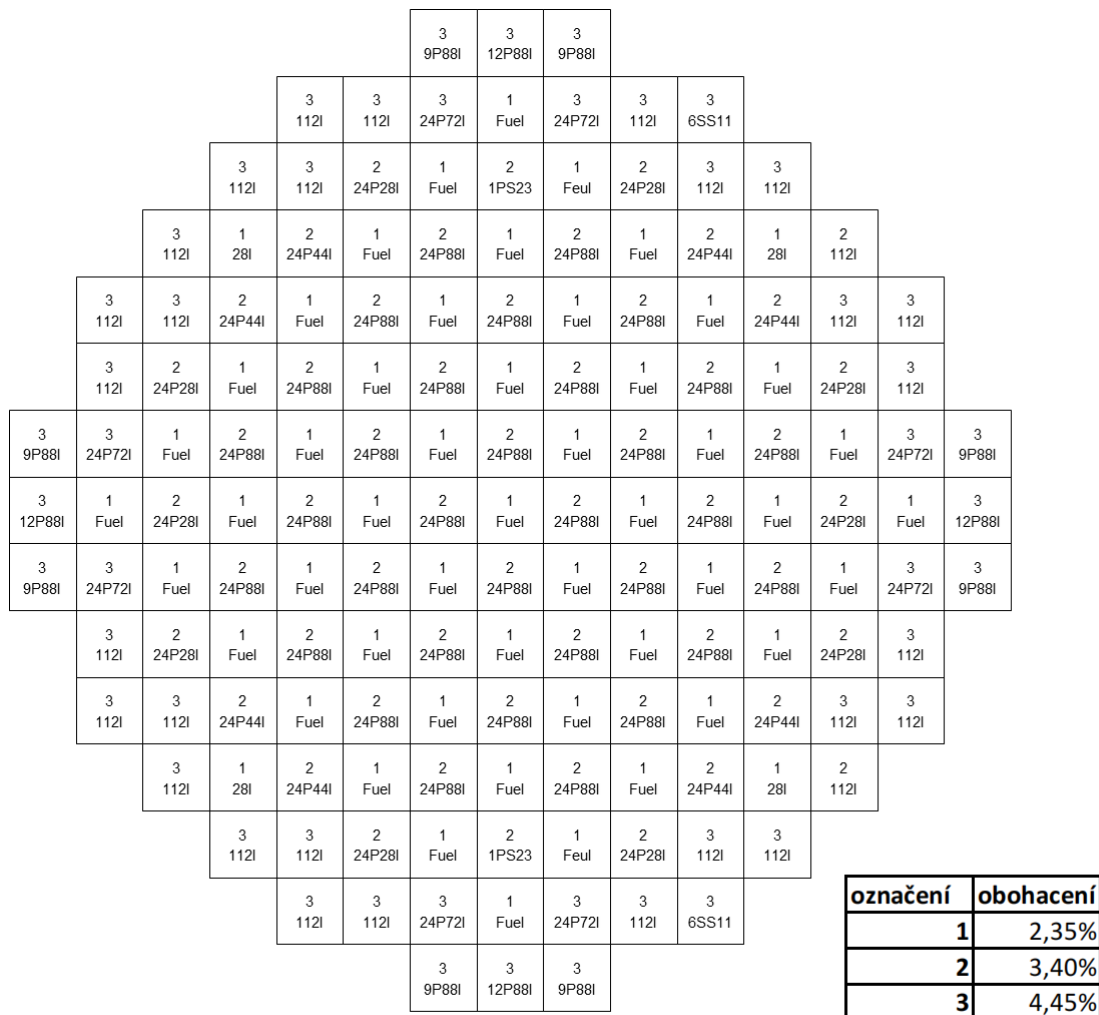
Číslo	Popis	Rozměr (cm)
1	Proutková rozteč	1,25984
2	Mezera mezi soubory	0,10160
3	Rozměr souboru	21,40204
4	Souborová rozteč	21,50364

Obr. 3.5 Dodatečné rozměry nutné pro vytvoření geometrie jádra[29]

Aktivní zóna je tvořena ze 157 palivových souborů vyskládaných do kosočtverce. Matice o velikosti 17x17 prvků je vyplněna, podobně jako u palivových souborů, číselným označením palivových souborů nebo prázdnou pozicí vyplněnou vodou.

Výpis kódu 3.10 Matice 17x17 prvků tvořená z univर्स palivových souborů

```
1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000
1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000 800 300 840 1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000
1000 1000 1000 1000 1000 900 900 400 100 400 900 900 1000 1000 1000 1000 1000
1000 1000 1000 1000 900 900 700 100 700 100 700 900 900 1000 1000 1000 1000
1000 1000 1000 900 500 600 100 200 100 200 100 600 500 900 1000 1000 1000
1000 1000 900 900 600 100 200 100 200 100 200 100 600 900 900 1000 1000
1000 1000 900 700 100 200 100 200 100 200 100 200 100 700 900 1000 1000
1000 800 400 100 200 100 200 100 200 100 200 100 200 100 400 840 1000
1000 320 100 700 100 200 100 200 100 200 100 200 100 700 100 330 1000
1000 820 400 100 200 100 200 100 200 100 200 100 200 100 400 830 1000
1000 1000 900 700 100 200 100 200 100 200 100 200 100 700 900 1000 1000
1000 1000 900 900 600 100 200 100 200 100 200 100 600 900 900 1000 1000
1000 1000 1000 900 500 600 100 200 100 200 100 600 500 900 1000 1000 1000
1000 1000 1000 1000 900 900 700 100 700 100 700 900 900 1000 1000 1000 1000
1000 1000 1000 1000 1000 900 900 400 100 400 900 900 1000 1000 1000 1000 1000
1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000 820 340 830 1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000
1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000 1000
```



Obr. 3.6 Schéma aktivní zóny reaktoru AP1000

Jelikož se jedná o nejvyšší stupeň složitosti geometrie modelu, musí se určit parametry universa 0, do kterého vkládáme všechny ostatní universa, se kterými pracujeme. Nejdůležitějším parametrem je absolutní hranice, za kterou je prostor, který je pro model už irelevantní.

Výpis kódu 3.11 Definice hranic 3D modelu

```
surf HraniceModelu cylz 0.0 0.0 300.000 -100.0 530

cell 401 0 fill reactor -HraniceModelu
cell 402 0 outside HraniceModelu
```

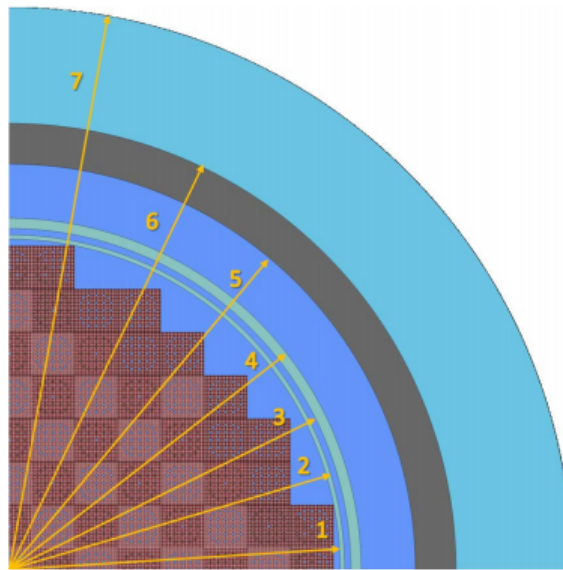
Popis povrchů, oproti palivovým souborům, je o poznání složitější, jelikož obsahuje jak horizontální, tak axiální povrchy, které slouží při tvorbě reflektoru kolem aktivní zóny.

Výpis kódu 3.12 Definice horizontálních povrchů reflektoru

```

surf 2999 cyl 0.0 0.0 161.2265
surf 3000 cyl 0.0 0.0 164.531
surf 3010 cyl 0.0 0.0 166.694
surf 3020 cyl 0.0 0.0 169.863
surf 3030 cyl 0.0 0.0 174.943
surf 3040 cyl 0.0 0.0 201.930
surf 3050 cyl 0.0 0.0 222.250
surf 3060 sqc 0.0 0.0 280.000

```



Číslo	Popis	Rozměr (cm)
1	Vnitřní poloměr jádra	164,531
2	Vnější poloměr jádra	166,694
3	Vnitřní poloměr reaktorového sudu	169,863
4	Vnější poloměr reaktorového sudu	174,943
5	Vnitřní poloměr RPV	201,930
6	Vnější poloměr RPV	222,250
7	Venek modelu	280,000

Obr. 3.7 Výřez čtvrtiny jádra s popisem horizontální geometrie[29]

Výpis kódu 3.13 Definice axiálních povrchů reflektoru

```

% — Axiální hranice geometrie
surf modelBOT pz -100
surf modelTOP pz 530

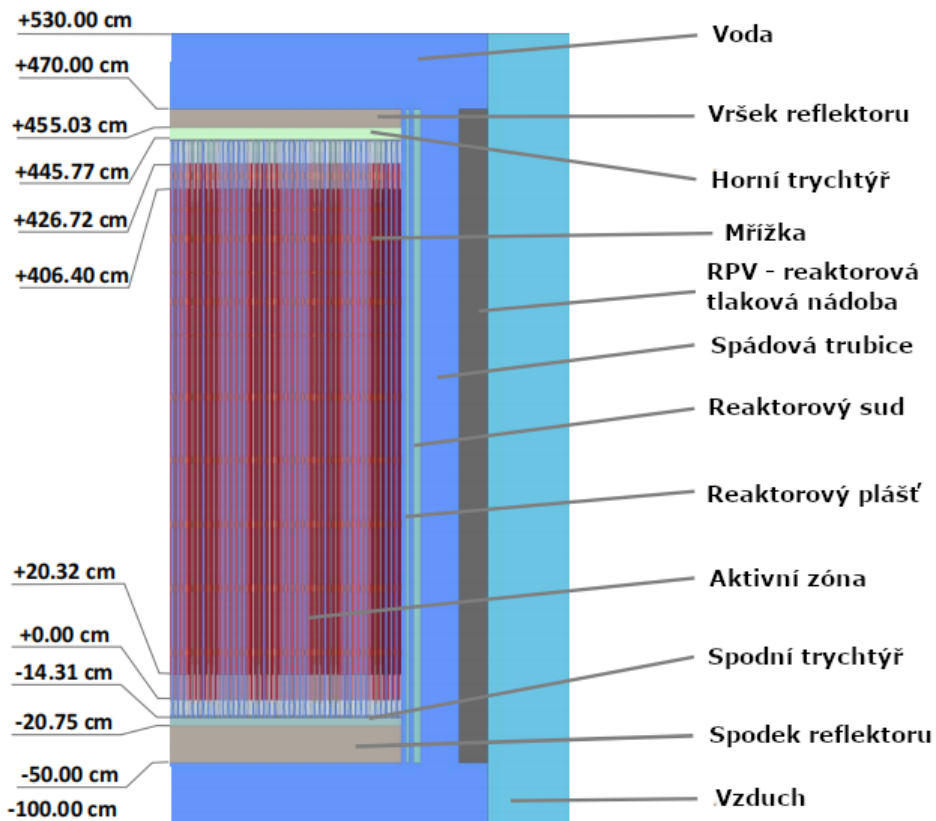
% — Axiální geometrie

```

```

surf TOPrefTOP    pz  470
surf TOPrefBOT    pz  455.03
surf TOPnozzle    pz  445.77
surf BOTnozzle    pz  -14.31
surf BOTrefTOP    pz  -20.75
surf BOTrefBOT    pz  -50

```



Obr. 3.8 Výřez poloviny jádra s popisem Axiální geometrie[29]

Využitím těchto definovaných povrchů je nyní možné nadefinovat buňky mezi nimi. Prakticky se v této části modeluje vše okolo aktivní zóny, která se následně pouze vyplní.

