



VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ

BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY

FAKULTA ELEKTROTECHNIKY A KOMUNIKAČNÍCH TECHNOLOGIÍ

FACULTY OF ELECTRICAL ENGINEERING AND COMMUNICATION

ÚSTAV ELEKTROENERGETIKY

DEPARTMENT OF ELECTRICAL POWER ENGINEERING

VÝZKUM A VÝVOJ JADERNÝCH REAKTORŮ IV. GENERACE S DŮRAZEM NA REAKTORY S TEKUTÝMI SOLEMI

RESEARCH AND DEVELOPMENT OF GENERATION IV. REACTORS WITH
AN EMPHASIS ON MOLTEN SALT REACTORS

BAKALÁŘSKÁ PRÁCE

BACHELOR'S THESIS

AUTOR PRÁCE

AUTHOR

Tomáš Slančík

VEDOUCÍ PRÁCE

SUPERVISOR

Ing. Karel Katovský, Ph.D.

BRNO 2017



Bakalářská práce

bakalářský studijní obor Silnoproudá elektrotechnika a elektroenergetika
Ústav elektroenergetiky

Student: Tomáš Slančík

ID: 174394

Ročník: 3

Akademický rok: 2016/17

NÁZEV TÉMATU:

Výzkum a vývoj jaderných reaktorů IV. generace s důrazem na reaktory s tekutými solemi

POKYNY PRO VYPRACOVÁNÍ:

1. Proveďte historický rozbor situace v jaderné energetice vedoucích k potřebě vývoje nové generace jaderných reaktorů.
2. Popište iniciativy podporující vznik projektů nové generace - GIF, INPRO, IFNEC, GNEP, WGRNR NEA aj.
3. Popište požadavky kladené na reaktory čtvrté generace a detailně popište projekty nové generace zahrnuté do G-IV.
4. Zaměřte se na reaktory čtvrté generace chlazené tekutými solemi, definujte výhody a nevýhody této koncepce a popište historický vývoj i běžící a plánované projekty. Zaměřte se na iniciativu Centra výzkumu Řež - vývoj reaktoru EW50 (Energy Well).
5. Proveďte výpočetní analýzu jednoduchého experimentálního zařízení s tekutými solemi zaměřenou na jaderná data a knihovny účinných průřezů.

DOPORUČENÁ LITERATURA:

1. Igor Pioro: Handbook of Generation IV Nuclear Reactors, Woodhead Publishing, 1. edition, 2016.
2. Lelio Luzzi, Valentino Di Marcello and Antonio Cammi: Multi-Physics Approach to the Modelling and Analysis of Molten Salt Reactors, Nova Science Publishers Inc., 2012.
3. Robert Vesecký: Jaderné reaktory IV. generace, diplomová práce, ČVUT v Praze, 2006.

Termín zadání: 6.2.2017

Termín odevzdání: 5.6.2017

Vedoucí práce: Ing. Karel Katovský, Ph.D.

Konzultant:

doc. Ing. Petr Toman, Ph.D.
předseda oborové rady

UPOZORNĚNÍ:

Autor bakalářské práce nesmí při vytváření bakalářské práce porušit autorská práva třetích osob, zejména nesmí zasahovat nedovoleným způsobem do cizích autorských práv osobnostních a musí si být plně vědom následků porušení ustanovení § 11 a následujících autorského zákona č. 121/2000 Sb., včetně možných trestněprávních důsledků vyplývajících z ustanovení části druhé, hlavy VI. díl 4 Trestního zákoníku č.40/2009 Sb.

Bibliografická citácia práce:

SLANČÍK, T. *Výzkum a vývoj jaderných reaktorů IV. generace s důrazem na reaktory s tekutými solemi*. Brno: Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, 2017. 68 s. Vedoucí bakalářské práce Ing. Karel Katovský, Ph.D.

Ako autor uvedené bakalárskej práce prehlasujem, že v súvislosti s vytvorením tejto bakalárskej práce som neporušil autorská práva tretích osôb, predovšetkým som nezasiahol nedovoleným spôsobom do cudzích autorských práv osobnostných a som si plne vedomý následkov porušenia ustanovení § 11 a nasledujúceho autorského zákona č. 121/2000 Sb., vrátane možných trestnoprávných dôsledkov vyplývajúcich z ustanovení častí druhej hlavy VI. diel 4 Trestného zákonníku č. 40/2009 Sb.

V Brne, 5. júna 2017

.....

Týmto by som chcel poďakovať môjmu vedúcemu bakalárskej práce Ing. Karlovi Katovskému, Ph.D. za cenné rady, pripomienky a čas, ktorý mi venoval pri písaní tejto práce.

Tiež by som chcel poďakovať rodičom za ich podporu počas celého štúdia na vysokej škole.

ABSTRAKT

Bakalárska práca sa zaoberá vytvorením prehľadu jednotlivých generácii jadrových reaktorov od prvých prototypov až po dnešné pokročilé reaktory. Tiež prináša prehľad o projektoch podporujúcich rozvoj IV. generácie jadrových reaktorov. Hlavná časť práce popisuje jednotlivé vybrané reaktory IV. generácie Medzinárodným fórom pre generáciu IV so zameraním na reaktory s tekutými soľami. V poslednej kapitole sa nachádza praktická časť bakalárskej práce zameranej na simulovaný výpočet neutrónového toku v rôznych soliach pomocou programu MCNP.

KLÚČOVÉ SLOVÁ: Jadrový reaktor; IV. generácia; medzinárodné projekty; reaktory s tekutými soľami

ABSTRACT

The bachelor thesis reviews the particular generations of nuclear reactors from the first prototypes to nowadays advanced reactors. It also provides an overview of projects supporting development of IV. generation of nuclear reactors. The main part describes the selected reactors of generation IV by the Generation IV International Forum, focusing on molten salt reactors. The last chapter is devoted to a practical part of bachelor thesis focused on simulated calculation of neutron flux in various salts using MCNP program.

KEY WORDS: Nuclear reactor; generation IV; international projects; molten salt reactors

OBSAH

ZOZNAM OBRÁZKOV	8
ZOZNAM TABULIEK.....	9
ZOZNAM SYMBOLOV A SKRATIEK.....	10
ÚVOD.....	13
1 HISTÓRIA JADROVÝCH REAKTOROV	14
1.1 HISTORICKÉ ROZDELENIE JADROVÝCH REAKTOROV	15
1.1.1 GENERÁCIA I.....	15
1.1.2 POUŽITÉ TYPY REAKTOROV V GENERÁCII I.....	15
1.1.3 GENERÁCIA II	16
1.1.4 POUŽITÉ TYPY REAKTOROV V GENERÁCII II.....	17
1.1.5 GENERÁCIA III	19
1.1.6 POUŽITÉ TYPY REAKTOROV V GENERÁCII III	19
1.1.7 GENERÁCIA III+	20
1.1.8 POUŽITÉ TYPY REAKTOROV V GENERÁCII III+	20
1.1.9 GENERÁCIA IV	22
2 PROJEKTY PODPORUJÚCE ROZVOJ NOVEJ GENERÁCIE.....	23
2.1 MEDZINÁRODNÝ RÁMEC PRE SPOLUPRÁCU V JADROVEJ ENERGII – IFNEC	23
2.1.1 CIELE PROJEKTU IFNEC	23
2.1.2 PRACOVNÝ PLÁN IFNEC	24
2.1.3 ČLENSKÉ ŠTÁTY IFNEC	26
2.2 MEDZINÁRODNÝ PROJEKT NA INOVÁCIU JADROVÝCH REAKTOROV A PALIVOVÝCH CYKLOV – INPRO.....	26
2.2.1 MEDZINÁRODNÁ AGENTÚRA PRE ATÓMOVÚ ENERGIU – IAEA.....	27
2.3 AGENTÚRA PRE JADROVÚ ENERGIU – NEA.....	27
2.3.1 HISTÓRIA NEA	28
2.3.2 ORGANIZÁCIA PRE HOSPODÁRSKU SPOLUPRÁCU A ROZVOJ – OECD	29
2.4 EURÓPSKE SPOLOČENSTVO PRE ATÓMOVÚ ENERGIU – EURATOM.....	29
3 MEDZINÁRODNÉ FÓRUM PRE GENERÁCIU IV – GIF	31
3.1.1 CIELE PROJEKTU GIF	31
3.1.2 PALIVOVÝ CYKLUS	32
3.1.3 REAKTOROVÉ SYSTÉMY IV. GENERÁCIE	33
4 REAKTOR S TEKUTÝMI SOĽAMI.....	39
4.1 HISTÓRIA MSR	39
4.2 PRINCÍP MSR	40
4.3 DOTERAJŠÍ VÝVOJ MSR.....	41
5 PRAKTICKÁ ČASŤ.....	44
5.1 HISTÓRIA MCNP	44
5.2 VSTUPNÝ SÚBOR.....	45
5.2.1 KARTY BUNIEK	45

