

**ČESKÉ VYSOKÉ
UČENÍ TECHNICKÉ
V PRAZE**

**FAKULTA
STROJNÍ**



**BAKALÁŘSKÁ
PRÁCE**

2022

**PAVEL
PEKÁREK**



ZADÁNÍ BAKALÁŘSKÉ PRÁCE

I. OSOBNÍ A STUDIJNÍ ÚDAJE

Příjmení: **Pekárek** Jméno: **Pavel** Osobní číslo: **483212**
Fakulta/ústav: **Fakulta strojní**
Zadávací katedra/ústav: **Ústav energetiky**
Studijní program: **Strojírenství**
Studijní obor: **Energetika a procesní technika**

II. ÚDAJE K BAKALÁŘSKÉ PRÁCI

Název bakalářské práce:

Simulace neutronických vlastností solných reaktorů

Název bakalářské práce anglicky:

Neutronics Simulations of Molten Salt Reactors Properties

Pokyny pro vypracování:

- 1) Proveďte rešerši solných reaktorů
- 2) Zpracujte přehled aktivit výzkumu a vývoje solných reaktorů v Oak Ridge National Laboratory
- 3) Seznamte se s výpočetními kódy pro neutronické výpočty
- 4) Porovnejte teoretické hodnoty migračních ploch solných reaktorů s literaturou a výsledky simulací
- 5) Pomocí teoretických znalostí nalezněte ideální poměr rozměrů válcového reaktoru
- 6) Proveďte parametrické studie kritičnosti solného reaktoru v závislosti na vybraných parametrech (rozměry, složení solí, konstrukční materiály)
- 7) Diskutujte výsledky
- 8) Na základě dosažených výsledků navrhnete vlastní koncept solného reaktoru z neutronického pohledu
- 9) Diskutujte zvolené parametry konceptu
- 10) Vše přehledně zpracujte do bakalářské práce

Seznam doporučené literatury:

T.J. Dolan: Molten Salt Reactors and Thorium Energy. 2017
Oak Ridge National Laboratory Research Library Archive

Jméno a pracoviště vedoucí(ho) bakalářské práce:

Ing. Michal Čihlář ústav energetiky FS

Jméno a pracoviště druhé(ho) vedoucí(ho) nebo konzultanta(ky) bakalářské práce:

Datum zadání bakalářské práce: **21.04.2022**

Termín odevzdání bakalářské práce: **03.06.2022**

Platnost zadání bakalářské práce: **31.12.2023**

Ing. Michal Čihlář
podpis vedoucí(ho) práce

podpis vedoucí(ho) ústavu/katedry

doc. Ing. Miroslav Španiel, CSc.
podpis děkana(ky)

III. PŘEVZETÍ ZADÁNÍ

Student bere na vědomí, že je povinen vypracovat bakalářskou práci samostatně, bez cizí pomoci, s výjimkou poskytnutých konzultací.
Seznam použité literatury, jiných pramenů a jmen konzultantů je třeba uvést v bakalářské práci.

Datum převzetí zadání

Podpis studenta

Čestné prohlášení

Prohlašuji, že jsem bakalářskou práci vypracoval samostatně, že jsem řádně citoval všechny použité prameny a literaturu, a že práce nebyla využita v rámci jiného vysokoškolského studia či k získání jiného nebo stejného titulu.

V Praze dne 30.5.2022

.....
Pavel Pekárek

Autor: Pavel Pekárek

Název práce: Simulace neutronických vlastností solných reaktorů

Druh práce: Bakalářská práce

Vedoucí práce: Ing. Michal Cihlár, Ústav energetiky, Fakulta strojní, České vysoké učení technické v Praze

Bibliografické údaje: Počet stran: 53
Počet obrázků: 15
Počet tabulek: 24
Počet grafů: 11
Počet příloh: 2

Abstrakt: Hlavním tématem této bakalářská práce jsou solné jaderné reaktory. Rešeršní část práce je zaměřena na historii solných reaktorů a jejich jednotlivých projektů provedených v Oak Ridge National Laboratory. Dále jsou zde stručně zpracovány použitelné sole a výpočetní kódy pro neutronické výpočty MCNP a Serpent. S výpočetním kódem Serpent následně pracujeme v experimentální části práce při simulacích kritičnosti. Zprvu porovnáváme teoretické migrační plochy pro základní tvary reaktorů (koule, kvádr a válec) s výsledky ze simulace a hledáme ideální rozměry válcového reaktoru. Následně provádíme pro tento válcový reaktor parametrické studie kritičnosti v závislosti na konstrukčních materiálech, typu stínění a složení soli. Práce končí vlastním návrhem reaktoru, který je množivým typem reaktoru s two-fluid systémem.

Klíčová slova: solné reaktory, ORNL, Serpent, simulace, kritičnost

Author: Pavel Pekárek

Title: Neutronics Simulations of Molten Salt Reactors Properties

Thesis type: Bachelor's thesis

Thesis advisor: Ing. Michal Cihlár, Department of Energy Engineering, Faculty of Mechanical Engineering, Czech Technical University in Prague

Bibliographical notes: Number of pages: 53
Number of figures: 15
Number of tables: 24
Number of graphs: 11
Number of appendices: 2

Abstract: The main theme of this bachelor's thesis are molten salt nuclear reactors. The theoretical part of the study is focused on the history of the molten salt reactors and their individual projects processed in Oak Ridge National Laboratory. Furthermore, usable salts and computation codes for neutronic calculations like MCNP and Serpent are briefly elaborated in the study. In the experimental part of the study we are using the computational code Serpent for simulations of criticality. Firstly, we compare the theoretical migration areas for basic shapes of reactors (sphere, prism and cylinder) with the results of simulations and we search for ideal proportions of a cylindrical reactor. Then, we perform parametric critical studies of this cylindrical reactor depending on the construction materials, the types of shielding and the composition of the salts. The study ends with own design of the reactor, which is a breeding reactor with a two-fluid system.

Key words: molten salt reactor, ORNL, Serpent, simulations, criticality

Poděkování

Tímto bych rád poděkoval svému vedoucímu Ing. Michalu Cihlářovi za odborné vedení, cenné rady, věcné připomínky, ochotu a vstřícnost při konzultacích a vypracování bakalářské práce. Velké poděkování také patří mé rodině, která mě podporovala během celého mého studia a psaní bakalářské práce.

Pavel Pekárek

Obsah

| | | |
|---------|---|----|
| 0 | Seznam zkratek..... | 9 |
| 1 | Úvod..... | 10 |
| 1.1 | Reaktory čtvrté generace – GenIV..... | 10 |
| 2 | Reaktory využívající roztavené soli (MSR)..... | 11 |
| 2.1 | Historie solných reaktorů | 12 |
| 2.1.1 | ARE..... | 12 |
| 2.1.2 | ART..... | 13 |
| 2.1.3 | PWAR-1..... | 14 |
| 2.1.4 | MSRE..... | 15 |
| 2.1.5 | MSBR | 16 |
| 2.1.6 | Množivý systém | 18 |
| 2.2 | Typy solí pro MSR..... | 20 |
| 2.2.1 | Fluoridové soli | 20 |
| 2.2.1.1 | FLiBe | 21 |
| 2.2.1.2 | FLiNaK..... | 21 |
| 2.2.2 | Chloridové soli | 21 |
| 3 | Výzkum MSR v ORNL | 22 |
| 3.1 | Separace xenonu | 22 |
| 3.1.1 | Bublinový generátor typu Venturi..... | 22 |
| 3.1.2 | Bublinový separátor odstředivého typu..... | 23 |
| 3.2 | Výměníky tepla..... | 24 |
| 3.2.1 | Výroba primárního výměníku tepla pro MSRE..... | 24 |
| 4 | Výpočetní kódy | 27 |
| 4.1 | Monte Carlo metoda | 27 |
| 4.2 | MCNP..... | 27 |
| 4.3 | Serpent | 28 |
| 5 | Simulace v programu Serpent | 28 |
| 5.1 | Vstupní parametry simulace | 30 |
| 5.1.1 | Výsledky simulace – koule, kvádr, válec..... | 31 |
| 5.2 | Ideální rozměry pro reaktor ve tvaru válce | 34 |
| 5.3 | Simulace konstrukčních materiálů ideálního válcového reaktoru | 35 |
| 5.3.1 | Grafit..... | 35 |
| 5.3.2 | Ocel 316L | 36 |

| | | |
|---------|--|----|
| 5.3.3 | Hastelloy N | 38 |
| 5.3.4 | Hastelloy N + voda..... | 40 |
| 5.3.4.1 | Lehká voda..... | 40 |
| 5.3.4.2 | Těžká voda..... | 41 |
| 5.4 | Simulace reaktivity množivé soli | 43 |
| 5.5 | Simulace two-fluid systému | 44 |
| 5.6 | Návrh vlastního reaktoru..... | 46 |
| 6 | Závěr | 47 |
| 7 | Reference | 49 |
| 8 | Seznam příloh..... | 53 |

0 Seznam zkratek

| | |
|-------------|--|
| ANP | Projekt leteckého jaderného pohonu, <i>Aircraft nuclear propulsion</i> |
| ARE | Letecký jaderný experiment, <i>Aircraft reactor experiment</i> |
| ART | Letecký jaderný test, <i>Aircraft reactor test</i> |
| BWR | Varný reaktor, <i>Boiling water reactor</i> |
| CANDU | Kanadský tlakovodní reaktor chlazený a moderovaný těžkou vodou, <i>Canada Deuterium-Uranium</i> |
| FLiBe | eutektická směs fluoridu lithného a berylnatého |
| FLiNaK | eutektická směs fluoridu lithného, sodného a draselného |
| GenII | Druhá generace jaderných reaktorů, <i>Generation II reactors</i> |
| GenIII/+III | Třetí generace jaderných reaktorů, <i>Generation III/+III reactors</i> |
| GenIV | Čtvrtá generace jaderných reaktorů, <i>Generation IV reactors</i> |
| GFR | Rychlý reaktor chlazený plynem, <i>Gas cooled fast reactor</i> |
| GIF | Mezinárodní fórum reaktorů čtvrté generace, <i>Generation IV international forum</i> |
| LFR | Rychlý reaktor chlazený olovem, <i>Lead fast reactor</i> |
| MCNP | Výpočetní kód pro přenos částic založený na metodě Monte Carlo, <i>Monte Carlo N-particle transport code</i> |
| MSBR | Množivý reaktor s roztavenou solí, <i>Molten salt breeder reactor</i> |
| MSR | Reaktor s roztavenou solí, <i>Molten salt reactor</i> |
| MSRE | Experimentální reaktor s roztavenou solí, <i>Molten salt reactor experiment</i> |
| ORNL | Národní laboratoř v Oak Ridge, <i>Oak Ridge nationaly laboratory</i> |
| PWAR-1 | Letecký reaktor Pratt a Whitney, <i>Pratt and Whitney Aircraft Reactor</i> |
| PWR | Tlakovodní reaktory, <i>Pressurized water reactor</i> |
| PHWR | Tlakové těžkovodní reaktory, <i>Pressurized heavy-water reactor</i> |
| SCWR | Superkritický vodou chlazený reaktor, <i>Supercritical water cooled reactor</i> |
| SFR | Rychlý reaktor chlazený kapalným sodíkem, <i>Sodium fast reactor</i> |
| VHTR | Vysokoteplotní plynem chlazený reaktor, <i>Very high temperature reactor</i> |

1 Úvod

Každým rokem se zvyšuje celosvětová spotřeba elektrické energie. Tato spotřeba byla pokryta v roce 2018 z 64 % výrobou v elektrárnách využívající fosilní paliva. Z důvodu stárnutí těchto elektráren, a hlavně snahy a trendu snižování emisí oxidů uhlíku a oxidů dusíku, bude muset být výroba elektrické energie nahrazena jinými zdroji energie. Z tohoto důvodu v současné době stojí světová energetika na křižovatce. Každý stát si musí vytvořit strategii a vybrat cestu, kterou půjde. Většina států směřuje k obnovitelným zdrojům energie, které ovšem samotné nemohou zaujmout místo uhelných elektráren. Je to hlavně z důvodu jejich nestálosti při výrobě elektrické energie. Druhou možností jsou jaderné reaktory. [1]

Jaderné elektrárny vyprodukovaly v roce 2019 10 % z celkové výroby elektrické energie. Je to již známá technologie, která funguje od roku 1942 a stále se vyvíjí. Jejich výhodou je nízká výrobní cena elektrické energie, nízkoemisní provoz a bezpečnost. V současné době se převážně provozují reaktory druhé generace (GenII). Konkrétně jde o tlakovodní reaktory PWR, které jako moderátor používají lehkou vodu, varné reaktory BWR a tlakovodní reaktory PHWR využívající těžkou vodu. V posledních letech se ovšem staví a jsou naplánovány výstavby reaktorů třetí generace (GenIII/III+), které většinou vycházejí z reaktorů druhé generace, ale mají oproti svým předchůdcům lepší pasivní bezpečnost, tepelnou účinnost, ekonomičtější design, menší objem odpadu a delší životnost. I když GenIII slouží momentálně světu dobře, tak je zde pořád prostor pro vylepšení. [2] [3]

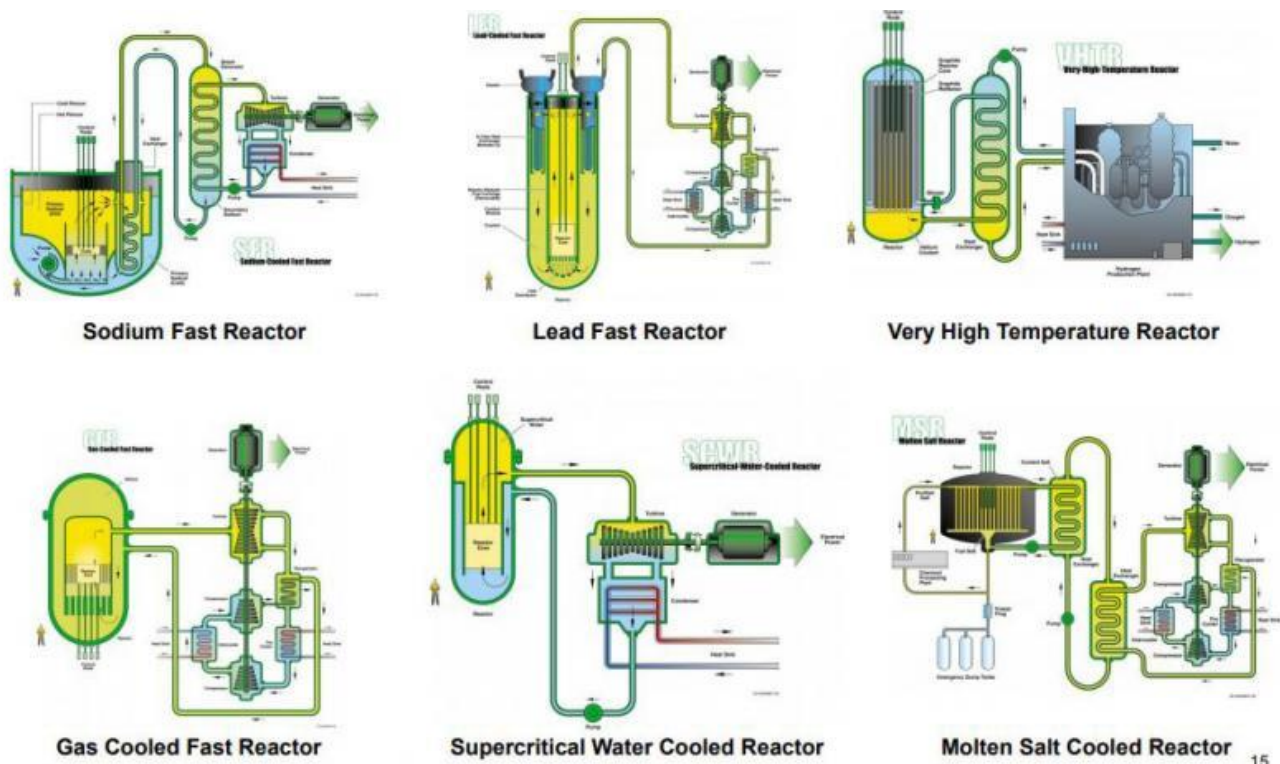
1.1 Reaktory čtvrté generace – GenIV

Dalším krokem ve vývoji technologií jaderných reaktorů jsou reaktory čtvrté generace (GenIV). Kvůli tomu byla v roce 2000 založena mezinárodní organizace „Generation IV International Forum“ (GIF), která vybrala čtyři nejdůležitější kategorie (udržitelnost, ekonomika, bezpečnost a spolehlivost, odolnost proti šíření a fyzická ochrana), které zahrnují kritéria nutná pro GenIV. Hlavními kritérii jsou zlepšení bezpečnosti, vyšší tepelná účinnost, zabránění zneužití materiálů pro šíření jaderných zbraní, šetření zásob uranu, redukce radioaktivního odpadu s velkým poločasem rozpadu a schopnost ekonomické konkurenceschopnosti. V roce 2002 byl vytvořen mezinárodní organizací GIF seznam šesti typů reaktorů, které mají největší potenciál tyto kritéria splnit. Konkrétně jde o tyto typy reaktorů: [4] [5] [6]

- Rychlé reaktory chlazené plynem (GFR)

- Olovem chlazené rychlé reaktory (LFR)
- Reaktory využívající roztavené soli (MSR)
- Nadkritické lehkovodní reaktory (SCWR)
- Sodíkem chlazené rychlé reaktory (SFR)
- Vysokoteplotní reaktory (VHTR)

Tyto typy reaktorů jsou většinou ve fázi výzkumu a jejich výstavba a využití jsou plánovány za pár desítek let. Nicméně již v této době je v Čínské lidové republice ve fázi výstavby první jaderná elektrárna využívající technologie reaktorů čtvrté generace. [7]



Obrázek č.1 Schéma reaktorů čtvrté generace [5]

2 Reaktory využívající roztavené soli (MSR)

Reaktory využívající roztavené soli jsou spíše koncept nežli technologie. Představují spoustu různých řešení, které se odlišují v použitém chladivu, palivu a neutronovém spektru. MSR tedy mohou pracovat jako tepelné reaktory, rychlé reaktory nebo i jako reaktory využívající epidermálních neutronů. MSR může pracovat s palivovými cykly U235, U/PU nebo TH/U233 a využívá roztavené soli jako palivo a/nebo chladivo. Soli, které se využívají, jsou zejména fluoridové a chloridové. Obecně výhodou MSR jsou nízký tlak v primární oblasti, vysoká pasivní bezpečnost, malá spotřeba paliva, vyšší tepelná účinnost a průběžné doplňování paliva. [8] [9] [10]

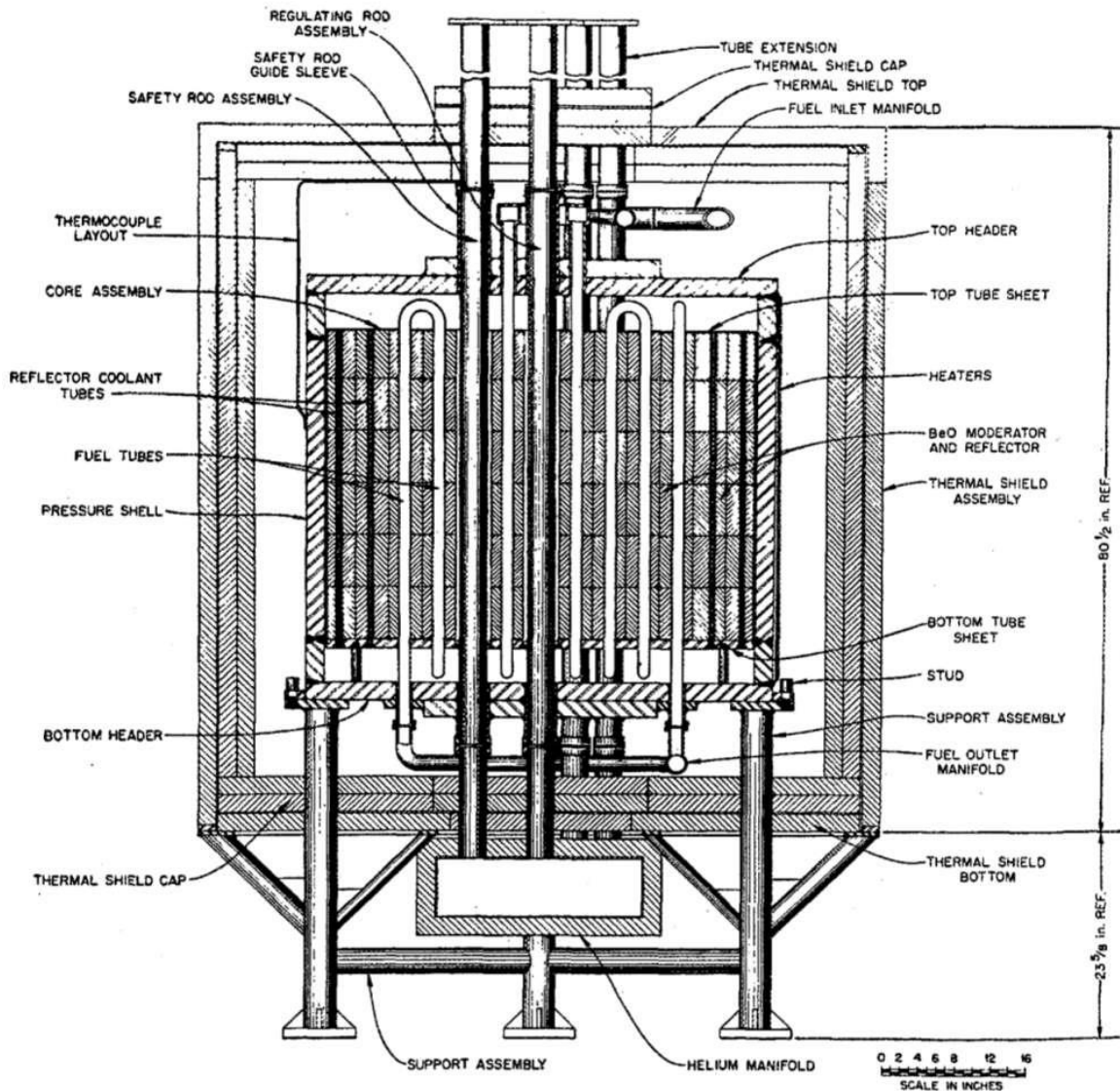
2.1 Historie solných reaktorů

První myšlenka na vytvoření homogenního reaktoru vznikla již ve 40. letech minulého století. Přišli s ní Eugene Wigner a Harold Urey, kteří se snažili prosadit pohled na jaderný reaktor jako na chemicko-fyzikální systém. Tuto vizi převzal Alvin Weinberg, který společně se svými spolupracovníky z Národní laboratoře z Oak Ridge (ORNL) začal tuto koncepci jaderných reaktorů zpracovávat. Od roku 1948 se začaly provádět experimenty homogenního reaktoru s palivem na bázi roztoku síranu urynalu, které přešly od počátku padesátých let na experimenty s kapalným palivem ve formě fluoridových solí. [11] [12]

První, kdo zkoumali možnost použití roztavených solí na bázi fluoridu v jaderném reaktoru, byli vědci z ORNL Ed Betis a Ray Bryant. Rozsáhlý výzkum solných reaktorů odstartoval ve Spojených státech amerických v rámci armádního projektu „Aircraft Nuclear Propulsion“ (ANP), který vznikl v roce 1946 a v padesátých letech bych přesunut do ORNL. Hlavní motivací ANP bylo vytvoření vysokoteplotního jaderného reaktoru, který měl sloužit jako pohon pro bombardéry s dlouhým doletem. [11] [12]

2.1.1 ARE

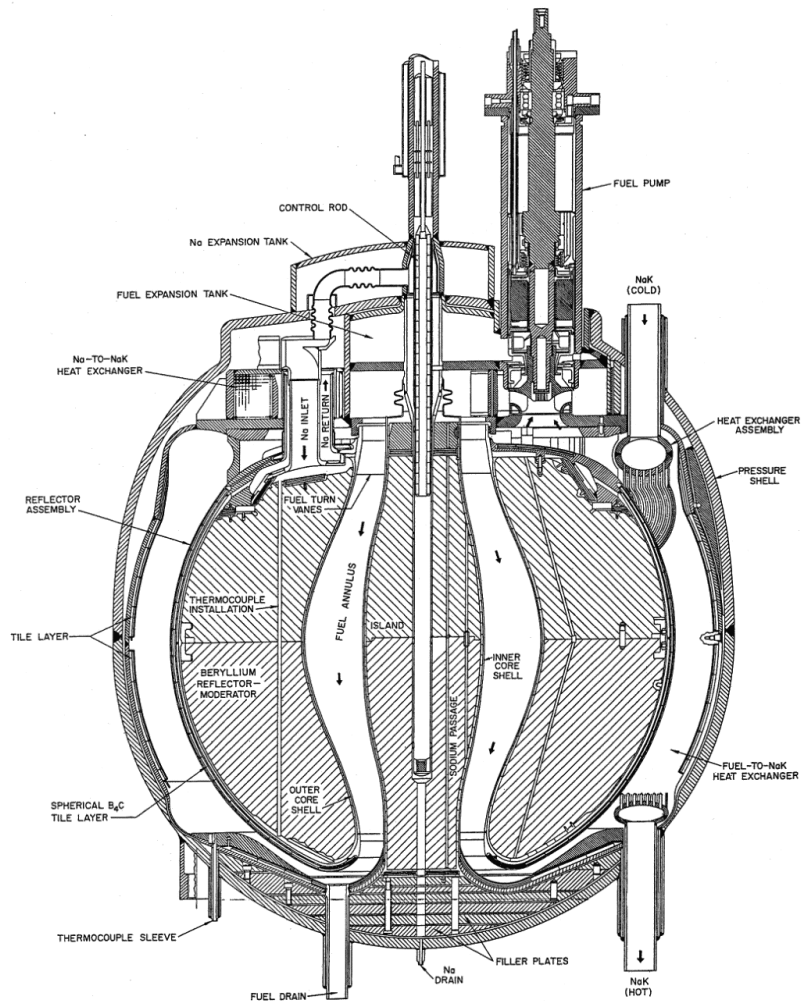
V rámci projektu ANP bylo rozhodnuto, že je nutné postavit „Aircraft Reactor Experiment“ (ARE), aby se získaly všechny potřebné informace ke konstrukci a návrhu reaktoru pro letadla. Původně měl být ARE na pevné palivo a měl být chlazen kapalným sodíkem. Nicméně kvůli obavám nestability řetězové reakce bylo od tohoto konceptu opuštěno a byl nahrazen cirkulujícím kapalným palivem. V roce 1953 byl postaven malý fungující model MSR, na který navázal v roce 1954 plnohodnotný MSR. Tento reaktor dosáhl výkonu 2,5 MWt a byl v provozu po dobu 9 dní při ustálené teplotě paliva 860 °C (nejvyšší teplota paliva 882 °C). Jako palivo bylo použito NaF – ZrF₄ – UF₄ s procentuálním složením 53,09 mol.% NaF, 40,73 mol.% ZrF₄ a 6,18 mol.% UF₄. Palivo bylo v primárním okruhu chlazené sekundárním okruhem s heliem, které následně ohřívalo vodu. Reflektor a moderátor byl chlazen tekutým sodíkem, který následně přenášel teplo na helium a vodu. Jako moderátor neutronů byl použit oxid berylnatý – BeO. Tento experiment proběhl bez jakýchkoliv mechanických či chemických problémů. Výsledkem bylo zjištěno, že nainstalované regulační tyče nejsou potřeba, protože díky negativnímu teplotnímu koeficientu reaktivity paliva s rostoucí teplotou je reaktor stabilní a samoregulační. [13] [14] [15] [16]



Obrázek č.2 Řez reaktoru ARE [16]

2.1.2 ART

Dalším vojenským experimentem v rámci ANP, který přímo navazoval na ARE, byl projekt ART, který probíhal v letech 1954 až 1957. V rámci tohoto projektu byl navržen reaktor s instalovaným výkonem 60 MWt, který by byl schopný provozu v letadle. Vzhledem ke tvaru je tento reaktor nazýván „Fireball“. Jako palivo opět využíval $\text{NaF} - \text{ZrF}_4 - \text{UF}_4$. Byl moderován beryliem a chlazen kapalným eutektikem sodíku a draslíku (NaK). V rámci testování jaderných bombardérů byly nainstalovány reaktory do dvou letounů B-36 Convair. Hlavním cílem bylo zajistit ochranu posádky letadla pomocí odklonění/stínění radioaktivního záření. Reaktor sám o sobě technicky uspěl, ale problém představovala hmotnost, která byla způsobená prvky pro stínění radioaktivního záření. [11] [14] [16]