Výpis kódu 3.14 Definice buněk reflektoru

```

% Axiální struktura zóny jako celku
cell rzonaBOT    reactor    waterCOLD    -2999    modelBOT    -BOTrefBOT
cell botref      reactor    SS304        -2999    BOTrefBOT   -BOTrefTOP
cell botnoz      reactor    SS304_2     -2999    BOTrefTOP   -BOTnozzle
cell rzonaMID    reactor    fill zona    -3000    BOTnozzle   -TOPnozzle
cell topnoz      reactor    SS304_2     -2999    TOPnozzle   -TOPrefBOT
cell topref      reactor    SS304        -2999    TOPrefBOT   -TOPrefTOP

```

cell rzonaTOP	reactor	waterCOLD	–2999		TOPrefTOP	–modelTOP
cell mezerall	reactor	waterCOLD	2999 –3000		modelBOT	–BOTnozzle
cell mezerall2	reactor	waterCOLD	2999 –3000		TOPnozzle	–modelTOP
% Struktura jednotlivých částí reflektoru						
% Axialní struktura Core shroud						
cell CshroudBOT	reactor	waterCOLD	3000 –3010		modelBOT	–BOTrefBOT
cell CshroudMID	reactor	SS304	3000 –3010		BOTrefBOT	–TOPrefTOP
cell CshroudTOP	reactor	waterCOLD	3000 –3010		TOPrefTOP	–modelTOP
cell mezeraz	reactor	waterCOLD	3010 –3020		modelBOT	–modelTOP
% Axiální struktura reaktorového sudu						
cell CbarrelBOT	reactor	waterCOLD	3020 –3030		modelBOT	–BOTrefBOT
cell CbarrelMID	reactor	SS304	3020 –3030		BOTrefBOT	–TOPrefTOP
cell CbarrelTOP	reactor	waterCOLD	3020 –3030		TOPrefTOP	–modelTOP
cell mezeraz3	reactor	waterCOLD	3030 –3040		modelBOT	–modelTOP
% Axiální struktura RPV						
cell RPVBOT	reactor	waterCOLD	3040 –3050		modelBOT	–BOTrefBOT
cell RPVMID	reactor	SA508	3040 –3050		BOTrefBOT	–TOPrefTOP
cell RPBTOP	reactor	waterCOLD	3040 –3050		TOPrefTOP	–modelTOP
% Axiální struktura okolí za reflektorem						
cell okoli	reactor	air	3050 –3060		modelBOT	–modelTOP
cell vnejsk	reactor	air	3060		modelBOT	–modelTOP

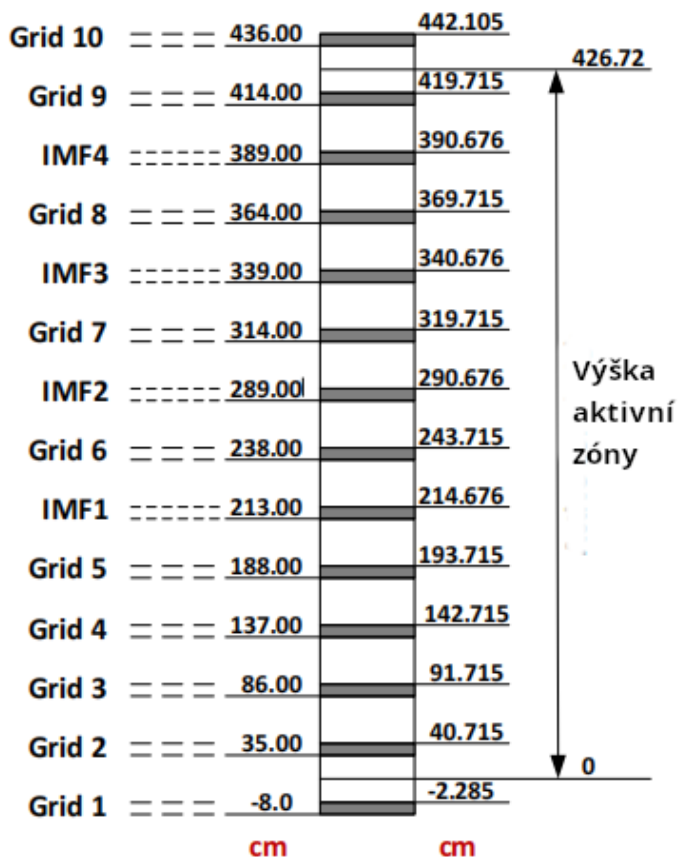
3.4.4 Geometrie mřížek

Mřížky jsou komponenty, které drží palivové soubory pohromadě a představují překážku v cirkulaci chladiva, a proto nesmí v modelu chybět. Jelikož však informace o jejich rozměrech nebo geometrii není známa, je nutné za účelem získání jejich objemu vycházet ze znalosti materiálu, ze kterého jsou mřížky vytvořeny, a jejich váhy. V modelu existuje několik typů mřížek s rozdílnými výškami a materiály, ze kterých jsou vytvořeny, což znamená, že ideálně by bylo nutné získat přesnou váhu mřížky z daného materiálu a dané výšky. Jelikož se přesné váhy nevyskytují ve zdrojových dokumentech, bylo potřeba udělat určitá přiblížení, ze kterých se následně vycházelo.

Tab. 3.3 přehled mřížek, IMF - Intermediate Mixing Flow, informace o materiálech mřížek vychází z [29]

číslo	výška mřížky (cm)	Název	Materiál
14	6,105	Top grid	Alloy 718
13	5,715	Intermediate spacer grid	ZIRLO tm
12	1,676	IMF	ZIRLO tm
11	5,715	Intermediate spacer grid	ZIRLO tm
10	1,676	IMF	ZIRLO tm
9	5,715	Intermediate spacer grid	ZIRLO tm
8	1,676	IMF	ZIRLO tm
7	5,715	Intermediate spacer grid	ZIRLO tm
6	1,676	IMF	ZIRLO tm
5	5,715	Intermediate spacer grid	ZIRLO tm
4	5,715	Intermediate spacer grid	ZIRLO tm
3	5,715	Intermediate spacer grid	ZIRLO tm
2	5,715	Intermediate spacer grid	ZIRLO tm
1	5,715	Bottom grid	Alloy 718

První váha je 1169,23 g pro mřížku o výšce 5,715 cm ze Zircaloy a druhá je 390,136 g pro mřížku o výšce 3,358 cm z oceli Inconel 718. Pokud se uvažuje předpoklad, že hustoty Zircaloy a ZIRLOtm jsou ekvivalentní, pak první váha přesně odpovídá mřížkám v modelu. Pro získání objemu mřížek IMF je nutno získaný objem vynásobit výškovým poměrem. Analogicky, pro mřížky z oceli Inconel 718 se získaný objem z váhy násobí výškovými poměry pro potřebné mřížky z modelu. Tato zjednodušení negativně ovlivňují přesnost výsledků, ale přesná data týkající se mřížek nejsou veřejně dostupná. Samotné zakomponování mřížek do modelu se provádí formou homogenizace, která může být provedena dvěma způsoby. Z tohoto důvodu vznikají z jednoho modelu dva, které jsou následně mezi sebou porovnány.



Obr. 3.9 Axiální rozložení mřížek v reaktoru[29]

Prvním způsobem je globální homogenizace, při které se všechny mřížky v aktivní zóně homogenizují s vodou v celém objemu aktivní zóny. Prakticky to znamená, že objem 12 mřížek v aktivní zóně se homogenizuje s vodou v celé aktivní zóně, a z tohoto poměru se v materiálové sekci vytvoří směs materiálu mřížky a chladiva. Zbylé dvě mřížky mimo aktivní zónu se řeší identicky jako v druhé metodě homogenizace.

Výpis kódu 3.15 Definice materiálových směsí pro model s globální homogenizací

```

mix waterMIX_GLOB rgb 0 0 255
waterCOLD          0.984048404
clad                0.015951596

mix waterMIX_INC  rgb 0 0 233
waterCOLD          0.941102609
Inc718             0.058897391

```

Druhou metodou je lokální homogenizace v místě mřížek. Namísto homogenizace celé aktivní zóny dochází pouze k homogenizaci určitých axiálních úseků, ve kterých je poměr materiálu mřížek ke chladivu značně vyšší než při globální homogenizaci. Umístění a výška těchto úseků odpovídá umístění mřížek a jejich výšce.

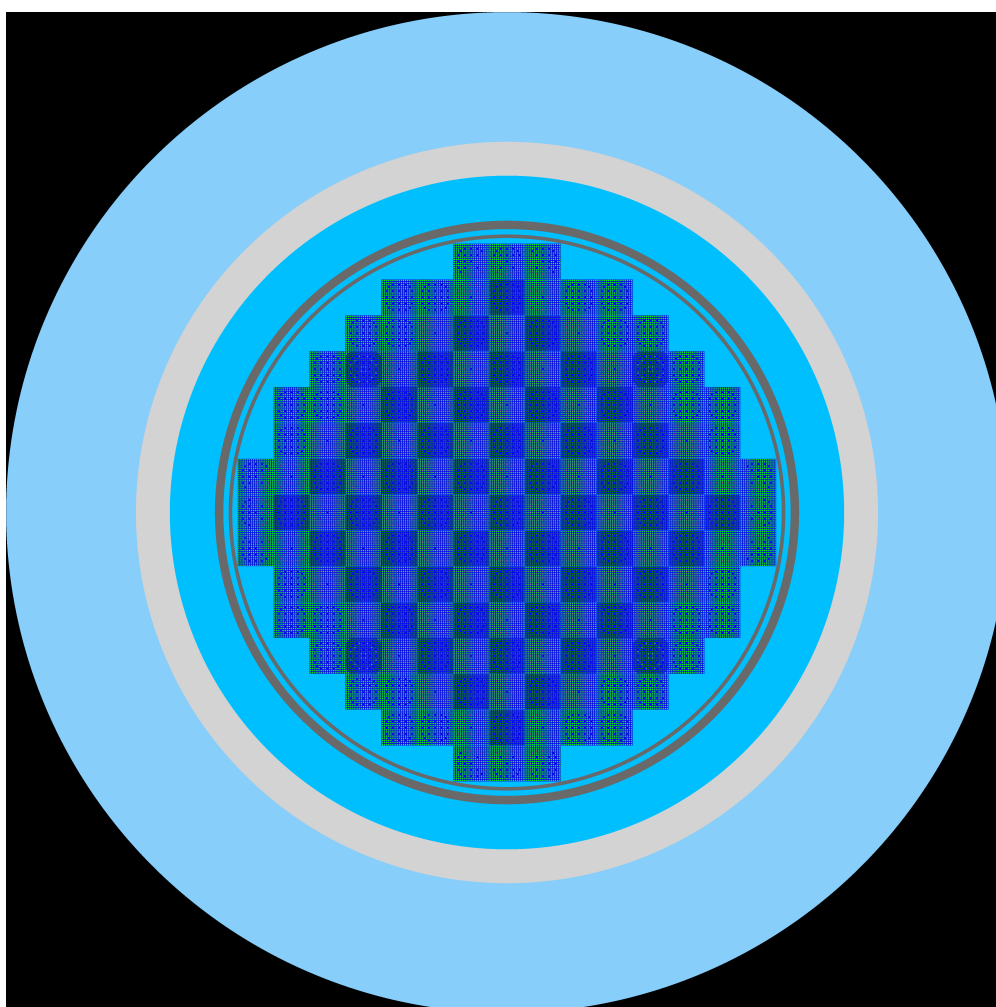
Výpis kódu 3.16 Definice materiálových směsí pro model s lokální homogenizací v místě mřížek

```
mix waterMIX_ZIRLO rgb 0 0 255
waterCOLD          0.870157464
clad                0.129842536

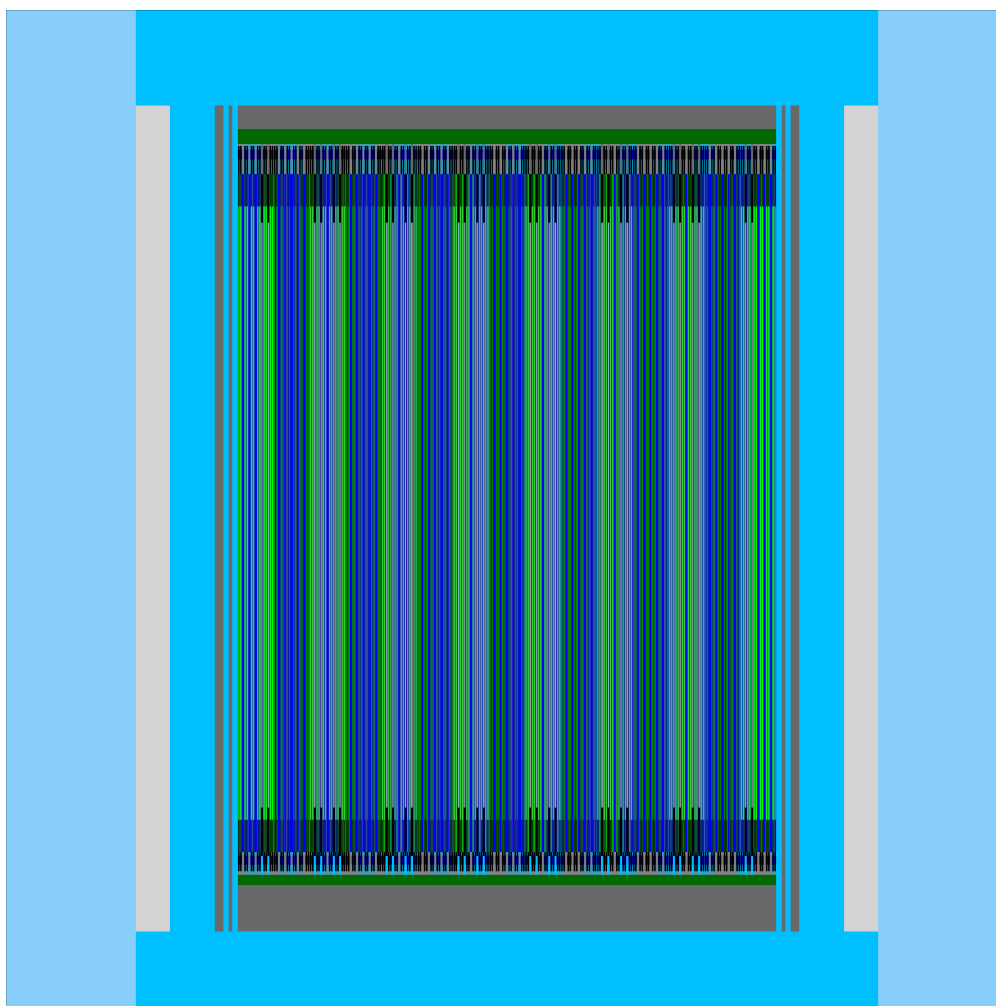
mix waterMIX_INC  rgb 0 0 233
waterCOLD          0.941102609
Inc718             0.058897391
```