5.2.2 KARTY POVRCHOV.....	45
5.2.3 KARTY DÁT.....	45
5.3 JADROVÉ KNIŽNICE	46
5.4 VÝSTUPNÝ SÚBOR.....	46
5.5 POPIS KONKRÉTNÉHO PROBLÉMU	46
5.6 VÝSLEDKY	46
5.6.1 Li_2BEF_4	46
5.6.2 LiF	49
5.6.3 NaCl	51
5.6.4 NaF	53
5.6.5 LiF S OBOHATENÝM LÍTIOM	55
5.7 ZHODNOTENIE VÝSLEDKOV	57
ZÁVER.....	58
POUŽITÁ LITERATÚRA	59
PRÍLOHA A	66
PRÍLOHA B.....	67

ZOZNAM OBRÁZKOV

<i>Obr. 2.1 Členské štáty IFNEC</i>	26
<i>Obr. 2.2 Členské štáty NEA</i>	28
<i>Obr. 3.1 Schéma systému GFR</i>	33
<i>Obr. 3.2 Schéma systému LFR</i>	34
<i>Obr. 3.3 Schéma systému SCWR</i>	35
<i>Obr. 3.4 Schéma systému SFR</i>	36
<i>Obr. 3.5 Schéma systému VHTR</i>	37
<i>Obr. 3.6 Schéma systému MSR</i>	38
<i>Obr. 5.1 Spektrum neutrónového toku v soli Li_2BeF_4</i>	47
<i>Obr. 5.2 Spektrum neutrónového toku vyžarované zdrojom a zachytené detektorom 0,1 cm</i>	48
<i>Obr. 5.3 Spektrum neutrónového toku zachytené detektormi 2, 4 a 6 cm</i>	48
<i>Obr. 5.4 Spektrum neutrónového toku zachytené detektormi 9, 14 a 19 cm</i>	48
<i>Obr. 5.5 Spektrum neutrónového toku v soli LiF</i>	49
<i>Obr. 5.6 Spektrum neutrónového toku vyžarované zdrojom a zachytené detektorom 0,1 cm</i>	50
<i>Obr. 5.7 Spektrum neutrónového toku zachytené detektormi 2, 4 a 6 cm</i>	50
<i>Obr. 5.8 Spektrum neutrónového toku zachytené detektormi 9, 14 a 19 cm</i>	50
<i>Obr. 5.9 Spektrum neutrónového toku v soli NaCl</i>	51
<i>Obr. 5.10 Spektrum neutrónového toku vyžarované zdrojom a zachytené detektorom 0,1 cm</i>	52
<i>Obr. 5.11 Spektrum neutrónového toku zachytené detektormi 2, 4 a 6 cm</i>	52
<i>Obr. 5.12 Spektrum neutrónového toku zachytené detektormi 9, 14 a 19 cm</i>	52
<i>Obr. 5.13 Spektrum neutrónového toku v soli NaF</i>	53
<i>Obr. 5.14 Spektrum neutrónového toku vyžarované zdrojom a zachytené detektorom 0,1 cm</i>	54
<i>Obr. 5.15 Spektrum neutrónového toku zachytené detektormi 2, 4 a 6 cm</i>	54
<i>Obr. 5.16 Spektrum neutrónového toku zachytené detektormi 9, 14 a 19 cm</i>	54
<i>Obr. 5.17 Spektrum neutrónového toku v soli LiF s obohateným lítium</i>	55
<i>Obr. 5.18 Spektrum neutrónového toku vyžarované zdrojom a zachytené detektorom 0,1 cm</i>	56
<i>Obr. 5.19 Spektrum neutrónového toku zachytené detektormi 2, 4 a 6 cm</i>	56
<i>Obr. 5.20 Spektrum neutrónového toku zachytené detektormi 9, 14 a 19 cm</i>	56

ZOZNAM TABULIEK

<i>Tab. 5.1 Spektrum neutrónového toku zachytené jednotlivými detektormi – Li_2BeF_4</i>	<i>47</i>
<i>Tab. 5.2 Spektrum neutrónového toku zachytené jednotlivými detektormi – LiF</i>	<i>49</i>
<i>Tab. 5.3 Spektrum neutrónového toku zachytené jednotlivými detektormi – NaCl.....</i>	<i>51</i>
<i>Tab. 5.4 Spektrum neutrónového toku zachytené jednotlivými detektormi – NaF</i>	<i>53</i>
<i>Tab. 5.5 Spektrum neutrónového toku zachytené jednotlivými detektormi – LiF s obohateným lítium.....</i>	<i>55</i>

ZOZNAM SYMBOLOV A SKRATIEK

ABWR	Advanced Boiling Water Reactor
ACR	Advanced CANDU Reactor
ADS	Accelerator Driven System
AGR	Advanced Gas-cooled Reactor
AHTR	Advanced High-Temperature Reactor
ALFRED	Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator
ALLEGRO	Gas-Cooled Fast Reactor Demonstrator
ALWR	Advanced Light Water Reactor
AMB	Atom Mirnyy Bolshoy
APR	Advanced Power Reactor
ARE	Aircraft Reactor Experiment
ASTRID	Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration
AVR	Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor
BREST	Bystryi Reactor so Svintsovym Teplonositelem
BWR	Boiling Water Reactor
CANDU	Canadian Deuterium Uranium
CAS	Chinese Academy of Sciences
CDC	Control Data Corporation
CEFR	China Experimental Fast Reactor
CGN	China General Nuclear Power Group
CIEA	China Institute of Atomic Energy
CIRTEN	Consorzio Interuniversitario per la Ricerca Tecnologica Nucleare
CNRS	National Center for Scientific Research
CP	Chicago Pile
DMSR	Denatured Molten Salt Reactor
EBWR	Experimental Boiling Water Reactor
ELFR	European Lead-cooled Fast Reactor
ENEA	European Nuclear Energy Agency
EPR	European Pressurized Reactor
EPS	Electrical Power Supply
ESBWR	Economic Simplified Boiling Water Reactor
EURATOM	European Atomic Energy Community
FHR	Fluoride-salt-cooled High-temperature Reactor
GCR	Gas Cooled Reactor
GFR	Gas-Cooled Fast Reactor
GIF	Generation IV International Forum
GNEP	Global Nuclear Energy Partnership
GOFASTR	European Gas Cooled Fast Reactor
HTGR	High-Temperature Gas-cooled Reactor
HTR-PM	High Temperature Gas Cooled Reactor - Pebble-Bed Module
HTTR	Gas Turbine High Temperature Reactor
HWGCR	Heavy Water Gas Cooled Reactor
IAEA	International Atomic Energy Agency
IDWG	Infrastructure Development Working Group

IFNEC	International Framework For Nuclear Energy
IMSR	Integral Molten Salt Reactor
INES	International Nuclear Event Scale
INPRO	International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles
JRC	Joint Research Centre
LBE	Lead-Bismuth Eutectic
LFR	Lead-cooled Fast Reactor
LSPR	Long-life Safe Simple Small Portable Proliferation-resistant Reactor
LWGR	Light Water Graphite Reactor
LWR	Light Water Reactor
MCG	Monte Carlo Gamma
MCN	Monte Carlo Neutron
MCNP	Monte Carlo N-Particle
MCP	Monte Carlo Photon
MOSART	Molten Salt Actinide Recycler and Transmuter
MOX	Mixed Oxide
MPI	Message Passing Interface
MSBR	Molten Salt Breeder Reactor
MSFR	Molten Salt Fast Reactor
MSR	Molten Salt Reactor
MSRE	Molten Salt Reactor Experiment
MYRRHA	Multi-purpose Hybrid Research Reactor for High-tech. Applications
NEA	Nuclear Energy Agency
NPD	Nuclear Power Demonstration
OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development
OEEC	Organisation for European Economic Cooperation
OPR	Optimum Power Reactor
PB-FHR	Pebble-Bed Fluoride-salt-cooled High-temperature Reactor
PBWFR	Pb-Bi Cooled Direct Contact Boiling Water Small Fast Reactor
PHWR	Pressurized Heavy Water Reactor
PINC	Nuclear Illustrative Programme
PLWBR	Pressurized Light-Water Breeder Reactor
PRISM	Power Reactor Innovative Small Module
PSI	Paul Scherrer Institute
PUREX	Plutonium Uranium Extraction
PVM	Parallel Virtual Machine
PWR	Pressurized Water Reactor
RBMK	Reaktor Bolšoj Moščnosti Kanalnyj
RNFSWG	Reliable Nuclear Fuel Services Working Group
SAMOFAR	Safety Assesment of the Molten Salt Fast Reactor
SCWR	Supercritical-water-cooled reactor
SFR	Sodium-cooled fast reactor
SINAP	Shangai Institute of Aplied Physics
SMR-FHR	Small Modular Reactor Fluoride-salt-cooled High-temperature Reactor
SNETP	Sustainable Nuclear Energy Technology Platform
SSR	Stable Salt Reactor
SVBR	Svintsovo Vismutny Bystryi Reactor

TAP	Transatomic Power
THTR	Thorium High-Temperature Reactor
TU Delft	Technische Universiteit Delft
VHTR	Very-high-temperature reactor
VVER	Vodo-Vodjanoj Energetičeskij Reaktor

ÚVOD

Štiepenie ťažkých jadier izotopov nám ponúka možnosť získania obrovskej energie z miniatúrnej masy. Ako to býva v ľudskej povahe tento jav bol sprvu využitý na vojenský vývoj zbraní počas druhej svetovej vojny. Využitie pre mierové účely nastalo až po skončení vojny demonštráciou prvých jadrových reaktorov, ktoré dosahovali výkonov využiteľných pre zásobovanie elektrickou energiou obyvateľstvo. Od prvej jadrovej elektrárne v prevádzke už ubehlo viac ako 60 rokov. Počas tohto obdobia jadrová energetika nezažila len rozmach ale aj veľkú kritiku spojenú s jadrovými nešťastiami, ktoré spomalili rozvoj. V dnešnej dobe nastáva renesancia vo výskume a rozvoji jadrových reaktorov vo svete.