Obrázek č.3 Řez reaktorem ART [16]

2.1.3 PWAR-1

Třetím solným reaktorem v rámci armádního výzkumu byl „Pratt and Whitney Aircraft Reactor-1“ (PWAR-1). Byl to kritický reaktor, který se designově podobal reaktoru „Fireball“. Kritičnosti dosáhl v roce 1957 a byl v provozu po několik týdnů, po kterých byl vypnut a rozebrán. Jako palivo a chladivo byla použita sůl $\text{NaF} - \text{ZrF}_4 - \text{UF}_4$. Reaktor byl provozován při konstantní teplotě okolo $675\text{ }^\circ\text{C}$ a téměř nulovém výkonu. Hlavním účelem pokusu bylo experimentálně ověřit teoreticky předpovězené jaderné vlastnosti reaktoru. [17] [18] [19]

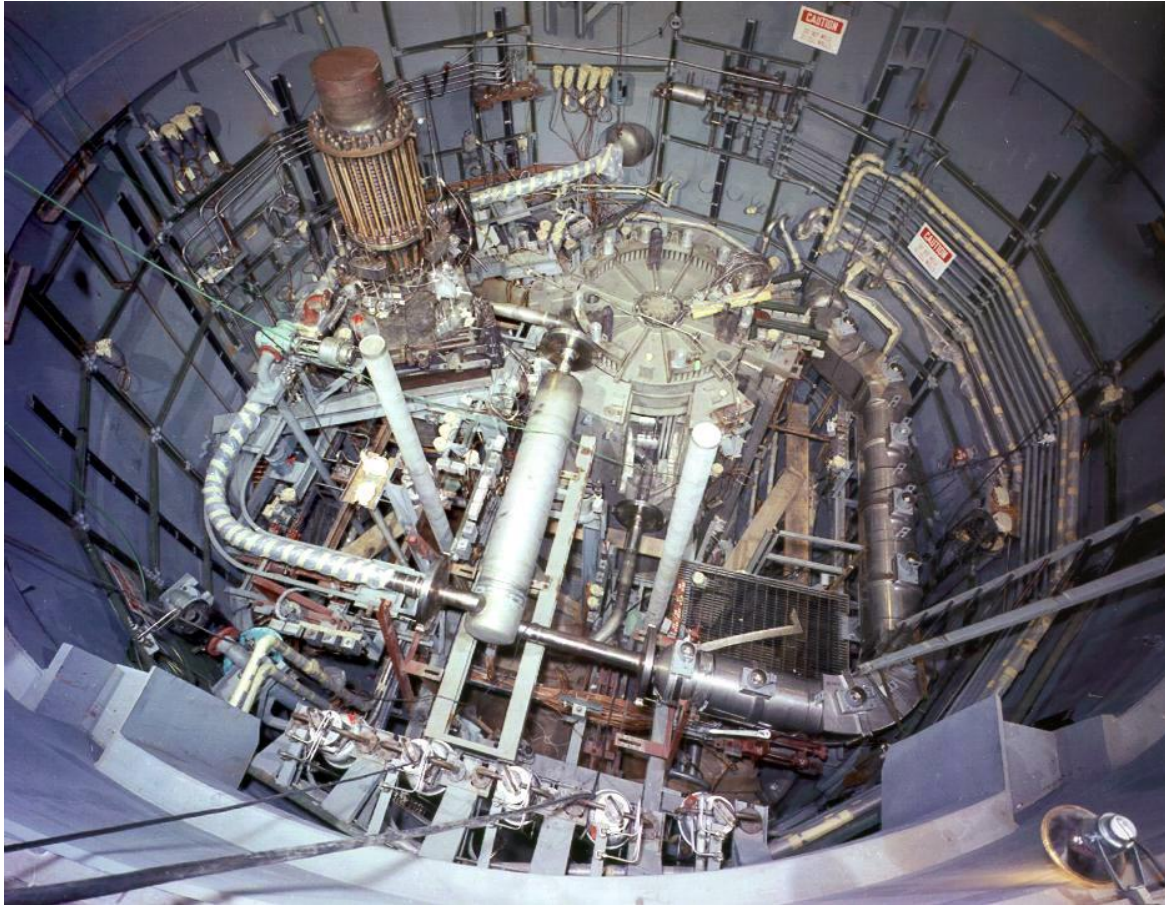
Celý program ANP byl v roce 1961 zrušen. Bylo to jednak z důvodu, že po 15 letech a obrovských finančních nákladech nebyl vyvinut vojensky funkční jaderný pohon, a hlavně z důvodu vzniku dalekonosných raket, které svou přítomností zrušily potřebu výzkumu letadel s jaderným pohonem. [17] [18] [19]

2.1.4 MSRE

Díky dobrým výsledkům reaktoru ARE a snahy využít nabytých znalostí o MSR, byla vytvořena v ORNL skupina vědců, která se zaměřila na civilní využití technologie MSR v podobě jaderné elektrárny. Výzkum výroby elektrické energie pomocí MSR začal v roce 1957 a trval do roku 1960. Tento výzkum dospěl k závěru, že MSR operující na thoriovém cyklu, mohou být vhodné na výrobu levné elektrické energie. V závislosti na tomto výzkumu se americká komise pro Atomovou energii rozhodla schválit projekt „Molten salt reactor experiment“ (MSRE). [15] [16]

V roce 1960 začal návrh designu reaktoru pro MSRE. Rozhodovalo se mezi two-fluid a single-fluid konceptem. I když two-fluid koncept měl v mnoha aspektech navrch, tak byl nakonec vybrán single-fluid koncept, a to zejména pro jednodušší konstrukci. V roce 1962 začala výstavba reaktoru, jehož provoz byl zahájen v roce 1964 a v roce 1965 dosáhl kritičnosti. Tepelný výkon tohoto experimentálního reaktoru se pohyboval okolo 7,5 MWt. Jako palivo a primární chladivo sloužila sůl ${}^7\text{LiF} - \text{BeF}_2 - \text{ZrF}_4 - \text{UF}_4$ s procentuálním složením 65 mol.% ${}^7\text{LiF}$, 29,1 mol.% BeF_2 , 5 mol.% ZrF_4 a 0,9 mol.% UF_4 . Jako sekundární chladivo byla použita sůl $\text{LiF} - \text{BeF}_2$. V aktivní zóně reaktoru bylo umístěno skoro 600 pyrolytických grafitových tyčí, které sloužily jako moderátor. Hlavní konstrukční materiál, který byl použit všude, kde docházelo ke styku se solí, byla slitina na bázi niklu INOR-8 (Hastelloy-N). [15] [16] [20] [22]

Po úspěšném provozu byla v roce 1968 ukončena první fáze, při níž se dosáhlo zamýšlených cílů. Tavenina o teplotách přesahující 648 °C téměř nepůsobila korozivně na kov ani grafit. Všechny části zařízení reaktoru byly provozovány bez potíží. Radioaktivní plyny a kapaliny byly bezpečně zachyceny a palivo bylo po celou dobu provozu stabilní. [15] [20]



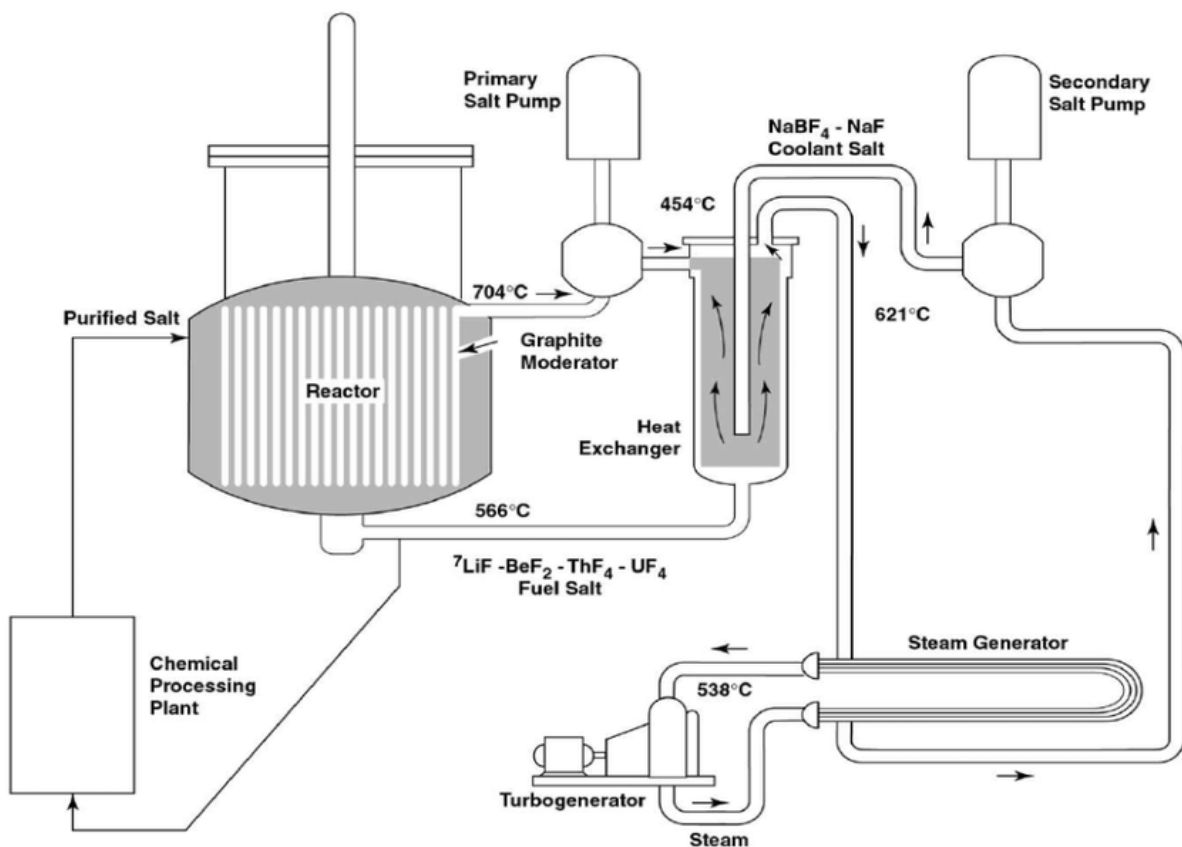
Obrázek č.4 Fotografie reaktoru MSRE [16]

Druhá fáze MSRE začala v roce 1968, kdy byl pomocí plynného fluoru separován uran z primárního okruhu v palivové soli jako UF_6 . V dalším kroku bylo do nosné soli přidáno eutektikum $^{233}UF_4 - LiF$. Tímto došlo ke změně paliva z ^{235}U na ^{233}U . V říjnu roku 1968 dosáhl reaktor kritičnosti a stal se tak prvním kritickým reaktorem, který využívá ^{233}U jako palivo. Do taveniny bylo přidáno i plutonium ve formě PuF_3 , aby se zkoumala proveditelnost použití plutonia v reaktorech s roztavenou solí. Dále bylo zkoumáno odstraňování xenonu, chování štěpných produktů a chování tritia. V roce 1969 byl reaktor odstaven a projekt MSRE ukončen. Experiment byl velice úspěšný a přinesl mnoho nových poznatků, které vedly k projektu „Molten salt breeder reactor“ (MSBR). [15] [20] [21] [22]

2.1.5 MSBR

Následující fáze výzkumu v ORNL byla zaměřena na množivý reaktor MSBR. Koncepty množivých reaktorů jsou zajímavé z důvodu účinného využití štěpitelného uranu, kterého je v poměru k ostatním izotopům uranu v přírodě malé množství. Konkurovající koncept MSBR byl rychlý množivý reaktor chlazený sodíkem. [12] [19] [23]

V roce 1970 byl Weinbergovým týmem z ORNL představen návrh množivého reaktoru. Návrh představoval one-fluid koncept reaktoru s tepelným výkonem 2250 MWt a elektrickým výkonem 1 GWe. Jako palivo a primární chladivo byla použita směs solí $\text{LiF} - \text{BeF}_2 - \text{ThF}_4 - \text{UF}_4$. Vstupní teplota soli do reaktoru byla okolo $537\text{ }^\circ\text{C}$ a výstupní přibližně $705\text{ }^\circ\text{C}$. Palivový uran nesený touto směsí je ^{233}U , který vznikne přeměnou z thoria. Přibližný zisk paliva se odhadoval na 3,3 % za rok. Jako sekundární chladivo sloužila směs $\text{NaBF}_4 - \text{NaF}$. Reaktorová nádoba vyrobená z Hastelloy N byla navržena s průměrem 6,7 metru a výškou 6,1 metru. Jako reflektor a moderátor by sloužil grafit. [12] [19] [23]



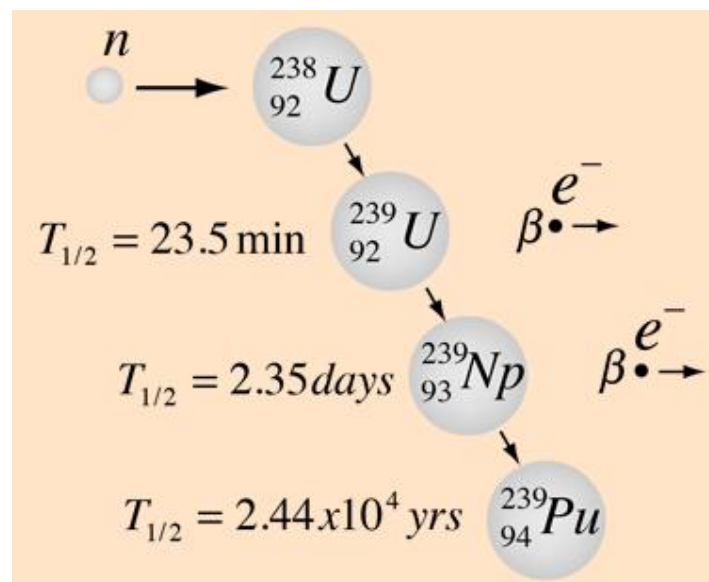
Obrázek č.5 Plánované schéma reaktoru MSBR [29]

Prvkem reaktorového systému mělo být i zařízení na přepracování paliva, které mělo palivový okruh čistit od štěpných produktů, odebírat přebytečný ^{233}U a průběžně doplňovat thoriem. Projekt MSBR byl ovšem, i přes všechny své výhody oproti tehdy stavěným reaktorům s pevným palivem a chlazených vodou, americkou Atomovou komisí zamítnut a zůstal pouze na papíře. [12] [19] [23]

2.1.6 Množivý systém

Množivé reaktory jsou obecně typem reaktorů, které při výrobě energie vyprodukují více štěpitelného materiálu, než sami spotřebují. Na rozdíl od konvenčních reaktorů, které jako palivo mohou používat pouze snadno štěpitelný ^{235}U , se u množivých využívá ^{238}U nebo ^{232}Th . Tím se výrazně rozšiřuje palivová základna, jelikož těchto izotopů je v přírodě oproti ^{235}U značné množství. Množivé reaktory lze rozdělit podle rychlosti neutronů na rychlé množivé a tepelné množivé. [24] [27]

Rychlé množivé reaktory využívají nejběžnější množivé reakce, což je vznik ^{239}Pu z neštěpitelného ^{238}U . Jako palivo se zde tedy používá ^{238}U , u kterého jsou při bombardování neutrony a následné absorpci neutronu, spuštěny dva po sobě jdoucí beta rozpady. Přes tyto rozpady vzniká již štěpitelný ^{239}Pu , jehož vzniklé množství udává množivý poměr. Množivý poměr vyjadřuje poměr vyrobeného štěpného ^{239}Pu ku štěpnému palivu použitého při jeho výrobě, tedy ^{235}U . Při štěpení ^{235}U vzniká průměrně 2,4 neutronů, přičemž 1 neutron je potřeba k udržení reakce. Zbylé 1,4 neutrony jsou v případě, že nedojde k jejich úniku nebo parazitnímu zachytu využity pro množení paliva. Hodnota 1,4 je též maximální hodnota, které může množivý poměr dosáhnout. [24] [25] [26]

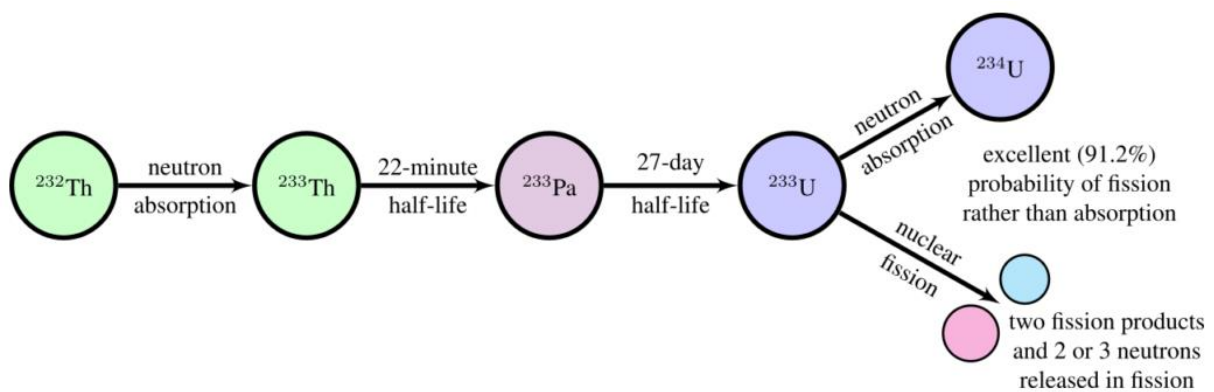


Obrázek č.6 Transmutace uranu-238 na plutonium-239 [26]

Vzniklé plutonium je dále ostřelováno rychlými neutrony. Při pohlcení volného neutronu se plutonium rozpadne na dva štěpné fragmenty. Při této reakci se uvolňuje teplo i neutrony, které následně štěpí další plutoniová jádra. Tento proces se stává samoudržující řetězovou reakcí. Teplo se z aktivní zóny odebírá pomocí tekutého kovu. Nejčastější chladivo

je tekutý sodík nebo lithium. Voda jako chladivo je pro tento typ nevhodná kvůli její schopnosti zpomalovat neutrony. Samotná aktivní zóna reaktoru se sestává z obohaceného uranu na úroveň až 30 %, který je obalen vrstvou ^{238}U . V aktivní zóně nenajdeme žádný moderátor, protože rychlé neutrony jsou účinnější pro transmutaci ^{238}U na ^{239}Pu . [24] [25] [26]

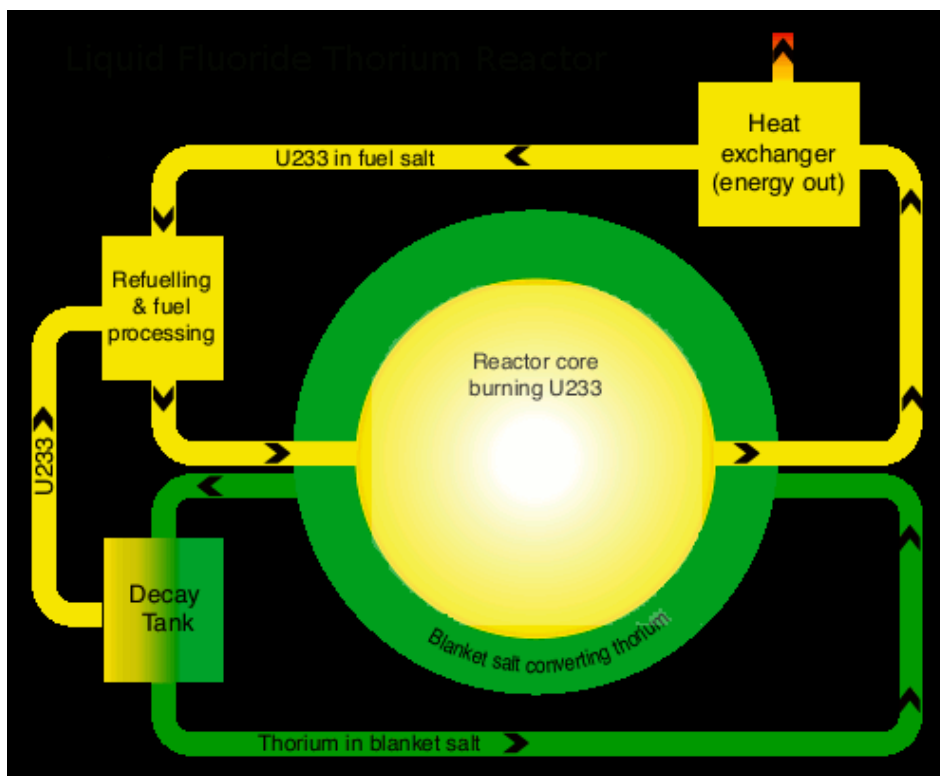
Tepelné množivé reaktory používají jako základní palivo ^{232}Th , které se přemění na štěpitelný ^{233}U . Průběh transmutace je obdobný jako u rychlých reaktorů. Tento izotop uranu je již schopný vytvořit řetězovou reakci. Oproti rychlým množivým reaktorům je zde potřeba moderátor v podobě grafitu, který slouží ke zpomalení neutronů. Teplo lze z aktivní zóny odebrat pomocí vody nebo soli. Existují hlavní dva koncepty konstrukce tepelného množivého reaktoru, a to single-fluid koncept a two-fluid koncept. [24] [25] [28]



Obrázek č.7 Transmutace thoria-232 na štěpný uran-233 [27]

Single-fluid koncept zahrnuje reaktorovou nádobu naplněnou solí, která obsahuje množitelný prvek (thorium) i štěpitelný prvek (uran). Do nádoby jsou zasunuty grafitové tyče pro moderaci a usměrňování toku soli. Sůl se zde chová i jako chladivo, které odnáší teplo do výměníku. Před vstupem do aktivní zóny se provádí čištění soli od štěpných produktů a dochází k doplnění uranu. [28] [29]

U two-fluid konceptu máme palivovou sůl a množivou sůl oddělenou. V oblasti aktivní zóny reaktoru, která obsahuje pouze štěpné látky, je velká hustota neutronů. Okolo oblasti aktivní zóny se nachází množivá sůl obsahující thorium. V důsledku absorpce neutronů, které unikly z oblasti aktivní zóny, dochází ke vzniku štěpného materiálu. Tento nově vzniklý štěpný materiál je následně separován od množivé soli a je přidáván do palivové soli, jež proudí přes aktivní zónu, tepelný výměník a přepracovací stanici. Oproti single-fluid konceptu je tento systém více účinný, protože nedochází k podstatnému úniku neutronů, má menší reaktorovou nádobu a jednodušší zpracování paliva. [28] [29]



Obrázek č.8 Two-fluid koncept [28]

2.2 Typy solí pro MSR

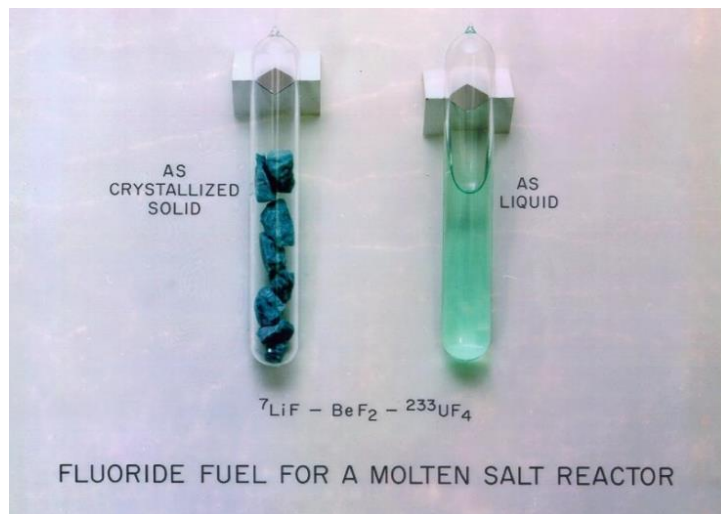
Jedním z důležitých prvků u MSR jsou palivové a chladicí soli. Palivové soli slouží k přenosu štěpitelného materiálu do aktivní zóny a také odvodu tepla z primárního okruhu. Chladicí soli se nacházejí v sekundárním okruhu a slouží pouze k přenosu tepla. Pro využití v MSR se zkoumají převážně fluoridové a chloridové solné směsi. Vývoj těchto směsí začal v ORNL již v rámci projektu ARE. Hlavní požadavky pro tyto směsi jsou nižší teplota tání, vysoká teplota varu, vysoká objemová tepelná kapacita, nízký tlak par při provozních teplotách, vysoká tepelná vodivost, možnost extrakce štěpných produktů z palivové soli, odolnost proti záření, chemická stabilita a další. [30] [31] [32] [33]

2.2.1 Fluoridové soli

Hlavním kandidátem pro chladivo primárního i sekundárního okruhu jsou fluoridové směsi solí. Uvažované směsi mají dostatečné hodnoty parametrů tepelné kapacity, tepelné vodivosti a viskozity při pracovních teplotách. Dále mají velmi nízký tlak par, přenášejí více tepla než voda, mají vysokou odolnost vůči záření, nereagují prudce s vodou či vzduchem, mají poměrně nízké korozivní účinky na grafit a jsou inertní vůči některým běžným konstrukčním materiálům. Tyto vhodné směsi se skládají nejčastěji z fluoridu lithného (LiF), fluoridu draselného (KF), fluoridu berylnatého (BeF), fluoridu zirkoničitého (ZrF₄) a fluoridu draselného (NaF). [30] [34] [35]

2.2.1.1 FLiBe

Jednou z nejdůležitějších fluoridových solí pro využití v MSR je směs $\text{LiF} - \text{BeF}_2$ (67 – 33mol%) známá pod zkratkou „FLiBe“. Tato směs byla vyvinuta v ORNL a sloužila jako palivová i chladicí sůl v projektu MSRE. FLiBe je eutektická při teplotě 459 °C a bod varu má při 1430 °C. Další vhodné vlastnosti jsou vysoká tepelná vodivost, vysoká tepelná kapacita, napomáhání moderaci neutronů a malé korozivní účinky, pokud je neznečištěná. Nevýhodou této směsi je vznik tritia vlivem izotopu lithia Li-6 a přítomnost toxického beryllia. [30] [32] [36]



Obrázek č.9 Palivová sůl FLiBe v pevném a kapalném skupenství [16]

2.2.1.2 FLiNaK

Dalším vhodnou fluoridovou solí je směs $\text{LiF} - \text{NaF} - \text{KF}$ (46,5 – 11,5 – 42mol%) nazývaná FLiNaK. Narozdíl od FLiBe se uvažuje o FLiNaK pouze jako o chladicí soli pro sekundární okruh kvůli nevhodným neutronickým vlastnostem. FLiNaK má teplotu tavení při 454 °C a začíná se vařit při 1570 °C. Má opět vysokou tepelnou vodivost a kapacitu. Oproti FLiBe je korozivnější, ale neobsahuje toxické beryllium. [32] [37] [38]

2.2.2 Chloridové soli

Druhým typem vhodných solí pro MSR jsou chloridové směsi solí. S chloridovými solemi se uvažuje v aplikaci palivové soli pro rychlé reaktory a jako chladivo do sekundárního okruhu. Skládají se z chloridu lithného (LiCl), chloridu draselného (KCl), chloridu sodného (NaCl) a chloridu hořečnatého (MgCl_2). Oproti fluoridům mají chloridy vyšší rozpustnost aktinidů, jsou levnější a mají větší korozivní účinky. [30] [31]