4 Výsledky

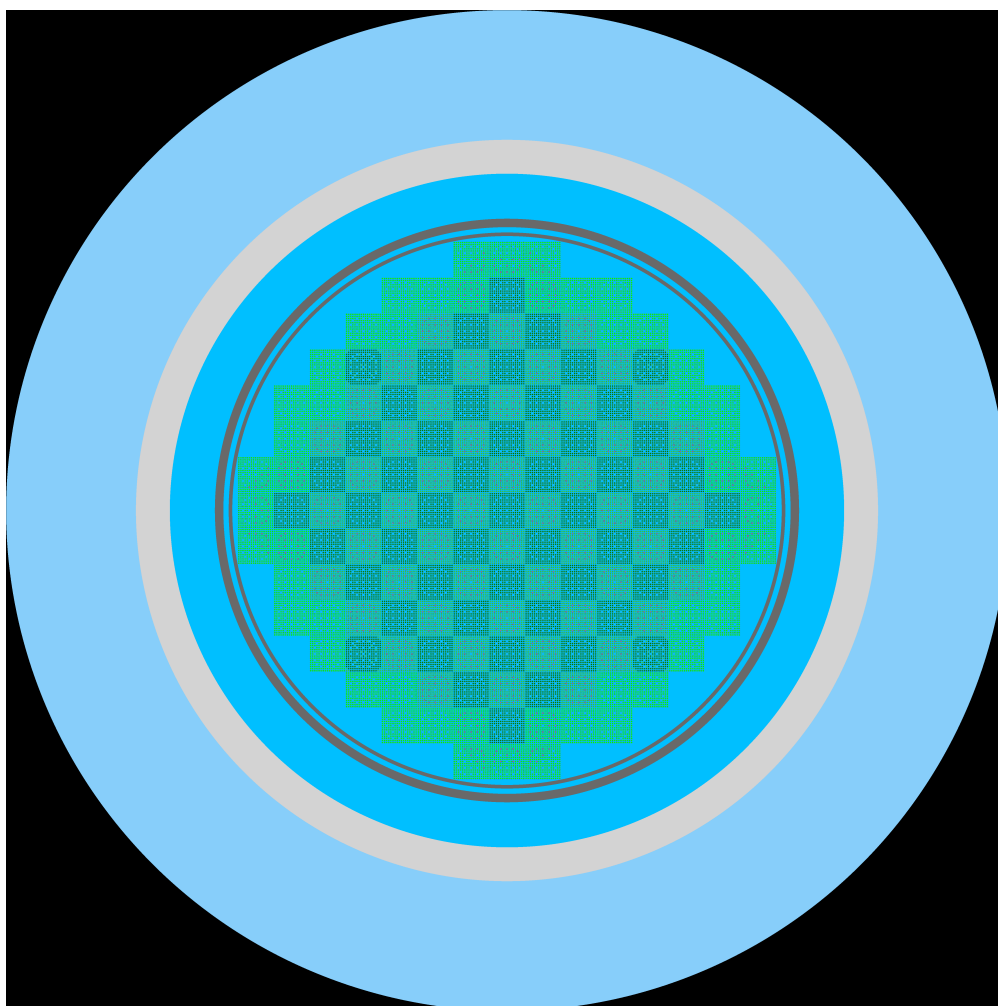
Výpočetní model byl vytvořen za účelem určení 2D rozložení výkonu v aktivní zóně reaktoru třetí generace. Konkrétním reaktorem byl vybrán AP1000 od firmy Westinghouse z důvodu dostatku dostupných podkladů k tomuto typu reaktoru. Během vývoje modelu došlo k rozhodnutí rozšířit model z 2D na 3D, i když tento krok nebyl součástí zadání této práce. Toto rozhodnutí umožnilo efektivnější porovnání výsledků této práce s jinými modely. Většina materiálových a geometrických dat vychází z informací uvedených v [29]. Výpočet byl prováděn pro stav reaktoru při nulovém výkonu ve stavu "cold state" s vyjmutými RCCA z aktivní zóny a teplotě nastavené na 300 K.



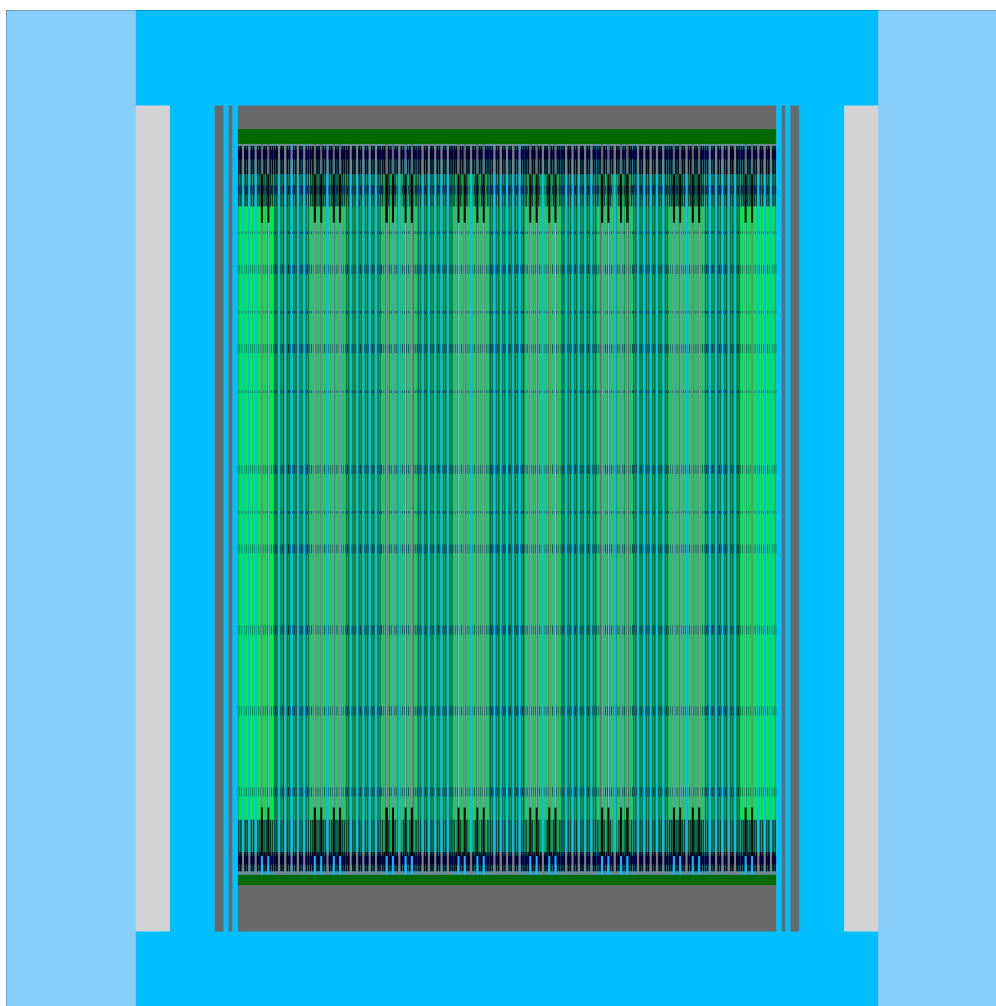
Obr. 4.1 Horizontální řez geometrií modelu s globální homogenizací mřížek



Obr. 4.2 Axiální řez geometrií modelu s globální homogenizací mřížek



Obr. 4.3 Horizontální řez geometrií modelu s lokální homogenizací v místě mřížek



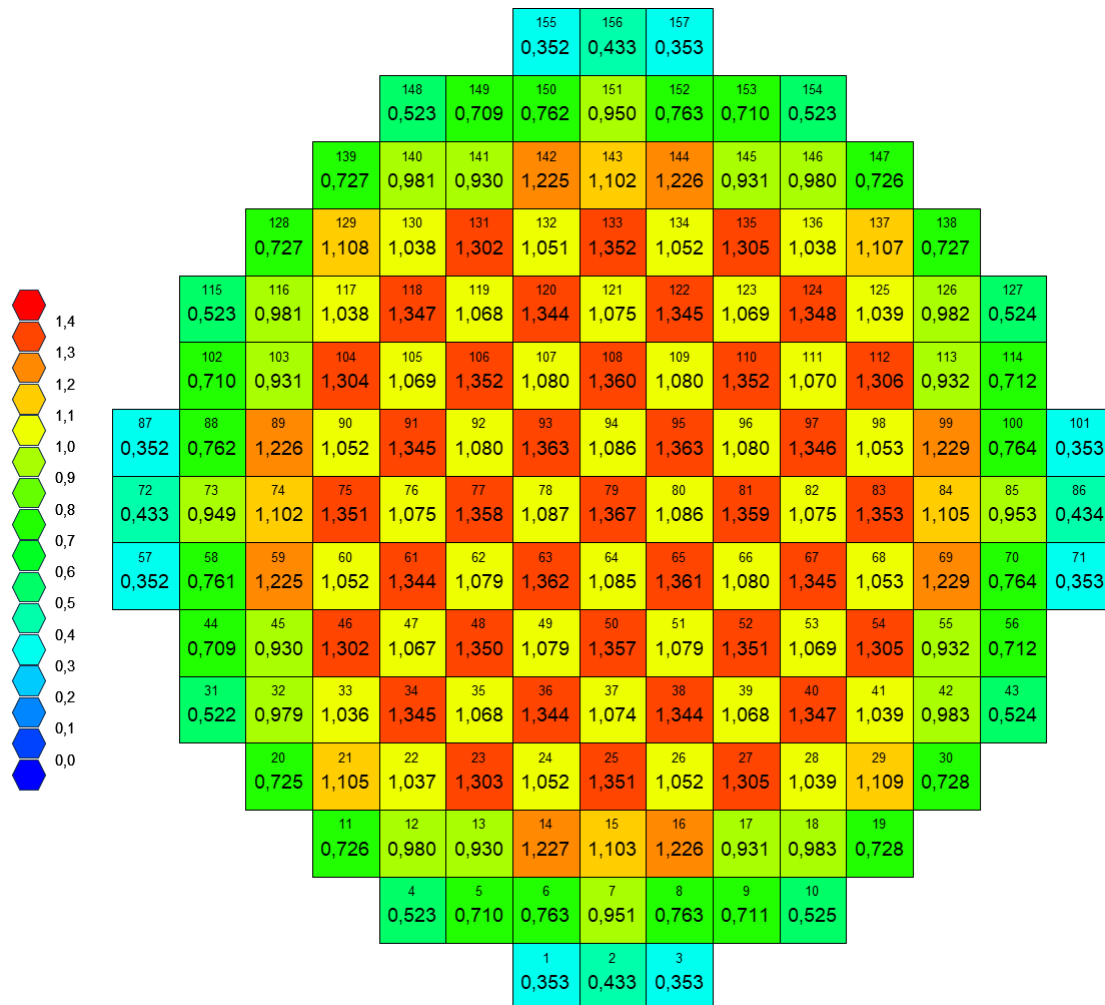
Obr. 4.4 Axiální řez geometrií modelu s lokální homogenizací v místě mřížek

Finální data získaná z výpočetních modelů pro tuto práci lze rozdělit do čtyř úrovní. První z nich je úroveň $k\text{-eff}$ modelu, druhou je rozložení výkonu na úrovni palivových souborů (k_q). Třetí úroveň je rozložení výkonu na úrovni palivových proutků (k_k) a finální je axiální rozložení výkonu pro vybraný palivový soubor. Z důvodu velkého množství dat bylo vybráno pouze několik palivových souborů, pro které je v této práci vykresleno rozložení výkonu. Výsledky na úrovních palivových souborů a $k\text{-eff}$ jsou porovnány s řešením uvedeným v referencích [29] a [28].