Podľa vypracovaných plánov WEC by mal podiel jadrovej energetiky z celosvetovej skladby výroby elektrickej energie vzrásť až na 11 % do roku 2050 z terajších 6 % [1]. Táto a ďalšie skutočnosti ako snaha o uzavretý palivový cyklus, končiaca životnosť jadrových reaktorov v prevádzke, vyššia účinnosť a bezpečnosť jadrových elektrární podporili vývoj novej jadrovej generácie. S myšlienkou novej generácie jadrových reaktorov vznikli viaceré organizácie, ktoré sa snažia globálne podporiť nielen vývoj ale aj šírenie jadrovej energetiky vo svete. Tieto organizácie pracujú na systéme zbierania dát ohľadom jadrových reaktorov a ich následné posudzovanie a rozoberanie na konferenciách, ktoré sa konajú aj viackrát za rok.

Reaktory IV. generácie sú ešte stále vo fáze výskumu a demonštrácie základných funkcií jadrových reaktorov. Nasadenie novej generácie jadrových reaktorov je spomalené hlavne materiálom výskumom a financovaním. Tieto a ďalšie prekážky posunuli uvedenie reaktorov IV. generácie do prevádzky na rozmedzie rokov 2030-2040.

Bakalárska práca by mala priniesť ucelený pohľad od rannej histórie jadrových reaktorov cez jednotlivé generácie až po vývoj najnovšej IV. generácie. Tiež prináša informácie o najväčších projektoch podporujúcich vývoj novej generácie reaktorov ako IFNEC, NEA, atď.. V závere práce sa sústredím na problematiku týkajúcu reaktorov s tekutými soľami, kde budú popísané bežiace projekty a ich doterajšie výsledky. Ďalším cieľom je prevedenie výpočetnej analýzy zameranej na experimentálne zariadenie s tekutými soľami pomocou softwaru Monte Carlo N-Particle Transport Code.

1 HISTÓRIA JADROVÝCH REAKTOROV

História jadrových reaktorov sa začala písať 2. decembra 1942 prvou vyvolanou štiepnou reťazovou reakciou, ktorá bola kontrolovaná tímom vedcov pod vedením Enrica Fermiho [2]. Spomínaná štiepna reťazová reakcia bola uskutočnená v jadrovom reaktore s názvom Chicago Pile Number One, v skratke CP-1, ktorý bol postavený v podzemí tehďajšieho štadiónu Stagg Field, ktorý patril Chicagskej univerzite. Reaktor CP-1 sa skladal z 40 000 grafitových blokov použitých ako moderátor, v ktorých bolo vložené 19 000 kusov prírodného uránu a oxidu uránu ako palivo. Ako chladiivo bol použitý vzduch. Na začiatku roku 1943 bol jadrový reaktor prevezený do laboratórií Argonne v Palos Park, IL a ďalej už pod označením CP-2 bol reaktor využívaný na výskumné účely v sfére ožarovania rôznych materiálov. [3]

Keďže prvá štiepna reťazová reakcia sa uskutočnila v dobe druhej svetovej vojny bol hlavný popud k rozvoju jadrového výskumu vojenský. Ešte pred prvou nepretržitou štiepnou reakciou 17. septembra 1942 bol vytvorený vojenský projekt na vytvorenie atómových zbraní pod vedením Gen. Leslieho Richarda Grovesa. V americkom meste Los Alamos, New Mexico, začal Dr. Julius Robert Oppenheimer riadiť budovanie centrálného laboratória pre vývoj atómových zbraní. [4] Po troch rokoch výskumu a experimentov bol výsledok práce v Los Alamos demonštrovaný dňa 12. júla 1945, kedy sa uskutočnil test v púšti v Novom Mexiku pod názvom Trinity. Jadrová bomba, použitá v teste Trinity, bola implozívna s jadrovým materiálom vo forme plutónia. [5] Dňa 8. augusta 1945 bola zvrhnutá ďalšia atómová bomba na japonské mesto Hirošima. Táto bomba bola o sile 15 000 ton TNT (trinitrotoluen) a výbuch zapríčinila štiepna reťazová reakcia uránu. O tri dni neskôr bol zvrhnutá druhá atómová bomba na japonské mesto Nagasaki o ešte väčšej ničivej sile až 21 000 ton TNT a tentoraz bola použitá štiepna reťazová reakcia plutónia. [6]

Po druhej svetovej vojne sa rozvinul vývoj jadrových reaktorov vďaka možnosti premeny uránu na plutónium, pretože plutónium sa v prírode nevyskytuje kvôli krátkemu polčasu rozpadu [7]. ^{239}Pu je najvhodnejšia náplň pre jadrové bomby, kvôli vysokej pravdepodobnosti štiepenia. [8]

Prvá jadrová elektrárňa na výrobu elektrickej energie vo svete, s vodou chladeným a grafitom moderovaným reaktorom, sa spustila dňa 27. júna 1954 v meste Obninsk, tehďajší ZSSR. Obninská jadrová elektrárňa mala výkon 5 MWe. [9]

Prvá komerčná jadrová elektrárňa bola postavená v Calder Hall vo Veľkej Británii, v ktorej bol použitý plynom chladený a grafitom moderovaný reaktor typu GCR o výkone 50 MWe. Prvá dodaná elektrická energia bola dňa 23. mája 1956. [10] S touto elektrárnou sa spustila vlna rozvoja jadrovej energetiky, kedy s postupom piatich desaťročí sa dostal inštalovaný výkon z 50 MWe až na 392 GWe (máj 2017) [11].

Jadrová energetika nezažívala len rozmach ale aj veľké narušenie rozvoju vďaka haváriám blokov jadrových elektrární a úniku rádionuklidov do prostredia. Prvá väčšia havária s únikom rádionuklidov do prostredia bola na druhom bloku elektrárne Three Mile Island v štáte Pensylvánia. Stalo sa to 28. marca 1979. Predchodcom havárie bola porucha napájacieho čerpadla v sekundárnom okruhu, čím rástla teplota a tlak v reaktore. Na túto situáciu zareagoval poistný pretlakový ventil a v tejto chvíli nastal pravý dôvod havárie a to neuzatvorenie bezpečnostného ventilu. Tým sa voda použitá k chladeniu dostala na bod varu, čo malo

za následok prehriatie a poškodenie aktívnej zóny reaktoru. Za týmito udalosťami nasledoval malý únik rádionuklidov do ovzdušia. [12]

Druhou skutočne katastrofickou haváriou bola havária dňa 26. apríla 1986 na štvrtom bloku jadrovej elektrárni v Černobyle, v bývalom ZSSR. Havária v jadrovej elektrárni Černobyl sa považuje za najväčšiu jadrovú nehodu v histórii jadrovej energetiky. V tejto havárii bol hlavný faktor zlyhania ľudský, čomu dopomohla aj nízka úroveň automatizácie jadrového reaktoru. K výbuchom došlo po prehriatí paliva v reaktore, vďaka náhlemu zvýšeniu výkonu reaktoru a deaktivovaním alebo nefunkčnosťou všetkých ochranných systémoch nebolo možné zabrániť havárii. Došlo k masívnej kontaminácii prostredia rádionuklidmi. [13]

Dňa 11. marca 2011 zasiahlo japonskú jadrovú elektrárňu Fukushima-Daiichi zemetrasenie nasledované tsunami, ktoré odstavilo dodávky elektriny a celkový chladiaci systém na troch jadrových reaktoroch. Toto zapríčinilo roztavenie aktívnych zón reaktorov a následný únik rádionuklidov do ovzdušia a oceánu. Jadrová katastrofa bola charakterizovaná ako najvyšší stupeň 7 na stupnici INES [14], kde sa nachádza aj nehoda na Černobylskej jadrovej elektrárni. Ako každá nehoda aj táto mala dopad na ďalší vývoj jadrových reaktorov, konkrétne v oblasti ochrany pred prírodnými katastrofami. [15]

Faktom ostáva, že rozvoj jadrovej energetiky tieto havárie značne spomalili. To však neznamená, že ho úplne zastavili, pretože skúsenosti ohľadom pochybenia ovplyvnili aj rozvoj jadrových reaktorov, ktorý smeroval na zvýšenie bezpečnosti. Zmena tempa rozvoju jadrovej energetiky nastáva až na prelome 21. storočia, kedy sa hľadajú ďalšie efektívnejšie možnosti výroby elektrickej energie.