3 Výzkum MSR v ORNL

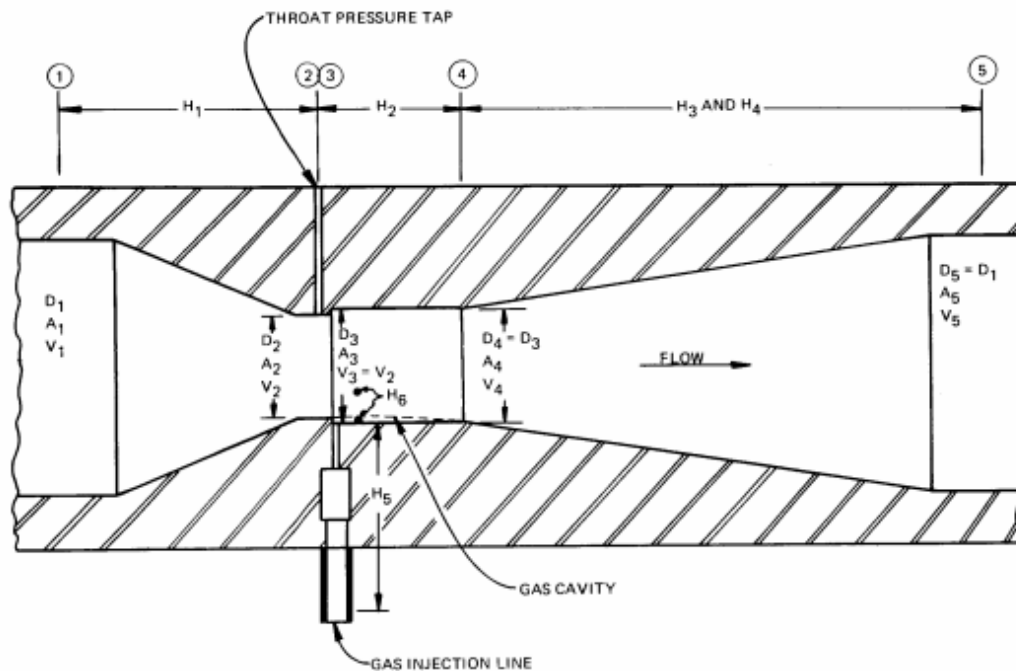
Historicky byl výzkum solí vhodných pro MSR a obecně technologií zabývajících se MSR v 20. století centralizován v „Oak Ridge National Laboratory“ ve Spojených státech amerických. ORNL je vědecko-technická mnohoúčelová národní laboratoř, nacházející se v americkém státě Tennessee. ORNL byla založena v roce 1943 v rámci projektu Manhattan. Jedná se o největší národní vědeckou laboratoř ve Spojených státech amerických v oblasti energetiky. Projekty v ORNL jsou zaměřeny zejména na vývoj bezpečnostních systémů, vývoj materiálů, výzkum neutronů a vývoj energetických zařízení. V této kapitole se zaměříme na vybrané problémy a komplikace, které provázely výzkum MSR. Následující podkapitoly vycházejí z technických zpráv a knižních publikací zveřejněných v online knihovně ORNL. Seznam dostupných technických zpráv a knižních publikací zabývajících se MSR z online knihovny ORNL jsou zpracovány do příloh. [39] [40]

3.1 Separace xenonu

Jeden z problémů, který musel být vyřešen při projektu MSBR, byl vznik xenonu a jeho separace. Separace xenonu je nutná, protože konkrétně xenon-135 je ideálním absorbatorem neutronů a kvůli této schopnosti je jeho přítomnost v aktivní zóně nepřijatelná. Xenon v reaktoru vzniká rozpadem jódu-135, který je běžným štěpným produktem. Výhodou MSR je, že dokáže tyto plynné štěpné produkty nepřetržitě odstraňovat z proudící palivové soli. Například pomocí bublin, které slouží k zachycení xenonu. Tyto bubliny musí být nejdříve vytvořeny a přivedeny do toku palivové soli a následně z této soli separovány. [41] [42]

3.1.1 Bublinový generátor typu Venturi

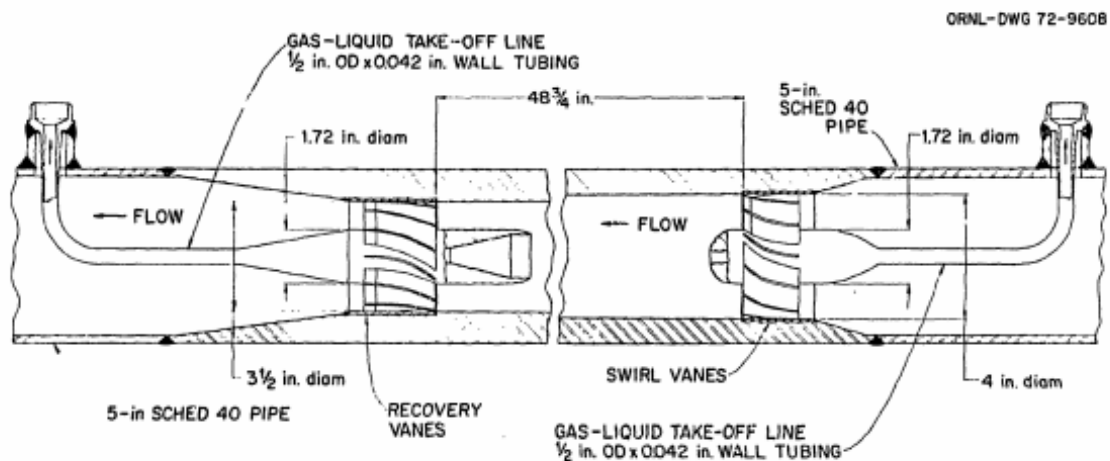
V rámci projektu MSBR byl pro systém odstraňující xenon vyvinut bublinový generátor Venturiho typu. K odstranění xenonu z palivové soli dochází díky nepřetržitému přísunu helia o vysoké rychlosti do proudu palivové soli v hrdle Venturiho trubice. Bublíny jsou tvořeny z důvodu turbulence tekutiny v difuzorovém kuželu. Množství helia vstříkované do soli se pohybuje mezi 0,2 – 1% objemové hmotnosti plynu, který se nachází ve střední rovině reaktoru. Xenon-135 se poté pomocí turbulentní difuze přenese z palivové soli na bubliny helia, které jsou následně odstraněny ze soli v separátoru. [43]



Obrázek č.10 Schéma bublinového generátoru Venturiho typu [43]

3.1.2 Bublinový separátor odstředivého typu

Kromě generátoru bublin je potřeba, aby v systému pro odstranění xenonu byl i jeho separátor. Opět v rámci projektu MSBR byla navržena koncepce odstředivého typu bublinového separátoru. Při vstupu do separátoru se kapalina s héliovými bublinami uvede při průchodu stacionárními vírovými lopatkami do rotačního pohybu. Bubliny se následně pohybují směrem ke středu separátoru, a to v důsledku gradientu radiálního tlaku vyvolaného vírovým pohybem kapaliny. Plyny jsou poté odstraněny společně s částí kapaliny přes odběrné otvory. Tyto otvory jsou umístěny na obou koncích separátoru. Kapalina následně protéká přes zotavovací lopatky, které odstraní rotaci vzniklou na vstupu. Účinnost tohoto separátoru se pohybuje mezi 80–95 % v závislosti na průměru bublin a kapalině. Dále se při experimentálních testech zjistilo, že xenon stačí separovat z 10 % postranního proudu, aby se jeho koncentrace snížila na přijatelnou úroveň. [44]



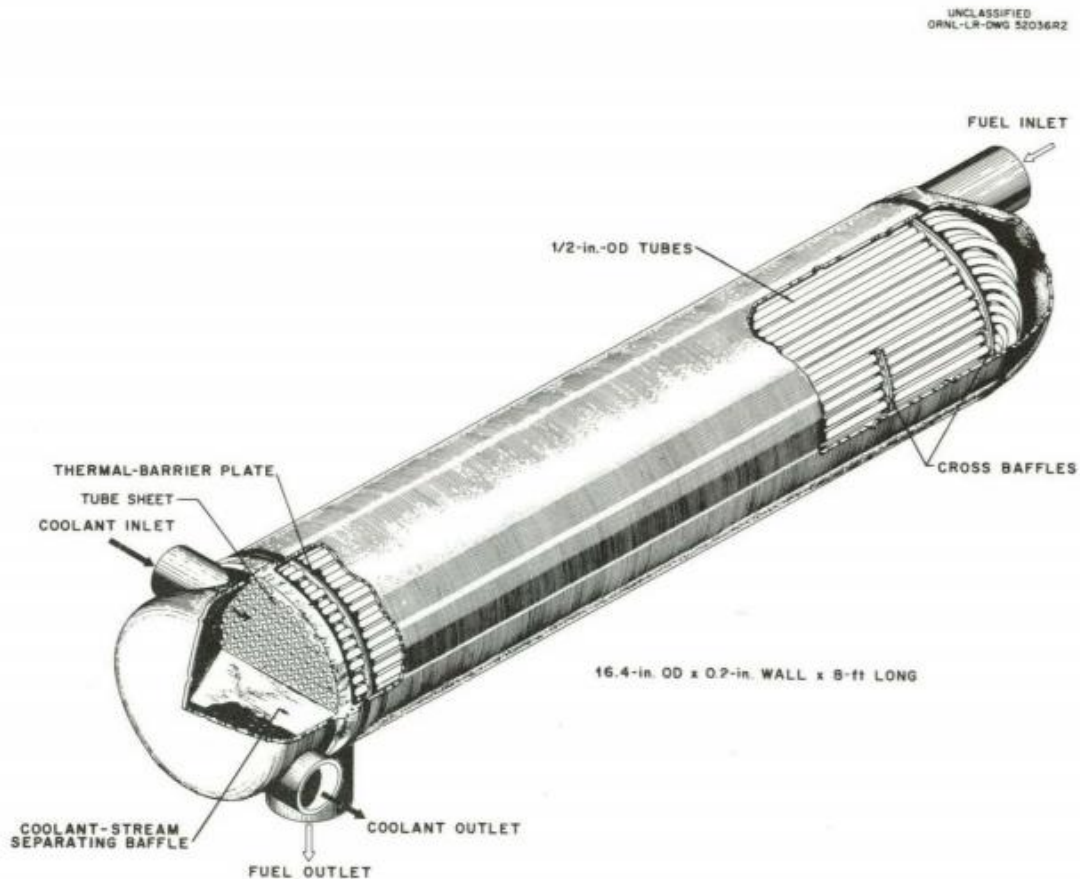
Obrázek č.11 Schéma bublinového separátoru odstředivého typu [44]

3.2 Výměníky tepla

Důležitým konstrukčním prvkem jakékoli elektrárny jsou výměníky tepla. Tyto zařízení slouží k průběžnému nebo přerušovanému přenosu tepelné energie mezi ohřívajícím a ohřívaným médiem. Mezi klasická teplotonosná média se řadí převážně voda, vodní pára, vzduch, spaliny a v případě MSR roztavené soli. Typy výměníků se dají rozdělit podle pracovního pochodu, podle účelu a použití, podle vzájemného proudění médií, podle konstrukčního řešení a podle kombinace teplotonosných médií. Základní požadavky na výměníky jsou co nejmenší rozměry, hmotnost, tlakové ztráty, cena a co nejvyšší výkon a spolehlivost v provozu. [45] [46]

3.2.1 Výroba primárního výměníku tepla pro MSRE

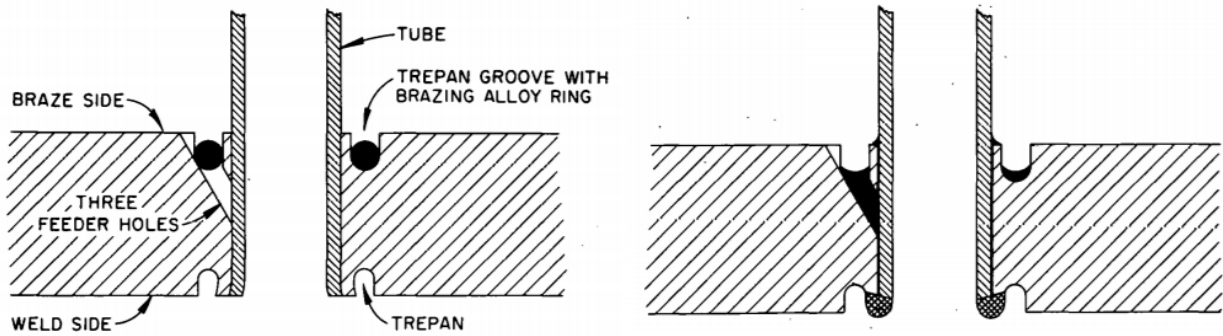
V rámci projektu MSRE byl vytvořen program, který se zabýval vývojem výrobních procesů výměníků tepla, které by zajistily co nejvyšší stupeň spolehlivosti. U MSRE byl použit rekuperační výměník s 163 U-trubkami o vnějším průměru 12,7 mm svařené s trubkovnicí o tloušťce 38,1 mm. Trubky i plášť výměníku byly vyrobeny z INOR-8 [Ni – Mo – Cr – Fe (17 – 7 – 4 – 72 mol%)], který je vysoce pevný materiál s vynikající odolností vůči korozi a dobrou svařitelností. Jako ohřívací médium sloužila palivová sůl ${}^7\text{LiF} - \text{BeF}_2 - \text{ZrF}_4 - \text{UF}_4$ a jako ohřívané médium v trubkách chladicí sůl $\text{LiF} - \text{BeF}_2$. [46]



Obrázek č.12 Primární tepelný výměník pro MSRE [46]

Hlavním výrobním problémem, který musel být vyřešen, byla spolehlivost svarových spojů typu trubka-hlava. Tyto spoje dobře fungují při nízkých a středních teplotách, ale při cyklických změnách vysokých teplot u nich dochází u svaru mezi trubkou a plechem k mikrotrhlinám v zářezu kořenu svaru. Jedním ze způsobů, jak tento problém vyřešit, je zpětným pájením, kterým se eliminuje zářez a hlavní napětí se přesouvá do příznivější oblasti. Na obrázcích č. 10 a 11 jsou schematicky znázorněny svařovaný a zpětně pájený spoj. Jako pájecí slitina byla vybrána Au – Ni (82 – 18mol%), která má dobrou odolnost proti korozi vůči roztavené fluoridové soli, dobrou tažnost a poměrně nízkou teplotu pájení. Dále byl vyvinut postup svařování i zpětného pájení. Hlavní podmínka byla čistota povrchu, která byla u sváření zajištěna vydrhnutím trubek pomocí acetonu a trichlorethylenu a následně smontovány čistými rukavicemi. Během montáže, svařování a rentgenografické kontroly, byl svazek trubek uzavřen v polyethylénovém vaku, který maximálně zamezoval kontaminaci, která by mohla ovlivnit následné pájení. Pájení bylo provedeno v peci naplněné suchým

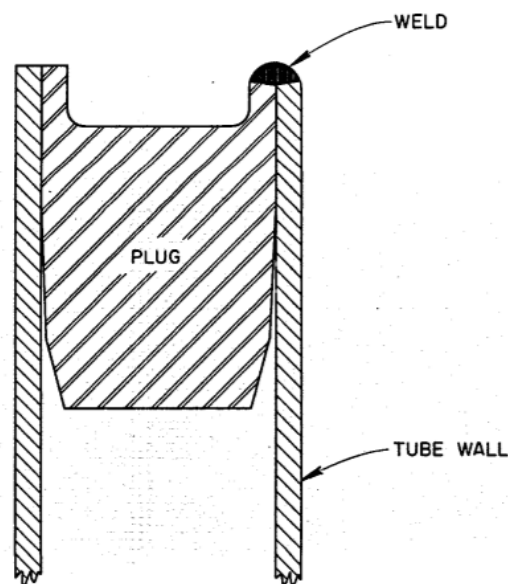
vodíkem. Po všech kontrolách se zjistilo, že všech 326 spojů trubek s trubkovnicí je schopno plnit svůj účel, ale musela se udělat ještě jedna úprava. [46] [47]



Obrázek č.13 Příprava trubnice před svařováním a pájením [46]

Obrázek č.14 Spoj trubka-trubnice po svařování a pájení [46]

Při předinstalační zkoušce průtoku výměníkem byly zjištěny tlakové ztráty, které dosahovaly nežádoucích hodnot. Metoda, která byla použita pro snížení tlakových ztrát, spočívala v odstranění čtyř U-trubek, které byly umístěny u vstupu i výstupu ohřívajícího média do výměníku. Po odstranění pláště byly tyto trubky uřezány a zbylo osm pahýlů, které musely být utěsněny. Společně s U-trubkami byly odstraněny i některé podpěrné tyče okolo obvodu výměníku, aby se udělalo místo pro svařovací hořák. Utěsnění bylo dosaženo pomocí nalisování zástrček z INOR-8, které byly přivařeny ke zbylým částím trubek. Tyto spoje byly provedeny speciálně kvalifikovaným svářečem spolehlivě, protože během provozu nedošlo k žádnému úniku chladicí soli ze systému. [47]



Obrázek č.15 Schéma designu zástrčky v trubce [47]

4 Výpočetní kódy

V současné době se při navrhování a vyhodnocování různých projektů využívá simulací vytvořených pomocí matematických modelů. Matematické modely mohou být využity v přírodních i společenských vědách. Existuje mnoho typů dělení modelů, přičemž hlavními jsou statické/dynamické, diskrétní/spojité a deterministické/stochastické.

- Statické/dynamické modely: Dynamické modely zohledňují časově proměnné změny stavu, vyvíjí se v čase. Statické modely jsou naopak časově neměnné.
- Diskrétní/spojité modely: Diskrétní modely jsou takové, že námi hledané proměnné se mění pouze v diskrétním souboru bodů v čase. Kontinuální modely naopak představují proměnné spojitým způsobem v čase.
- Deterministické/stochastické modely: Deterministické modely se vyznačují tím, že jsou zcela předvídatelné a neobsahují nejistotu. Prvky a vztahy mezi nimi jsou pevně dané, a tak nám při stejných vstupních podmínkách vyjdou vždy stejné výstupy. Stochastické metody mají vstupy náhodné proměnné, a tím pádem jsou jeho výstupy též náhodné. Výsledky jsou typické tím, že nám udávají směrodatnou odchylku, která vytváří interval možných výsledků. [48]

4.1 Monte Carlo metoda

Jedním z důležitých stochastických modelů je metoda Monte Carlo. Tato metoda využívá pseudonáhodná čísla, která tvoří náhodnou posloupnost, s jejichž pomocí lze vytvořit algoritmy. Tyto algoritmy následně umožňují řešení určitých integrálů, diferenciálních rovnic a simulace experimentů. Historie metody Monte Carlo sahá do 50. let minulého století. Jejimi tvůrci jsou Stanislaw Ulam, John von Neumann, Robert Richtmyer a Nicholas Metropolis. V roce 1947 napsal John von Neumann zjednodušený kód, který byl první formulací výpočtů Monte Carlo. Koncem roku 1947 byl kód dokončen a v roce 1948 byly provedeny první výpočty na počítači ENIAC. V následujících letech byly vytvořeny speciální samostatné kódy, které byly v roce 1977 spojeny a vytvořily první obecný kód MCNP. [49] [50] [51]

4.2 MCNP

Monte Carlo N-Particle Transport Code (MCNP) je univerzální, třírozměrný kód, který se využívá k modelování transportu částic. Nejčastěji se jedná o částice neutronů, fotonů a elektronů. MCNP se využívá zejména v oblasti dozimetrie a ochrany před ionizujícím zářením, při návrhu radiačního stínění, při návrhu deflektorů, k určení bezpečnosti jaderné kritičnosti, při návrhu štěpného a fúzního reaktoru a v mnoha dalších aplikacích. Hlavní výhodou MCNP

je jeho schopnost nahradit drahé, neproveditelné nebo časově náročné experimenty. Na druhou stranu je poměrně složité tyto kódy získat. Schválení a distribuce MCNP mimo Spojené státy americké, která se řídí zákony ministerstva energetiky, obvykle trvá několik měsíců s nejistým výsledkem. Výsledek, který nám metoda Monte Carlo udává, je v určitém intervalu spolehlivosti s určitou odchylkou. [49] [50] [51] [52]

4.3 Serpent

Jedním z dalších kódů využívajících metody Monte Carlo je víceúčelový kód Serpent. Vývoj tohoto kódu byl zahájen v roce 2004 v Technickém výzkumném středisku VTT ve Finsku. Od roku 2009 je kód veřejně distribuován. Původní verze Serpent 1, byl zjednodušený dvourozměrný transportní kód pro aplikace fyziky reaktorů. Následný vývoj Serpent 1 byl ukončen v roce 2010 společně se zahájením vývoje komplexnějšího kódu Serpent 2. Využití Serpent 2 se dá rozdělit do tří kategorií. [53] [54]

- 1) Aplikace fyziky reaktorů – výpočty kritičnosti, studie palivového cyklu, modelování reaktorů
- 2) Multi-fyzikální simulace – spojené výpočty tepelné hydrauliky, CFD kódy pro simulace odsíření a výkonnosti paliva
- 3) Simulace transportu částic – transport fotonů a neutronů, výpočty dávek záření a stínění, fúzní výzkum

5 Simulace v programu Serpent

V praktické části naší práce se budeme zabývat neutronickými vlastnostmi reaktoru při změnách tvaru, konstrukčních materiálů a chemického složení soli. Na úvod praktické části budeme porovnávat výsledky migračních ploch a délek pro základní tvary solných reaktorů získané výpočtem kritické rovnice a simulacemi pomocí kódu Serpent 2.

Reaktivita (ρ) je jedna ze základních fyzikálních veličin popisující stav reaktoru, respektive jeho kritičnost dle vztahu (1). Kladná reaktivita vyjadřuje nadkritický reaktor, záporná reaktivita znamená podkritický reaktor a nulová reaktivita vyjadřuje kritický reaktor. V praxi se vždy snažíme dosáhnout kritického reaktoru a tím pádem se přiblížit k reaktivitě rovno nule. [55] [56] [59]

$$\rho = \frac{k-1}{k} [-] \quad (1)$$

Reaktivita se určuje pomocí koeficientu násobení (k), který je poměrem mezi počtem neutronů právě vzniklé generace a počtem neutronů předchozí generace. Tento koeficient určuje, zda se hustota neutronů mění či zůstává konstantní. Tím pádem určuje, jaká ze tří následujících řetězových reakcí v reaktoru probíhá. [55] [56]

- 1) $k < 1$ – Podkritická řetězová reakce: počet neutronů v systému exponenciálně roste
- 2) $k > 1$ – Nadkritická řetězová reakce: počet neutronů v systému exponenciálně klesá
- 3) $k = 1$ – Kritická řetězová reakce: počet neutronů v systému zůstává konstantní

V nekonečně velikém reaktoru nemohou ze systému uniknout neutrony a v tomto případě mluvíme o koeficientu násobení v nekonečném prostředí (k_{inf}). K určení koeficientu násobení v nekonečném prostředí se používá Fermiho Čtyř-faktorový vzorec (2) a závisí na faktoru reprodukce (η), faktoru tepelného využití (f), pravděpodobnosti úniku rezonance (p) a faktoru rychlého štěpení (ϵ). [55] [57]

$$k_{inf} = \eta \cdot f \cdot p \cdot \epsilon [-] \quad (2)$$

Pro konečně velký reaktor zavádíme efektivní koeficient násobení (k_{eff}), který určujeme z Šesti-faktorového vzorce (3). K veličinám z Fermiho Čtyř-faktorového vzorce, které ovlivňují hodnotu efektivního koeficientu násobení, přibývají pravděpodobnosti neuniknutí neutronů ze systému (P_{NL}). [55] [57] [58]

$$k_{eff} = k_{inf} \cdot P_{NL} [-] \quad (3)$$

Pravděpodobnost neuniknutí neutronů ze systému je veličina, která udává pravděpodobnost neuniknutí rychlých i tepelných neutronů ze systému při jejich zpomalování. Tato veličina je závislá na geometrickém faktoru jaderného reaktoru (B) a na migrační délce neutronů (M), popřípadě migrační ploše neutronů (M^2) dle vzorce (4). [55] [59]

$$P_{NL} = \frac{1}{1+M^2 \cdot B^2} [-] \quad (4)$$

Geometrický faktor je veličina, která definuje geometrii jádra reaktoru. Tento faktor je možno ovlivňovat změnou jakéhokoliv rozměru aktivní zóny reaktoru. Pro základní geometrie je geometrický faktor dán vztahy viz Tabulka č.1. [55] [59]

| Geometrie | Geometrický faktor |
|-----------------|--|
| Nekonečná deska | $\left(\frac{\pi}{a}\right)^2$ |
| Kvádr | $\left(\frac{\pi}{a}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{b}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{c}\right)^2$ |
| Nekonečný válec | $\left(\frac{2,405}{R}\right)^2$ |
| Válec | $\left(\frac{2,405}{R}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{H}\right)^2$ |
| Koule | $\left(\frac{\pi}{R}\right)^2$ |

Tabulka č.1 Vztahy geometrického faktoru pro základní geometrie

Migrační délka neutronů je dána odmocninou ze součtu čtverců difúzních délek rychlých a tepelných neutronů. Přičemž difúzní délky určují vzdálenost mezi vznikem a zánikem daného neutronu. Velikost této veličiny ovlivňuje zejména volba moderátoru. [55] [59]

5.1 Vstupní parametry simulace

Pro simulace reaktoru byla použita sůl LiF – BeF₂ – UF₆ o molovém složení složek 66,85 % - 32,5 % - 0,65 %, o teplotě $T = 900\text{ K}$, hustotě $\rho_{FLiBe} = 2,186\text{ g/cm}^3$ a o hmotnostním složením jednotlivých prvků viz Tabulka č.2. Simulace byla prováděna po dobu 100 aktivních cyklů, při generování 10 000 neutrony za cyklus.

| FLiBe | | |
|-------|------------------------|------------------------------|
| Prvek | Hmotnostní složení [%] | Hustota [g/cm ³] |
| U-235 | 4,067 | 2,186 |
| U-238 | 0,310 | |
| F | 73,849 | |
| Li-6 | 0,001 | |
| Li-7 | 13,394 | |
| Be | 8,377 | |

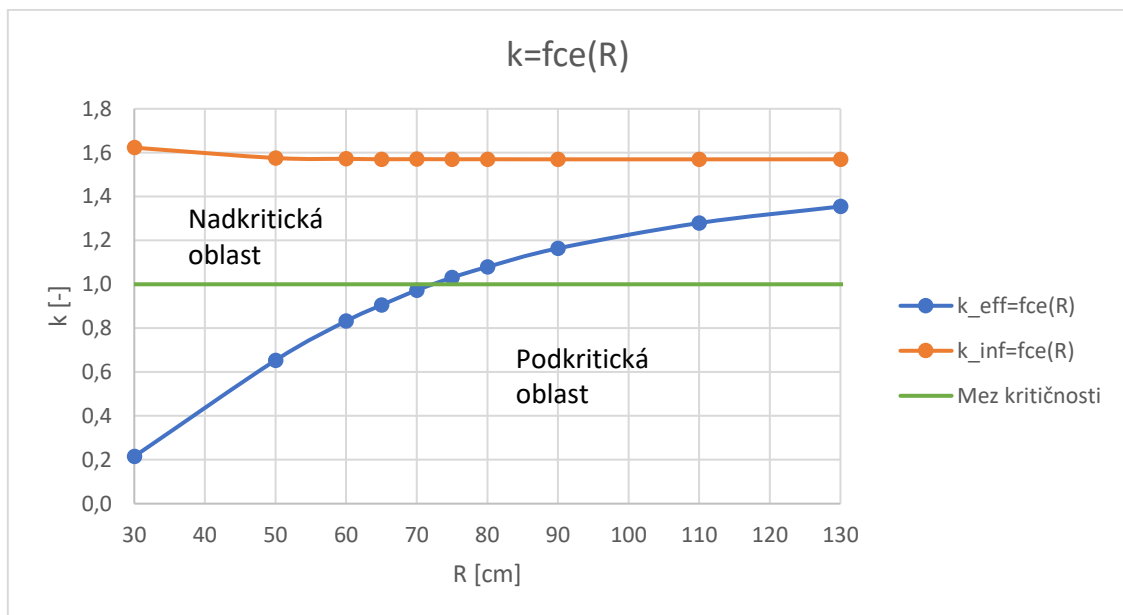
Tabulka č.2 Složení FLiBe soli [60]

Simulace byla prováděna pro tři různé geometrie reaktoru, a to kouli, kvádr a válec. Pro simulace koule se měnil její průměr a u simulací kvádrů se měnila délka strany jeho čtvercové podstavy při konstantní výšce kvádrů, která činila vždy 2,5 metru. Pro válec jsme zanechali konstantní výšku 2,5 metru a měnili jsme poloměr jeho podstavy. Výstupní data každé simulace obsahovala veličiny k_{eff} a k_{inf} , ze kterých se dále výpočtem zjistily hodnoty veličin pravděpodobnosti neuniknutí, migrační plochy a migrační délky.