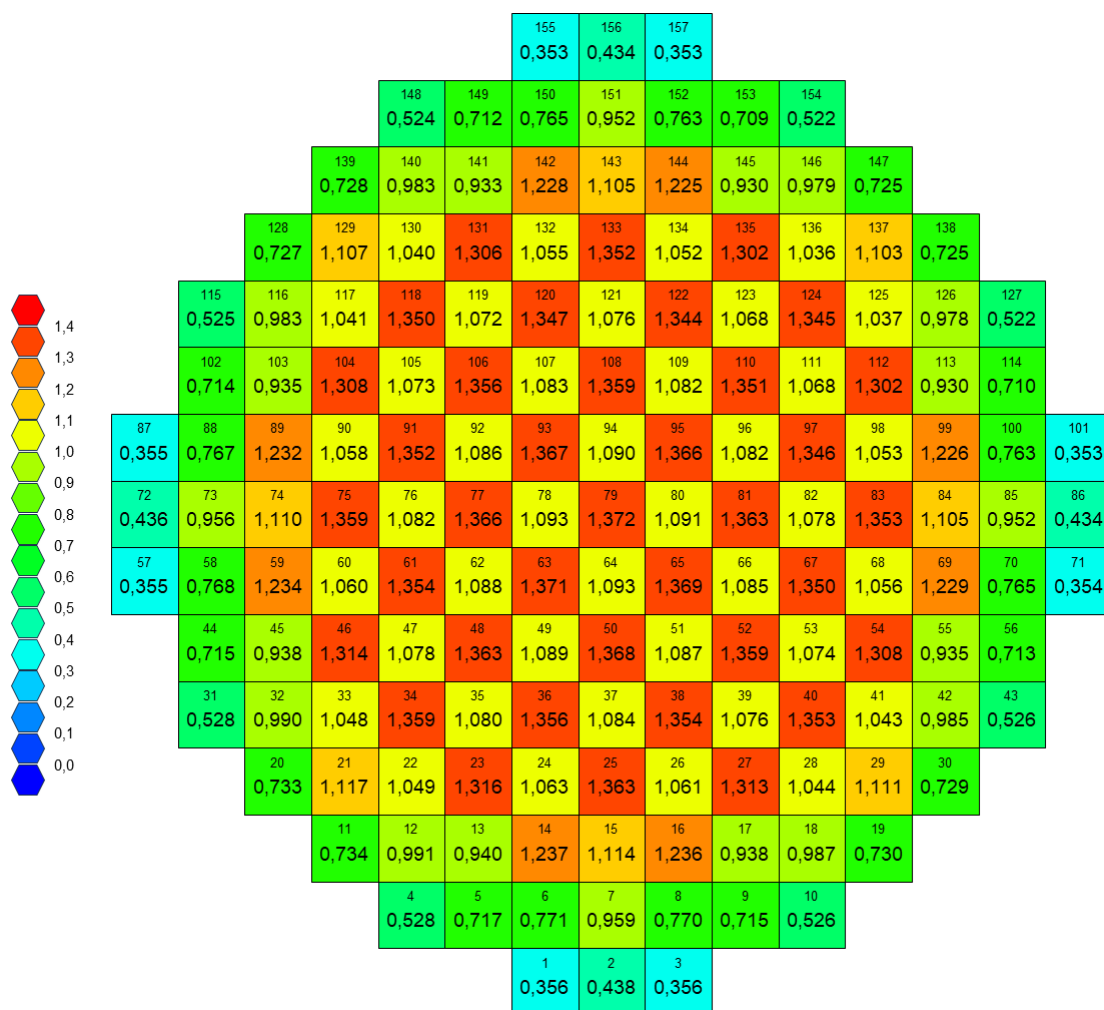
4.1 Multiplikační faktor $k\text{-eff}$

Tab. 4.1 Výsledné hodnoty $k\text{-eff}$ pro jednotlivé modely

Typ modelu	$K\text{-eff}$
Lokální homogenizace v místě mřížek	1,20539
Globální homogenizace	1,20511

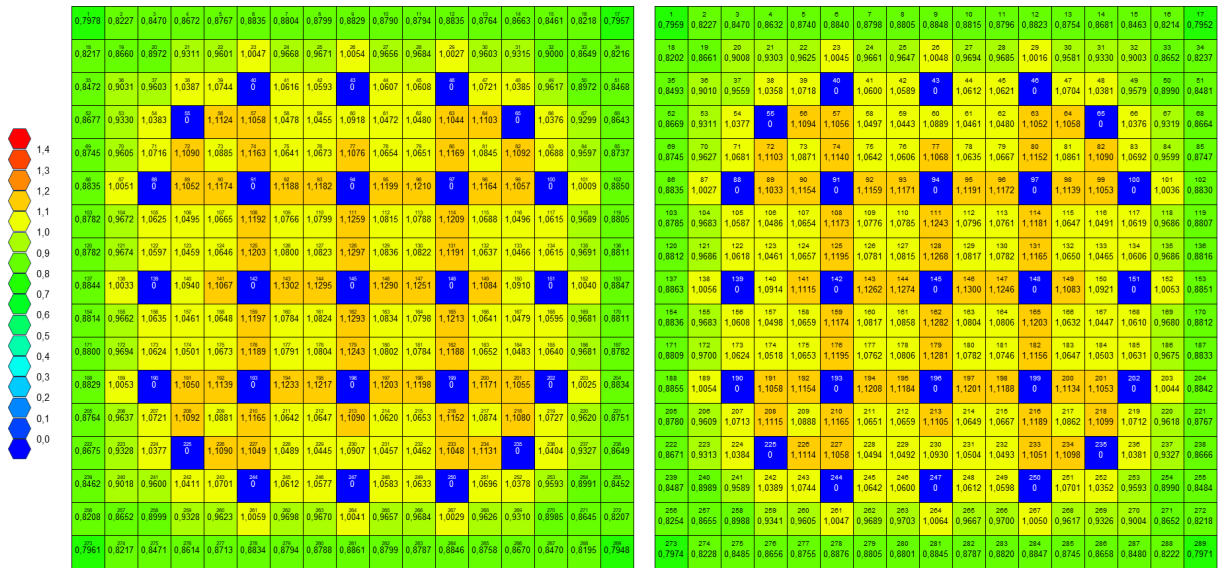
4.2 Rozložení relativního výkonu na úrovni palivových souborů k_q 

Obr. 4.5 Rozložení výkonu palivových souborů v aktivní zóně pro model s lokální homogenizací v místě mřížek

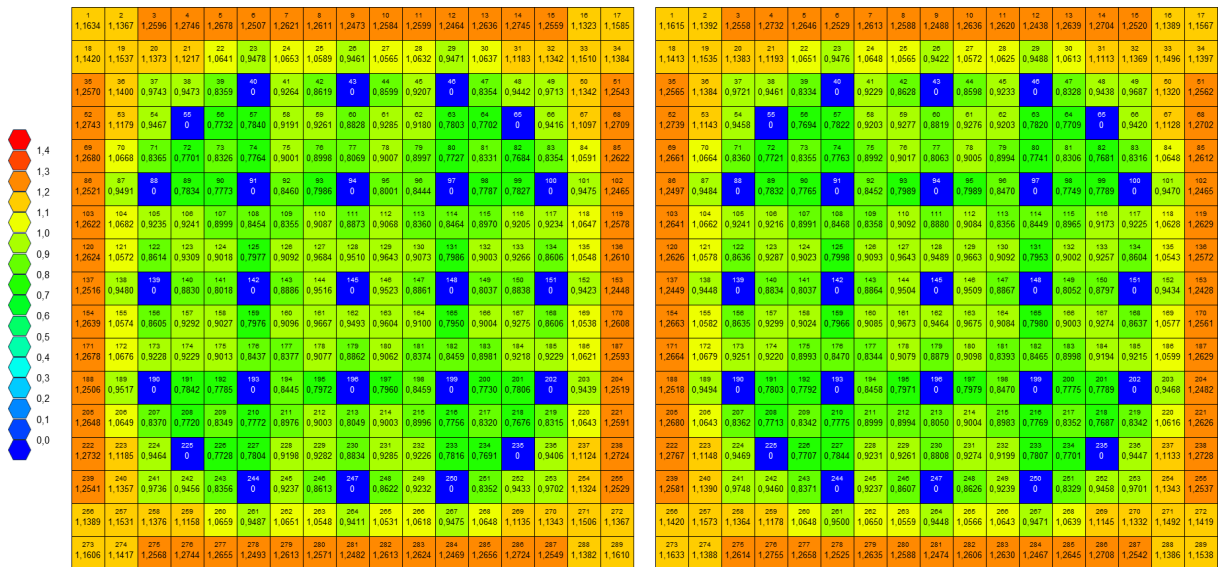


Obr. 4.6 Rozložení výkonu palivových souborů v aktivní zóně pro model s globální homogenizací mřížek

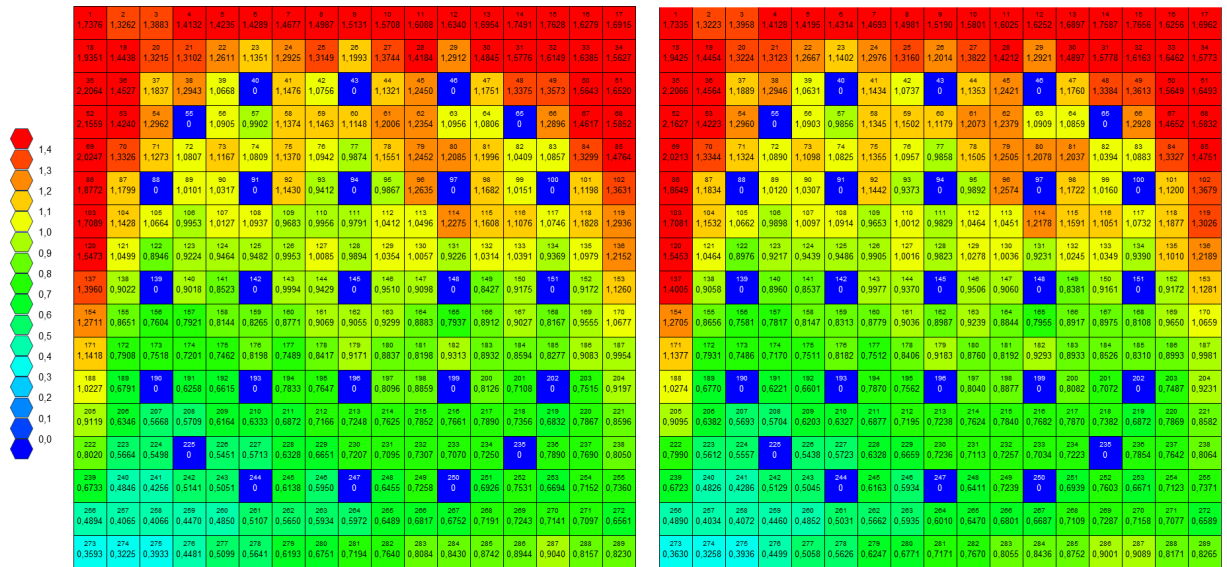
4.3 Rozložení relativního výkonu na úrovni palivových proutků k_k



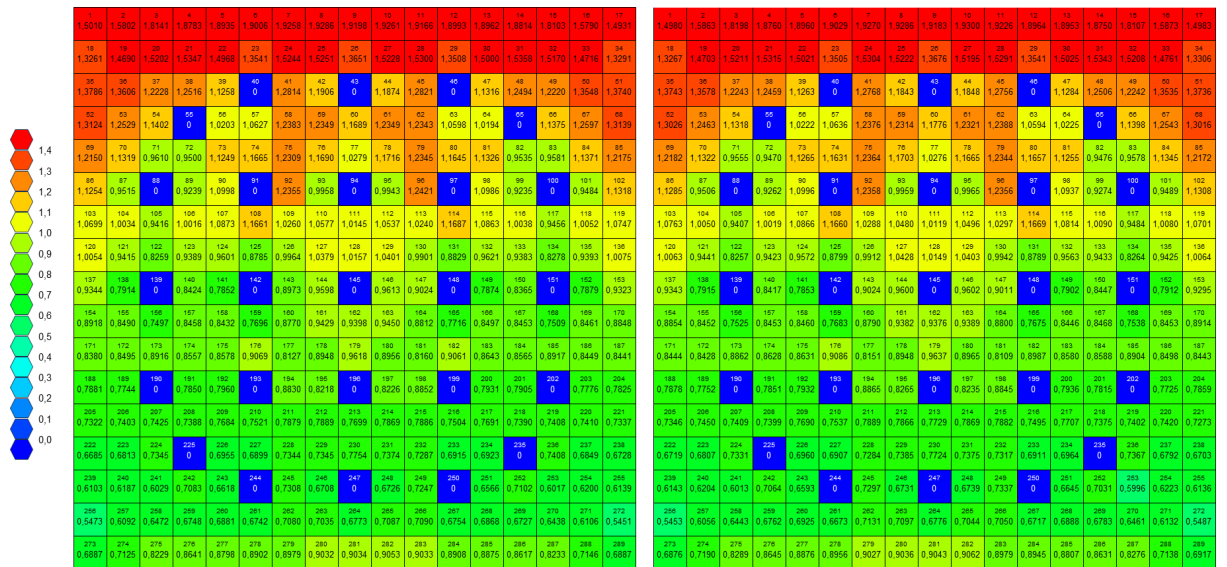
Obr. 4.7 Rozložení výkonu v palivovém souboru číslo 79 (klasický palivový soubor), vlevo pro model s lokální a vpravo globální homogenizací



Obr. 4.8 Rozložení výkonu v palivovém souboru číslo 80 (24P 88I palivový soubor), vlevo pro model s lokální a vpravo globální homogenizací



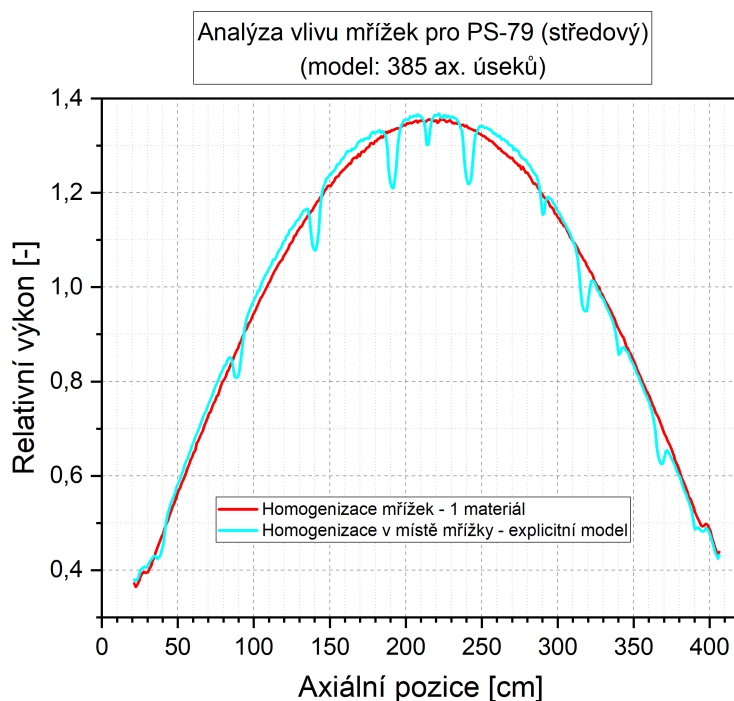
Obr. 4.9 Rozložení výkonu v palivovém souboru číslo 1 (9P 88I palivový soubor), vlevo pro model s lokální a vpravo globální homogenizací



Obr. 4.10 Rozložení výkonu v palivovém souboru číslo 2 (12P 88I palivový soubor), vlevo pro model s lokální a vpravo globální homogenizací

4.4 Axiální rozložení relativního výkonu pro vybraný palivový soubor

Pro zobrazení axiálního rozložení výkonu byl vybrán PS ve středu aktivní zóny s pořadovým označením 79. Axiální geometrie aktivní zóny byla rozdělena na 385 měřených úseků.