1.1 Historické rozdelenie jadrových reaktorov

1.1.1 Generácia I

Reaktory patriace do generácie I. boli stavané hlavne v 50. a 60. rokoch minulého storočia. Patria sem prototypy reaktorov, na ktorých sa overovala funkčnosť výroby elektrickej energie jadrovými reaktormi. Používali sa základné bezpečnostné prvky, ktoré sa časom rozširovali. V dnešnej dobe už žiadny reaktor z tejto generácie nie je v prevádzke. Posledný bol odstavený dňa 30. decembra 2015 v britskej jadrovej elektrárni Wylfa, jednalo sa o typ reaktoru Magnox s výkonom 540 MWe (chladený oxidom uhličitým a moderovaný grafitom) [16]. [17]

1.1.2 Použité typy reaktorov v generácii I

Lahkovodný tlakový množivý reaktor PLWBR (Pressurized Light-Water Breeder Reactor)

V roku 1977 bol tento typ reaktoru postavený v americkej jadrovej elektrárni Shippingport pre vývoj a demonštráciu technológie množenia paliva, čím by sa zvýšili zásoby paliva pre tlakovodné jadrové reaktory LWR. Palivový systém bol založený na výrobu ^{233}U z thória. Tlakový reaktor bol chladený a moderovaný ľahkou vodou. [18]

Magnox GCR (Gas Cooled, Graphite Moderated Reactor)

Druh tohto jadrového reaktoru je chladený oxidom uhličitým a moderovaný grafitom, ako palivo sa využíva prírodný kovový urán vo forme tyčí pokrytý zliatinou magnézia naplnenej

héliom. Aktívna zóna je uložená v guľatej ocelevej tlakovej nádobe. Tento typ reaktorov sa využíval hlavne vo Veľkej Británii. [19]

Experimentálny varný reaktor EBWR (Experimental Boiling Water Reactor)

Tento tepelný varný reaktor moderovaný a chladený obyčajnou vodou bol vytvorený v Argonne National Laboratory a nainštalovaný do jadrovej elektrárne Dresden v USA [20]. Dosahoval výkon 210 MWe. Výroba pary pre pohon turbíny je priamo v aktívnej zóne, z toho vyplýva, že para poháňajúca turbínu je rádioaktívna a preto vyžaduje toto zjednodušenie vyššie bezpečnostné opatrenia [21].

Prototyp ťažkovodného reaktoru NPD (Nuclear Power Demonstration)

Jednalo sa o prototyp dnešných kanadských ťažkovodných reaktorov CANDU (Canadian Deuterium Uranium), ktorý bol chladený a moderovaný ťažkou vodou. Ako palivo využíval prírodný oxid uránu. Bol vyvíjaný inštitútom Canadian General Electric a postavený v Rolphstone v Kanade. Dosahoval výkonu 22 MWe. [22]

Prototyp ľahkovodných tlakových reaktorov VVER (Vodo-Vodjanoj Energetičeskij Reaktor)

Jedná sa o prototyp označovaný VVER-210 postavený v roku 1964 v Novovorozneskej jadrovej elektrárni, v bývalom ZSSR a slúžil na overenie princípu reaktoru vo väčšej miere ako sú experimentálne reaktory. Dosahoval výkonu 210 MWe. Po tomto type nasledoval ešte reaktor s označením VVER-365, ktorý už slúžil na doladenie jednotlivých typov jadrových reaktorov v ďalšej generácii jadrových reaktorov. [23]

Experimentálny ťažkou vodou moderovaný a plynom chladený reaktor HWGCR (Heavy Water Gas Cooled Reactor)

Tento prototyp reaktoru bol postavený v roku 1972 v Jaslovských Bohuniciach ako blok A1. Bola to prvá jadrová elektráreň v tehdajšej Československej republike, ZSSR. Mal sovietsky dizajn, ktorý bol následne upravený vedcami v ČSSR a niesol označenie KS-150, jeho inštalovaný výkon bol 150 MWe. Z dôvodu využívania ťažkej vody, obohacovanie paliva bolo zbytočné a preto využíval ako palivo prírodný urán. [24]

Prototyp ľahkou vodou chladeného a grafitom moderovaného reaktoru LWGR (Light Water Graphite Reactor)

Pod označením AMB-100 (Atom Mirnyy Bolshoy) v roku 1964 bol postavený reaktor v jadrovej elektrárni Bjeļojarsk. Dosahoval výkonu 100 MWe a aktívnu zónu tvorili kanály, kde sa využívali tepelné neutróny. Na tomto type reaktoru demonštrovali prehriatu paru vychádzajúcu už z aktívnej zóny reaktoru. Od tohto prototypu reaktoru sa odrazil vývoj dnešných jadrových reaktorov typu RBMK (Reaktor Bolšoj Moščnosti Kanalnyj). [25]

1.1.3 Generácia II

Jedná sa o generáciu komerčných jadrových reaktorov. Rozvoj tejto generácie je zapríčinený ropnou krízou v 70. rokoch minulého storočia. Po skúsenostiach s prevádzkou v generácii I. sa presadili pre energetiku hlavne ľahkovodné typy reaktorov. Mali ekonomickú výhodu, ktorá spočívala v tom, že ľahká voda je relatívne lacná a dostupná a technologickú výhodu, že

obohacovanie paliva bolo v tej dobe technicky dobre zvládnuté. Preto práve v súčasnosti je väčšina prevádzkovaných reaktorov práve tohto typu.

Druhom majú najväčšie zastúpenie ľahkovodné tlakové reaktory, ktoré tvoria polovicu prevádzkovaných jadrových reaktorov [26]. Podotknem, že k nim patria aj typy VVER-440 a VVER-1000, ktoré boli postavené v Českej republike a Slovenskej republike.

Druhým najväčším zastúpením majú ľahkovodné varné reaktory, ktoré sa hlavne využívali v USA, Západnej Európe a Japonsku [26].

Vo Veľkej Británii bol vyvinutý reaktor typu AGR (Advanced Gas-cooled Reactor), ktorý sa odvíjal od reaktoru typu Magnox. Rusko vyvíjalo ľahkovodné varné reaktory na princípe typu reaktoru AMB (Atom Mirnyy Bolshoy) a nazvalo ich RBMK (Reaktor Bolshoy Moshchnosti Kanalnyy). Kanada postavila svoju jadrovú energetiku na reaktoroch chladených aj moderovaných ťažkou vodou. Ich výhoda bola v používaní neobohateného prírodného uránu ako paliva v reaktore. [17]

1.1.4 Použité typy reaktorov v generácii II

Ľahkovodné tlakové reaktory PWR a VVER (Pressurized Water Reactor a Vodovodjanoj Energetičeskij Reaktor)

V súčasnosti sa jedná sa o najrozšírenejší typ reaktoru využitý na výrobu elektrickej energie na svete [26]. Reaktor je chladený a moderovaný ľahkou vodou. Palivo predstavuje tzv. súbor tyčí, ktoré sú naplnené peletami z oxidu uraničitého. Jednotlivé palivové tyče sú hermeticky uzavreté v zliatine zirkónia. Ďalej sú poskladané do palivových súborov, ktoré tvoria tzv. palivový kôš v aktívnej zóne reaktoru. Teplo vyprodukované v aktívnej zóne je odvádzané prúdiacou ľahkou vodou s vysokým tlakom do parogenerátora, kde nastáva odovzdanie tepla do sekundárneho okruhu vode na výrobu pary pre parnú turbínu. [27]

Typ reaktoru PWR bol vyvíjaný v USA a následne rozšírený do krajín celého sveta s výnimkou krajín bývalého ZSSR a jeho satelitov. V bývalých krajinách ZSSR sú v prevádzke ľahkovodné reaktory typu VVER, ktoré boli vyvíjané v Rusku. Hlavný rozdiel medzi typmi VVER a PWR je konštrukčne zmenené riešenie jednotlivých komponentov, či sa už jedná o veľkosť zastavenej plochy pod jadrovou elektrárnou alebo uloženie parogenerátora. [28]

Ľahkovodné varné reaktory BWR (Boiling Water Reactor)

Vývoj týchto reaktorov sa opiera o experimentálny varný reaktor EBWR vyvíjaných v Argonne National Laboratory. Dizajn je veľmi podobný tlakovodným reaktorom PWR, či už použitým palivom alebo konštrukciou aktívnej zóny reaktoru. Hlavná výnimka je, že dochádza k výrobe pary za nižšieho tlaku ako pri tlakovodných reaktoroch rovno v aktívnej zóne reaktoru, tu vznikajú výhody a nevýhody tohto typu jadrových reaktorov. Výhoda je zníženie počtu použitých komponentov, ktoré sú nutné v tlakovodných reaktoroch a nevýhoda je, že sú kladené vyššie bezpečnostné nároky na turbínu, ktorá pracuje s rádioaktívnou parou. Z dôvodu toho, že varné reaktory typu BWR separujú kvapôčky vody od produkovanej vodnej pary filtrami nad aktívnou zónou, majú regulačné tyče zasúvané do aktívnej zóny reaktoru zospodu. V prípade havárie je tak nutné zachovať funkčný pohon regulačných tyčí. [29]

Ťažkou vodou chladený a moderovaný reaktor PHWR (Pressurized Heavy Water Reactor)