5.1.1 Výsledky simulace – koule, kvádr, válec

| Výsledky simulace pro reaktor ve tvaru koule | | | | | | | |
|--|--------|---------------|---------------|--------------------------|--------------|--------------------------|--------|
| Simulace | R [cm] | k_{eff} [-] | k_{inf} [-] | B^2 [cm ²] | P_{NL} [-] | M^2 [cm ²] | M [cm] |
| 1 | 30 | 0,2152 | 1,6229 | 0,01097 | 0,133 | 596,665 | 24,43 |
| 2 | 50 | 0,6535 | 1,5757 | 0,00395 | 0,415 | 357,441 | 18,91 |
| 3 | 60 | 0,8320 | 1,5719 | 0,00274 | 0,529 | 324,367 | 18,01 |
| 4 | 65 | 0,9050 | 1,5701 | 0,00234 | 0,576 | 314,635 | 17,74 |
| 5 | 70 | 0,9728 | 1,5704 | 0,00201 | 0,619 | 304,986 | 17,46 |
| 6 | 75 | 1,0305 | 1,5701 | 0,00175 | 0,656 | 298,402 | 17,27 |
| 7 | 80 | 1,0791 | 1,5701 | 0,00154 | 0,687 | 295,064 | 17,18 |
| 8 | 90 | 1,1638 | 1,5697 | 0,00122 | 0,741 | 286,254 | 16,92 |
| 9 | 110 | 1,2793 | 1,5696 | 0,00082 | 0,815 | 278,186 | 16,68 |
| 10 | 130 | 1,3547 | 1,5698 | 0,00058 | 0,863 | 271,952 | 16,49 |

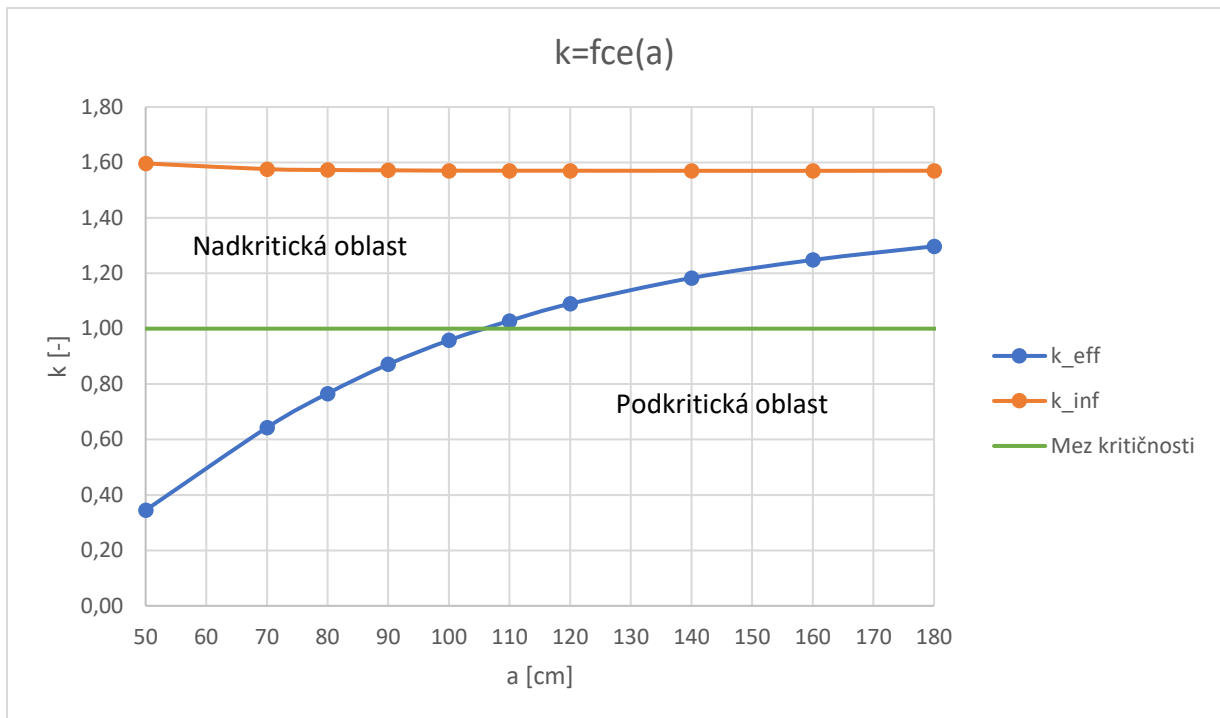
Tabulka č.3 Parametry reaktoru ve tvaru koule



Graf č.1 Graf závislosti k_{eff} a k_{inf} na poloměru reaktoru ve tvaru koule

| Výsledky simulace pro reaktor ve tvaru kvádru | | | | | | | |
|---|--------|---------------|---------------|--------------------------|--------------|--------------------------|--------|
| Simulace | a [cm] | k_{eff} [-] | k_{inf} [-] | B^2 [cm ²] | P_{NL} [-] | M^2 [cm ²] | M [cm] |
| 1 | 50 | 0,3450 | 1,5963 | 0,00805 | 0,216 | 450,298 | 21,22 |
| 2 | 70 | 0,6431 | 1,5758 | 0,00419 | 0,408 | 346,411 | 18,61 |
| 3 | 80 | 0,7661 | 1,5725 | 0,00324 | 0,487 | 324,639 | 18,02 |
| 4 | 90 | 0,8714 | 1,5714 | 0,00259 | 0,555 | 309,591 | 17,60 |
| 5 | 100 | 0,9580 | 1,5701 | 0,00213 | 0,610 | 299,728 | 17,31 |
| 6 | 110 | 1,0282 | 1,5700 | 0,00179 | 0,655 | 294,462 | 17,16 |
| 7 | 120 | 1,0899 | 1,5699 | 0,00153 | 0,694 | 288,078 | 16,97 |
| 8 | 140 | 1,1829 | 1,5697 | 0,00117 | 0,754 | 280,660 | 16,75 |
| 9 | 160 | 1,2479 | 1,5696 | 0,00093 | 0,795 | 277,416 | 16,66 |
| 10 | 180 | 1,2972 | 1,5700 | 0,00077 | 0,826 | 274,062 | 16,55 |

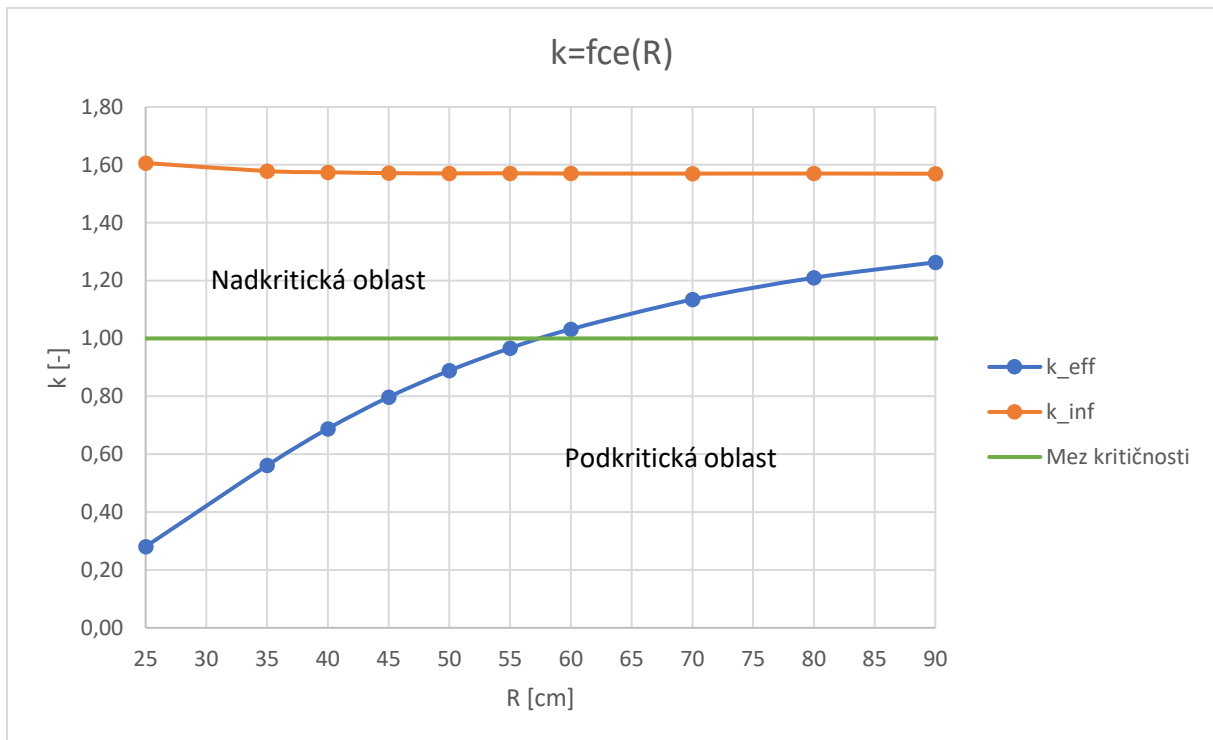
Tabulka č.4 Parametry krychlového reaktoru



Graf č.2 Graf závislosti k_{eff} a k_{inf} na podstavě reaktoru ve tvaru kvádru s konstantní výškou

| Výsledky simulace reaktoru ve tvaru válce | | | | | | | |
|---|--------|---------------|---------------|--------------------------|--------------|--------------------------|--------|
| Simulace | R [cm] | k_{eff} [-] | k_{inf} [-] | B^2 [cm ²] | P_{NL} [-] | M^2 [cm ²] | M [cm] |
| 1 | 25 | 0,2807 | 1,6063 | 0,00941 | 0,175 | 501,749 | 22,40 |
| 2 | 35 | 0,5611 | 1,5784 | 0,00488 | 0,355 | 371,588 | 19,28 |
| 3 | 40 | 0,6881 | 1,5743 | 0,00377 | 0,437 | 341,342 | 18,48 |
| 4 | 45 | 0,7972 | 1,5713 | 0,00301 | 0,507 | 322,178 | 17,95 |
| 5 | 50 | 0,8888 | 1,5705 | 0,00247 | 0,566 | 310,315 | 17,62 |
| 6 | 55 | 0,9664 | 1,5708 | 0,00207 | 0,615 | 302,089 | 17,38 |
| 7 | 60 | 1,0320 | 1,5699 | 0,00176 | 0,657 | 295,367 | 17,19 |
| 8 | 70 | 1,1345 | 1,5697 | 0,00134 | 0,723 | 286,675 | 16,93 |
| 9 | 80 | 1,2098 | 1,5700 | 0,00106 | 0,771 | 280,466 | 16,75 |
| 10 | 90 | 1,2631 | 1,5693 | 0,00087 | 0,805 | 277,937 | 16,67 |

Tabulka č.5 Parametry válcového reaktoru



Graf č.3 Graf závislosti k_{eff} a k_{inf} na poloměru reaktoru ve tvaru válce

Ze simulací vyplývá, že hodnoty k_{eff} se zvyšují společně se zvětšujícími se rozměry reaktoru a postupně se přibližují hodnotám k_{inf} , a to u koule, kvádru i válce. Zároveň je z grafů č.1,2 a 3 vidět, že k_{inf} je s malými odchylkami konstantní a na rozměrech reaktoru tedy není nijak závislé. Je to z toho důvodu, že k_{inf} nám udává hodnotu poměru vzniklých neutronů vůči zaniklým v nekonečně velikém reaktoru, ze kterého neunikají žádné neutrony. Výsledné hodnoty k_{eff} jsou právě ovlivněny unikajícími neutrony ze systému, které jsou vyjádřeny pravděpodobností neuniknutí (P_{NL}), která se také s rostoucími rozměry zvyšuje a přibližuje se k hodnotě 1, kdy by se jednalo o nekonečný reaktor.

Kritičnost reaktoru ve tvaru koule nastane při našich daných vstupních parametrech při rozměru koule o průměru 0,72 metru. U reaktoru ve tvaru kvádru kritičnost nastane při výšce 2,5 metru a podstavě 1,05 x 1,05 metru. Pro reaktor ve tvaru válce bychom dosáhli nulové reaktivity při výšce 2,5 metru a poloměru podstavy 0,57 metru. Z pohledu velikosti reaktoru je tedy nejlepším tvarem koule, která by při kritičnosti zabírala 1,563 metru kubických oproti 2,756 metru kubických u kritického reaktoru ve tvaru kvádru s fixní výškou 2,5 metru. Objem válcového reaktoru v kritičnosti by byl oproti kvádrovému tvaru o něco menší při hodnotě 2,552 metru kubických.

Cílem simulace bylo zjistit hodnoty migrační plochy a migrační délky neutronů pro solný reaktor ve tvaru koule, kvádru a válce. Hodnoty těchto veličin jsou nejpřesnější, když se

jedná o kritický reaktor. Výsledná migrační plocha a tím pádem i migrační délka pro kritický reaktor vychází větší pro reaktor ve tvaru koule viz Tabulka č.5. To znamená, že neutron urazí mezi svým vznikem a zánikem průměrně větší vzdálenost v reaktoru ve tvaru koule než kvádr. Naše získané výsledky přibližně odpovídají experimentálním hodnotám pro MSR, které činí hodnot u migrační plochy $M^2 = 309 \text{ cm}^2$ a migrační délky $M = 17,6 \text{ cm}$ [61]. Odchylka může být způsobena rozdílnými vstupními parametry.

| | Migrační plocha [cm^2] | Migrační délka [cm] |
|-------|-----------------------------------|---------------------|
| Koule | 303,951 | 17,43 |
| Kvádr | 297,965 | 17,26 |
| Válec | 298,612 | 17,29 |

Tabulka č.6 Výsledky migrační plochy a délky ze simulace pro kritický reaktor

5.2 Ideální rozměry pro reaktor ve tvaru válce

Pro následující simulace budeme uvažovat válcový tvar reaktoru, který je ve světě jaderné energetiky nejběžnější. Ideálními rozměry reaktoru rozumíme ty rozměry, při kterých je reaktivita reaktoru rovna nule. Tím pádem budeme hledat rozměry, při kterých budou naše simulace dosahovat hodnoty blízké 1 u parametru k_{eff} . Simulace jsme prováděli pro výšky mezi 100 až 600 cm a s poloměry mezi 30 až 80 cm. Jako palivovou sůl jsme ponechali sůl FLiBe z minulých simulací viz Tabulka č.2. Výsledky simulace můžeme vidět v Tabulce č.7.

| k_{eff} | | Poloměr [cm] | | | | | | | | | | |
|------------|--------|--------------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|
| | | 30 | 35 | 40 | 45 | 50 | 55 | 60 | 65 | 70 | 75 | 80 |
| Výška [cm] | 100 | 0,3654 | 0,4787 | 0,5836 | 0,6709 | 0,7454 | 0,8086 | 0,8613 | 0,9065 | 0,9437 | 0,9758 | 1,0048 |
| | 120 | 0,3841 | 0,5064 | 0,6170 | 0,7118 | 0,7922 | 0,8617 | 0,9171 | 0,9649 | 1,0056 | 1,0422 | 1,0732 |
| | 140 | 0,3966 | 0,5264 | 0,6401 | 0,7398 | 0,8233 | 0,8948 | 0,9535 | 1,0052 | 1,0479 | 1,0851 | 1,1165 |
| | 160 | 0,4062 | 0,5391 | 0,6543 | 0,7568 | 0,8450 | 0,9176 | 0,9800 | 1,0342 | 1,0769 | 1,1142 | 1,1468 |
| | 180 | 0,4212 | 0,5467 | 0,6670 | 0,7703 | 0,8590 | 0,9358 | 0,9968 | 1,0513 | 1,0972 | 1,1356 | 1,1663 |
| | 200 | 0,4171 | 0,5526 | 0,6747 | 0,7792 | 0,8713 | 0,9460 | 1,0112 | 1,0661 | 1,1109 | 1,1509 | 1,1813 |
| | 250 | 0,4225 | 0,5629 | 0,6874 | 0,7966 | 0,8891 | 0,9664 | 1,0344 | 1,0865 | 1,1357 | 1,1762 | 1,2098 |
| | 300 | 0,4283 | 0,5673 | 0,6941 | 0,8055 | 0,8977 | 0,9772 | 1,0430 | 1,0983 | 1,1481 | 1,1882 | 1,2255 |
| | 350 | 0,4295 | 0,5717 | 0,6996 | 0,8105 | 0,9050 | 0,9859 | 1,0519 | 1,1065 | 1,1560 | 1,1965 | 1,2338 |
| | 400 | 0,4313 | 0,5752 | 0,7028 | 0,8141 | 0,9083 | 0,9890 | 1,0563 | 1,1127 | 1,1614 | 1,2036 | 1,2383 |
| | 450 | 0,4329 | 0,5753 | 0,7047 | 0,8144 | 0,9111 | 0,9909 | 1,0619 | 1,1153 | 1,1658 | 1,2070 | 1,2430 |
| | 500 | 0,4352 | 0,5765 | 0,7066 | 0,8170 | 0,9135 | 0,9949 | 1,0602 | 1,1179 | 1,1661 | 1,2085 | 1,2446 |
| | 550 | 0,4340 | 0,5775 | 0,7076 | 0,8186 | 0,9143 | 0,9957 | 1,0622 | 1,1217 | 1,1691 | 1,2112 | 1,2477 |
| 600 | 0,4341 | 0,5775 | 0,7058 | 0,8205 | 0,9158 | 0,9967 | 1,0655 | 1,1229 | 1,1727 | 1,2130 | 1,2473 | |

Tabulka č.7 Simulace válcového reaktoru – hodnoty k_{eff} v závislosti na rozměrech

Pro vybrání konkrétního rozměru použijeme vztah pro ideální poměr výšky ku poloměru u válcového reaktoru, který jsme si získali výpočtem z následující rovnice.

$$B^2 = \left(\frac{\pi}{H}\right)^2 + \left(\frac{2,405}{R}\right)^2 \Rightarrow R^2 = \frac{2,405^2}{B^2 - \left(\frac{\pi}{H}\right)^2} \quad (5)$$

$$V = \pi R^2 H = \pi H \frac{2,405^2}{B^2 - \left(\frac{\pi}{H}\right)^2}; V'_{(H)} = 0 \quad (6)$$

$$H = 1,84735 \cdot R$$

Ze simulací z Tabulky č.6 a vypočteného poměru výšky ku poloměru lze říct, že se budeme pohybovat mezi poloměry 65 až 70 cm. Pro tyto poloměry jsme si vypočetli ideální výšky a simulacemi zjistili k_{eff} . Kritičnost reaktoru byla nejbližší pro rozměry $R = 68$ cm, $H = 125$ cm, a to $k_{eff} = 1,00158 \pm 0,00103$ viz Tabulka č.8.

| Poloměr [cm] | 65 | 66 | 67 | 68 | 69 | 70 |
|---------------|---------|----------|----------|---------|---------|---------|
| Výška [cm] | 120 | 122 | 124 | 125 | 127 | 129 |
| k_{eff} [-] | 0,96497 | 0,980919 | 0,993232 | 1,00158 | 1,01772 | 1,03703 |

Tabulka č.8 Simulace ideálního válcového reaktoru

5.3 Simulace konstrukčních materiálů ideálního válcového reaktoru

V následujících měřeních neutronických vlastností se zaměříme na konstrukční materiály našeho ideálního válcového reaktoru ($R = 68$ cm, $H = 125$ cm). Konstrukčním materiálem rozumíme obal izolující naši palivovou sůl od okolí. Při simulacích budeme pracovat se třemi druhy materiálu, a to s grafitem, nerezovou ocelí 316L a s niklovou slitinou Hastelloy N.

5.3.1 Grafit

Grafit je klasický materiál, se kterým se setkáme u jaderných reaktorů. Běžně je využíván pro jeho schopnost zpomalovat neutrony. Kromě moderace je využíván i jako reflektor či pokrytí paliva. Mezi jeho nejdůležitější vlastnosti patří vysoká teplota tání okolo 3000 °C a velmi nízká absorpce neutronů. [62]

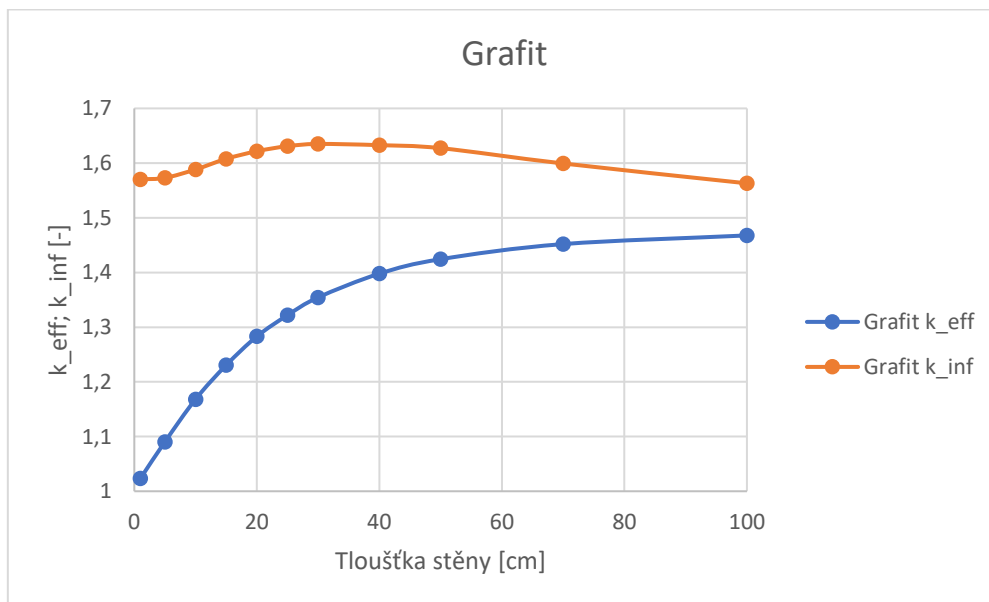
| Grafit | | |
|--------|------------------------|------------------------------|
| Prvek | Hmotnostní složení [%] | Hustota [g/cm ³] |
| C | 100 | 2,2 |

Tabulka č.9 Hmotností složení grafitu

Pro grafitový obal byly provedeny simulace tloušťky stěny od 1 do 100 cm. Z dosažených výsledků v následující tabulce je vidět, že grafit neutrony účinně moderuje a vrací zpět do aktivní zóny. Do tloušťky pokrytí 30 cm se nám dokonce zvyšují hodnoty k_{inf} . To je dáno vlastní malou absorpcí grafitu a většího vzniku neutronů z důvodu vrácených neutronů.

| Tloušťka stěny [cm] | k_{eff} [-] | Odchylka [-] | k_{inf} [-] | Odchylka [-] |
|---------------------|---------------|--------------|---------------|--------------|
| 1 | 1,02349 | 0,0008 | 1,57038 | 0,00019 |
| 5 | 1,09041 | 0,00086 | 1,573 | 0,0002 |
| 10 | 1,16831 | 0,00024 | 1,58843 | 0,00019 |
| 15 | 1,23056 | 0,00071 | 1,60782 | 0,00018 |
| 20 | 1,28307 | 0,00054 | 1,62174 | 0,00019 |
| 25 | 1,32183 | 0,00053 | 1,63094 | 0,0002 |
| 30 | 1,35441 | 0,00052 | 1,63499 | 0,00018 |
| 40 | 1,39784 | 0,00051 | 1,63282 | 0,00024 |
| 50 | 1,4243 | 0,0005 | 1,62735 | 0,00021 |
| 70 | 1,45194 | 0,00048 | 1,59933 | 0,00024 |
| 100 | 1,46777 | 0,00042 | 1,56304 | 0,00027 |

Tabulka č.10 Simulace válcového reaktoru s grafitovým pokrytím



Graf č.4 Graf závislosti k_{eff} a k_{inf} na tloušťce grafitové stěny

5.3.2 Ocel 316L

Ocel 316L je nízkouhlíková verze oceli 316. Jedná se o běžný konstrukční materiál používaný převážně v chemickém průmyslu díky své vysoké odolnosti vůči kyselinám.

Z důvodu nízkého obsahu uhlíku je ocel 316L velmi dobře svařitelná a vyznačuje se dobrou tvárností. Teplota tání naší austenitické nerezové oceli je 1375 °C, přičemž teploty při nepřetržitém provozu by neměly překročit 925 °C. Skládá se primárně ze železa, chromu, niklu a molybdenu, který oceli dodává větší odolnost vůči korozi. Podrobnější výpis prvků a jejich hmotnostní složení je uvedeno v Tabulce č.11. [63]

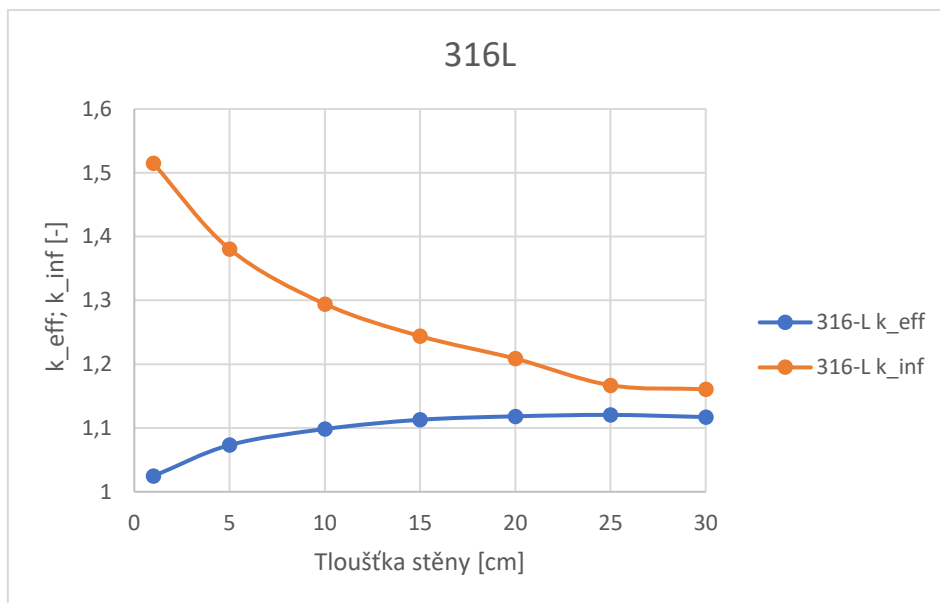
| 316L | | |
|-------|------------------------|------------------------------|
| Prvek | Hmotnostní složení [%] | Hustota [g/cm ³] |
| Fe | 65,545 | 7,9 |
| Cr | 17 | |
| Ni | 12 | |
| Mo | 2,5 | |
| C | 0,03 | |
| Mg | 2 | |
| P | 0,045 | |
| S | 0,03 | |
| Si | 0,75 | |
| N | 0,1 | |

Tabulka č.11 Hmotnostní složení nerezové oceli 316L [63]

Simulace jsme u konstrukčního materiálu 316L provedli pro tloušťky stěny od 1 do 30 cm. Kritičnost reaktoru se nám zvýšila z důvodu reflektorové funkce našeho pokrytí. Reaktivita reaktoru zůstává pro tloušťky stěny větší než 15 cm téměř konstantní a pro tloušťky stěny větší než 25 cm začíná převažovat absorpce neutronů před odrazem neutronů zpět do aktivní zóny a kritičnost začíná lehce klesat.

| Tloušťka stěny [cm] | k_{eff} [-] | Odchylka [-] | k_{inf} [-] | Odchylka [-] |
|---------------------|----------------------|--------------|----------------------|--------------|
| 1 | 1,02455 | 0,001 | 1,51474 | 0,00025 |
| 5 | 1,07321 | 0,00083 | 1,3805 | 0,00048 |
| 10 | 1,09832 | 0,00071 | 1,29443 | 0,00071 |
| 15 | 1,11285 | 0,00081 | 1,24398 | 0,00068 |
| 20 | 1,11828 | 0,00081 | 1,20871 | 0,00075 |
| 25 | 1,12049 | 0,00079 | 1,16698 | 0,00073 |
| 30 | 1,11712 | 0,0009 | 1,16075 | 0,00085 |

Tabulka č.12 Simulace válcového reaktoru s pokrytím oceli 316L



Graf č.5 Graf závislosti k_{eff} a k_{inf} na tloušťce ocelové stěny 316L

5.3.3 Hastelloy N

Hastelloy N je slitina na bázi uhlíku, která byla vynalezena v národní laboratoři v Oak Ridge jako materiál vhodný pro výrobu nádoby pro roztavené fluoridové soli. Tento materiál má díky přidanému molybdenu dobrou oxidační odolnost v prostředí horkých fluoridových solí dosahující teplot až 871 °C. Bylo otestováno, že korozivní účinky při těchto podmínkách měli dopad na úbytek materiálu menší než jeden milimetr za rok. Dále má slitina dobrou oxidační odolnost i na vzduchu při vysokých teplotách, dobrou svařitelnost, lze ji snadno kovat a nemá tendenci ke křehnutí ani při kontinuálně vysoce tepelném (nad 816 °C) provozu. Podrobnější hmotnostní složení je uvedeno v Tabulce č.13. [64]