Obr. 4.11 Rozložení výkonu v aktivní zóně ve axiálním směru

4.5 Porovnání s referencí

Pro porovnání výsledků této práce byly vybrány reference [29], což je studie od polské skupiny, publikované v roce 2018, která v jejich práci řešila simulace reaktoru AP1000 v kódu Serpent, jejíž model a výsledky se snaží tato práce co nejpřesněji emulovat a [28] což je technická dokumentace k reaktoru AP1000 od jeho dodavatele Westinghouse.

Porovnání mezi referencemi a řešením v této práci bylo provedeno na úrovních výkonu palivových souborů a k-eff pro počátek palivového cyklu. Z důvodu neúplnosti referenčních dat byla nutná jejich symetrizace po obvodu aktivní zóny a až pak následné porovnání s výsledky z této práce. Z důvodu kompletní absence dat výkonů na úrovni palivových proučků v referenci [29] bylo porovnání výsledků na této úrovni provedeno pouze mezi modely z této práce. Všechny difference byly vypočtené dle následujícího vzorce:

$$\Delta = 1 - 100 \frac{Reference}{x} \quad (\%) \quad (4.1)$$

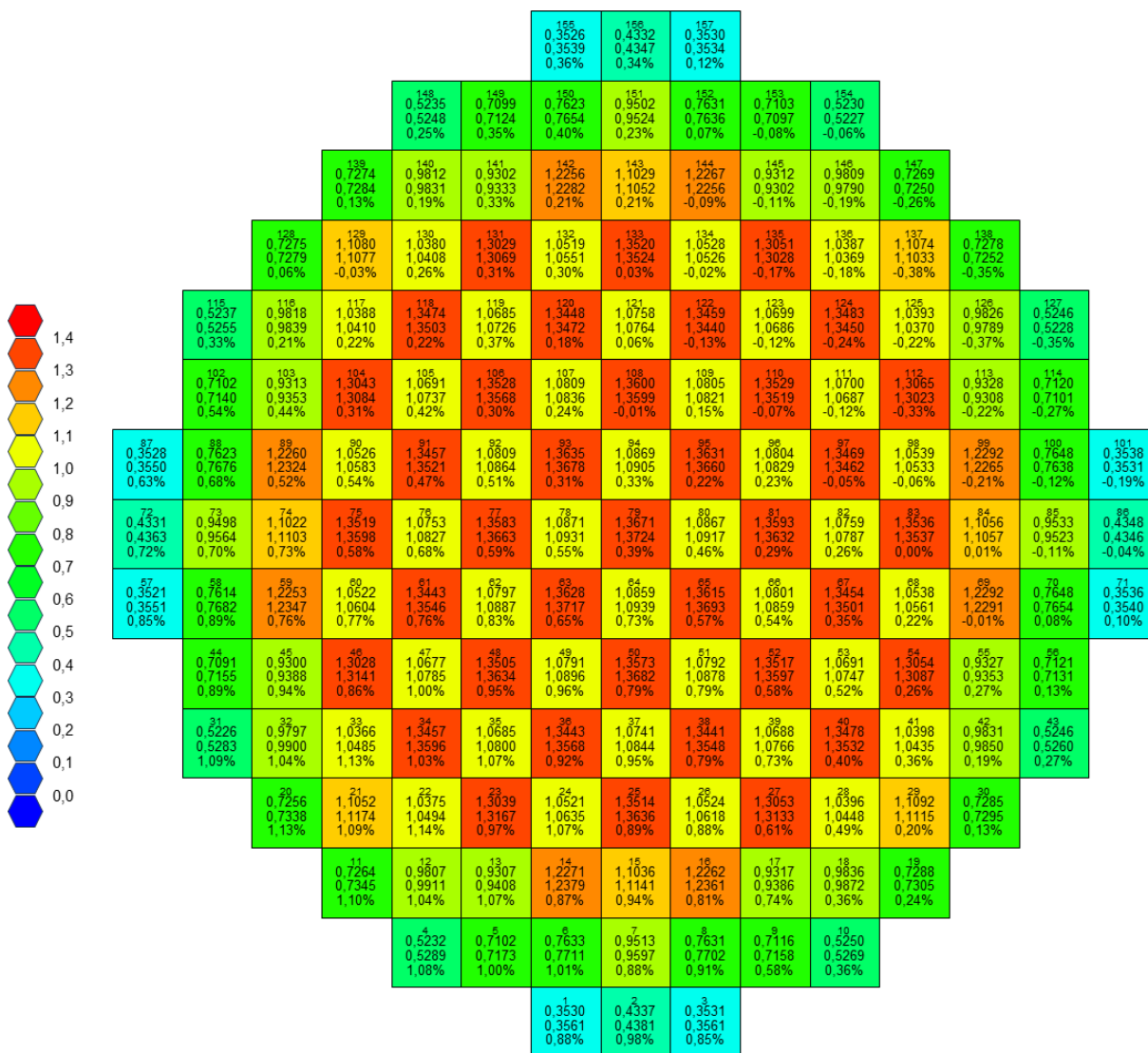
kde x je konkrétní porovnávané řešení.

Tab. 4.2 k-eff uvedená v referencích [29] a [28]

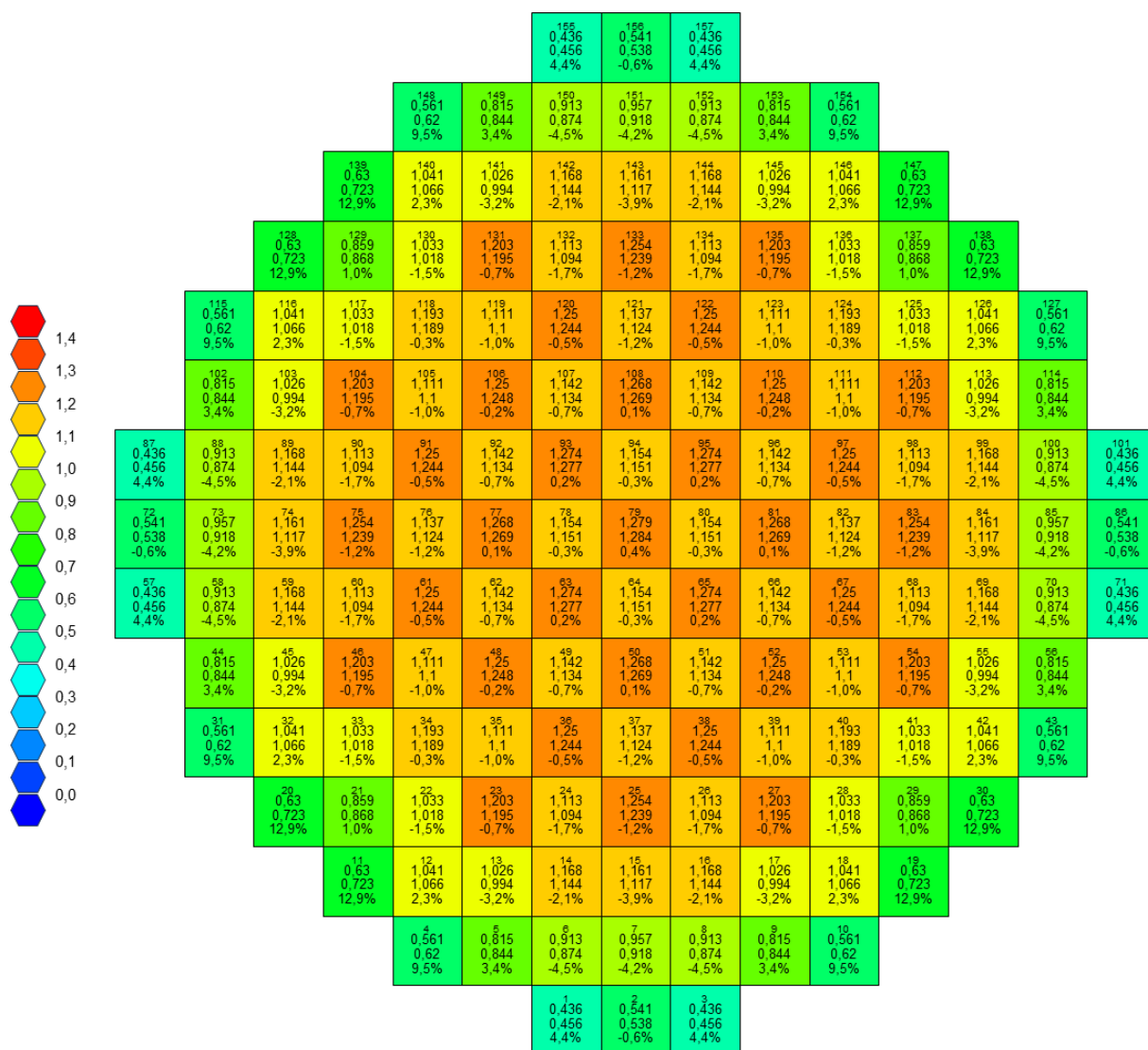
Reference	K-eff
Darnowski [29]	1,20536
TD Westinghouse [28]	1,20500

Tab. 4.3 Řešení k-eff a difference uvedná v pcm vůči referencím [29] a [28]

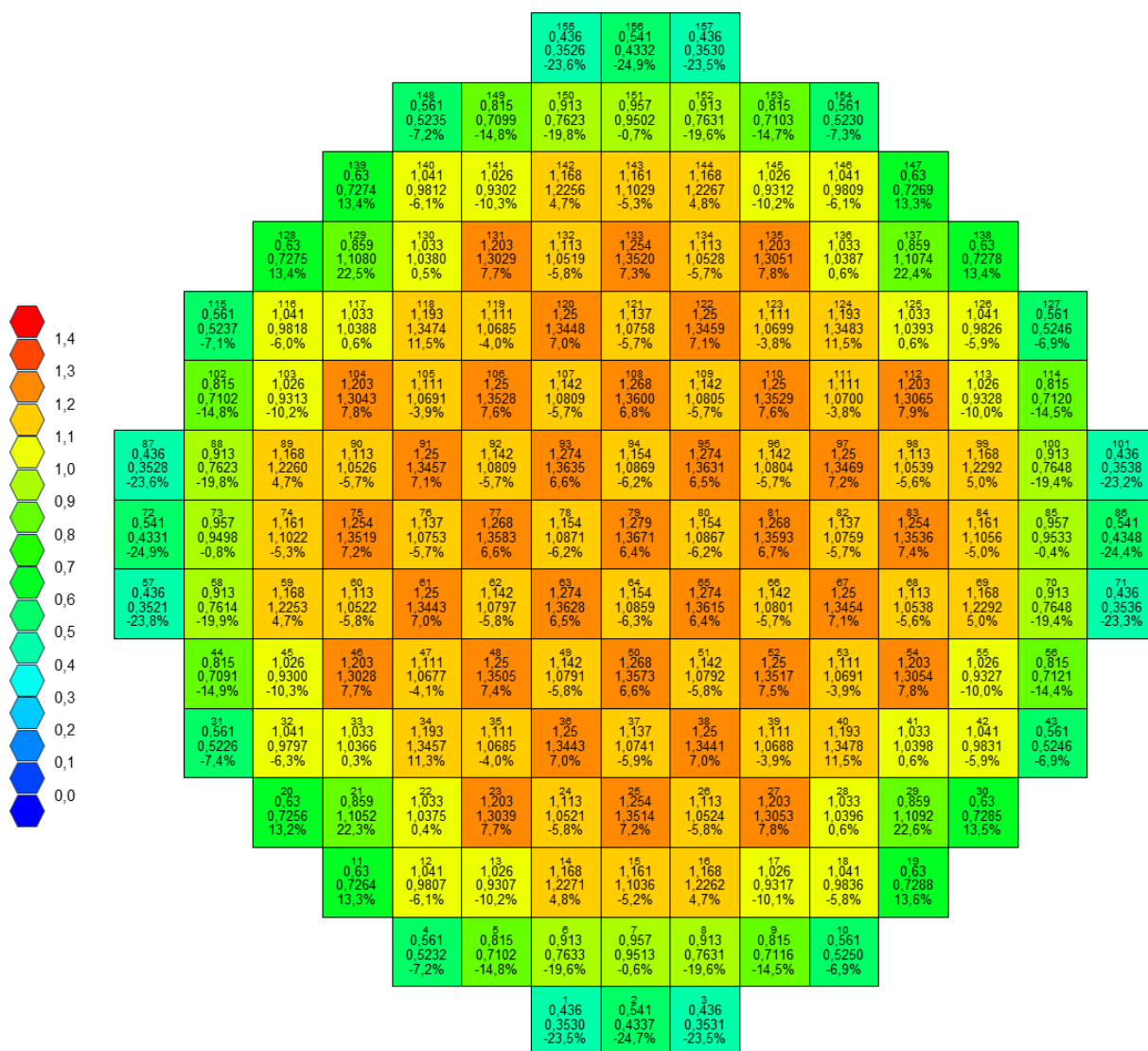
Verze	K-eff	Δ K-eff (pcm) [29]	Δ K-eff (pcm) [28]
Lokální hom.	1,20539	-3,0	-39
Globální hom.	1,20511	25,0	-11