Najrozšírenejší komerčný typ reaktoru PHWR je CANDU (CANada Deuterium Uranium) [30]. Ako vzniká z komerčného názvu typ tohto reaktoru bol vyvíjaný v Kanade, kde je aj jediný používaný typ jadrového reaktoru do dnes. Ako palivo pre reaktor typu CANDU je používaný prírodný urán bez obohatenia, vďaka vlastnostiam ťažkej vody ako moderátora. Typ tohto reaktoru spotrebuje približne o 15 % [30] menej uránu na 1 MWe ako reaktory typu PWR. Moderátor a chladivo sú v oddelených okruhoch z dôvodu toho, že ťažká voda stráca moderačné vlastnosti so zvyšujúcou teplotou a preto sa moderátor tiež musí chladiť. Palivové články sa nachádzajú v horizontálnom uložení v tlakových kanáloch s prúdiacim chladivom. Moderátor obklopuje tieto kanály v uzavretej valcovej nádobe s názvom calandria. Parná turbína sa nachádza v sekundárnom okruhu oddelenom parogenerátorom, v ktorom sa odovzdáva teplo ľahkej vode. [31]

Pokročilý plynom chladený reaktor AGR (Advanced Gas-cooled Reactor)

Typ jadrového reaktora AGR bol vyvinutý z britského reaktora Magnox a tvorí druhú generáciu reaktorov GCR. Je chladený oxidom uhličitým a moderovaný grafitom. Palivo je tvorené peletami z oxidu uranítoho, ktoré obsahujú otvor v strede pelety. Jednotlivé pelety sú pokryté nehrdzavejúcou oceľou, čo má za následok vyššie prevádzkové teploty ale za to vyššiu absorpciu neutrónov [32]. Toto zloženie tvorí palivový element pokrytý grafitom. Jadrové elektrárne, ktoré využívajú tento typ reaktoru sa vyznačujú účinnosťou až 41 %. Toto je dosiahnuté vystupujúcim chladivom z aktívnej zóny reaktoru, ktoré dosahuje až 660 °C. Význačný je aj tým, že parogenerátor sa nachádza zabudovaný v nádobe reaktoru. Sekundárne chladivo je samozrejme voda, z ktorej sa vyrába para privádzaná na lopatky parnej turbíny. [33]

Ľahkou vodou chladený a grafitom moderovaný reaktor RBMK (Reaktor Boľšoj Moščnosti Kanalnyj)

Tento typ reaktorov vyvíjali v krajinách bývalého ZSSR. Tento reaktor je veľmi rozdielny vďaka tomu, že nepoužíva tlakovú nádobu, ale tlakové kanály. Dizajn bol prevzatý z reaktorov na výrobu plutónia. Vyznačuje sa riedkou aktívnou zónou, ktorá je tvorená palivovými súbormi z nízko obohateného uránu uložených v tlakových kanáloch a obklopeným moderátorom – grafitom. Chladivom je ľahká voda, ktorá prechádza štyrmi separátormi pary, nachádzajúcich sa v samostatnom kontejnente oddelenom od aktívnej zóny radiačnými štítmami z oceľových platní, až na turbínu.

S typom reaktorov RBMK je spájaný kladný dutinový súčiniteľ reaktivity, čo znamená, že pri zvýšení teploty alebo tlaku, poprípade úniku chladiaceho média sa reaktor zachová fyzikálne úplne inak ako tlakovodné reaktory. Tento koeficient je ale len jeden z prispievateľov k celkovému koeficientu reaktivity reaktoru, ale je dominantnou zložkou, čo odráža vysokú závislosť reaktivity na obsahu pary v aktívnej zóne. Typ tohto reaktoru bol použitý v jadrovej elektrárni Černobyl, kde po havárii bola výstavba tohto typu reaktoru zastavená. Po tejto nešťastnej udalosti boli prijaté konštrukčné opatrenie pre zvýšenie bezpečnosti a spoľahlivosti. V dnešnej dobe reaktory typu RBMK sú v prevádzke len v Ruskej federácii. [34]

1.1.5 Generácia III

Vývoj a výskum jadrových reaktorov prebieha už viac ako 5 dekád, kedy sa podarilo z prvých prototypov reaktorov prejsť až na komerčné reaktory, ktoré dokážu dosahovať vysokých výkonov. Ale keďže aj v tomto odvetví sa ľudské pokolenie učí zo svojich chýb, presnejšie z jadrových nešťastí, sa vývoj reaktorov hlavne zamerlal na bezpečnosť ich využitia.

Jadrové reaktory generácie III sa označujú ako pokročilé reaktory, pretože vychádzajú z modelov generácie II. Reaktory využité v generácii III majú oveľa lepšie bezpečnostné a úžitkové vlastnosti. Uvádzaná projektová doba využitia je 60 rokov. Využívajú jednoduchšiu a mohutnejšiu konštrukciu, čo má za následok zjednodušenie prevádzky a zvýšenie odolnosti voči ľudským chybám. Zvýšila sa aj vyspelosť aktívnych prvkov a príchod nových pasívnych prvkov ochrany pred haváriou. Znížila sa spotreba uránu a dlhšie intervaly medzi výmenou paliva, čo má za následok zníženie objemu rádioaktívneho odpadu a vyšší koeficient ročného využitia výkonu. [35]

1.1.6 Použité typy reaktorov v generácii III

Pokročilý varný reaktor ABWR (Advanced Boiling Water Reactor)

Typ tohto reaktoru je vyvinutý z reaktoru typu BWR predchádzajúcej generácie. Zmeny v reaktore sa týkajú hlavne palivového cyklu, dlhšej životnosti, zvýšenie výkonu (1350 MWe), zníženie možnosti havárie a samozrejme zníženie nákladov, či už investičných alebo prevádzkových. Spomenúť môžeme hlavné zmeny ako doplnenie desiatich čerpadiel zakomponovaných do dna tlakovej nádoby pre zlepšenie cirkulácie chladiacej vody do tlakovej nádoby a tým zníženie priemeru potrubia a elimináciu zložitej štruktúry dna tlakovej nádoby, pridanie elektro-hydraulického ovládania regulačných tyčí a plne digitálny ochranný systém reaktoru. Je vybavený tiež tromi okruhmi chladiaceho havarijného systému, a to chladiacou sprchou kontejmentu, osemnástimi bezpečnostnými pretlakovými ventilmi a záložným bazénom s chladiacou vodou umiestneným pod tlakovou nádobou reaktoru. Štyri bloky jadrových elektrární s týmto typom reaktorov sú postavené v Japonsku. [36]

Ťažkovodný reaktor PHWR (Pressurized Heavy Water Reactor)

Jadrový reaktor typu PHWR, s komerčným názvom Enhanced CANDU 6, predstavuje vývojový stupeň kanadských reaktorov CANDU moderovaných a chladených ťažkou vodou. Modifikáciou bol zvýšený výkon na 700 MWe, predĺženie životnosti na 50 rokov a zvýšená bezpečnosť prevádzky. Tá je zabezpečená dvomi nezávislými odstavovacími systémami, havarijným chladením aktívnej zóny a systémom odvádzania tepla pri havárii. Tiež je doplnený možnosťou regulácie výkonu medzi 50 až 100 % nominálneho výkonu a výmenou paliva za prevádzky. EC 6 môže využívať prepracované použité palivo z tlakovodných jadrových reaktorov. [37]

Pokročilý ľahkovodný reaktor ALWR (Advanced Light Water Reactor)

Komerčný názov tohto typu jadrového reaktoru je Advanced Power Reactor 1400 MWe (APR1400), pričom sa jedná o evolučný reaktor vyvinutý v Kórejskej republike. Návrh je založený na skúsenostiach nahromadených pri vývoji, konštrukcii a prevádzke reaktorov typu OPR1000, ktoré sú typu PWR postavené v Kórei.

Bezpečnosť bola zvýšená hlavne zdokonalením bezpečnostného vstrekovacieho systému chladiacej vody priamo do tlakovej nádoby, ktorý má štyri nezávislé automatické smyčky. Každá smyčka ma jeden aktívny prvok – bezpečnostné vstrekovacie čerpadlo a jeden pasívny prvok – fluidné zariadenie, čím sa zvýšila spoľahlivosť bezpečnostného chladenia aktívnej zóny pri poruche. Pre reaktor APR1400 je možné využitie aj paliva typu MOX [38]. Reaktory tohto typu sú vo výstavbe v Kórejskej republike a Spojených Arabských Emirátoch. V prevádzke je jeden reaktor typu APR1400 v Kórejskej republike [11]. [39]

1.1.7 Generácia III+

Je ťažké povedať, kde je presná hranica medzi generáciou III a III+. Jediné čo môžem podotknúť, že generácia III+ nadviazala na generáciu III s nerozlišovaním nadprojektových a projektových havárii. Preto aj táto generácia počíta so všetkými možnými typmi havárii s ešte väčším dôrazom na bezpečnosť, čomu napomohol rozvoj v oblasti pasívnych bezpečnostných prvkov a tým významné zníženie možnosti ľudskej chyby. Vyžaduje sa od havarijných systémov bezpečnú prevádzku počas 72 hodín od zistenia havárie bez zásahu človeka. Tiež sa zvýšila odolnosť kontejmentu voči pádom lietadiel a prírodným katastrofám, tzv. zvýšenie odolnosti voči vonkajším vplyvom. V konečnom dôsledku sa generácia III+ snaží byť bezpečnejšia a ešte ekonomickejšia ako generácia III.[17]