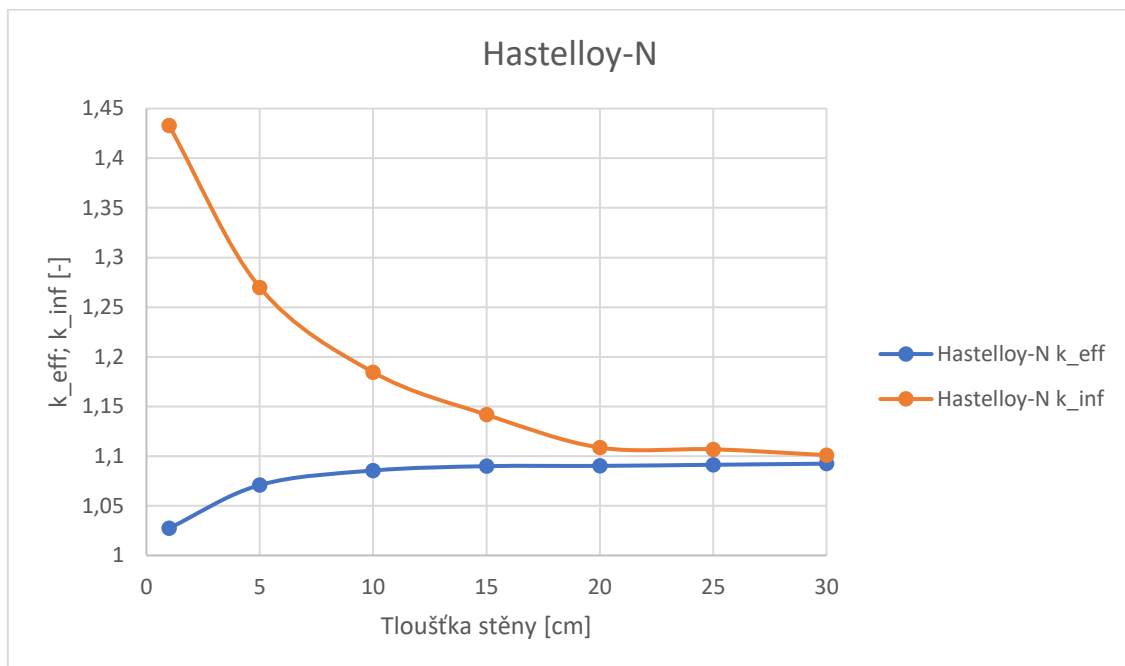
| Hastelloy N | | | | | |
|-------------|------------------------|------------------------------|-------|------------------------|------------------------------|
| Prvek | Hmotnostní složení [%] | Hustota [g/cm ³] | Prvek | Hmotnostní složení [%] | Hustota [g/cm ³] |
| Ni | 70,429 | 8,86 | W | 0,06 | 8,86 |
| Mo | 16,28 | | Cu | 0,02 | |
| Cr | 7,52 | | Co | 0,07 | |
| Fe | 3,97 | | B | 0,05 | |
| Ti | 0,26 | | S | 0,004 | |
| Mn | 0,52 | | P | 0,007 | |
| Si | 0,5 | | C | 0,05 | |
| Al | 0,26 | | | | |

Tabulka č.13 Hmotnostní složení Hastelloy N [64]

Tloušťku stěny Hastelloy N jsme pro simulace zvolili mezi 1 až 30 cm. Se zvyšující se tloušťkou nám roste i kritičnost reaktoru, která je ovšem pro šířky stěny větší jak 10 cm téměř konstantní. Dále je z výsledků simulace vidět, že pro tloušťku stěny pokrytí 30 cm je hodnota k_{eff} již velice blízka k_{inf} . To znamená, že se blížíme k maximální hodnotě k_{eff} pro námi ideální válcový reaktor s pokrytím Hastelloy N.

| Tloušťka stěny [cm] | k_{eff} [-] | Odchylka [-] | k_{inf} [-] | Odchylka [-] |
|---------------------|---------------|--------------|---------------|--------------|
| 1 | 1,02746 | 0,00093 | 1,43286 | 0,00044 |
| 5 | 1,07091 | 0,00089 | 1,26992 | 0,00062 |
| 10 | 1,08549 | 0,00084 | 1,18454 | 0,00076 |
| 15 | 1,08987 | 0,00087 | 1,14174 | 0,00078 |
| 20 | 1,09017 | 0,00093 | 1,10865 | 0,00085 |
| 25 | 1,0913 | 0,00084 | 1,10691 | 0,00082 |
| 30 | 1,09242 | 0,00087 | 1,10103 | 0,00086 |

Tabulka č.14 Simulace válcového reaktoru s pokrytím Hastelloy N



Graf č.6 Graf závislosti k_{eff} a k_{inf} na tloušťce stěny z Hastelloy N

Porovnáním výsledků všech tří námi simulovaných konstrukčních materiálů lze vypořádat, že všechny materiály mají efekt reflektoru. U všech materiálů se nám při jejich použití zvýšila kritičnost reaktoru, což znamená, že náš ideální reaktor bude potřebovat menší množství objemu palivové soli. U oceli 316L a Hastelloy N se nám hodnoty kritičnosti navýšily přibližně o 0,1, přičemž po tloušťkách přesahujících 15 cm zůstal tento parametr téměř

konstantní. Naprosto odlišný průběh k_{eff} měl grafit, jehož kombinace vlastností v čele s nízkou absorpcí neutronů a zpomalováním neutronů způsobila, že kritičnost rychle rostla s tloušťkou materiálu. Ke stagnaci nárůstu k_{eff} dochází až po 100 cm tloušťce grafitu při hodnotách okolo 1,5. Při použití grafitu nám tedy dojde k nejvýraznějšímu poklesu nutného objemu palivové soli, ale výsledná velikost reaktoru bude vyšší.

5.3.4 Hastelloy N + voda

Pro následující simulace budeme uvažovat námi zvolený ideální válcový reaktor s konstrukčním materiálem z Hastelloy N ponořeným v lehké a těžké vodě.

5.3.4.1 Lehká voda

Lehká voda neboli H_2O je běžným médiem, které se nachází v aktivní zóně tlakovodních reaktorů, jenž jsou ve světě nejběžnější. Zde slouží převážně jako chladivo, které odvádí teplo z reaktorové nádoby do výměníku a jako moderátor.

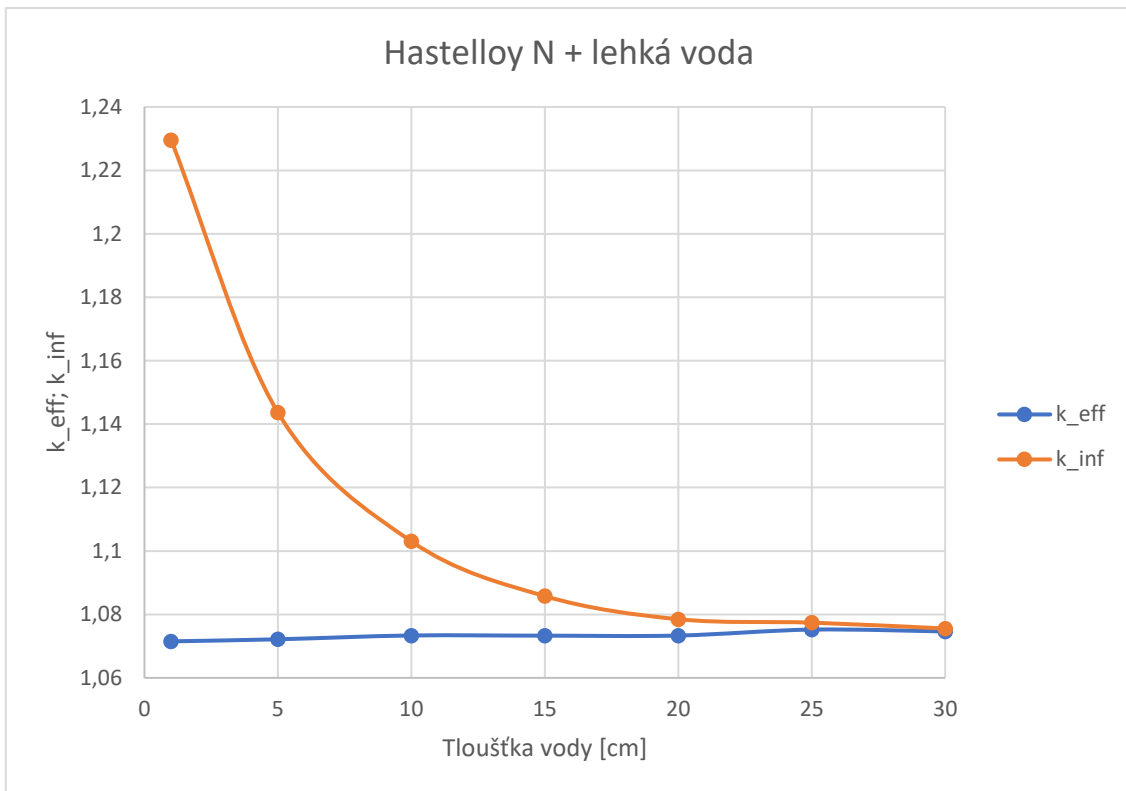
| Lehká voda | | |
|------------|------------------------|------------------------------|
| Prvek | Hmotnostní složení [%] | Hustota [g/cm ³] |
| H | 11,19 | 0,9832 |
| O | 88,81 | |

Tabulka č.15 Hmotnostní složení lehké vody

Simulace jsme provedli pro konstantní šířku pokrytí Hastelloy N, a to 5 cm. Tloušťku lehké vody jsme zkoumali v rozmezí 1 až 30 cm. Dle získaných hodnot viz Tabulka 15. je vidět, že výsledná kritičnost se nám prakticky nemění. Hodnoty k_{inf} nám ovšem klesají a pro šířku vodní stěny 30 cm se velice blíží hodnotě k_{eff} . To znamená, že téměř nedochází k úniku neutronu ze systému. Buď je neutron pohlcen, nebo se vrátí zpět do aktivní zóny.

| Tloušťka vody [cm] | k_{eff} [-] | Odchyłka [-] | k_{inf} [-] | Odchyłka [-] |
|--------------------|---------------|--------------|---------------|--------------|
| 1 | 1,07151 | 0,00083 | 1,22959 | 0,00068 |
| 5 | 1,07216 | 0,00091 | 1,14367 | 0,00078 |
| 10 | 1,07336 | 0,00101 | 1,10304 | 0,00094 |
| 15 | 1,0733 | 0,00077 | 1,08578 | 0,00075 |
| 20 | 1,07334 | 0,00097 | 1,07849 | 0,00096 |
| 25 | 1,07522 | 0,00084 | 1,07741 | 0,00084 |
| 30 | 1,07463 | 0,00096 | 1,07556 | 0,00096 |

Tabulka č.16 Simulace válcového reaktoru s pokrytím Hastelloy N obklopený lehkou vodou



Graf č.7 Graf závislosti k_{eff} a k_{inf} na tloušťce obalu reaktoru z lehké vody

5.3.4.2 Těžká voda

Těžká voda, známá též jako deuterium (D_2O), je svými vlastnostmi podobná vodě lehké. Má lehce vyšší hustotu, teplotu tání i teplotu tuhnutí. Stejně jako lehká voda se používá jako moderátor v tlakovodních reaktorech, konkrétně v reaktorech CANDU. Těžká voda má menší absorpční průřez než lehká voda, a tak dosahuje moderujícího účinku při menším počtu pohlcených neutronů. Z toho důvodu je možné používat palivo s menším procentem obohacení než u lehkodvodních reaktorů.

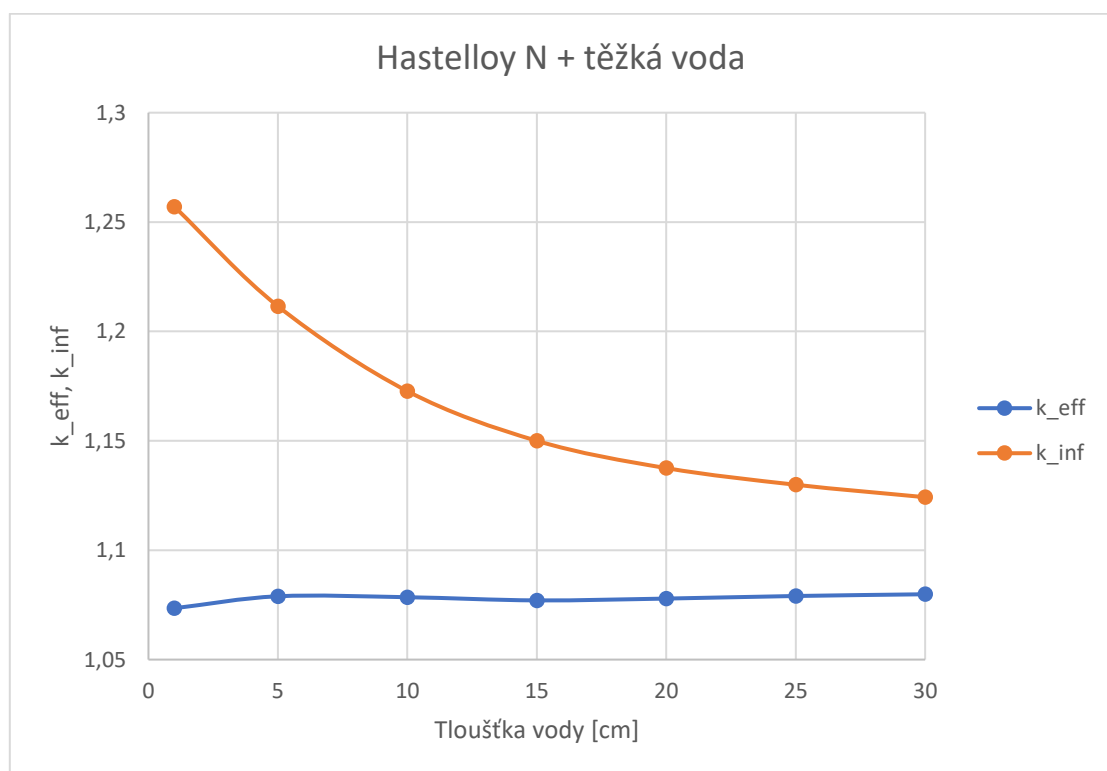
| Těžká voda | | |
|------------|------------------------|------------------------------|
| Prvek | Hmotnostní složení [%] | Hustota [g/cm ³] |
| 2H | 20 | 1,092 |
| O | 80 | |

Tabulka č.17 Hmotnostní složení těžké vody

Stejně jako u lehké vody ponecháváme 5 cm pokrytí Hastelloy N, které je obklopeno těžkou vodou v rozmezí mezi 1 až 30 cm. Kritičnost se nám s přibývajícím tloušťkou opět příliš nemění. Na hodnotách k_{inf} lze vidět rozdíl mezi lehkou vodou, která neutrony absorbuje více.

| Tloušťka vody [cm] | k_{eff} [-] | Odchylka [-] | k_{inf} [-] | Odchylka [-] |
|--------------------|---------------|--------------|---------------|--------------|
| 1 | 1,07348 | 0,00084 | 1,25706 | 0,00066 |
| 5 | 1,07894 | 0,00087 | 1,21154 | 0,00072 |
| 10 | 1,07851 | 0,00086 | 1,17271 | 0,00068 |
| 15 | 1,07706 | 0,00091 | 1,15001 | 0,00082 |
| 20 | 1,07789 | 0,00089 | 1,13753 | 0,00078 |
| 25 | 1,07907 | 0,0009 | 1,12992 | 0,00084 |
| 30 | 1,07986 | 0,0009 | 1,12423 | 0,00086 |

Tabulka č.18 Simulace válcového reaktoru s pokrytím Hastelloy N obklopený těžkou vodou



Graf č.8 Graf závislosti k_{eff} a k_{inf} na tloušťce obalu reaktoru z těžké vody

Ze simulací vyplývá, že systém s těžkou vodou dosahuje větší kritičnosti než systém obklopený lehkou vodou. Očekávaný výsledek, který je dán větším absorpčním průřezem u lehké vody vůči deuteriu. Ze získaných dat jde říct, že šířka vodních obalů ovlivňuje kritičnost minimálně. Oproti soustavě pouze s palivovou solí a pokrytím Hastelloy N (5 cm) se hodnoty kritičnosti mírně zvýšily z důvodu moderování neutronů. U lehké vody lze konstatovat, že se chová lépe než těžká voda, a to z pohledu stínění. Hodnoty k_{inf} se blíží hodnotám k_{eff} rychleji a pravděpodobnost neuniknutí neutronu se u lehké vody blíží $P_{NL} \doteq 1$.

5.4 Simulace reaktivity množivé soli

Kromě změny tvaru a konstrukčních materiálů lze zkoumat obměnu složení soli a její vliv na kritičnost. V našem případě nahradíme palivovou sůl $\text{LiF} - \text{BeF}_2 - \text{UF}_6$ (66,85 % - 32,5 % - 0,65 %) za množivou sůl $\text{LiF} - \text{BeF}_2 - \text{ThF}_4 - \text{UF}_4$ (66,85 % - 20,5 % - 12 % - 0,65 %), která je složením podobná soli, jež měla být použita v projektu MSBR. Výhoda použití systému s množivou solí je, že vyrobí více štěpitelného materiálu, než sám spotřebuje. Podrobné hmotnostní složení naší množivé soli podle prvků je zobrazeno v Tabulce č.19.

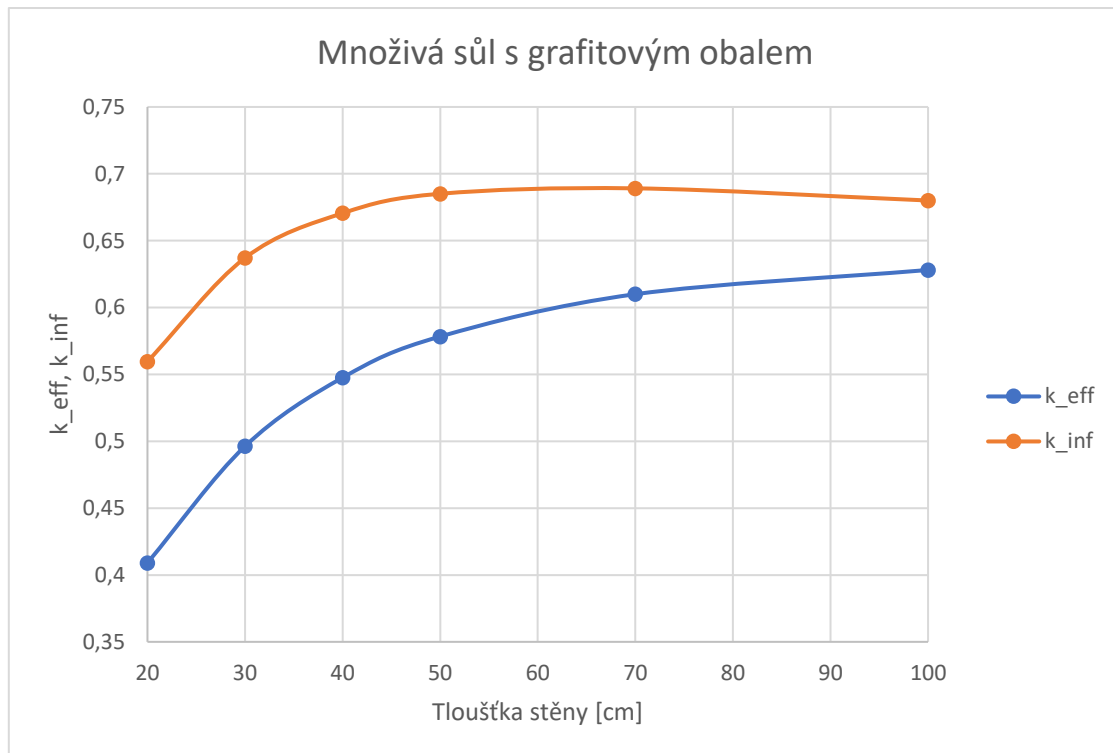
| Množivá sůl | | |
|-------------|------------------------|------------------------------|
| Prvek | Hmotnostní složení [%] | Hustota [g/cm ³] |
| F | 35,772 | 3,3 |
| Li-7 | 3,718 | |
| Li-6 | 0,000 | |
| Be | 0,760 | |
| Th | 57,792 | |
| U-235 | 1,820 | |
| U-238 | 0,137 | |

Tabulka č.19 Hmotnostní složení množivé soli

V první fázi simulace nahradíme palivovou sůl za množivou bez použití konstrukčního materiálu. Rozměry válcového reaktoru ponecháváme ty, které byly pro palivovou sůl kritické. V druhé fázi obalíme množivou sůl grafitem, jehož tloušťku stěny simulujeme od 20 do 100 cm.

| | k_{eff} [-] | Odchylka [-] | k_{inf} [-] | Odchylka [-] |
|-------------------------------|----------------------|--------------|----------------------|--------------|
| r=68; h=125 | 0,488788 | 0,00176 | 0,609573 | 0,00125 |
| | | | | |
| Tloušťka grafitové stěny [cm] | k_{eff} [-] | Odchylka [-] | k_{inf} [-] | Odchylka [-] |
| 20 | 0,409065 | 0,00128 | 0,559631 | 0,00116 |
| 30 | 0,496253 | 0,00131 | 0,63709 | 0,00115 |
| 40 | 0,547572 | 0,0012 | 0,670542 | 0,00106 |
| 50 | 0,578321 | 0,00117 | 0,685074 | 0,001 |
| 70 | 0,609967 | 0,00112 | 0,689139 | 0,00099 |
| 100 | 0,628081 | 0,00112 | 0,680038 | 0,00102 |

Tabulka č.20 Simulace válcového reaktoru s množivou solí a s grafitovým pokrytím



Graf č.9 Graf závislosti k_{eff} a k_{inf} na tloušťce grafitové stěny

Z výsledků simulace lze vidět, že při stejných rozměrech dosahuje množivá sůl poloviční kritičnosti než palivová sůl. Při přidání grafitového obalu, jakožto nejlepšího reflektoru, se nám zprvu k_{eff} při menších tloušťkách stěny sníží a začíná růst až od 30 cm tloušťky stěny. Hodnoty k_{inf} nám začínají klesat při 70 cm tloušťce grafitu, což znamená, že při této tloušťce stěny bychom dosáhli maximálního k_{eff} , při použití grafitové stěny. Je zřejmé, že kritický reaktor používající množivou sůl, by musel být větších rozměrů než reaktor s palivovou solí.

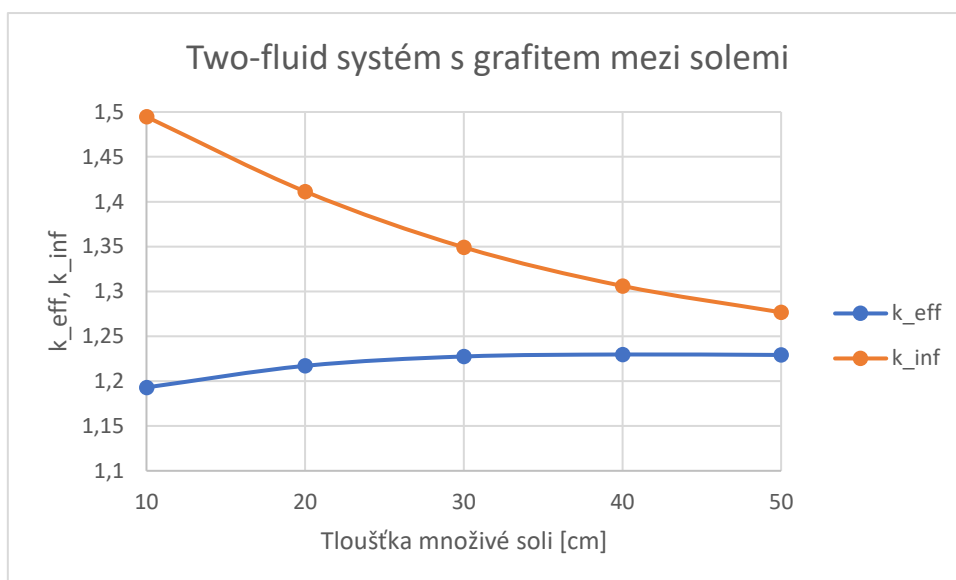
5.5 Simulace two-fluid systému

Kromě výměny palivové soli za množivou je zde možnost tyto dvě soli zkombinovat v jeden systém. Tento případ, kdy je palivová sůl oddělená od množivé soli, se nazývá two-fluid systém. Palivová sůl se nachází v aktivní zóně reaktoru, zatímco množivá sůl obklopuje tuto oblast. Složení solí ponecháváme dle Tabulky č.2 a č.20.

V prvním stupni simulací uvažujeme palivovou sůl obklopenou solí množivou s grafitovou stěnou mezi solemi o šířce 5 cm. Rozměry palivové soli ponecháváme $R = 68$ cm a $H = 125$ cm. Kritičnost pak zkoumáme při proměnné tloušťce stěny z množivé stěny od 10 do 50 cm.

| Tloušťka množivé soli [cm] | k_{eff} [-] | Odchylka [-] | k_{inf} [-] | Odchylka [-] |
|----------------------------|---------------|--------------|---------------|--------------|
| 10 | 1,19298 | 0,00078 | 1,49465 | 0,00028 |
| 20 | 1,21701 | 0,00069 | 1,4114 | 0,00043 |
| 30 | 1,22744 | 0,00078 | 1,34913 | 0,00049 |
| 40 | 1,22968 | 0,00065 | 1,30608 | 0,00051 |
| 50 | 1,22914 | 0,00068 | 1,27666 | 0,00063 |

Tabulka č.21 Simulace two-fluid systému s grafitovou stěnou mezi solemi

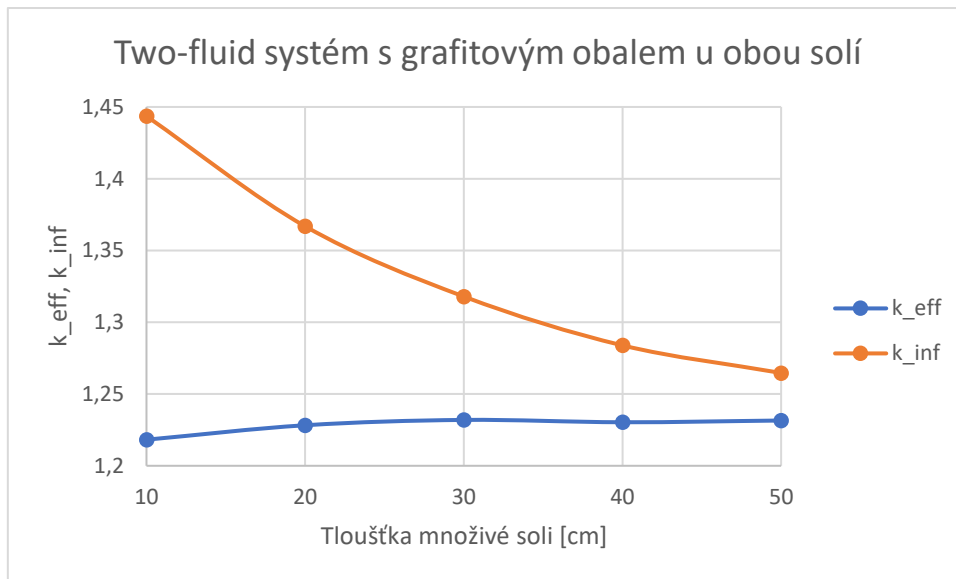


Graf č.10 Graf závislosti k_{eff} a k_{inf} two-fluid systému na tloušťce stěny z množivé soli

V druhé části jsme oproti první přidali grafitovou stěnu, která obklopuje naši množivou sůl. Tloušťka vnější grafitové stěny je 5 cm. Opět zkoumáme vliv tloušťky množivé soli od 10 do 50 cm.

| Tloušťka množivé soli [cm] | k_{eff} [-] | Odchylka [-] | k_{inf} [-] | Odchylka [-] |
|----------------------------|---------------|--------------|---------------|--------------|
| 10 | 1,21818 | 0,00076 | 1,44359 | 0,00042 |
| 20 | 1,22823 | 0,00062 | 1,36686 | 0,0004 |
| 30 | 1,23195 | 0,00068 | 1,31793 | 0,00059 |
| 40 | 1,23033 | 0,00067 | 1,28388 | 0,00058 |
| 50 | 1,23154 | 0,00067 | 1,26465 | 0,00062 |

Tabulka č.22 Simulace two-fluid systému s grafitovým obalem u obou solí



Graf č.11 Graf závislosti k_{eff} a k_{inf} two-fluid systému na tloušťce stěny z množivé soli

Z předešlých simulací two-fluid systému lze vidět, že se při přidání množivé soli, obklopující sůl palivovou, dostaneme do nadkritické oblasti, a to u obou případů simulace. Očekávaně dosahujeme lehce větší hodnoty k_{eff} u systému s grafitovým obalem u obou solí. Zároveň nám u tohoto uspořádání rychleji klesá hodnota k_{inf} . Z výsledků k_{eff} je evidentní, že je zde možnost zmenšit rozměry aktivní zóny a tím pádem snížit potřebný objem palivové soli nutný k udržení kritičnosti reaktoru.