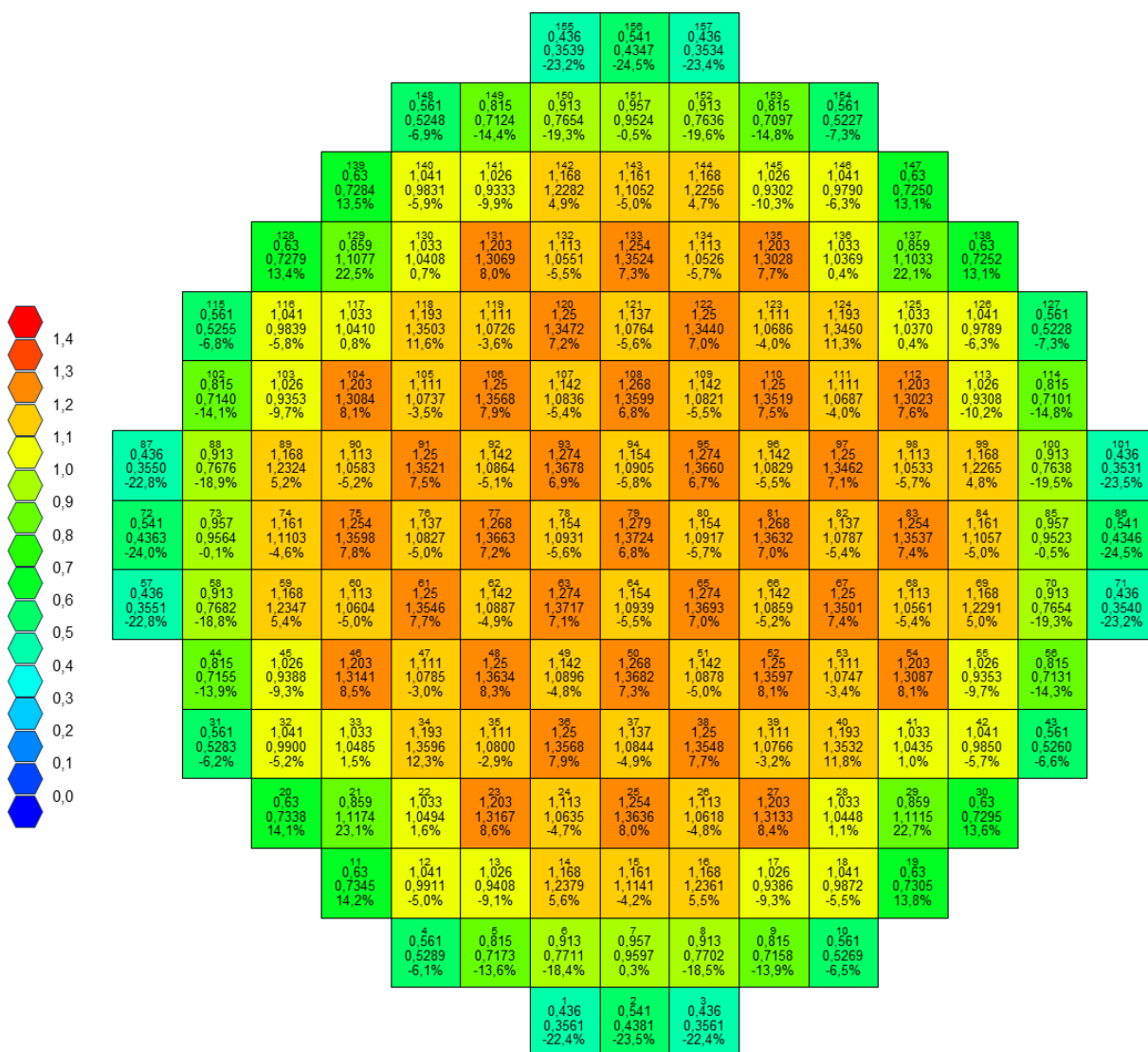
Obr. 4.12 Rozložení výkonu palivových souborů v aktivní zóně pro modely s lokální i globální homogenizací mřížek a difference v % mezi nimi



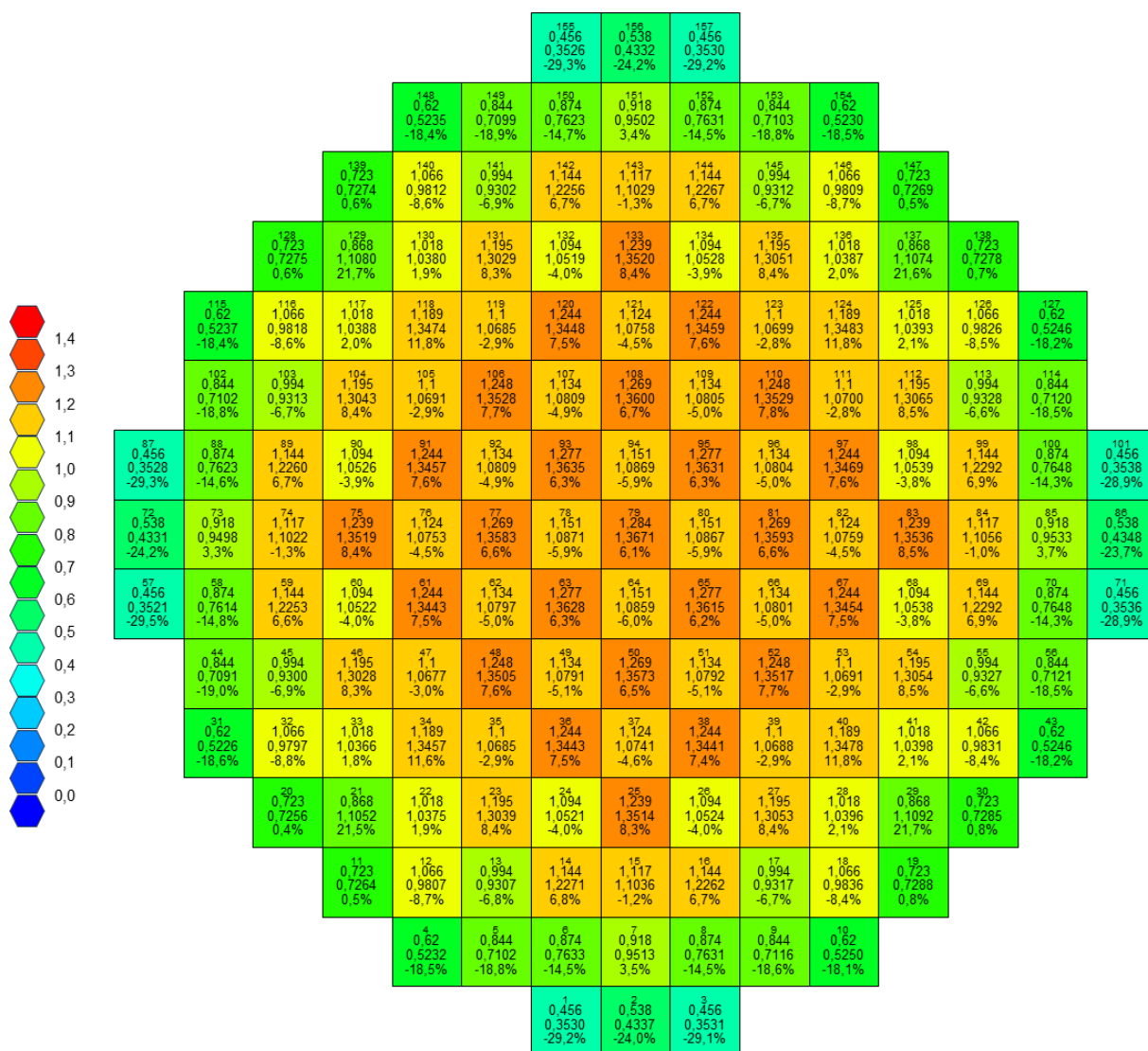
Obr. 4.13 Rozložení výkonu palivových souborů v aktivní zóně pro reference [29] a [28] a difference v % mezi nimi



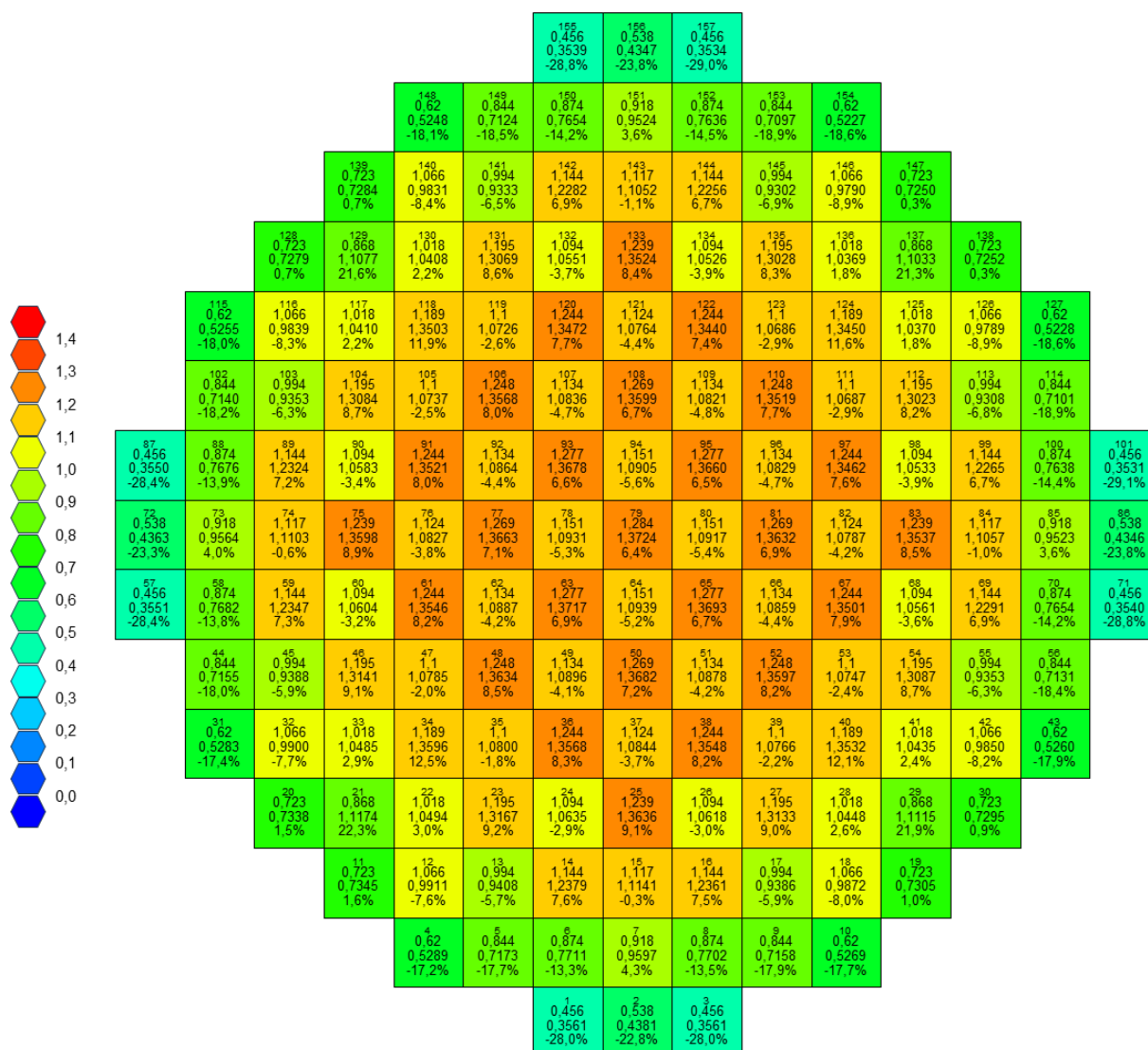
Obr. 4.14 Rozložení výkonu palivových souborů v aktivní zóně pro referenci [28] a model s lokální homogenizací mřížek a difference mezi nimi