1.1.8 Použité typy reaktorov v generácii III+

Európsky tlakovodný reaktor EPR (European Pressurized Reactor)

Tlakovodný reaktor EPR bol vyvinutý francúzskou firmou Areva na základe zdokonaľovania typu jadrového reaktoru PWR. Reaktor dosahuje výkonu až 1630 MWe pri účinnosti 36 % a ako palivo môže používať MOX (Mixed Oxide Fuel), čo je zmes oxidu uránu a oxidu plutónia z použitého paliva, alebo mierne obohatený urán v podobe oxidu uraničitého. [35]

Oproti typu reaktoru PWR z generácie II sa zlepšili bezpečnostné systémy ako dvojitý kontejment, ktorý dokáže zabrániť pádu lietadla ako aj vysokému pretlaku v primárnom okruhu v prípade výbuchu. Medzi jednotlivými kontejmentami je udržiavaný podtlak. Ďalej sú využité štyri nezávislé havarijné chladiace systémy, ktoré dokážu samostatne odviezť teplo z reaktoru. Bezpečnostné prvky zaručujú udržanie rádioaktívneho materiálu vo vnútri kontejmentu aj za predpokladu roztavenia aktívnej zóny. Tieto prvky sú systém na znižovanie tlaku v tlakovej nádobe, „core catcher“ pre chladenie a zachytenie roztavenej aktívnej zóny s tlakovou nádobou, implementácia 40 katalyzátorov do kontejmentu, ktoré výrazne znižujú pravdepodobnosť hromadenia vodíka a jeho následného výbuchu a sprchový systém určený na reguláciu tlaku a chladenia v kontejmente po roztavení aktívnej zóny a tlakovej nádoby. Doba prevádzky jadrovej elektrárni s reaktormi typu EPR je udávaná na 60 rokov, čo je doba životnosti tlakovej nádoby. [40]

Pokročilý tlakovodný reaktor AP1000 (Advanced Pressurized Water Reactor 1000 MWe)

Reaktor typu AP1000 je vytvorený americkou firmou Westinghouse na základe ich predchádzajúcej verzii AP600. Hlavné zmeny sú prevedené v oblasti bezpečnosti prevádzky, predĺžení životnosti a zníženie konštrukčných nákladov na výstavbu. [35]

Zvýšila sa bezpečnosť hlavne zapojením pasívnych bezpečnostných systémov, ktoré pracujú na základe prírodných fyzikálnych zákonov. Každý primárny okruh obsahuje tepelný výmenník, ktorý v prípade havárie dokáže bezpečne odviezť teplo z aktívnej zóny reaktoru. Primárny okruh je obostavaný oceľovým kontejmentom, nad ktorým sa nachádza betónový ochranný obal. Medzi oceľovým a betónovým kontejmentom prúdi vzduch, ktorý má slúžiť na odvod tepla z kontejmentu. Ak by nastalo prasknutie oceľového kontejmentu a následný únik rádionuklidov, je použitý sprchový systém s vodou a prídavkom kyseliny boritej, ktorý by mal byť schopný fungovať bez prestávky 72 hodín. V sprchovom systéme nie sú použité čerpadlá ale využíva sa stlačený dusík, ktorý vytláča vodu z nádrží. Výkon jadrovej elektrárne sa pohybuje okolo 1150 MWe a doba životnosti 60 rokov, čo je doba životnosti tlakovej nádoby. [41]

Pokročilý ťažkou vodou moderovaný a ľahkou vodou chladený reaktor ACR-1000 (Advanced CANDU Reactor)

Ťažkovodný tlakový reaktor ACR-1000 je kanadským nasledovníkom v projekte CANDU-6, ktorý dosahuje výkonu až 1165 MWe. Samozrejme najväčšiu pozornosť dostali bezpečnostné systémy. Boli doplnené dva bezpečnostné okruhy a to na okamžité a automatické zastavenie prevádzky jadrového reaktoru.

Prvý bezpečnostný okruh na zastavenie činnosti reaktora je v podobe kontrolných tyčí umiestnených v izolovaných kanáloch nad reaktorovou nádobou, ktoré sa vďaka gravitácii spustia do aktívnej zóny reaktoru a rapídne znížia tepelný výkon reaktora za krátky čas v jednotkách sekúnd.

Druhý bezpečnostný systém je vo forme horizontálnych trysiek nad aktívnou zónou, ktoré pri havárii vstreknú do moderátora kvapalný dusičnan gadolinia $GdNO_3$, ktorý má vysokú absorpčnú schopnosť absorbovať neutróny.

Vo vyšších priestoroch reaktorovej budovy sa nachádza rezervná vodná nádrž, ktorá je využitá v prípade úniku chladiva a vďaka gravitácii dodá chladiacu vodu do chladiaceho okruhu, presnejšie povedané do parogenerátora alebo popri prípade do moderačného systému. Ďalší pridaný bezpečnostný systém je systém EPS (Electrical Power Supply), ktorý zaisťuje elektrické napájanie každého bezpečnostného systému záložným zdrojom, batériou a elektrickým rozvádzačom odolným zemetraseniu. [42]

Ľahkovodný varný reaktor ESBWR (Economic Simplified Boiling Water Reactor)

Vyvinutý varný reaktor ESBWR japonskou firmou GE Hitachi sa zakladá na skúsenostiach z predchádzajúceho projektu ABWR. Náklady na výstavbu sa znížili vďaka použitiu prirodzenej cirkulácie chladiacej látky, a to konkrétne o 25 % menej čerpadiel a ventilov. Využitím bazénov s chladiacou vodou postavených nad samotným reaktorom a využitie prirodzenej cirkulácie vody za pomoci gravitácie sa tiež znížili náklady na pasívne systémy ochrany a eliminovanie všetkých použitých čerpadiel v pasívnych bezpečnostných prvkoch, čím sa tiež zvýšila spoľahlivosť pasívnych bezpečnostných systémov. Toto sa odzrkadlilo stabilizovaním reaktoru po dobu 72 hodín bez zásahu ľudského faktoru v prípade havárie. Výkon reaktoru typu ESBWR je okolo 1520 MWe. [35]

Lahkovodný tlakový reaktor VVER-1200 (Vodo-Vodjanoj Energetičeskij Reaktor 1200 MWe)

Typ jadrového reaktoru VVER-1200 sa zakladá na poznatkoch získaných prevádzkou jadrových reaktorov VVER-1000. Kvalitatívne sa zlepšila dispozícia a spoľahlivosť systémov a zariadení a odstránili sa nedostatky zistené pri prevádzke jadrových reaktorov predchádzajúcej generácie VVER.

Zvýšila sa bezpečnosť zavedením pasívnych systémov ako pasívny systém na odvod tepla z parogenerátoru, havarijný systém chladenia aktívnej zóny a pre prípad havárie je v aktívnej zóne reaktoru začlenený systém so vstrekováním bórovej vody do tlakovej nádoby pre zaistenie odstavenia reaktoru. Aktívna zóna je vytvorená tak, že pri prípadnej havárii dosahuje záporný koeficient reaktivity, ktorý spoločne s mechanickým riadením reaktivity dosiahne podkritickosť reaktoru bez dodatočného vstrekovania kyseliny boritej. Kontejment obsahuje aj havarijný systém na odvod plynov vzniknutých pri havárii z chladiaceho média slúžiaceho pre predikciu výbuchu zapríčinenú hromadením vodíka a tým stratu prirodzeného prúdenia chladiaceho média v primárnom okruhu.

Životnosť tlakovej nádoby je určená na minimálne 60 rokov a tým aj životnosť celého reaktorového bloku. [43]

1.1.9 Generácia IV

Cieľom vývoja generácie štyri je dosiahnutie udržateľného vývoja jadrovej energetiky a tiež zabezpečiť ekonomickú konkurencieschopnosť prevádzky jadrových elektrární voči ostatným zdrojom energie. U reaktorov IV. generácie počítame tiež s vysokou výstupnou teplotou chladiaceho média, čo nám umožní nie len efektívnejšiu výrobu elektrickej energie ale hlavne efektívnu výrobu vodíka.

Ich nasadenie do prevádzky je odhadované zatiaľ na obdobie rokov 2030-2040 [44], kedy sa končí životnosť väčšiny prevádzkovaných jadrových blokov v dnešnej dobe [45].

2 PROJEKTY PODPORUJÚCE ROZVOJ NOVEJ GENERÁCIE

Od roku 2000 vzniklo mnoho medzinárodných projektov, ktoré definujú nové požiadavky na atómovú energetiku do budúcnosti. Tieto projekty, resp. organizácie, zhromažďujú dáta, o ktorých neskôr na ich stretnutiach diskutujú a následne sa ich snažia aplikovať do reálneho života.

2.1 Medzinárodný rámec pre spoluprácu v jadrovej energii – IFNEC

Medzinárodný rámec pre spoluprácu v jadrovej energii, predtým známi ako Globálne partnerstvo pre jadrovú energiu (GNEP), si kladie za cieľ urýchliť vývoj a zavádzanie moderných technológií palivových cyklov a zároveň sa snaží zabrániť šíreniu jadrových zbraní. GNEP bol založený Spojenými štátmi americkými v roku 2006 pod víziou globálnej siete pre objekty jadrových palivových cyklov pod kontrolou Medzinárodnej agentúry pre jadrovú energiu (IAEA).