5.6 Návrh vlastního reaktoru

Pro finální simulace budeme navrhovat vlastní reaktor dle informací získaných z předešlých simulací. Jako typ MSR volíme two-fluid systém, jelikož oproti systému s pouze množivou solí má větší účinnost z důvodu menšího úniku neutronů a menší rozměry potřebné reaktorové nádoby. Oproti systému s palivovou solí bude sice rozměrově větší, ale toto negativum přebíjí fakt, že je tento systém schopen si sám vyrábět štěpný materiál. Složení solí ponecháváme stejné jako u předešlých simulací. Uspořádání konstrukčních materiálů reaktoru jsme zvolili podle navrhovaného uspořádání pro projekt MSBR. V návrhu pro MSBR byly soli odděleny grafitovou stěnou o šířce 10 cm, reflektor z grafitu okolo množivé soli činil 30 cm a vnější obal byl z Hastelloy N o tloušťce 5 cm. Objem množivé soli plánovaný v MSBR okolo aktivní zóny odpovídá zhruba 50 cm tloušťce.

| | | |
|----------------------|----|----|
| Grafit (mezi solemi) | 10 | cm |
| Množivá sůl | 50 | cm |
| Grafit (reflektor) | 30 | cm |
| Hastelloy N | 5 | cm |

Tabulka č.23 Tloušťky stěn soustředných válců

Pro námi vybrané parametry konstrukčních materiálů a množivé soli jsme pomocí simulací zjišťovali ideální rozměry palivové soli. Pro vybranou výšku válcové aktivní zóny jsme si přes rovnici ideálního poměru výšky k poloměru u válcového reaktoru vypočetli ideální poloměry reaktoru. Simulace byly prováděny pro výšky aktivní zóny, kterou tvoří palivová sůl, od 65 do 75 cm.

| Výška reaktoru [cm] | Poloměr reaktoru [cm] | k_{eff} [-] | Odchylka [-] | k_{inf} [-] | Odchylka [-] |
|---------------------|-----------------------|----------------------|--------------|----------------------|--------------|
| 65 | 35,19 | 0,94551 | 0,00108 | 0,94717 | 0,00108 |
| 66 | 35,73 | 0,94848 | 0,00104 | 0,95020 | 0,00104 |
| 67 | 36,27 | 0,96447 | 0,00107 | 0,96609 | 0,00107 |
| 68 | 36,81 | 0,97392 | 0,00089 | 0,97553 | 0,00089 |
| 69 | 37,35 | 0,98018 | 0,00094 | 0,98180 | 0,00094 |
| 70 | 37,89 | 0,98938 | 0,00101 | 0,99094 | 0,00101 |
| 71 | 38,43 | 0,99414 | 0,00093 | 0,99572 | 0,00092 |
| 72 | 38,97 | 1,00400 | 0,00102 | 1,00551 | 0,00102 |
| 73 | 39,52 | 1,00943 | 0,00096 | 1,01096 | 0,00095 |
| 74 | 40,06 | 1,01642 | 0,00083 | 1,01779 | 0,00083 |
| 75 | 40,60 | 1,02479 | 0,00091 | 1,02615 | 0,00091 |

Tabulka č.24 Simulace vlastního válcového reaktoru

Z výsledků simulace lze vidět, že náš ideální reaktor bude mít přibližné rozměry palivové soli $R = 39$ cm a $H = 72$ cm. Potřebné množství palivové soli se nám zmenší, oproti původnímu návrhu bez konstrukčních materiálů, více jak 5krát z $1,81$ m³ na $0,34$ m³. Celková velikost reaktoru je ovšem větší a dosahuje celkového objemu $9,42$ m³ při finálních rozměrech válcové reaktorové nádoby $R = 134$ cm a $H = 167$ cm.

6 Závěr

Tato bakalářská práce se skládá z teoretické a experimentální části. V úvodu rešeršní části jsou uvedeny typy jaderných reaktorů čtvrté generace. Následující kapitoly jsou zaměřeny na konkrétní typ konstrukce jaderných reaktorů, a to na solné reaktory. Solné reaktory jsou následně popsány se zaměřením na historii jejich výzkumu. V dalších kapitolách jsou shrnuty typy fluoridových a chloridových solí vhodných pro použití v MSR. Následuje kapitola o výzkumu MSR v ORNL, ve které jsou zpracovány některé problémy vzniklé při výzkumu a vývoje MSR. Závěr rešeršní části se zabývá výpočetními kódy a popis kódu MCNP a Serpent.

Praktická část této práce je zaměřena na výzkum neutronických vlastností FLiBe soli, zejména kritičnosti reaktoru. Na úvod jsme porovnávali migrační plochy a migrační délky základních tvarů reaktoru, a to koule, kvádrů a válce. Výsledné hodnoty byly získány z kritické rovnice a výsledků simulace. Námi získané výsledky přibližně odpovídaly experimentálně

získaným hodnotám. Pro následující simulace jsme si vybrali válcový tvar reaktoru, pro který jsme, pomocí simulací a rovnice ideálního poměru výšky ku poměru válcového reaktoru, zjistili kritické rozměry činicí $R = 68$ cm a $H = 125$ cm.

Následně jsme pro tento kritický reaktor zkoumali vliv konstrukčních materiálů na jeho kritičnost. Jako konstrukční materiály jsme použili grafit, ocel 316L a niklovou slitinu Hastelloy N. Výsledkem těchto simulací bylo, že všechny materiály se chovají jako reflektory a tím pádem zvyšují kritičnost k_{eff} . Kritičnost rostla s přibývajícím tloušťkou materiálu. U oceli 316L a niklové slitiny Hastelloy N dochází ke konstantním hodnotám k_{eff} při tloušťkách materiálu větších než 15 cm. U grafitu dochází ze všech zkoumaných materiálů k největším nárůstům hodnot k_{eff} , a to i pro tloušťky materiálu nad 100 cm.

Dále byl zkoumán vliv lehké a těžké vody na kritičnost reaktoru jehož aktivní zóna byla obalena 5 cm vrstvou Hastelloy N. Výsledné hodnoty k_{eff} zůstávaly při změně množství vody téměř konstantní. Rozdíl lehké a těžké vody byl převážně v hodnotách k_{inf} , která u lehké vody při šířce 30 cm byla velmi blízká hodnotě k_{eff} . U těžké vody docházelo k lehce větší moderaci a menšímu vlivu na hodnoty k_{inf} než u lehké vody.

V další fázi jsme se zaměřili na změnu chemického složení použité soli. Na úvod jsme vyměnili palivovou sůl za sůl množivou obsahující thorium. Ze simulací jsme zjistili, že hodnoty k_{eff} dosahují poloviční hodnoty při použití množivé soli za použití kritických rozměrů válcového reaktoru pro původní sůl. Po obalení množivé soli grafitovou stěnou bylo zjištěno, že bychom ani při použití 100 cm grafitové stěny nedosáhli kritického stavu.

V navazujících simulacích jsme se zaměřili na uspořádání two-fluid systému, kdy je palivová sůl obklopena solí množivou. Tento systém jsme zkoumali při použití 5 cm grafitové stěny mezi solemi a při použití 5 cm grafitových stěn na vnější straně obou solí. U obou simulací došlo k přechodu reaktoru do nadkritické oblasti. Hodnoty k_{eff} zůstaly téměř konstantní pro simulované šířky množivé soli.

Na závěr experimentální části jsme si vytvořili vlastní ideální válcový reaktor. Reaktor využívá two-fluid systém, který má výhodu ve vlastní výrobě štěpných materiálů. Rozměry konstrukčních materiálů byly voleny dle návrhové studie pro projekt MSBR a konstantní tloušťku množivé soli 50 cm. Ze simulací vyplývá, že se nám rozměry aktivní zóny zmenší na hodnoty $R = 39$ cm a $H = 72$ cm, ale celkové rozměry reaktorové nádoby budou větší, a to $R = 134$ cm a $H = 167$ cm.

7 Reference

- [1] IEA, *World gross electricity production by source* [online]. 2018, IEA, Paris [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: <https://www.iea.org/data-and-statistics/charts/world-gross-electricity-production-by-source-2018>
- [2] HEIKINHEIMO, Liisa. *GenIII/III+ Nuclear Reactors – RESEARCH NEEDS AND CHALLENGES* [online]. 2009 [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: <https://ec.europa.eu/research/press/2009/pdf/fisa/heikinheimo.pdf>
- [3] WAGNER, Vladimír. *Reaktory III. generace* [online]. 04.05.2008 [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: <https://www.osel.cz/3531-reaktory-iii-generace.html>
- [4] *Generation IV Goals* [online]. [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9502/generation-iv-goals
- [5] PIORO, Igor L., ed. *Handbook of Generation IV Nuclear Reactors*. Amsterdam, Nizozemsko, 2016. ISBN 978-0-08-100162-2.
- [6] *Technology Systems* [online]. [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9353/systems
- [7] KNÁPEK, Martin. *V Číně instalovali reaktorové víko demonstračního reaktoru IV. Generace* [online]. 2018 [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: <https://oenergetice.cz/jaderne-elektrarny/cine-instalovali-reaktorove-viko-demonstracniho-reaktoru-iv-generace>
- [8] WAGNER, Vladimír. *Jaderné reaktory IV. generace využívající roztavené soli* [online]. 10.06.2010 [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: <https://www.osel.cz/5094-jaderne-reaktory-iv-generace-vyuzivajici-roztavene-soli.html>
- [9] PUCHNAR, Jiří. *Reaktory 4. generace – rychlé reaktory FNR a další* [online]. 2016 [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: <https://oenergetice.cz/elektrina/reaktory-4-generace-rychle-fnr-a-dalsi>
- [10] *GIF 2019 Annual Report-final – Chap4 MSR* [online]. [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_119079/gif-2019-annual-report-final-chap4-msr
- [11] SUK, Pavel. *Solné reaktory – minulost, nebo budoucnost?* [online]. 06.03.2018 [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: <https://pavelsuk.blog.idnes.cz/blog.aspx?c=652660>
- [12] UHLÍŘ, Jan. *Ke kořenům jaderné energetiky: Solné reaktory a kapalné palivo* [online]. 01.09.2017 [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: <https://vesmir.cz/cz/casopis/archiv-casopisu/2017/cislo-9/ke-korenem-jaderne-energetiky.html>
- [13] UHLÍŘ, Jan. Chemistry and technology of Molten Salt Reactors – history and perspectives. *Journal of Nuclear Materials*. 2007, 6-11. ISSN 0022-3115. Dostupné z: doi: <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2006.08.008>
- [14] PH.D. TOURAN, Nick. *Molten Salt Reactors* [online]. [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: <https://whatisnuclear.com/msr.html>
- [15] ROSENTHAL, M.W., P.R. KASTEN a R.B. BRIGGS. *MOLTEN-SALT REACTORS—HISTORY, STATUS, AND POTENTIAL* [online]. Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee 37830, 10.10.1969 [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: http://moltensalt.org/references/static/downloads/pdf/NAT_MSrintro.pdf
- [16] SORENSEN, Kirk. *A Brief History of the Liquid-Fluoride Reactor* [online]. 22.08.2006 [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: <https://energyfromthorium.com/2006/04/22/a-brief-history-of-the-liquid-fluoride-reactor/>
- [17] DUNLAP, Scott. *A ZERO POWER REFLECTOR-MODERATED REACTOR EXPERIMENT AT ELEVATED TEMPERATURE* [online]. Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee,

- 01.08.1958 [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: <https://energyfromthorium.com/pdf/ORNL-2536.pdf>
- [18] *Aircraft Nuclear Propulsion* [online]. Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: https://en.wikipedia.org/wiki/Aircraft_Nuclear_Propulsion
- [19] SORENSEN, Kirk. *PWAR-1, the third molten-salt reactor* [online]. Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: <https://energyfromthorium.com/forum/viewtopic.php?f=8&t=4435>
- [20] *Molten-Salt Reactor Experiment* [online]. [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: https://en.wikipedia.org/wiki/Molten-Salt_Reactor_Experiment
- [21] *Time Warp: Molten Salt Reactor Experiment—Alvin Weinberg’s magnum opus* [online]. 01.06.2016 [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: <https://www.ornl.gov/blog/ornl-review/time-warp-molten-salt-reactor-experiment-alvin-weinberg-s-magnum-opus>
- [22] Oak Ridge National Laboratory. *The Molten-Salt Reactor Experiment*. In: Youtube [online]. 14.10.2016 [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: https://www.youtube.com/watch?v=tyDbq5HRs0o&ab_channel=OakRidgeNationalLaboratory
- [23] SINGH, Vikram, Matthew R. LISH, Ondřej CHVÁLA a Belle R. UPADHYAYA. *Dynamics and control of molten-salt breeder reactor*. *Nuclear Engineering and Technology*. 2017, 887-895. ISSN 1738-5733. Dostupné z: doi: <https://doi.org/10.1016/j.net.2017.06.003>
- [24] Britannica, The Editors of Encyclopaedia. "*breeder reactor*". *Encyclopedia Britannica*, [online] 18.12.2018 [cit. 2022-04-28]. Dostupné z: <https://www.britannica.com/technology/breeder-reactor>
- [25] J.M.K.C. Donev et al. (2017). *Energy Education – Breeder reactor* [online]. [cit. 2022-04-28]. Dostupné z: https://energyeducation.ca/encyclopedia/Breeder_reactor
- [26] NAVE, R. *Fast Breeder Reactors* [online] [cit. 2022-04-28]. Dostupné z: <http://hyperphysics.phy-astr.gsu.edu/hbase/NucEne/fasbre.html>
- [27] *50th Anniversary of U-233 Start of MSRE*, FLIBE ENERGY, INC [online] 8.10.2018 [cit. 2022-04-28]. Dostupné z: <https://flibe-energy.com/news/50th-anniversary-of-u-233-start-of-msre/>
- [28] KAMEI, Takeshi. *Review of R&D of thorium molten-salt reactor*, Kyoto Neutronics, Japan [online] 23.9.2017 [cit. 2022-04-28]. Dostupné z: https://www.researchgate.net/publication/282085819_Review_of_RD_of_thorium_molten-salt_reactor
- [29] LEBLANC, David. *Molten salt reactors: A new beginning for an old idea*. *Nucl. Eng. Des.* (2010), Dostupné z: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2009.12.033>
- [30] *Molten Salt Reactors* [online]. [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: <https://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/molten-salt-reactors.aspx>
- [31] SERRANO-LÓPEZ, R., J. FRADERA a S. CUESTA-LÓPEZ. *Molten salts database for energy applications*. *Chemical Engineering and Processing: Process Intensification*. 2013, 87-102. ISSN 0255-2701. Dostupné z: doi: <https://doi.org/10.1016/j.cep.2013.07.008>
- [32] SOHAL, Manohar S., et al. *Engineering database of liquid salt thermophysical and thermochemical properties*. Idaho National Laboratory (INL), 2010. Dostupné z: <https://doi.org/10.2172/980801>
- [33] BAHRI, Che Nor Aniza Che Zainul, Wade'ah Mohd AL-AREQI, Mohd 'Izzat Fahmi Mohd RUF a Amran Ab MAJID. *Characteristic of molten fluoride salt system LiF-BeF₂ (Flibe) and LiF-NaF-KF (Flinak) as coolant and fuel carrier in molten salt reactor (MSR)* [online]. 06.01.2017 [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: <https://aip.scitation.org/doi/pdf/10.1063/1.4972932>

- [34] KHOKHLOV, Vladimir, Victor IGNATIEV a Valery AFONICHKIN. Evaluating physical properties of molten salt reactor fluoride mixtures. *Journal of Fluorine Chemistry*. 2009, 30-37. ISSN 0022-1139. Dostupné z: doi: <https://doi.org/10.1016/j.jfluchem.2008.07.018>
- [35] DELPECH, Vladimir, Céline CABET, Cyrine SLIM a Gérard S. PICARD. Molten fluorides for nuclear applications. *Materials Today*. 2010, 34-41. ISSN 1369-7021. Dostupné z: doi: [https://doi.org/10.1016/S1369-7021\(10\)70222-4](https://doi.org/10.1016/S1369-7021(10)70222-4)
- [36] INGERSOLL, D. T., E. J. PARMA, C. W. FORSBERG a J. P. RENIER. *CORE PHYSICS CHARACTERISTICS AND ISSUES FOR THE ADVANCED HIGHTEMPERATURE REACTOR (AHTR)* [online]. Oak Ridge National Laboratory, USA [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: <https://technicalreports.ornl.gov/cppr/y2001/pres/122842.pdf>
- [37] *FLiNaK* [online]. [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: <https://www.chemeurope.com/en/encyclopedia/FLiNaK.html>
- [38] FRANDSEN, Benjamin A., Stella D. NICKERSON, Austin D. CLARK, Andrew SOLANO, Raju BARAL, Johnny WILLIAMS, Jörg NEUEFEIND a Matthew MEMMOTT. The structure of molten FLiNaK. *Journal of Nuclear Materials*. 2020. ISSN 0022-3115. Dostupné z: doi: <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2020.152219>
- [39] *Oak Ridge National Laboratory* [online]. [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: https://en.wikipedia.org/wiki/Oak_Ridge_National_Laboratory
- [40] *Solving the big problems* [online]. [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: <https://www.ornl.gov/content/solving-big-problems>
- [41] MOTYČKA, Vojtěch a Martin ČERMÁK. *Xenonová otrava* [online]. 24.08.2011 [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: <https://jaderneinfo.webnode.cz/news/xenonova-otrava/>
- [42] ENGEL, J. R., STEFFY, R. C. *XENON BEHAVIOR IN THE MOLTEN SALT REACTOR EXPERIMENT*. 01.01.1971. Oak Ridge National Laboratory, Tennessee, United States. Dostupné z: doi: <https://doi.org/10.2172/4731186>
- [43] GABBARD, C. H. *Development of a Venturi Type Bubble Generator for Use in the Molten-Salt Reactor Xenon Removal System*. 31.12.1972. Oak Ridge National Laboratory, Tennessee, United States. Dostupné z: doi: <https://doi.org/10.2172/12784156>
- [44] GABBARD, C. H. *Development of an Axial-flow Centrifugal Gas Bubble Separator for Use in MSR Xenon Removal System*. 31.12.1972. Oak Ridge National Laboratory, Tennessee, United States. Dostupné z: doi: <https://doi.org/10.2172/1529323>
- [45] ROSYPAL, Štěpán. *VÝMĚNÍKY TEPLA*. Brno, 2010. Bakalářská práce. Vysoké učení technické v Brně, Fakulta strojního inženýrství. Vedoucí práce Ing. Marek Baláš.
- [46] Donnelly, R. G., Slaughter, G. M. *FABRICATION OF THE HEAT EXCHANGER TUBE BUNDLE FOR THE MOLTEN-SALT REACTOR EXPERIMENT*. 01.12.1963. Oak Ridge National Laboratory, Tennessee, United States. Dostupné z: doi: <https://doi.org/10.2172/4130352>
- [47] Donnelly, R G. *TUBE PLUGGING IN THE MOLTEN-SALT REACTOR EXPERIMENT PRIMARY HEAT EXCHANGER*. 01.02.1965. Oak Ridge National Laboratory, Tennessee, United States. Dostupné z: doi: <https://doi.org/10.2172/4639028>
- [48] LEONELLI, Manuele. *Simulation and Modelling to Understand Change* [online]. [cit. 2022-04-28] Dostupné z: https://bookdown.org/manuele_leonelli/SimBook/
- [49] *Monte Carlo Methods, Codes, & Applications Group* [online]. Los Alamos National Laboratory, USA [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: <https://mcnp.lanl.gov/>
- [50] *Monte Carlo N-Particle Transport Code* [online]. [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: https://en.wikipedia.org/wiki/Monte_Carlo_N-Particle_Transport_Code
- [51] FRÝBORT, Jan. *Monte Carlo není jenom hazard* [online]. FJFI ČVUT, Praha, 2011 [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: https://dml.cz/bitstream/handle/10338.dmlcz/146427/Rozhledy_086-2011-3_2.pdf

- [52] BARTÁKOVÁ, E., T. HEBELKA a M. LOVECKÝ. *Využití kódu MCNP v reaktorové fyzice* [online]. [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: <http://tydenvedy.fjfi.cvut.cz/2003/cd/prispevky/sbpdf/MNCPreaktfyz.pdf>
- [53] *Serpent (software)* [online]. [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: [https://en.wikipedia.org/wiki/Serpent_\(software\)](https://en.wikipedia.org/wiki/Serpent_(software))
- [54] *Serpent a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code* [online]. VTT Technical Research Center, Finland [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: <http://montecarlo.vtt.fi/>
- [55] RAUNER, Karel. *Atomová a jaderná fyzika* [online]. Západočeská univerzita v Plzni [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: https://kof.zcu.cz/st/sm/aif/atom_jad_fyz.pdf
- [56] *Nuclear chain reaction* [online]. [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: https://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear_chain_reaction#Effective_neutron_multiplication_factor
- [57] *Four factor formula* [online]. [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: https://en.wikipedia.org/wiki/Four_factor_formula
- [58] *Six factor formula* [online]. [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: https://en.wikipedia.org/wiki/Six_factor_formula
- [59] FLEISCHMANN, Jan a kolektiv. *Učební texty a soubory otázek pro přípravu a zkoušky vybraných pracovníků výzkumných jaderných zařízení* [online]. FJFI ČVUT, Katedra jaderných reaktorů, ÚJI Zbraslav, 1994 [cit. 2021-03-10]. Dostupné z: <https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/Public/26/017/26017754.pdf?r=1&r=1>
- [60] John P. Carter, R.A. Borrelli, *Integral molten salt reactor temperature sensitivities using Serpent target motion sampling*. Nuclear Engineering and Design, Volume 369, 2020, 110863. ISSN 0029-5493. Dostupné z: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2020.110863>
- [61] LOSA, Evžen. *U-Pu and Th-U Fuel Cycle Closure*. Praha, 2016. Disertační práce. Czech technical university in Prague. Faculty of nuclear sciences and physical engineering.
- [62] International Atomic Energy Agency. *Characterization, Treatment and Conditioning of Radioactive Graphite from Decommissioning of Nuclear Reactors*. Austria: IAEA, 2006. ISBN 92-0-112006-0
- [63] SANDMEYER STEEL COMPANY. *Specification Sheet: Alloy 316/316L* [online]. Philadelphia. [cit. 2022-04-28]. Dostupné z: <https://www.sandmeyersteel.com/images/316-316L-317L-spec-sheet.pdf>
- [64] HAYNES INTERNATIONAL. *Hastelloy N alloy* [online]. 2020. [cit. 2022-04-28] Dostupné z: <https://haynesintl.com/docs/default-source/pdfs/new-alloy-brochures/corrosion-resistant-alloys/brochures/n-brochure.pdf?sfvrsn=18>

8 Seznam příloh

| | |
|---|----|
| Příloha A: Seznam technických zpráv zabývajících se MSR z ORNL | 54 |
| Příloha B: Seznam knižních publikací zabývajících se MSR z ORNL | 66 |

Příloha A

Souhrn technických zpráv z online knihovny ORNL zabývajících se technologií MSR k roku 2021

| Číslo # | Rok vydání | Název | Autoři | Číslo zprávy v ORNL | Číslo zprávy v DOI |
|---------|------------|--|--|------------------------|--------------------|
| 1 | 1955 | A FUSED SALT-FLUORIDE VOLATILITY PROCESS FOR RECOVERY AND DECONTAMINATION OF URANIUM | Cathers, G I; Bennett, M.R. | ORNL-1885(Del.) | 10.2172/4309560 |
| 2 | 1956 | Fused Salt Processing. Problem Statement | Wymer, R. G. | CF-56-2-80 | / |
| 3 | 1956 | Some Observations on Feasibility of Molten Salt Power Reactors | Weinberg, A. M.; Grimes, W. R. | CF-56-3-117 | / |
| 4 | 1956 | Molten Salt Requirements for Pratt and Whitney Aircraft | Kelly, K. J. | CF-56-4-173 | / |
| 5 | 1956 | Fused salt power reactor study: Minutes of discussion meeting No. 2 | Alexander, L. G. | CF-56-9-32 | 10.2172/1240851 |
| 6 | 1957 | Fused salt power reactor study: Minutes of discussion meeting No. 6 | McPherson, H.G. | CF-57-1-135 | 10.2172/1240856 |
| 7 | 1957 | Fused salt power reactor study: Minutes of discussion meeting No. 7 | McPherson, H.G. | CF-57-2-65 | / |
| 8 | 1957 | Fused salt power reactor study: Minutes of discussion meeting No. 8 | McPherson, H.G. | CF-57-3-31 | / |
| 9 | 1957 | MOLTEN SALTS FOR CIVILIAN POWER | McPherson, H.G. | CF-57-10-41 | 10.2172/4314626 |
| 10 | 1957 | A PRELIMINARY STUDY OF MOLTEN SALT POWER REACTORS | MacPherson, H.G.; Alexander, L.G.; Carrison, D.A.; Estabrook, J.Y.; Kinyon, B.W.; Mann, L.A.; Roberts, J.T.; Romie, F.E.; VonderLage, F.C. | CF-57-4-27(Rev.)(Del.) | 10.2172/4183642 |
| 11 | 1957 | THE PHYSICS OF THE FUSED-SALT REACTOR EXPERIMENT | Ergen, W.K. | CF-57-2-130 | 10.2172/4339541 |
| 12 | 1958 | A SERIES OF SEVEN FLOWSHEET STUDIES WITH NONRADIVE SALT, VOLATILITY PILOT PLANT RUNS C-9 THROUGH | Whitmarsh, C.L. | CF-58-5-113 | 10.2172/426877 |