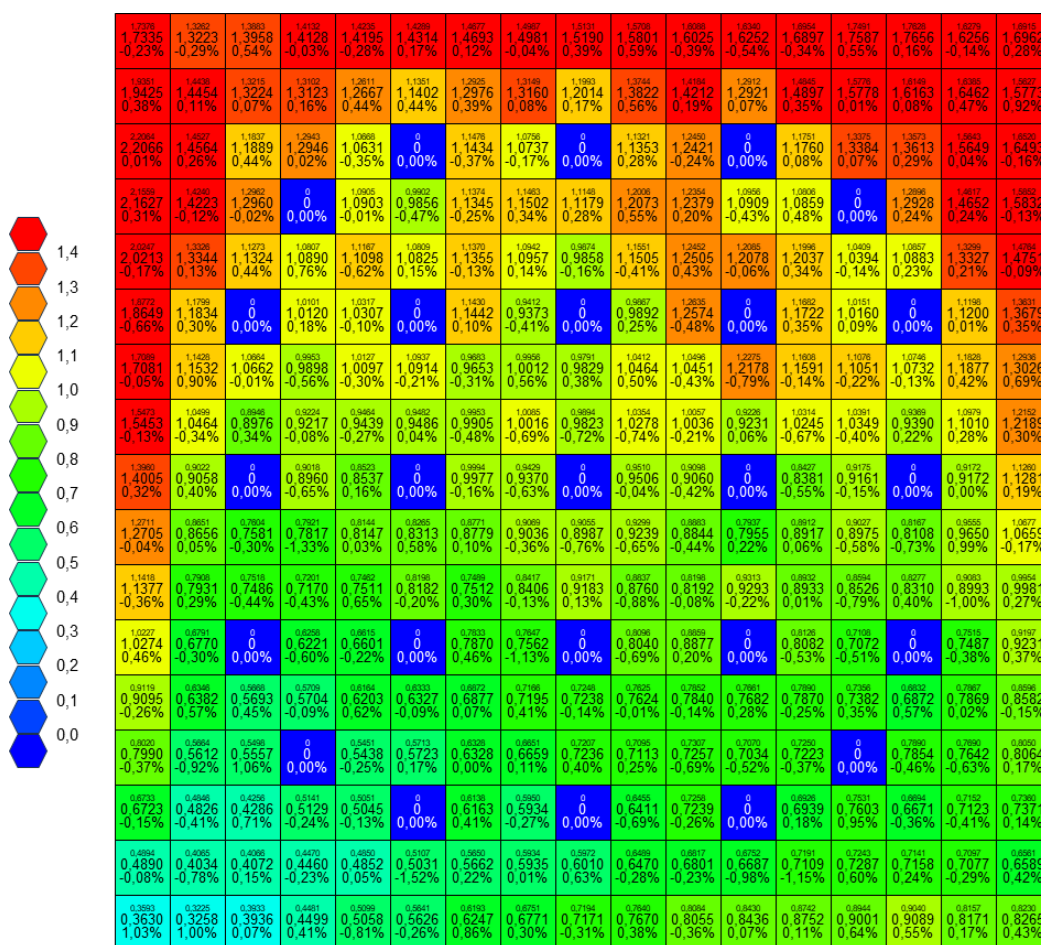
Obr. 4.15 Rozložení výkonu palivových souborů v aktivní zóně pro referenci [28] a model s globální homogenizací mřížek a difference mezi nimi



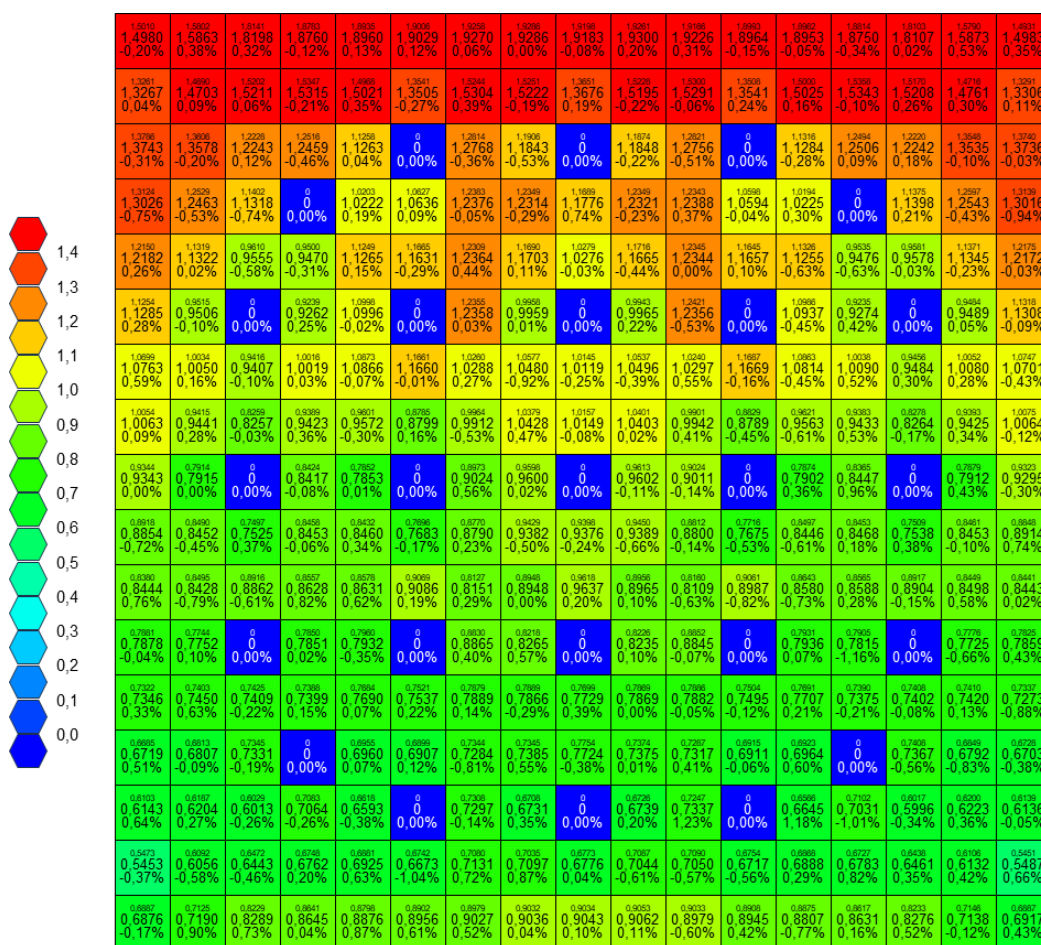
Obr. 4.16 Rozložení výkonu palivových souborů v aktivní zóně pro referenci [29] a model s lokální homogenizací mřížek a difference mezi nimi



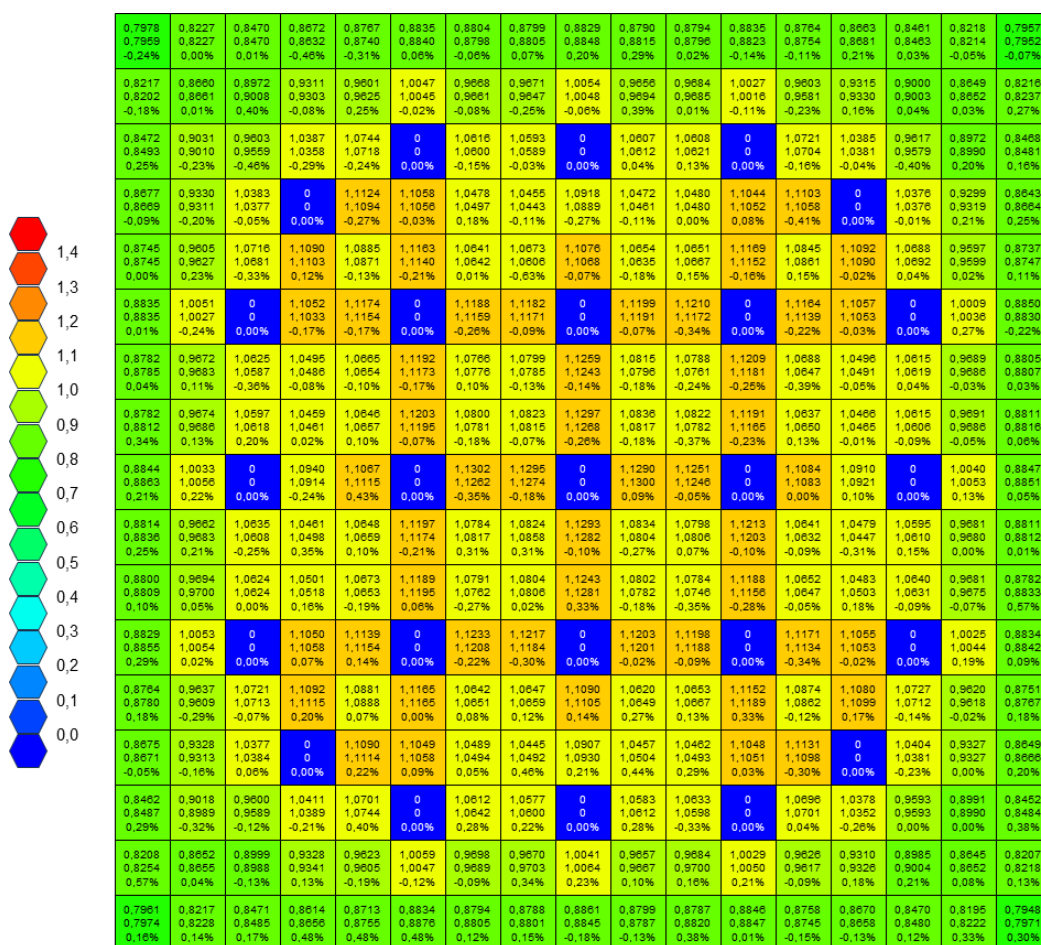
Obr. 4.17 Rozložení výkonu palivových souborů v aktivní zóně pro referenci [29] a model s globální homogenizací mřížek a difference mezi nimi



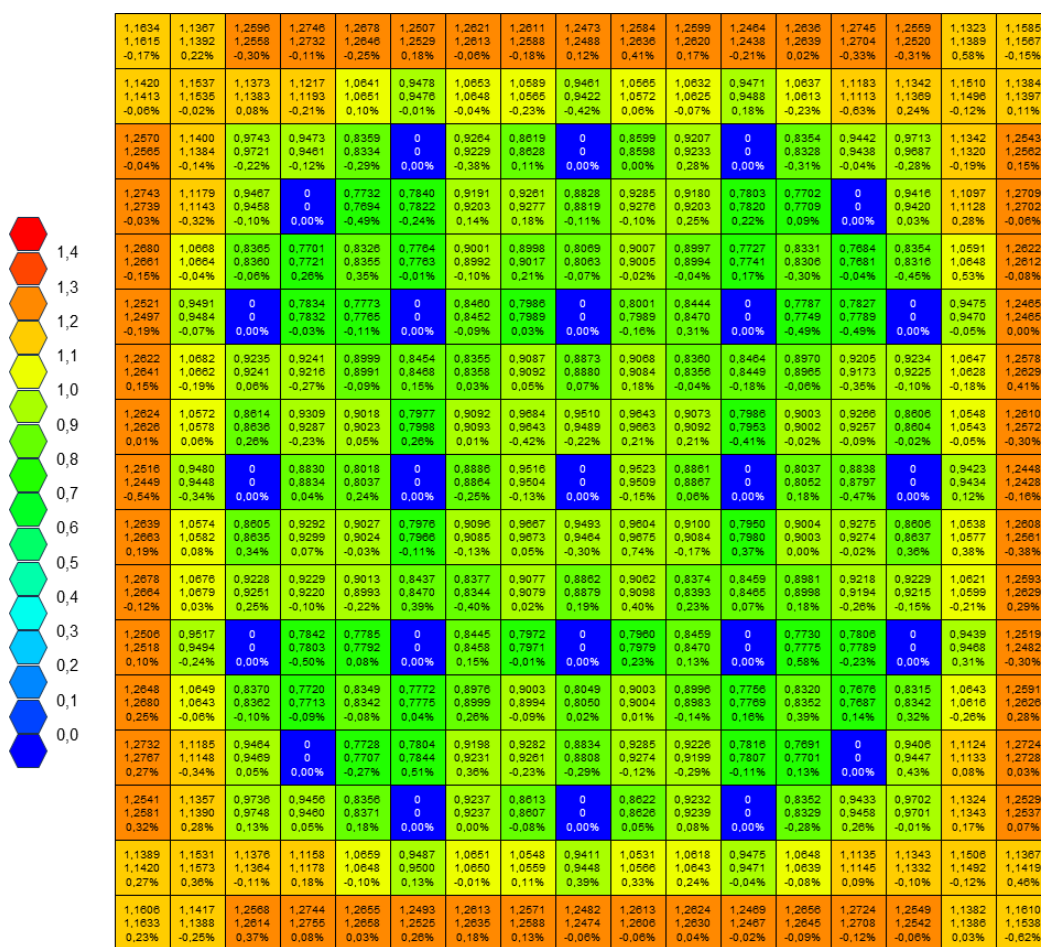
Obr. 4.18 Rozložení výkonu v Palivovém souboru číslo 1 mezi modely s lokální a globální homogenizací mřížek a difference mezi nimi



Obr. 4.19 Rozložení výkonu v Palivovém souboru číslo 2 mezi modely s lokální a globální homogenizací mřížek a difference mezi nimi