S tým, že sa USA vzdalo vedenia v roku 2009 po partnerskej dohode o spolupráci sa GNEP zameralo na cieľ urobiť jadrovú energetiku dostupnejšiu s ohľadom na bezpečnosť, ochranu a nešírenie zbraní hromadného ničenia. Bol to plán ako znížiť globálne otepľovanie a zlepšiť globálnu energetickú bezpečnosť. V júny roku 2010 sa zmenil názov z Globálneho partnerstva pre jadrovú energiu (GNEP) na dnes známi Medzinárodný rámec pre spoluprácu v jadrovej energii (IFNEC). Zmena mena priniesla aj novú víziu, ktorá bola zameraná na poskytovanie fóra pre spoluprácu medzi zúčastnenými štátmi, aby mohli skúmať vzájomne prospešné kroky na zaistenie využívania jadrovej energie pre mierové účely spôsobom, ktorý je efektívny, bezpečný a podporuje nešírenie zbraní hromadného ničenia. Predpokladá sa aj úplne uzavretý centrálny palivový cyklus so zaistením dodávok paliva. [46]

2.1.1 Ciele projektu IFNEC

Prvý cieľ je, ako bolo vyššie spomínané, globálna expanzia jadrovej energetiky bezpečným spôsobom. Hlavný dôvod je zníženie rizika šírenia jadrových materiálov a obmedzenie šírenia citlivých jadrových technológií pre iné ako mierové účely, aby nedošlo zvýšeniu súčasnej hrozby pre globálnu bezpečnosť.

Druhý cieľ sa má zaoberať účinnosťou terajšieho palivového cyklu. Spojené štáty americké využívajú otvorený palivový cyklus, čo v realite znamená, že z paliva sa využije malá časť potenciálne využiteľnej energie a tým vzniká podstatne vysoké plytvanie použiteľnej energie ukrytej v palive. Túto energiu by sa dalo využiť recykláciou paliva. Avšak nikto doteraz neprišiel na komplexnú recykláciu zahrňujúcu všetky aktinidy¹. V USA otázku uskladnenia vyhoreného paliva má vyriešiť centrálné plánované hlbinné úložisko Yucca Mountain v Nevade. Avšak tento projekt je dočasne zastavený kvôli sporu medzi štátnou Agentúrou pre atómové projekty a generálnym prokurátorom štátu Nevada [47]. V každom prípade sa úložisko rapídne zaplní, ak odpad nebude recyklovaný ale len jednoducho ukladaný bez prepracovania.

Tretím cieľom je riešenie problémov ohľadom rozvoja a šírenia jadrovej energie v rozvojových krajinách. Jednotlivé jadrové programy vyžadujú vysokú úroveň technickej a priemyselnej odbornosti. Toto je hlavný problém pre rozvíjajúce sa krajiny, ktoré sa snažia o rozvoj jadrovej energetiky. Prebiehajú snahy o zvýšenie počtu vyškolených domácich expertov na jadrovú energetiku prostredníctvom rôznych iniciatív, vzdelávania a odbornej prípravy. [46]

1 – skupina chemických prvkov v 7. perióde periodickej tabuľky prvkov s protónovým číslom 90 až 103

2.1.2 Pracovný plán IFNEC

Členovia GNEP vytvorili dve hlavné pracovné skupiny, ktoré pracujú naďalej aj pod IFNEC:

- Reliable Nuclear Fuel Services Working Group (RNFSWG) táto skupina rieši lízing jadrového paliva a ďalšie operácie ohľadom komplexných dodávok jadrového paliva. Zahŕňa tiež posúdenie možností o uzavretí palivového cyklu. Vedenie tejto pracovnej skupiny je vo Francúzsku a Japonsku.
- Infrastructure Development Working Group (IDWG) je zameraná na rozvoj ľudských zdrojov, nakladanie s rádioaktívnym odpadom, malé modulárne reaktory, možnosti financovania, zapojenie špecializovaných organizácii a skúmanie požiadaviek na infraštruktúru pre medzinárodný rámec jadrových palivových služieb na nasadenie jadrovej energie v mnohých krajinách. Pracovná skupina má vedenie vo Veľkej Británii a USA.

Hlavné priority boli kladené na vývoj nových technológií prepracovania väčšiny použitého paliva. Jedna z chemických technológií na recykláciu vyhoreného paliva bola použitá pred viac ako pol storočím s názvom PUREX. Metódou PUREX bola nahromadené 240 ton plutónia po celom svete.

Nové technológie na prepracovanie sú navrhnuté na kombináciu plutónia s uránom a popri prípade s minoritnými aktinidmi (neptúnium, americínium a curium), čo robí plutónium nepoužiteľné pre výrobu zbraní. V dnešnej dobe IFNEC vytvoril rámec, v ktorom uvádza, že využíva technológie na prepracovanie s pokročilou separáciou a výrobou paliva, ktoré nemajú za následok hromadenie čistého plutónia.

Vývoj na základe metódy PUREX priniesol niekoľko vyskúšaných metód ako NUEX (USA), UREX+ (USA), COEX (Francúzsko), GANEX (Francúzsko). Hlavná vlastnosť týchto metód je udržanie plutónia s uránom alebo s inými transuránmi, ktoré môže byť využité ako palivo v rýchlych množivých reaktoroch, pričom plutónium je hlavná palivová zložka.

Druhá hlavná priorita je technologický vývoj pokročilého recyklačného reaktoru. Keďže rýchle množivé reaktory dokážu využiť použité palivo z tlakovodných reaktorov s nízkym obsahom aktinidov je potrebné vyvinúť reaktor, ktorý by prepracoval vyhorené palivo a zničil aktinidy v ňom.

V oblasti rozvoja rýchlych reaktorov, ktoré dokážu konkurovať s aktuálnymi tlakovodnými reaktormi pracujú Francúzsko, Rusko a Japonsko, ktorí majú skúsenosti v oblasti návrhu a prevádzky rýchlych reaktorov. USA s týmito krajinami spolupracuje s cieľom urýchliť vývoj pokročilých rýchlych reaktorov, ktoré dokážu byť spoľahlivé, efektívne a cenovo konkurencieschopné. Nástup týchto reaktorov by malo posunúť technológie prepracovania od metódy PUREX k elektrometalurgickému procesu v roztavenej soľnej kúpeli, ktorá využíva galvanické oddeľovanie aktinidov na katóde bez chemickej separácie ťažkých kovov ako tomu bolo pri metóde PUREX.

GE Hitachi Nuclear Energy (GEH) vyvíja toto pokročilé recyklačné centrum, ktoré kombinuje elektrometalurgickú separáciu a využívanie koncového produktu v jednom alebo viacerých PRISM [48] rýchlych reaktoroch, ktoré tiež vyvinula táto japonská firma. Tento proces tiež dokáže odseparovať urán, ktorý je využiteľný v ľahkovodných reaktoroch.

Nakladanie s odpadom z recyklácie IFNEC charakterizovala do troch možností:

- Zodpovednosť používateľa – rádioaktívny odpad z recyklačného centra by mohol byť poslaný naspäť krajine, ktorá poslala palivo na prepracovanie do recyklačného centra a tá by ho potom uložila na konečné úložisko rádioaktívneho odpadu.
- Zodpovednosť dodávateľa – krajina, v ktorej sa nachádza recyklačné centrum by si ponechala rádioaktívny odpad. Alebo ak je rozdielna dodávateľská krajina čerstvého paliva od krajiny, ktorá obsahuje recyklačné centrum, bude za rádioaktívny odpad z recyklovaného paliva zodpovedná táto dodávateľská krajina.
- Zodpovednosť tretej strany – Konečné úložisko by mohlo byť umiestnené v krajine, ktorá nie je dodávateľ, ani užívateľ, ale využíva svoje technologické možnosti a geologické vhodnosti pre bezpečnú správu komerčne a ekologicky hodnotnej služby.

V októbri 2016 bola vytvorená správa od pracovnej skupiny RNFSWG s názvom Prehľad dvojakej cesty prístupu k národným koncovým programom [49]. Táto správa bola zameraná na potreby krajín s malým rozvojom jadrových programov. Zmluvné strany sa tiež dohodli, že krajina, ktorá získava energiu z jadrového paliva nesie aj zodpovednosť za rádioaktívny odpad z neho, vrátane aj likvidácie odpadu. [46]

2.1.3 Členské štáty IFNEC

K dnešnému dátumu je 34 členských krajín v Medzinárodnom rámci pre spoluprácu v jadrovej energii a 31 pozorovateľských krajín, ktoré môžeme vidieť na Obr. 2.1.



Obr. 2.1 Členské štáty IFNEC [50]

2.2 Medzinárodný projekt na inováciu jadrových reaktorov a palivových cyklov – INPRO

Medzinárodný projekt na inováciu jadrových reaktorov a palivových cyklov vznikol v roku 2000 a vychádzal z rozhodnutia vyriešeného na 44. generálnej konferencii Medzinárodnej agentúry pre atómovú energiu [51]. Jedným z cieľov INPRO je pomôcť zabezpečiť dostupnosť jadrovej energie využiteľnej udržateľným spôsobom do konca 21. storočia.