| | | | | | |
|----|------|---|---|-----------------|-----------------|
| 13 | 1958 | DOWTHERM A JOURNAL BEARING TEST | Thomas, W.E. | CF-58-10-40 | 10.2172/4281952 |
| 14 | 1958 | SALT-LUBRICATED HYDRODYNAMIC JOURNAL BEARING TESTS NOS. 1 AND 2 | Smith, P.G. | CF-58-8-10 | 10.2172/4304776 |
| 15 | 1958 | A MOLTEN SALT NATURAL CONVECTION REACTOR SYSTEM | Romie, F.E.; Kinyon, B.W. | CF-58-2-46 | 10.2172/4349103 |
| 16 | 1958 | ARGON AS A PROTECTIVE ATMOSPHERE FOR MOLTEN SALTS | Mann, L.A. | CF-58-7-8 | 10.2172/4263566 |
| 17 | 1958 | SURVEY OF LOW ENRICHMENT MOLTEN-SALT REACTORS | MacPherson, H.G. | CF-58-10-60 | 10.2172/4143508 |
| 18 | 1958 | SCREENING TESTS OF MECHANICAL PIPE JOINTS FOR A FUSED SALT REACTOR SYSTEM | McDonald, W.B.; Storto, E.; Olson, A.S. | CF-58-8-33 | 10.2172/4282807 |
| 19 | 1958 | MOLTEN SALT HEAT TRANSFER | Hoffman, H.W. | CF-58-2-40 | 10.2172/4329766 |
| 20 | 1958 | CHEMICAL TECHNOLOGY DIVISION UNIT OPERATIONS SECTION MONTHLY PROGRESS REPORT, JUNE 1958 | Bresee, J.C.; Haas, P.A.; Watson, C.D.; Whatley, M.E. | CF-58-6-85 | 10.2172/4179417 |
| 21 | 1958 | MOLTEN SALT COMPOSITIONS | Blakely, J.P. | CF-58-6-58 | 10.2172/4286610 |
| 22 | 1959 | MOLTEN SALT-GRAPHITE COMPATIBILITY TEST. RESULTS OF PHYSICAL AND CHEMICAL MEASUREMENTS | Sheil, R. J.; Evans, R. B.; Watson, G. M. | CF-59-8-133 | 10.2172/4098729 |
| 23 | 1959 | VOLATILITY: FLUORINATOR DESIGN FV-100, Zr-U FUEL ELEMENT PROCESSING PHASE | Ruch, J. B. | CF-59-5-89 | 10.2172/4103718 |
| 24 | 1959 | INTERNALLY COOLED MOLTEN-SALT REACTORS | Lackey, M. E. | CF-59-6-89 | 10.2172/4096407 |
| 25 | 1959 | DISSOLUTION OF ZIRCONIUM MATRIX FUELS IN MOLTEN FLUORIDE SALTS | Horton, R.W.; Whatley, M.E. | CF-59-1-115 | 10.2172/4294778 |
| 26 | 1959 | PROCESSING OF MOLTEN SALT POWER REACTOR FUEL | Campbell, D.O.; Cathers, G.I. | CF-59-2-61 | 10.2172/4241547 |
| 27 | 1960 | EVALUATION OF EXTERNAL HOLDUP OF CIRCULATING FUEL THERMAL BREEDERS AS RELATED TO COST AND FEASIBILITY | Spiewak, I; Parsly, L F | CF-60-5-93 | 10.2172/4182187 |
| 28 | 1960 | HOMOGENEOUS MOLTEN SALT REACTORS | Nestor, Jr, C. W. | CF-60-12-111 | 10.2172/4112718 |
| 29 | 1960 | REACTOR PHYSICS CALCULATIONS FOR THE MSRE | Nestor, Jr, C. W. | CF-60-7-96 | 10.2172/4155392 |
| 30 | 1960 | ENGINEERING EVALUATION OF VOLATILITY PILOT PLANT EQUIPMENT | Miles, F. W.; Carr, W. H. | CF-60-7-65 | 10.2172/4141273 |
| 31 | 1960 | Development testing and performance evaluation of liquid metal and molten salt heat exchangers | MacPherson, R. E.; Yarosh, M. M. | CF-60-3-164 | 10.2172/4143147 |
| 32 | 1960 | Molten-Salt Reactors: Report for 1960 Ten-Year-Plan Evaluation | MacPherson, H. G. | CF-60-6-97Rev.1 | 10.2172/1334753 |

| | | | | | |
|----|------|--|--|-------------------|-----------------|
| 33 | 1960 | Molten-Salt Reactors: Report for 1960 Ten-Year-Plan Evaluation | MacPherson, H. G. | CF-60-6-97 | 10.2172/1341875 |
| 34 | 1960 | MOLTEN-SALT BREEDER REACTORS | MacPherson, H. G. | CF-59-12-64(Rev.) | 10.2172/4206400 |
| 35 | 1961 | XENON POISONING IN MOLTEN SALT REACTORS | Kasten, P. R.; Alexander, L. G.; Carlsmith, R.; Van Winkle, R. | CF-61-5-62 | 10.2172/4060040 |
| 36 | 1961 | ECONOMICS OF THORIUM FUEL CYCLES | Miller, J. W. | CF-61-6-83 | 10.2172/4015300 |
| 37 | 1961 | RING-JOINT SPRING-CLAMP DISCONNECT | Holz, P. P. | CF-61-7-92 | 10.2172/4840800 |
| 38 | 1961 | THORIUM BREEDER REACTOR EVALUATION. PART I. FUEL YIELDS AND FUEL CYCLE COSTS OF A TWO-REGION MOLTEN SALT BREEDER REACTOR | Carter, W.L.; Alexander, L.G. | CF-61-8-86 | 10.2172/4840935 |
| 39 | 1961 | THORIUM BREEDER REACTOR EVALUATION. PART I. FUEL YIELD AND FUEL CYCLE COSTS IN FIVE THERMAL BREEDERS. APPENDICES | Alexander, L.G.; Carter, W.L.; Chapman, R.H.; Kinyon, B.W.; Miller, J.W.; Van Winkle, R. | CF-61-3-9(App.) | 10.2172/4038779 |
| 40 | 1961 | THORIUM BREEDER REACTOR EVALUATION. PART 1. FUEL YIELD AND FUEL CYCLE COSTS IN FIVE THERMAL BREEDERS | Alexander, L.G.; Carter, W.L.; Chapman, R.H.; Kinyon, R.W.; Miller, J.W.; Van Winkle, R. | CF-61-3-9 | 10.2172/4836803 |
| 41 | 1962 | HOMOGENIZATION OF MOLTEN-SALT REACTOR PROJECT FUEL SAMPLES | Gaitanis, M.J.; Lamb, C.E.; Corbin, L.T. | ORNL-TM-291 | 10.2172/4787746 |
| 42 | 1963 | THERMAL ANALYSIS AND GRADIENT QUENCHING APPARATUS AND TECHNIQUES FOR THE INVESTIGATION OF FUSED SALT PHASE EQUILIBRIA | Friedman, H. A.; Hebert, G. M.; Thoma, R. E. | ORNL-3373 | 10.2172/4726793 |
| 43 | 1963 | DESIGN AND OPERATION OF FORCED-CIRCULATION CORROSION TESTING LOOPS WITH MOLTEN SALT | Crowley, J.L.; McDonald, W.B.; Clark, D.L. | ORNL-TM-528 | 10.2172/4717304 |
| 44 | 1963 | A Literature Survey of Thermal and Physical Properties of Molten Fluoride and Chloride Salt Mixtures (EOMSR-2) | Carter, W. L. | CF-63-9-20 | 10.2172/1334754 |
| 45 | 1964 | MOLTEN-SALT REACTOR PROGRAM. Semiannual Progress Report for Period Ending January 31, 1964 | Briggs, R.B. | ORNL-3626 | 10.2172/4056016 |
| 46 | 1965 | TENSILE AND CREEP PROPERTIES OF INOR-8 FOR THE MOLTEN-SALT REACTOR EXPERIMENT | Venard, J. T. | ORNL-TM-1017 | 10.2172/4629376 |

| | | | | | |
|----|------|--|---|--------------------|-----------------|
| 47 | 1965 | MSRE DESIGN AND OPERATIONS REPORT. PART VI. OPERATING SAFETY LIMITS FOR THE MOLTEN-SALT REACTOR EXPERIMENT | Beall, S. E.; Guymon, R. H. | ORNL-TM-733(Rev.) | 10.2172/4580675 |
| 48 | 1965 | TUBE PLUGGING IN THE MOLTEN-SALT REACTOR EXPERIMENT PRIMARY HEAT EXCHANGER | Donnelly, R. G. | ORNL-TM-1023 | 10.2172/4639028 |
| 49 | 1965 | THE CHEMISTRY AND THERMODYNAMICS OF MOLTEN SALT REACTOR FLUORIDE SOLUTIONS | Baes, C.F. Jr. | ORNL-P-1428 | 10.2172/4576123 |
| 50 | 1966 | DECONTAMINATION OF THE ORNL MOLTEN-SALT FLOURIDE-VOLATILITY PILOT PLANT AFTER PROCESSING IRRADIATED ZIRCONIUM-URANIUM ALLOY FUEL | Mann, S.; Youngblood, E.L. | ORNL-3891 | 10.2172/4582197 |
| 51 | 1967 | MATERIALS DEVELOPMENT FOR MOLTEN-SALT BREEDER REACTORS | McCoy, H.E. Jr.; Weir, J.R. Jr. | ORNL-TM-1854 | 10.2172/4355631 |
| 52 | 1967 | MSRE DESIGN AND OPERATIONS REPORT. PART VII. FUEL HANDLING AND PROCESSING PLANT. | Lindauer, R. B. | ORNL-TM-907(Rev.) | 10.2172/4544341 |
| 53 | 1967 | SAFETY PROGRAM FOR MOLTEN-SALT BREEDER REACTORS. | Kasten, P.R. | ORNL-TM-1858 | 10.2172/4367760 |
| 54 | 1967 | The Program Planned for the Molten Salt Reactor Experiment | Haubenreich, Paul N. | CF-67-8-10 | 10.2172/1341894 |
| 55 | 1967 | MAINTENANCE DEVELOPMENT FOR MOLTEN-SALT BREEDER REACTORS. | Blumberg, R. | ORNL-TM-1859 | 10.2172/4355531 |
| 56 | 1967 | REVIEW OF MOLTEN SALT REACTOR PHYSICS CALCULATIONS. | Carlsmith, R.S.; Bennett, L.L.; Edison, G.E.; Gift, E.H.; Thomas, W.E.; Welfare, F.G. | ORNL-TM-1946 | 10.2172/4249674 |
| 57 | 1968 | MSRE DESIGN AND OPERATIONS REPORT. PART IIA. NUCLEAR AND PROCESS INSTRUMENTATION. | Tallackson, J. R. | ORNL-TM-729(Pt.2A) | 10.2172/4557999 |
| 58 | 1969 | MSRE design and operations report. Part VI. Operating safety limits for the molten-salt reactor experiment (3rd revision) | Guymon, R. H.; Haubenreich, P. N. | ORNL-TM-733(Rev.3) | 10.2172/1242952 |
| 59 | 1969 | VISCOELASTIC ANALYSIS OF GRAPHITE UNDER NEUTRON IRRADIATION AND TEMPERATURE DISTRIBUTION. | Chang, S.; Pugh, C.E.; Moore, S.E. | ORNL-TM-2407 | 10.2172/4747842 |
| 60 | 1970 | DEVELOPMENT OF FUEL – AND COOLANT-SALT CENTRIFUGAL PUMPS FOR THE MOLTEN-SALT REACTOR EXPERIMENT. | Smith, P. G. | ORNL-TM-2987 | 10.2172/4106980 |

| | | | | | |
|----|------|---|--|---------------------|-----------------|
| 61 | 1971 | Technical report of the Molten-Salt Group, part I [electronic resource]: evaluation of a 1000 MWe molten-salt breeder reactor. | Trinko, J. R. | ESI-71:022 | / |
| 62 | 1971 | Technical report of the Molten-Salt Group, part II [electronic resource]: evaluation of a 1000 MWe molten-salt breeder reactor. | Trinko, J. R. | ESI-71:023 | / |
| 63 | 1971 | PARAMETRIC SURVEY OF THE EFFECTS OF MAJOR PARAMETERS ON THE DESIGN OF FUEL – TO-INERT-SALT HEAT EXCHANGERS FOR THE MSBR. | Fraas, A. P.; LaVerne, M. E. | ORNL-TM-2952 | 10.2172/4725157 |
| 64 | 1971 | LOW-PRESSURE DISTILLATION OF A PORTION OF THE FUEL CARRIER SALT FROM THE MOLTEN SALT REACTOR EXPERIMENT. | Hightower, J.R. Jr.; McNeese, L.E.; Hannaford, B.A.; Cochran, H.D. Jr. | ORNL-4577 | 10.2172/4703609 |
| 65 | 1971 | MOLTEN-SALT FLUORIDE VOLATILITY PILOT PLANT: RECOVERY OF ENRICHED URANIUM FROM ALUMINUM-CLAD FUEL ELEMENTS. | Carr, W.H.; King, L.J.; Kitts, F.G.; McDuffee, W.T.; Miles, F.W. | ORNL-4574 | 10.2172/4068549 |
| 66 | 1972 | MSRE DESIGN AND OPERATIONS REPORT. PART IIB. NUCLEAR AND PROCESS INSTRUMENTATION. | Moore, R. L. | ORNL-TM-729(Pt.2 B) | 10.2172/4630184 |
| 67 | 1972 | Alloy compatibility with LiF--BeF ₄ , salts containing ThF ₄ , and UF ₄ , | Koger, J. W. | ORNL-TM-4286 | 10.2172/4381831 |
| 68 | 1972 | Evaluation of Hastelloy N alloys after nine years exposure to both a molten fluoride salt and air at temperatures from 700 to 5600 °C | Koger, J. W. | ORNL-TM-4189 | 10.2172/4468052 |
| 69 | 1972 | Forced-circulation loop for corrosion studies: Hastelloy N compatibility with NaBF ₄ NaF (92-8 mole %) | Koger, J. W. | ORNL-TM-4221 | 10.2172/4451217 |
| 70 | 1972 | Compatibility of brazing alloys and the molten salt NaBF ₄ --8 mole percent NaF at 610° | Koger, J. W. | ORNL-TM-4272 | 10.2172/4451215 |
| 71 | 1972 | EQUILIBRIUM OF DILUTE UF ₃ SOLUTIONS CONTAINED IN GRAPHITE. | Toth, L.M.; Gilpatrick, L.O. | ORNL-TM-4056 | 10.2172/4605940 |
| 72 | 1972 | HEAT TRANSFER SALT FOR HIGH TEMPERATURE STEAM GENERATION. | Bohlmann, E.G. | ORNL-TM-3777 | 10.2172/4595737 |

| | | | | | |
|----|------|--|---|--------------|-----------------|
| 73 | 1973 | Calculation of multiplication factor vs temperature for a MSBR lattice in the HTLTR and comparison with experiment | Ragan, G.L. | ORNL-TM-4255 | 10.2172/4473213 |
| 74 | 1973 | Forced-convection heat-transfer measurements with a molten fluoride salt mixture flowing in a smooth tube | Cooke, J. W.; Cox, B. | ORNL-TM-4079 | 10.2172/4486196 |
| 75 | 1974 | Task I, Final report. Design studies of steam generators for molten salt reactors | / | ND/74/66 | / |
| 76 | 1974 | Program plan for development of molten-salt breeder reactors | McNeese, L.E. | ORNL-5018 | 10.2172/4227904 |
| 77 | 1974 | Development of an axial-flow centrifugal gas bubble separator for use in MSR xenon removal system | Gabbard, C. H. | ORNL-TM-4533 | 10.2172/4324438 |
| 78 | 1975 | Molten-salt reactor information system | Haubenreich, P.N.; Cardwell, D.W.; Engel, J.R. | ORNL-TM-4802 | 10.2172/4181450 |
| 79 | 1975 | Determination and correlation of mass transfer coefficients in a stirred cell. | Herranz, J.; Bloxom, S.R.; Keeler, J.B.; Roth, S.R. | ORNL/MIT-221 | 10.2172/7189239 |
| 80 | 1976 | Study of tritium removal from fusion reactor blankets of molten salt and lithium--aluminum | Talbot, J.B. | ORNL/TM-5104 | 10.2172/6318858 |
| 81 | 1976 | MRPP: multiregion processing plant code. [MSBR] | Kee, C. W.; McNeese, L. E. | ORNL/TM-4210 | 10.2172/7351938 |
| 82 | 1976 | Engineering development studies for molten-salt breeder reactor processing No. 22 | Hightower, J.R. Jr. (comp.) | ORNL/TM-5041 | 10.2172/7362004 |
| 83 | 1976 | Conceptual design of a continuous fluorinator experimental facility (CFEF) | Lindauer, R.B.; Hightower, J.R. Jr. | ORNL/TM-5253 | 10.2172/7177660 |
| 84 | 1977 | Preliminary report on the promise of accelerator breeding and converter reactor symbiosis (ABACS) as an alternative energy system | / | ORNL/TM-5750 | 10.2172/7326188 |
| 85 | 1977 | Compatibility studies of potential molten-salt breeder reactor materials in molten fluoride salts. [Inconel 601, Cr and Nb modifications of Hastelloy N] | Keiser, J. R. | ORNL/TM-5783 | 10.2172/7257097 |
| 86 | 1977 | Low-temperature thermal energy storage quarterly progress report for period July--September 1976. [Phase-change materials] | Hoffman, H. W.; Kedi, R. J. | ORNL/TM-5795 | 10.2172/7116769 |

| | | | | | |
|----|------|---|--|------------------|------------------|
| 87 | 1977 | Distribution and behavior of tritium in the Coolant-Salt Technology Facility. [Tritium trapping using sodium fluoroborate] | Mays, G. T.; Smith, A. N.; Engel, J. R. | ORNL/TM-5759 | 10.2172/7290554 |
| 88 | 1977 | Survey of technology for storage of thermal energy in heat transfer salt | Silverman, M.D.; Engel, J.R. | ORNL/TM-5682 | 10.2172/7232535 |
| 89 | 1979 | Optimization of the fission--fusion hybrid concept | Saltmarsh, M.J.; Grimes, W.R.; Santoro, R.T. | ORNL/PPA-79/3 | 10.2172/6156807 |
| 90 | 1980 | Screening study on high temperature energy transport systems | Graves, R.L. | ORNL/TM-7390 | 10.2172/5129272 |
| 91 | 1980 | Sources of tritium | Phillips, J.E.; Easterly, C.E. | ORNL/TM-6402 | 10.2172/6867774 |
| 92 | 1982 | Chemistry Division annual progress report for period ending July 31, 1981 | / | ORNL-5817 | 10.2172/5508331 |
| 93 | 1982 | Physical chemistry of molten-salt batteries. Final report, 1 October 1980 – September 1981. Current-induced composition gradients in molten LiCl-KCl | Vallet, C.E.; Heatherly, D.E.; Braunstein, J. | ORNL/TM-8489 | 10.2172/6857606 |
| 94 | 1988 | Decommissioning of the Molten Salt Reactor Experiment: A technical evaluation | Notz, K.J. | ORNL/RAP-17 | 10.2172/5320789 |
| 95 | 1990 | In-line sensors for electrolytic magnesium cells | Young, J.P.; Mamantov, G. | ORNL/M-1323 | 10.2172/6488557 |
| 96 | 1991 | Reaction of uranium oxides with chlorine and carbon or carbon monoxide to prepare uranium chlorides | Haas, P.A.; Lee, D.D.; Mailen, J.C. | ORNL/TM-11792 | 10.2172/10155443 |
| 97 | 1995 | Quality assurance plan for the Molten Salt Reactor Experiment Remediation Project at the Oak Ridge National Laboratory. Phase 1 -- Interim corrective measures and Phase 2 -- Purge and trap reactive gases | / | ORNL/ER-336 | 10.2172/206539 |
| 98 | 1995 | Materials considerations for molten salt accelerator-based plutonium conversion systems | DiStefano, J. R.; DeVan, J. H.; Keiser, J. R.; Klueh, R. L.; Eatherly, W. P. | ORNL/TM-12925/R1 | 10.2172/73004 |
| 99 | 1995 | Health and safety plan for the Molten Salt Reactor Experiment remediation project at Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee | Burman, S.N.; Uziel, M.S. | ORNL/ER-326 | 10.2172/226003 |

| | | | | | |
|-----|------|---|---|----------------|----------------|
| 100 | 1996 | Program management plan for the Molten Salt Reactor Experiment Remediation Project at Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee | / | ORNL/ER-341 | 10.2172/453851 |
| 101 | 1996 | Identification and evaluation of alternatives for the disposition of fluoride fuel and flush salts from the molten salt reactor experiment at Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee | / | ORNL/ER-380 | 10.2172/441122 |
| 102 | 1996 | Molten Salt Reactor Experiment Facility (Building 7503) standards/requirements identification document adherence assessment plan at Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee | / | ORNL/ER-355 | 10.2172/219065 |
| 103 | 1996 | Criticality safety study of the MSRE auxiliary charcoal bed | Hollenbach, D. F.; Hopper, C. M. | ORNL/M-5450 | 10.2172/408664 |
| 104 | 1997 | Technical bases for the use of ClF ₃ in the MSRE reactive gas removal project at Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee | Trowbridge, L.D. | ORNL/ER-402 | 10.2172/491410 |
| 105 | 1997 | Laboratory tests using chlorine trifluoride in support of deposit removal at MSRE | Williams, D. F.; Rudolph, J. C.; Del Cul, G. D.; Loghry, S. L.; Simmons, D. W.; Toth, L. M. | ORNL/TM-13403 | 10.2172/631150 |
| 106 | 1998 | Quality assurance plan for the molten salt reactor experiment Remediation Project at Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee | / | ORNL/ER-336/R1 | 10.2172/576090 |
| 107 | 1998 | Quarterly progress report for the Chemical and Energy Research Section of the Chemical Technology Division: January--March 1997 | Jubin, R.T. | ORNL/M-6353 | 10.2172/629389 |
| 108 | 1998 | Quarterly progress report for the Chemical and Energy Research Section of the Chemical Technology Division: July--September 1997 | Jubin, R.T. | ORNL/M-6553 | 10.2172/290833 |
| 109 | 1998 | Some Investigations of the Reaction of Activated Charcoal with Fluorine and Uranium Hexafluoride | Del Cul, G.D.; Fiedor, J.N.; Simmons, D.W.; Toth, L.M.; Trowbridge, L.D.; Williams | ORNL/TM-13052 | 10.2172/1817 |

| | | | | | |
|-----|------|--|---|------------------|----------------|
| 110 | 1998 | Removal of uranium and salt from the Molten Salt Reactor Experiment | Peretz, F.J.; Rushton, J.E.; Faulkner, R.L.; Walker, K.L.; Del Cul, G.D. | ORNL/CP-98146 | / |
| 111 | 1998 | Environmental health and safety plan for the Molten Salt Reactor Experiment Remediation Project at Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee | Burman, S.N.; Tiner, P.F.; Gosslee, R.C. | ORNL/ER-326/R1 | 10.2172/569093 |
| 112 | 1998 | Design of a californium source-driven measurement system for accountability of material recovered from the Molten Salt Reactor Experiment charcoal bed | Bentzinger, D. L.; Perez, R. B.; Mattingly, J. K.; Valentine, T. E.; Mihalcz, J. T. | ORNL/CP-98159 | / |
| 113 | 1999 | Significance of Experimental Procedures on the Hot Corrosion Behavior of Nickel-Base Alloys Under Cyclic Conditions | Leyens, C.; Pint, B.A.; Tortorelli, P.F.; Wright, I.G. | ORNL/CP-103227 | / |
| 114 | 1999 | Quarterly Progress Report for the Chemical and Energy Research Section of the Chemical Technology Division: January-March 1998 | Jubin, R.T. | ORNL/M-6662 | 10.2172/5067 |
| 115 | 1999 | Quarterly progress report for the Chemical and Energy Research Section of the Chemical Technology Division: January-March 1999 | Jubin, R.T. | ORNL/TM-1999/211 | 10.2172/750995 |
| 116 | 1999 | Molten Salt Fuel Cycle Requirements for ADTT Applications | Williams, D. F.; Del Cul, G. D.; Toth, L. M. | ORNL/CP-103342 | / |
| 117 | 1999 | Radon Measurements at the Molten Salt Reactor Experiment (MSRE) Facility from August 1997 through April 1998 | Coleman, R.L. | ORNL/TM-13716 | 10.2172/6689 |
| 118 | 1999 | Radon Measurements at the Molten Salt Reactor Experiment (MSRE) Facility from August 1997 through April 1998 | Coleman, R.L. | ORNL/TM-13716/R1 | 10.2172/8816 |
| 119 | 1999 | Use of Activated Charcoal for 220Rn Adsorption for Operations Associated with the Uranium Deposit in the Auxiliary Charcoal Bed at the Molten Salt Reactor Experiment Facility | Coleman, R.L. | ORNL/TM-13733 | 10.2172/6078 |
| 120 | 1999 | Evaluation of Fluorine-Trapping Agents for Use During Storage of the MSRE Fuel Salt | Brynstad, J.; Williams, D.F. | ORNL/TM-13770 | 10.2172/9286 |

| | | | | | |
|-----|------|---|--|---------------------|-----------------|
| 121 | 2000 | Prototype Tests for the Recovery and Conversion of UF ₆ Chemisorbed in NaF Traps for the Molten Salt Reactor Remediation Project | Del Cul, G.D.; Icenhour, A.S.; Simmons, D.W. | ORNL/TM-2000/92 | 10.2172/768805 |
| 122 | 2000 | Hydrofluoric Acid Corrosion Testing on Unplated and Electroless Gold-Plated Samples | Osborne, P.E.; Icenhour, A.S.; Del Cul, G.D. | ORNL/TM-2000/137 | 10.2172/763206 |
| 123 | 2000 | System Requirements Document for the Molten Salt Reactor Experiment | Aigner, R.D. | ORNL/TM-1999/287/R1 | 10.2172/760511 |
| 124 | 2001 | Lewis-Acid/Base Effects on Gallium Volatility in Molten Chlorides | Williams, D.F. | ORNL/TM-2000/297 | 10.2172/777695 |
| 125 | 2001 | Quarterly Progress Report for the Chemical and Energy Research Section of the Chemical Technology Division: April-June 1999 | Jubin, R.T. | ORNL/TM-1999/226 | 10.2172/777769 |
| 126 | 2001 | Quarterly Progress Report for the Chemical and Energy Research Section of the Chemical Technology Division: July-September 1999 | Jubin, R.T. | ORNL/TM-1999/304 | 10.2172/814619 |
| 127 | 2002 | Corrosion Test Results for Inconel 600 vs Inconel-Stainless UG Bellows | Osborne, P.E. | ORNL/TM-2002/136 | 10.2172/814069 |
| 128 | 2002 | Hydrofluoric Acid Corrosion Study of High-Alloy Materials | Osborne, P.E. | ORNL/TM-2002/165 | 10.2172/814438 |
| 129 | 2005 | Updated Generation IV Reactors Integrated Materials Technology Program Plan, Revision 2 | Corwin, William R.; Burchell, Timothy D.; Halsey, William; Hayner, George; Katoh, Yutai; Klett, James William; McGreevy, Timothy E.; Nanstad, Randy K.; Ren, Weiju; Snead, Lance Lewis; Stoller, Roger E.; Wilson, Dane F. | ORNL/TM-2005/556 | 10.2172/1027383 |
| 130 | 2008 | Generation IV Reactors Integrated Materials Technology Program Plan: Focus on Very High Temperature Reactor Materials | Burchell, Timothy D.; LinkCorwin, William R.; LinkKatoh, Yutai; LinkMcGreevy, Timothy E.; LinkNanstad, Randy K.; LinkRen, Weiju; LinkSnead, Lance Lewis; LinkWilson, Dane F. | ORNL/TM-2008/129 | 10.2172/951084 |
| 131 | 2009 | Engineering evaluation of the proposed alternative salt transfer method for the Molten Salt Reactor Experiment, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee | / | BJC/OR-3301 | / |

| | | | | | |
|-----|------|--|--|------------------|-----------------|
| 132 | 2009 | Addendum to engineering evaluation of the proposed alternative salt transfer method for the Molten Salt Reactor Experiment, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee | / | BJC/OR-3301/A1 | / |
| 133 | 2010 | An Overview of Liquid Fluoride Salt Heat Transport Systems | Holcomb, David Eugene; Cetiner, Sacit M. | ORNL/TM-2010/156 | 10.2172/990239 |
| 134 | 2011 | Advanced High Temperature Reactor Systems and Economic Analysis | Holcomb, David Eugene; Peretz, Fred J.; Qualls, A. L | ORNL/TM-2011/364 | 10.2172/1025856 |
| 135 | 2011 | Fast Spectrum Molten Salt Reactor Options | Gehin, Hess C.; Holcomb, David Eugene; Flanagan, George F.; Patton, Bruce W.; Howard, Rob L.; Harrison, Thomas J. | ORNL/TM-2011/105 | 10.2172/1018987 |
| 136 | 2013 | Challenges related to the use of liquid metal and molten salt coolants in advanced reactors [electronic resource]: report of the Collaborative Project COOL of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO). | / | IAEA-TECDOC-1696 | / |
| 137 | 2014 | Update on Small Modular Reactors Dynamics System Modeling Tool -- Molten Salt Cooled Architecture | Hale, Richard Edward; Cetiner, Sacit M.; Fugate, David L.; Qualls, A L.; Borum, Robert C.; Chaleff, Ethan S.; Rogerson, Doug W.; Batteh, John J.; Tiller, Michael M. | ORNL/TM-2014/322 | 10.2172/1187912 |
| 138 | 2014 | Liquid Fluoride Salt Experimentation Using a Small Natural Circulation Cell | Yoder, Jr, Graydon L ; Heatherly, Dennis Wayne; Williams, David F; Elkassabgi, Yousri M.; Caja, Joseph; Caja, Mario; Jordan, John; Salinas, Roberto | ORNL/TM-2014/56 | 10.2172/1130418 |
| 139 | 2014 | Safety and Regulatory Issues of the Thorium Fuel Cycle | Ade, Brian; Worrall, Andrew; Powers, Jeffrey; Bowman, Steve; Flanagan, George; Gehin, Jess | ORNL/TM-2013/543 | 10.2172/1146984 |
| 140 | 2014 | Advanced High Temperature Reactor Thermal Hydraulics Analysis and Salt Clean-up System Description | Yoder Jr., Graydon L.; Bopp, Andrew T; Holcomb, David Eugene; Pointer, William David; Wang, Dean | ORNL/TM-2014/499 | 10.2172/1163164 |

| | | | | | |
|-----|------|---|---|------------------|-----------------|
| 141 | 2015 | Embedded Sensors and Controls to Improve Component Performance and Reliability -- Bench-scale Testbed Design Report | Melin, Alexander M.; Kisner, Roger A.; Drira, Anis; Reed, Frederick K. | ORNL/TM-2015/584 | 10.2172/1239763 |
| 142 | 2015 | High Temperature Fluoride Salt Test Loop | Aaron, Adam M.; Cunningham, Richard Burns ; Fugate, David L.; Holcomb, David Eugene; Kisner, Roger A.; Peretz, Fred J.; Robb, Kevin R.; Wilson, Dane F.; Yoder, Jr, Graydon L. | ORNL/TM-2012/430 | 10.2172/1237612 |
| 143 | 2016 | Status Report on Scoping Reactor Physics and Sensitivity/Uncertainty Analysis of LR-0 Reactor Molten Salt Experiments | Brown, Nicholas R.; Mueller, Donald E.; Patton, Bruce W.; Powers, Jeffrey J. | ORNL/TM-2016/399 | 10.2172/1328309 |
| 144 | 2016 | Complete Sensitivity/Uncertainty Analysis of LR-0 Reactor Experiments with MSRE FLiBe Salt and Perform Comparison with Molten Salt Cooled and Molten Salt Fueled Reactor Models | Brown, Nicholas R.; Powers, Jeffrey J.; Mueller, Don; Patton, Bruce W. | ORNL/TM-2016/729 | 10.2172/1338554 |
| 145 | 2016 | Fluoride Salt-Cooled High-Temperature Demonstration Reactor Point Design | Qualls, A. L.; Brown, Nicholas R.; Betzler, Benjamin R.; Carbajo, Juan; Hale, Richard Edward; Harrison, Thomas J.; Powers, Jeffrey J.; Robb, Kevin R.; Terrell, Jerry W.; Wysocki, Aaron J. | ORNL/TM-2016/85 | 10.2172/1245361 |
| 146 | 2017 | Two-Dimensional Neutronic and Fuel Cycle Analysis of the Transatomic Power Molten Salt Reactor | Betzler, Benjamin R.; Powers, Jeffrey J.; Worrall, Andrew; Robertson, Sean; Dewan, Leslie; Massie, Mark | ORNL/TM-2016/742 | 10.2172/1340461 |