Obr. 4.20 Rozložení výkonu v Palivovém souboru číslo 79 mezi modely s lokální a globální homogenizací mřížek a difference mezi nimi



Obr. 4.21 Rozložení výkonu v Palivovém souboru číslo 80 mezi modely s lokální a globální homogenizací mřížek a difference mezi nimi

Závěr

Hlavním cílem zadání této práce byl výpočet a pak následné grafické zobrazení rozložení výkonu v aktivní zóně reaktoru III+ generace. Následně došlo k porovnání získaných dat se daty získaných z referenčních řešení. Největší absolutní diference na úrovni výkonů palivových souborů mezi získanými daty z této práce a vybranou referencí se většinou pohybovala kolem 20-30%. Tato diference v drtivé většině případů týká palivových souborů na okraji aktivní zóny, které jsou nízkovýkonové, tudíž i pro malé změny vzniká velký relativní rozdíl. Průměrná celková diference v aktivní zóně se pohybuje okolo -2% až 3,5% pro různé kombinace řešení s porovnávanou referencí. Absolutní diference na úrovni proutkových výkonů mezi modely s globální a lokální homogenizací se pohybuje pod 1%. Diference mezi referencemi dosahuje až 13% a to v palivových souborech také na okrajích aktivní zóny s průměrnou diferencí 0,5%. Jmenovitě se jedná o PS 11, 19, 20, 128, 138, 139 a 147. V těchto stejných PS se modely v této práci svými výsledky velmi blíží referenci [29]. Diference kolem 13% pro řešení v této práci nebo v referenci [29] v porovnání s referencí [28] se dají vysvětlit vlivem rozdílných stavů, ve kterých se daný reaktor nachází. Modely v této práci a referenci [29] uvažují s reaktorem v chladném stavu, naopak reaktor v referenci [28] uvažuje teplý stav. Vliv nižších teplot a hustot v reaktoru je tedy možné vysvětlit těchto diferencí. Bohužel tento závěr není možno ověřit z důvodu absence dat pro studený stav v referenci [28]. Diference v PS 1,2,3 a dalších však musí být zapříčiněné ještě jiným způsobem. Jelikož se jedná o okraje aktivní zóny tyto diference by mohly naznačovat chybu v geometrii reflektoru, ale žádné chyby v modelu reflektoru nebyly nalezeny.

Pomocí axiálního rozložení výkonu v aktivní zóně jde velmi názorně vidět vliv mřížek v geometrii modelu. Vlivem mřížek dochází k potlačení výkonu až o 14% a mimo nich k jeho nárůstu až o 4% oproti řešení s globální homogenizací mřížek. Tyto nárůsty výkonu jsou důležitým faktorem v rámci bezpečného provozu reaktoru. Všechny absolutní diference mezi hodnotami k -eff jsou menší než 40 pcm, což naznačuje, že oba modely s odlišnými způsoby homogenizace mřížek jsou i v nekalibrovaném stavu dostatečně přesné pro popsání rozložení výkonu v centru aktivní zóny. Pro vyřešení problému s diferencemi na okrajích aktivní zóny by byly nutné další analýzy a kalibrace. I přes jejich nedokonalost tyto modely je možné využít i pro jiné typy studií, například pro detailnější analýzu vlivu geometrie mřížek na výkon v aktivní zóně reaktoru.

Bibliografie

1. ROČNÍ ZPRÁVA O PROVOZU ELEKTRIZAČNÍ SOUSTAVY ČR PRO ROK 2021 [online]. [B.r.]. [cit. 2023-12-02]. Dostupné z: <https://eru.gov.cz/rocni-zprava-o-provozu-elektrizacni-soustavy-cr-pro-rok-2021>.
2. WOFF, Petr. *Energetický mix celého světa, Evropy a Česka* [online]. [B.r.]. [cit. 2023-12-02]. Dostupné z: <https://www.cenyenergie.cz/energeticky-mix-svet-evropa-cesko/#/promo-gas-mini>.
3. *Evolution of nuclear power systems from Generation I commercial reactors in the 1950s up to the future Generation IV systems which could be operational after about 2030* [online]. [B.r.]. [cit. 2024-12-04]. Dostupné z: https://archive.ipcc.ch/publications_and_data/ar4/wg3/en/figure-4-9.html.
4. GOLDBERG, Stephen M.; ROSNER, Robert. *The History of Reactor Generations* [online]. [B.r.]. [cit. 2023-12-02]. Dostupné z: <https://www.amacad.org/publication/nuclear-reactors-generation-generation/section/5>.
5. *Základní typy jaderných reaktorů, Vývojové generace technologie jaderných reaktorů* [online]. [B.r.]. [cit. 2023-12-02]. Dostupné z: <https://www.cez.cz/cs/o-cez/vyrobní-zdroje/jaderna-energetika/je-ve-svete/zakladni-typy-jadernych-reaktoru>.
6. *Vývoj jaderných reaktorů od počátků po současnost* [online]. [B.r.]. [cit. 2023-12-02]. Dostupné z: https://www.aldebaran.cz/bulletin/2020_09_rek.php.
7. *CANDU: A Canadian Success Story* [online]. [B.r.]. [cit. 2023-12-02]. Dostupné z: <https://canadiangeographic.ca/articles/candu-a-canadian-success-story/>.
8. ŞAHİN, Sümer; ŞAHİN, Hacı Mehmet. Generation-IV reactors and nuclear hydrogen production. *International Journal of Hydrogen Energy* [online]. 2021, roč. 46, č. 57, s. 28936–28948 [cit. 2023-12-02]. ISSN 0360-3199. Dostupné z DOI: <https://doi.org/10.1016/j.ijhydene.2020.12.182>. HYDROGEN ENERGY SYSTEMS.
9. VLČEK, Tomáš; SUCHÝ, Petr. Pohled do historie uranového hornictví a jaderné energetiky v České republice. *Bezpečnost jaderné energie*. 2012, roč. 20. ISSN 1210-7085.
10. *Spouštění jaderných bloků v Československu: seminář uspořádaný při příležitosti 80. narozenin Františka Hezouckého*. Plzeň: Západočeská univerzita v Plzni, 2022. ISBN 978-80-261-1103-0.

11. *Nuclear Power in Czech Republic* [online]. [B.r.]. [cit. 2023-12-02]. Dostupné z: <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/czech-republic.aspx>.
12. SUK, Pavel. KS-150 československý těžkovodní reaktor [online]. 2016 [cit. 2024-05-12]. Dostupné z: <https://blog.idnes.cz/pavelsuk/ks-150-ceskoslovensky-tezkovodni-reaktor.Bg16121229>.
13. ING. TOMÁŠ KOŘÍNEK, Ph.D. *Trapný temelínský tendr 2009-2014: poučení z krizového vývoje* [online]. [B.r.]. [cit. 2023-12-02]. Dostupné z: <https://www.teplator.cz/blog/trapny-temelinsky-tendr-2009-2014-pouceni-z-krizoveho-vyvoje/>.
14. *Aktualizace Vnitrostátního plánu České republiky v oblasti energetiky a klimatu* [online]. [B.r.]. [cit. 2023-12-02]. Dostupné z: <https://www.mpo.cz/cz/energetika/strategicke-a-koncepcni-dokumenty/aktualizace-vnitrostatniho-planu-ceske-republiky-v-oblasti-energetiky-a-klimatu--277532/>.
15. *Small Modular Reactor (SMR) Regulators' Forum* [online]. [B.r.]. [cit. 2023-12-02]. Dostupné z: <https://www.iaea.org/topics/small-modular-reactors/smr-regulators-forum>.
16. *Plán pro malé a střední reaktory v České republice – využití a hospodářský přínos* [online]. [B.r.]. [cit. 2023-12-02]. Dostupné z: https://www.mpo.cz/assets/cz/rozcestnik/pro-media/tiskove-zpravy/2023/11/PlanSMR_graficke-zpracovani_CZ.pdf.
17. *Status report 81 - Advanced Passive PWR (AP 1000)* [online]. [cit. 2024-05-04]. Tech. zpr. Dostupné z: <https://aris.iaea.org/PDF/AP1000.pdf>.
18. *Status Report 103 – Advanced Power Reactor (APR1000)* [online]. [cit. 2024-05-04]. Tech. zpr. Dostupné z: <https://aris.iaea.org/PDF/APR1000.pdf>.
19. PUCHNAR, Jiří. *V pořadí čtvrtý reaktor APR-1400 v Jižní Koreji zahájil komerční provoz* [online]. 2024. [cit. 2024-05-04]. Dostupné z: <https://oenergetice.cz/jaderne-elektrarny/v-poradi-ctvrty-reaktor-apr-1400-v-jizni-koreji-zahajil-komercni-provoz>.
20. *1.A - EPR Design Description - v3 PDF* [online]. 2007. Tech. zpr. Dostupné také z: <https://www.scribd.com/document/407552161/1-A-EPR-Design-Description-v3-pdf>.
21. *Status report 78 - The Evolutionary Power Reactor (EPR)* [online]. [cit. 2024-05-04]. Tech. zpr. Dostupné z: <https://aris.iaea.org/PDF/EPR.pdf>.
22. *AP1000 reactor coolant system* [online]. [B.r.]. [cit. 2024-04-13]. Dostupné z: https://www.researchgate.net/figure/e-AP1000-reactor-coolant-system_fig10_284913309.

23. AHN, Kwang-II; PARK, Soo-Yong; CHOI, Wonjun; KIM, Sung Joong. Best-practice severe accident analysis for the OPR1000 short-term SBO sequence using MELCOR2.2 and MAAP5. *Annals of Nuclear Energy*. 2021, roč. 160, s. 108350. ISSN 0306-4549. Dostupné z DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2021.108350>.
24. *APR1000 – Advanced Power Reactor 1000* [online]. [cit. 2024-05-04]. Tech. zpr. Dostupné z: https://aris.iaea.org/PDF/APR1000_20191130_R2.pdf.
25. *APR1400 reactor coolant system configuration* [online]. [B.r.]. [cit. 2024-05-12]. Dostupné z: https://www.researchgate.net/figure/APR1400-reactor-coolant-system-configuration-7_fig1_360878076.
26. *EPR1200 Designed for Safety, Built for Performance* [online]. [B.r.]. [cit. 2024-05-19]. Dostupné z: https://czech-republic.edf.com/sites/czech_republic/files/2024-03/EPR1200%20brochure_0.pdf.
27. *AP1000 Design Control Document* [online]. [cit. 2024-05-19]. Tech. zpr. Dostupné z: <https://www.nrc.gov/docs/ML1117/ML11171A444.pdf>.
28. *AP1000 Design Control Document* [online]. [cit. 2024-05-19]. Tech. zpr. Dostupné z: <https://www.nrc.gov/docs/ML1117/ML11171A445.pdf>.
29. DARNOWSKI, Piotr; IGNACZAK, Patryk; OBREBSKI, Paweł; STĘPIEŃ, Michał; NIEWIŃSKI, Grzegorz. Simulations of the AP1000-based reactor core with SERPENT computer code. *Archive of Mechanical Engineering* [online]. 2018, roč. vol. 65, č. No 3, s. 295–325. Dostupné také z: http://journals.pan.pl/Content/108626/PDF/AME_124484.pdf.
30. ZHANG Liang, Ph.D. *Evaluation of high power density annular fuel application in the Korean OPR-1000 reactor* [online]. 2009. Dostupné také z: <https://dspace.mit.edu/handle/1721.1/54480>.
31. *APR1400 DESIGN CONTROL DOCUMENT TIER 2* [online]. [cit. 2024-05-19]. Tech. zpr. Dostupné z: <https://www.nrc.gov/docs/ML1822/ML18228A651.pdf>.
32. *THE DESIGN FEATURES OF THE ADVANCED POWER REACTOR 1400* [online]. [cit. 2024-05-19]. Tech. zpr. Dostupné z: https://web.archive.org/web/20170809141411id_/https://www.kns.org/jknsfile/v41/JK0410995.pdf.
33. ZEMAN, Michal. *Optimalizace vyhořívajících absorbátorů pro reaktor EPR* [online]. 2018. ISBN 978–80–261–0785–9. Dostupné také z: <http://hdl.handle.net/11025/34350>. Dipl. pr. Západočeská univerzita v Plzni.
34. *APR1000 – Advanced Power Reactor 1000* [online]. [cit. 2024-05-04]. Tech. zpr. Dostupné z: https://aris.iaea.org/PDF/APR1000_20191130_R2.pdf.
35. *Serpent manual* [online]. [B.r.]. [cit. 2024-03-23]. Dostupné z: http://merlin.polymtl.ca/Serpent_Dragon/Serpent_manual_2013.pdf.

-
36. *Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code* [online]. [B.r.]. [cit. 2024-03-23]. Dostupné z: <https://serpent.vtt.fi/serpent/>.
 37. LEPPÄNEN, Jaakko; PUSA, Maria; VIITANEN, Tuomas; VALTAVIRTA, Ville; KALTIAISENAHO, Toni. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. *Annals of Nuclear Energy*. 2015, roč. 82, s. 142–150. issn 0306-4549. Dostupné z doi: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.08.024>. Joint International Conference on Supercomputing in Nuclear Applications and Monte Carlo 2013, SNA + MC 2013. Pluri- and Trans-disciplinarity, Towards New Modeling and Numerical Simulation Paradigms.