Příloha B

Souhrn knižních publikací z online knihovny ORNL
zabývajících se technologií MSR k roku 2021

| Číslo # | Rok vydání | Název | Autoři | ORNL číslo zprávy | DOI |
|---------|------------|---|--|-------------------|-----------------|
| 1 | 1957 | Molten-salt Reactor Program quarterly progress report for period ending September 1, 1957 | Macpherson, H. G. | ORNL-2378 | / |
| 2 | 1958 | Molten-Salt Reactor Program quarterly progress report for period ending January 31, 1958 | / | ORNL-2474 | / |
| 3 | 1958 | Molten-Salt Reactor Program quarterly progress report for period ending June 30, 1958 | / | ORNL-2551 | / |
| 4 | 1958 | Molten-Salt Reactor Program status report | / | ORNL-2634 | / |
| 5 | 1958 | EQUIPMENT DECONTAMINATION METHODS FOR THE FUSED SALT-FLUORIDE VOLATILITY PROCESS | Jolley, R L; Baybarz, R D; Campbell, D O; Cathers, G I | ORNL-2550 | 10.2172/4305097 |
| 6 | 1959 | Molten-Salt Reactor Program quarterly progress report for period ending July 31, 1959 | / | ORNL-2799 | / |
| 7 | 1959 | METALLURGY DIVISION ANNUAL PROGRESS REPORT FOR PERIOD ENDING SEPTEMBER 1, 1959 | | ORNL-2839 | 10.2172/4167698 |
| 8 | 1959 | Molten-Salt Reactor Program quarterly progress report for period ending October 31, 1958 | Macpherson, H. G. | ORNL-2626 | / |
| 9 | 1959 | Molten-salt Reactor Project quarterly progress report for period ending January 31, 1959 | Macpherson, H. G. | ORNL-2684 | / |
| 10 | 1959 | Molten-Salt Reactor Project quarterly progress report for period ending April 30, 1959 | Macpherson, H. G. | ORNL-2723 | / |

| | | | | | |
|----|------|--|--|-------------------------------|-----------------|
| 11 | 1960 | MOLTEN-SALT REACTOR PROGRAM QUARTERLY PROGRESS REPORT FOR PERIOD ENDING OCTOBER 31, 1959 | Macpherson, H. G. | ORNL-2890 | 10.2172/4176805 |
| 12 | 1960 | Molten-Salt Reactor Program quarterly progress report for period ending January 31 and April 30, 1960. | Macpherson, H. G. | ORNL-2973 | / |
| 13 | 1960 | Molten-Salt Reactor Program Quarterly Progress Report for Period Ending July 31, 1960 | Macpherson, H. G. | ORNL-3014 | / |
| 14 | 1960 | Experimental molten-salt-fueled 30 – Mw power reactor | Alexander, L. G. | ORNL-2796 | / |
| 15 | 1961 | CHEMICAL TECHNOLOGY DIVISION ANNUAL PROGRESS REPORT FOR PERIOD ENDING MAY 31, 1961 | / | ORNL-3153 | 10.2172/4840417 |
| 16 | 1961 | MOLTEN-SALT REACTOR PROGRAM PROGRESS REPORT FOR PERIOD FROM AUGUST 1, 1960, TO FEBRUARY 28, 1961 | / | ORNL-3122 | 10.2172/4024779 |
| 17 | 1961 | PHASE EQUILIBRIA IN MOLTEN SALT BREEDER REACTOR FUELS. I. THE SYSTEM LiF – BeF ₂ F ₄ hF ₄ | Weaver, C. F.; Thoma, R. E.; Insley, H.; Friedman, H. A. | ORNL-2896 | 10.2172/4081840 |
| 18 | 1961 | Molten-Salt Reactor Experiment Preliminary Hazards Report | Beall, S. E.; Breazeale, W. L.; Kinyon, B. W. | ORNL-CF-61-2-46 | / |
| 19 | 1962 | MOLTEN-SALT REACTOR PROGRAM. Semiannual Progress Report for Period Ending August 31, 1962 | / | ORNL-3369 | 10.2172/4729477 |
| 20 | 1962 | MOLTEN-SALT REACTOR PROGRAM PROGRESS REPORT FOR PERIOD FROM MARCH 1 TO AUGUST 31, 1961 | / | ORNL-3215 | 10.2172/4804884 |
| 21 | 1962 | 576 mwt natural convection Molten Salt Reactor Study | Zasler, J. | ORNLTM-269 ORNL-CF-58-8-85 | / |
| 22 | 1962 | WATER TEST DEVELOPMENT OF THE FUEL PUMP FOR THE MSRE | Smith, P.G. | ORNL-TM-79 | 10.2172/4786696 |

| | | | | | |
|----|------|--|---|-------------|-----------------|
| 23 | 1962 | Some chemical aspects of Molten-Salt Reactor safety: (1) Dissolution of coolant and fuel mixtures in H ₂ O, (2) A portion of the system LiF-BeF ₂ -H ₂ O at 25, 60 and near 100 degrees C | Slusher, R.; Mcduffie, H. F.; Marshall, W. L. | ORNL-TM-458 | / |
| 24 | 1962 | CORROSION BEHAVIOR OF REACTOR MATERIALS IN FLUORIDE SALT MIXTURES | DeVan, J.H.; Evans, R.B. III. | ORNL-TM-328 | 10.2172/4774669 |
| 25 | 1962 | Molten-Salt Reactor Program semiannual progress report for period ending February 28, 1962 | Briggs, R. B. | ORNL-3282 | / |
| 26 | 1962 | Experimental 5 Mw thermal convection molten salt reactor | Zasler, J. | ORNL-TM-268 | / |
| 27 | 1963 | MOLTEN-SALT REACTOR PROGRAM. Semiannual Progress Report for Period Ending January 3, 1963 | Briggs, R. B. | ORNL-3419 | 10.2172/4692918 |
| 28 | 1963 | METALS AND CERAMICS DIVISION ANNUAL PROGRESS REPORT FOR PERIOD ENDING MAY 31, 1963 | / | ORNL-3470 | 10.2172/4131004 |
| 29 | 1963 | FABRICATION OF THE HEAT EXCHANGER TUBE BUNDLE FOR THE MOLTEN-SALT REACTOR EXPERIMENT | Donnelly, R.G.; Slaughter, G.M. | ORNL-3500 | 10.2172/4130352 |
| 30 | 1964 | MOLTEN-SALT REACTOR PROGRAM SEMIANNUAL PROGRESS REPORT FOR PERIOD ENDING JULY 31, 1963 | / | ORNL-3529 | 10.2172/4106714 |
| 31 | 1964 | ANALYTICAL CHEMISTRY DIVISION ANNUAL PROGRESS REPORT FOR PERIOD ENDING NOVEMBER 15, 1963 | / | ORNL-3537 | 10.2172/4092969 |
| 32 | 1964 | Molten-Salt Reactor Program semiannual progress report for period ending July 31, 1964. | Briggs, R.B. | ORNL-3708 | / |

| | | | | | |
|----|------|--|---|------------------------------|-----------------|
| 33 | 1964 | BIBLIOGRAPHY OF ROVER FUEL PROCESSING AND MOLTEN SALT FLUORIDE VOLATILITY PROCESS DEVELOPMENT STUDIES AT OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY | Bresee, J.C. | ORNL-TM-800 | 10.2172/4035559 |
| 34 | 1965 | MOLTEN-SALT REACTOR PROGRAM SEMIANNUAL PROGRESS REPORT FOR PERIOD ENDING FEBRUARY 28, 1965 | / | ORNL-3812 | / |
| 35 | 1965 | Molten-Salt Reactor Program semiannual progress report for period ending August 31, 1965 | Briggs, R.B. | ORNL-3872 | / |
| 36 | 1965 | MSRE DESIGN AND OPERATIONS REPORT. PART VI. OPERATING SAFETY LIMITS FOR THE MOLTEN-SALT REACTOR EXPERIMENT. | Beall, S. E., Jr.; Guymon, R.H. | ORNL-TM-733 | / |
| 37 | 1965 | Stability analysis of the Molten-Salt Reactor experiment. | Ball, S. J.; Kerlin, T. W. | ORNL/TM-1070 | / |
| 38 | 1965 | MOLTEN SALT CONVERTER REACTOR. DESIGN STUDY AND POWER COST ESTIMATES FOR A 1000 MWE STATION. | Alexander, L.G.; Carter, W.L.; Craven, C. W., Jr.; Janney, D.B.; Kerlin, T.W.; Van Winkle, R. | ORNL-TM-1060 | / |
| 39 | 1966 | Period measurements on the Molten Salt Reactor experiment during fuel circulation: theory and experiment | B.E. Prince. | ORNL-TM-1626 | / |
| 40 | 1966 | Experimental dynamic analysis of the Molten-Salt Reactor experiment. | Kerlin, T. W.; Ball, S. J. | ORNL/TM-1647 | / |
| 41 | 1966 | Molten-Salt Reactor Program Semiannual Progress Report for Period Ending February 28, 1966 | Briggs, R. B. | ORNL-3936 | / |
| 42 | 1966 | MSRE Design and Operations Report. | S.E. Beall, R.H. Guymon. | ORNL-TM-733, 2ND.REVISION | / |

| | | | | | |
|----|------|--|---|--------------|-----------------|
| 43 | 1966 | Summary of molten-salt breeder reactor design studies | Bauman, H.F.; Bettis, E.S.; Cater, W.L.; McDonald, W.B.; Robertson, R.C.; Westsik, J.H. | ORNL/TM-1467 | / |
| 44 | 1966 | Simulators for training Molten-Salt Reactor experiment operators | Ball, S. J. | ORNL/TM-1445 | / |
| 45 | 1967 | Molten-Salt Reactor Program semiannual progress report for period ending February 28, 1967. | Rosenthal, M. W.; Briggs, R. B.; Kasten, P. R. | ORNL-4119 | / |
| 46 | 1967 | EVALUATION OF THE MOLTEN SALT REACTOR EXPERIMENT HASTELLOY N SURVEILLANCE SPECIMENS: FIRST GROUP. | McCoy, H.E. Jr. | ORNL-TM-1997 | 10.2172/4493950 |
| 47 | 1967 | INVESTIGATION OF ONE CONCEPT OF A THERMAL SHIELD FOR THE ROOM HOUSING A MOLTEN – SALT BREEDER REACTOR. | Crawley, W. K.; Rose, J. R. | ORNL/TM-2029 | / |
| 48 | 1967 | Molten-Salt Reactor Program semiannual progress report for period ending August 31, 1966. | Briggs, R. B. | ORNL-4037 | / |
| 49 | 1967 | Molten-Salt Reactor Program semiannual progress report for period ending August 31, 1967 | Briggs, R. B.; Kasten, P. R.; Rosenthal, M. W. | ORNL-4191 | / |
| 50 | 1968 | Molten-Salt Reactor Program semiannual progress report for period ending February 29, 1968. | Rosenthal, M.W.; Briggs, R.B.; Kasten, P.R. | ORNL-4254 | / |
| 51 | 1968 | PHYSICAL PROPERTIES OF MOLTEN-SALT REACTOR FUEL, COOLANT, AND FLUSH SALTS. | Cantor, S. | ORNL-TM-2316 | 10.2172/4492893 |
| 52 | 1968 | Zero-power physics experiments on the molten-salt reactor experiment | Ball, S. J.; Engel, J. R.; Haubenreich, P. N.; Kerlin, T. W.; Prince, B. E. | ORNL-4233 | / |

| | | | | | |
|----|------|--|--|----------------|-----------------|
| 53 | 1970 | Molten-Salt Reactor Program semiannual progress report for period ending August 31, 1969 | / | ORNL-4449 | / |
| 54 | 1970 | Quality-assurance practices in construction and maintenance of the Molten-Salt Reactor experiment | B.H. Webster. | ORNL/TM-2999 | / |
| 55 | 1970 | Frequency-Response Testing of the Molten-Salt Reactor Experiment | Steffy, R. C., Jr. | ORNL/TM-2823 | / |
| 56 | 1970 | REMOVAL OF TRITIUM FROM THE MOLTEN SALT BREEDER REACTOR FUEL | Shapiro, M. D.; Reed, C. M. | ORNL-MIT-117 | / |
| 57 | 1970 | Engineering development studies for Molten-Salt Breeder Reactor processing | McNeese, L.E. | ORNL/TM-3053 | / |
| 58 | 1970 | Fluid dynamic studies of the Molten-Salt Reactor Experiment (MSRE) Core | R.J. Kedl. | ORNL/TM-3229 | / |
| 59 | 1970 | Plans for post-operation examination of the Molten-Salt Reactor Experiment | Haubenreich, P. N.; Richardson, M. | ORNL/TM-2974 | / |
| 60 | 1970 | Critique of the Molten-Salt Reactor Experiment a collection of comments submitted by persons associated with the reactor | Guymon, R. H. | ORNL/CF-70-9-3 | / |
| 61 | 1970 | Reactor power measurement and heat transfer performance in the Molten Salt Reactor experiment | Gabbard, C. H. | ORNL/TM-3002 | / |
| 62 | 1970 | Spray, mist, bubbles, and foam in the Molten Salt Reactor Experiment | Engel, J. R.; Haubenreich, P. N.; Houtzeel, A. | ORNL-TM-3027 | / |
| 63 | 1970 | Molten-Salt Reactor Program semiannual progress report for period ending February 28, 1970 | Briggs, R.B.; Kasten, P.R. | ORNL-4548 | / |
| 64 | 1970 | TWO-FLUID MOLTEN-SALT BREEDER REACTOR DESIGN STUDY (STATUS AS OF JANUARY 1, 1968) | Robertson, R.C.; Briggs, R.B.; Smith, O.L.; Bettis, E.S. | ORNL-4528 | 10.2172/4093364 |

| | | | | | |
|----|------|---|--|--------------|-----------------|
| 65 | 1971 | PREPARATION AND HANDLING OF SALT MIXTURES FOR THE MOLTEN SALT REACTOR EXPERIMENT. | Shaffer, J.H. | ORNL-4616 | 10.2172/4074869 |
| 66 | 1971 | Molten-Salt Reactor Program semiannual progress report for period ending August 31, 1970 | Rosenthal, M.W.; Briggs,R.B.; Haubenreich,P.N. | ORNL-4622 | / |
| 67 | 1971 | CONCEPTUAL DESIGN STUDY OF A SINGLE-FLUID MOLTEN-SALT BREEDER REACTOR. | Robertson, R.C. | ORNL-4541 | 10.2172/4030941 |
| 68 | 1971 | Engineering development studies for molten-salt breeder reactor processing no. 2 | Mcneese, L. E. | ORNL-TM-3137 | / |
| 69 | 1971 | Engineering development studies for molten-salt breeder reactor processing no. 5 | Mcneese, L. E. | ORNL-TM-3140 | / |
| 70 | 1971 | Engineering development studies for molten-salt breeder reactor processing no. 6. | Mcneese, L. E. | ORNL/TM-3141 | / |
| 71 | 1971 | Engineering development studies for molten-salt breeder reactor processing no. 3 | Mcneese, L. E. | ORNL-TM-3138 | / |
| 72 | 1971 | ENGINEERING DEVELOPMENT STUDIES FOR MOLTEN-SALT BREEDER REACTOR PROCESSING NO. 4 | Mcneese, L. E. | ORNL-TM-3139 | / |
| 73 | 1971 | An evaluation of the Molten-Salt Reactor Experiment Hastelloy N Surveillance Specimens fourth group | H.E. McCoy, Jr. | ORNL/TM-3063 | / |
| 74 | 1971 | Operation of the Sampler-Enricher in the Molten Salt Reactor Experiment | Gallaher, R. B. | ORNL-TM-3524 | / |
| 75 | 1971 | Xenon behavior in the Molten Salt Reactor Experiment | Engel, J. R.; Steffy, R. C., Jr. | ORNL/TM-3464 | / |
| 76 | 1971 | Molten-Salt Reactor Program semiannual progress report for period ending February 28, 1971. | Briggs, R. B.; Haubenreich, P. N.; Rosenthal, M. W. | ORNL-4676 | / |
| 77 | 1972 | DEVELOPMENT STATUS OF MOLTEN-SALT BREEDER REACTORS. | / | ORNL-4812 | 10.2172/4622532 |

| | | | | | |
|----|------|--|--|--------------|------------------|
| 78 | 1972 | Molten-Salt Reactor Program semiannual progress report for period ending February 29, 1972 | / | ORNL-4782 | / |
| 79 | 1972 | Molten-Salt Reactor Program: Semiannual progress report for period ending August 31, 1971. | Rosenthal, M.W.; Briggs,R.B.; Haubenreich,P.N. | ORNL-4728 | / |
| 80 | 1972 | Engineering development studies for molten-salt breeder reactor processing no. 8. | Mcneese, L. E. | ORNL/TM-3258 | / |
| 81 | 1972 | Engineering development studies for molten-salt breeder reactor processing no. 9. | Mcneese, L. E. | ORNL/TM-3259 | / |
| 82 | 1972 | Engineering development studies for molten-salt breeder reactor processing no. 10 | Mcneese, L. E. | ORNL/TM-3352 | / |
| 83 | 1972 | Engineering development studies for molten-salt breeder reactor processing no.7 | Mcneese, L. E. | ORNL/TM-3257 | / |
| 84 | 1972 | The migration of a class of fission products (noble metals) in the Molten-Salt Reactor Experiment | Kedl, R.J. | ORNL-TM-3884 | / |
| 85 | 1972 | A Study of Fission Products in the Molten-Salt Reactor Experiment by Gamma Spectrometry. | Houtzeel, A.; Dyer, F.F. | ORNL-TM-3151 | / |
| 86 | 1972 | Development of a Venturi Type Bubble Generator for Use in the Molten-Salt Reactor Xenon Removal System | Gabbard, C. H. | ORNL-TM-4122 | 10.2172/12784156 |
| 87 | 1974 | Molten-salt Reactor Program quarterly progress report for period ending October 31, 1957 | Macpherson, H. G. | ORNL-2431 | / |
| 88 | 1975 | Molten-Salt Reactor Program semiannual progress report for period ending February 28, 1975. | / | ORNL-5047 | 10.2172/4172896 |
| 89 | 1975 | Method for calculating the steady-state distribution of tritium in a molten – salt breeder reactor plant | Briggs, R.B.; Nestor, C.W. | ORNL-TM-4804 | 10.2172/4246867 |

| | | | | | |
|----|------|---|--|--------------|-----------------|
| 90 | 1975 | Molten-salt reactor program. Semiannual progress report for period ending August 31, 1974. | Mcneese, L. E. | ORNL-5011 | / |
| 91 | 1975 | Engineering development studies for molten-salt breeder reactor processing No. 18 | Hightower, J.R. Jr. | ORNL-TM-4698 | 10.2172/4197837 |
| 92 | 1975 | Engineering development studies for molten-salt breeder reactor processing No. 19 | Hightower, J.R. Jr. | ORNL-TM-4863 | 10.2172/4190786 |
| 93 | 1975 | Fission product behavior in the Molten Salt Reactor Experiment | Compere, E.L.; Kirslis, S.S.; Bohlmann, E.G.; Blankenship, F.F.; Grimes, W.R. | ORNL-4865 | 10.2172/4077644 |
| 94 | 1976 | Molten-salt reactor program. Semiannual progress report for period ending February 29, 1976 | Mcneese, L. E. | ORNL-5132 | 10.2172/7239598 |
| 95 | 1976 | Engineering development studies for molten-salt breeder reactor processing No. 20 | Hightower, J.R. Jr. | ORNL-TM-4870 | 10.2172/4096577 |
| 96 | 1976 | Engineering development studies for molten-salt breeder reactor processing No. 21 | Hightower, J.R. Jr. | ORNL/TM-4894 | 10.2172/7364782 |
| 97 | 1976 | Temperature gradient compatibility tests of some refractory metals and alloys in bismuth and bismuth--lithium solutions | DiStefano, J.R.; Cavin, O.B. | ORNL/TM-5503 | 10.2172/7131780 |
| 98 | 1976 | Measurement of mass transfer coefficients in a mechanically agitated, nondispersing contactor operating with a molten mixture of LiF--BeF/sub 2/--ThF/sub 4/ and molten bismuth | Brown, C.H. Jr.; Hightower, J.R. Jr.; Klein, J.A. | ORNL-5143 | 10.2172/7329118 |
| 99 | 1976 | Evaluation of alternate secondary (and tertiary) coolants for the molten-salt breeder reactor | Kelmers, A. D.; Baes, C. F.; Bettis, E. S.; Brynestad, J.; Cantor, S.; Engel, J. R.; Grimes, W. R.; McCoy, H. E.; Meyer, A. S. | ORNL/TM-5325 | 10.2172/7351862 |

| | | | | | |
|-----|------|--|---|----------------|----------------------|
| 100 | 1977 | Status of tellurium--hastelloy N studies in molten fluoride salts | Keiser, J. R. | ORNL/TM-6002 | 10.2172/7295251 |
| 101 | 1977 | Engineering tests of the metal transfer process for extraction of rare-earth fission products from a molten-salt breeder reactor fuel salt | Savage, H.C.; Hightower, J.R. Jr. | ORNL-5176 | 10.2172/7316028 |
| 102 | 1977 | Decommissioning study for the ORNL Molten-Salt Reactor Experiment (MSRE) | Cagle, C. D.; Pugh, L. P. | ORNL/CF-77/391 | / |
| 103 | 1978 | Status of materials development for molten salt reactors | McCoy, Jr., H. E. | ORNL/TM-5920 | 10.2172/5195742 |
| 104 | 1978 | Molten-salt reactors for efficient nuclear fuel utilization without plutonium separation | Engel, J.R.; Grimes, W.R.; Rhoades, W.A.; Dearing, J.F. | ORNL/TM-6413 | 10.2172/6650305 |
| 105 | 1979 | Development status and potential program for development of proliferation-resistant molten-salt reactors | Engel, J.R.; Bauman, H.F.; Dearing, J.F.; Grimes, W.R.; McCoy, H.E. Jr. | ORNL/TM-6415 | 10.2172/6368411 |
| 106 | 1979 | Nuclear performance of molten salt fusion--fission symbiotic systems for catalyzed DD and DT reactors | Ragheb, M.M.H.; Santoro, R.T.; Barnes, J.M.; Saltmarsh, M.J. | ORNL/TM-6560 | 10.2172/6312800 |
| 107 | 1980 | Actinide separations : based on a symposium sponsored by ACS Division of Industrial and Engineering Chemistry at the ACS/CSJ Chemical Congress (177th ACS national meeting), Honolulu, Hawaii, April 3-5, 1979 | Navratil, James D.; Schulz, Wallace W. | / | 10.1021/bk-1980-0117 |
| 108 | 1980 | Conceptual design characteristics of a denatured molten-salt reactor with once-through fueling | Engel, J.R.; Bauman, H.F.; Dearing, J.F.; Grimes, W.R.; McCoy, H.E.; Rhoades, W.A. | ORNL/TM-7207 | 10.2172/5352526 |
| 109 | 1980 | Mini-assessment of advanced technology options for NASAP: homogeneous molten salt sustainer reactor; graphite-moderated heterogeneous gas core reactor. | Barrett, R. J.; Gahan, E. J.; Nugent, G.; Reyer, R. J.; Santoro, R. T.; Schwartzberg, R. L. | ORNL/TM-7195 | / |

| | | | | | |
|-----|------|--|---|-------------------------|---|
| 110 | 1996 | A descriptive model of the Molten Salt Reactor Experiment after shutdown: review of FY 1995 progress | Del Cul, G. D.; Toth, L. M.; Williams, D. F. | ORNL/TM-13142 | / |
| 111 | 1996 | Thermal analysis to support decommissioning of the molten salt reactor experiment. | Borum, R. N.; Morris, D. G.; Park, J. E.; Sulfredge, C. D.; Williams, P. T. | ORNL/TM-13026 | / |
| 112 | 2000 | System requirements document for the Molten Salt Reactor Experiment ²³³ U Conversion System | Aigner, R. D. | ORNL/TM-1999/287, REV.0 | / |
| 113 | 2001 | Conversion of uranium-containing materials retrieved from the Molten Salt Reactor Experiment into stable oxides for final storage or disposition [electronic resource]: results of the first full-scale prototype test of burning of uranium-laden charcoal in oxygen. | Del Cul, G. D.; Icenhour, A. S.; Simmons, D. W.; Caja, J. | ORNL/TM-2000/296 | / |
| 114 | 2002 | Management Self-Assessment Report for the Building 4501 Depressurization of Sodium Fluoride Traps Containing Uranium from the Molten Salt Reactor Experiment at Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee | Harvey, G. A. | ORNL/TM-2002/239 | / |
| 115 | 2002 | Management Self-Assessment Implementation Plan for the Building 4501 Depressurization of Sodium Fluoride Traps Containing Uranium from the Molten Salt Reactor Experiment at Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee | Fields, K. R. | ORNL/TM-2002/212 | / |

| | | | | | |
|-----|------|---|---|---|---------------------------|
| 116 | 2016 | Thorium Energy for the World [electronic resource]: Proceedings of the ThEC13 Conference, CERN, Globe of Science and Innovation, Geneva, Switzerland, October 27-31, 2013 | Revol, Jean-Pierre.; Bourquin, Maurice.; Kadi, Yacine.; Lillestol, Egil.; de Mestral, Jean-Christophe.; Samec, Karel. | / | 10.1007/978-3-319-26542-1 |
| 118 | 2016 | 7th International Symposium on High-Temperature Metallurgical Processing: proceedings of a symposium sponsored by the Pyrometallurgy Committee of the Extraction and Processing Division (EPD) of the Minerals, Metals & Materials Society (TMS) held during TMS 2016, 145th Annual Meeting & Exhibition, February 14-18 Downtown Nashville, Tennessee, Music City Center | Hwang, Jiann-Yang | / | 10.1002/9781119274643 |
| 119 | 2017 | TMS 2017 146th Annual Meeting & Exhibition Supplemental Proceedings | The Minerals, Metals, & Materials Society. | / | 10.1007/978-3-319-51493-2 |