Prvým krokom k tomuto cieľu bolo vytvorenie súboru základných princípov, požiadaviek a kritérií pre užívateľov, ktoré spolu predstavujú metodiku pre vyhodnotenie národného, resp. globálneho systému využiteľnosti jadrovej energie s ohľadom na jej dlhodobú udržateľnosť. Táto metodika bola zdokumentovaná vo forme návodu a zhrnutá v jednom zväzku z deviatich. Ďalších osem zväzkov sa týka oblastí ekonomiky, infraštruktúry, nakladania s odpadmi, ochrany

pred zneužitím rádioaktívneho materiálu pre vojnové účely, jadrovej bezpečnosti, ochrany životného prostredia, bezpečnosti reaktorov a bezpečnosti zariadení využitých v palivovom cykle.

V druhom kroku členské štáty zúčastnené v projekte INPRO vedú národné a medzinárodné hodnotenie využívajúcej metodiku spísanú v prvom kroku. Výsledky systémov využívajúcich jadrovú energiu do roku 2009 sú popísané v dokumente *Lessons Learned from Nuclear Energy System Assessments Using the INPRO Methodology* a *Report of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles* zverejnenom na konci roku 2009, obsahujú niekoľko návrhov ako aktualizovať používanú metodiku na základe doterajších skúseností. [52]

Publikácie pod záštitou projektu INPRO sú zamerané na celkový prehľad oblastí, ktoré zasahujú do udržateľnej prevádzky jadrových elektrární a ich následného rozvoju. Ponúkajú publikácie z oblastí ako vnútorná infraštruktúra štátu pre udržateľné využitie jadrovej energie, ekonomická stránka prevádzky a výstavby jadrovej elektrárne a najnovšie aj publikáciu zameranú na ekológiu a životné prostredie v rámci používania jadrovej energie.

Medzinárodný projekt na inováciu jadrových reaktorov a palivových cyklov úzko spolupracuje s Medzinárodným fórom pre generáciu IV (GIF), od roku 2003 do roku 2015 mali už 9 spoločných mítingov ohľadom vývoja jadrových reaktorov. Tiež spolupracujú s európskou Platformou pre udržateľnosť jadrových energetických technológií (SNETP) a Medzinárodným rámcom pre spoluprácu v jadrovej energii (IFNEC) a OECD Agentúrou pre jadrovú energiu (NEA). [53]

V dnešnej dobe má INPRO 41 členov, ktorých zoznam nájdete v Prílohe A.

2.2.1 Medzinárodná agentúra pre atómovú energiu – IAEA

Projekt INPRO vznikol z iniciatívy Medzinárodnej agentúry pre atómovú energiu so sídlom vo Viedni v Rakúsku. Agentúra IAEA bola vytvorená v roku 1957 v reakcii na veľké obavy a očakávanie z rôznorodého využitia jadrovej technológie. Návrh založenia tejto organizácie predniesol americký prezident Eisenhower vo svojom prejave „Atómy pre mier“ [54], kde ho adresoval valnému zhromaždeniu OSN. [55]

Agentúra IAEA si určuje ciele na 6 ročné obdobia, pričom najbližšie obdobie bude trvať od roku 2018 do roku 2023. V tomto období si stanovila 6 cieľov, ktoré sú uľahčenie prístupu k jadrovej energii a jadrových technológií, posilnenie podpory a rozvoju atómového výskumu a technológii, zlepšenie jadrovej bezpečnosti a ochrany, poskytovanie účinnej technickej spolupráce, prínos efektívnych a účinných ochranných opatrení agentúry voči zneužitiu rádioaktívneho materiálu pre vojenské účely a nakoniec poskytovanie efektívneho, účinného a inovatívneho manažmentu a plánovaniu rozpočtu. [56]

K februáru 2016 Medzinárodná agentúra pre atómovú energiu má 168 členských štátov [57].

2.3 Agentúra pre jadrovú energiu – NEA

Agentúra pre jadrovú energiu je medzivládna agentúra, ktorá uľahčuje spoluprácu medzi krajinami s vyspelou infraštruktúrou jadrových technológií s cieľom dosiahnuť vysokú kvalitu v oblasti jadrovej bezpečnosti, vedy a životného prostredia. Agentúra pre jadrovú energiu patrí pod Organizáciu pre hospodársku spoluprácu a rozvoj (OECD) a má sídlo v Paríži vo Francúzsku.

Hlavným cieľom uvedeným v Strategickom pláne pre roky 2017-2022 je pomáhať svojim členským krajinám udržiavať a naďalej rozvíjať vedecké, technologické a právne základy potrebné na bezpečné, ekologické a hospodárne využívanie jadrovej energie pre mierové účely prostredníctvom medzinárodnej spolupráce. Ďalej sa snažiť poskytnúť autoritatívne ohodnotenie a vytvorenie spoločného porozumenia kľúčových otázok ako zásah do vládnych rozhodnutí o politike v oblasti jadrovej energie a na šírenie analýzy OECD v oblastiach ako je energetika a udržateľný rozvoj nízko uhlíkových ekonomík [58].

Na dosiahnutie tohto cieľa agentúra funguje ako fórum na šírenie informácií a skúseností, a taktiež pre podporu medzinárodnej spolupráce. V dnešnej dobe má Agentúra pre jadrovú energiu 31 členských krajín, ktoré môžete vidieť na Obr. 2.2. Spoločne tieto krajiny tvoria približne 83 % svetového inštalovaného výkonu jadrových elektrární. Agentúra tiež úzko spolupracuje s Medzinárodnou agentúrou pre atómovú energiu (IAEA), špecializovanou agentúrou OSN a s Európskou komisiou. Tiež poskytuje technické služby sekretariátu projektom ako Medzinárodné fórum pre generáciu IV (GIF) a Medzinárodnému rámcu pre spoluprácu v jadrovej energii (IFNEC). [59]



Obr. 2.2 Členské štáty NEA [59]

2.3.1 História NEA

V súvislosti s rýchlo sa zvyšujúcimi energetickými požiadavkami európskej hospodárskej obnovy po skončení druhej svetovej vojny a z časti aj s možnosťami, ktoré prinášala jadrová energia rada OEEC (predchodca OECD) konštituovala vo februári roku 1958 Európsku agentúru pre jadrovú energiu (ENEA). Terajší názov Agentúry pre jadrovú energiu (NEA) získala agentúra až roku 1972, aby odrážal zapojenie členských štátov aj mimo hraníc Európy.

Prvá fáza programu NEA pozostávala predovšetkým z polozenia základov pre jadrovú spoluprácu a zamerala sa na spustenie niekoľkých spoločných projektov v oblasti výskumu a vývoja, ako sú projekty Halden a Dragon a prototypový závod Eurochemic na opätovné spracovanie použitého jadrového paliva. Táto fáza programu skončila na konci 60. rokov minulého storočia, kedy nastúpila fáza komerčného a priemyselného rozvoja.

Začiatkom sedemdesiatych rokov minulého storočia sa úloha agentúry zmenila s tým, že sa kládol veľký dôraz na poskytovanie fóra na koordináciu národných jadrových programov členských krajín, najmä v oblastiach zdravia, bezpečnosti a regulácie. Vzhľadom na to, že sa jadrovej energetike v 70. rokoch minulého storočia dostal veľký rozmach, vlády podliehali rastúcemu tlaku zo strany svojich voličov, aby venovali väčšiu pozornosť environmentálnym aspektom jadrovej energetiky a bezpečnosti a regulácii jadrových elektrární.

Začiatkom deväťdesiatych rokov po rozpade sovietskeho bloku Agentúra pre jadrovú energiu vedená OECD rozšírila doposiaľ obmedzený program delenia sa o informácie o bývalú sovietsku Európu. Niektoré z aktivít v programe informovania sa čoraz viac stávajú neoddeliteľnou súčasťou hlavného programu agentúry, keďže sa stali členmi agentúry aj krajiny s reaktormi sovietskeho dizajnu. [60]

2.3.2 Organizácia pre hospodársku spoluprácu a rozvoj – OECD

Organizácia pre európsku hospodársku spoluprácu (OEEC) bola založená v roku 1948 s cieľom spustiť americký Marshallov plán na rekonštrukciu kontinentu zničeného vojnou. Tým, že jednotlivé vlády uznávajú vzájomnú závislosť svojich ekonomík, pripravili cestu pre novú éru spolupráce, ktorá mala zmeniť tvár Európy. Povzbudený svojim úspechom a perspektívou pokračovania v práci na celosvetovej scéne, sa Kanada a USA pripojili k podpísaniu nového dohovoru OECD 14. decembra 1960. Organizácia pre hospodársku spoluprácu a rozvoj (OECD) oficiálne vznikla 30. septembra 1961, kedy dohovor nadobudol platnosť.

Od roku 1964 sa začali pripojovať ďalšie krajiny, počnúc Japonskom. Dnes sa 35 členských krajín OECD na celom svete pravidelne obracia k identifikácii problémov, diskutovaniu o nich a ich následnej analýzy a podpory určenej k vyriešeniu jednotlivých problémov. [61]

2.4 Európske spoločenstvo pre atómovú energiu – EURATOM

Európske spoločenstvo pre atómovú energiu je organizácia, ktorú založilo šesť európskych štátov – Belgicko, Francúzsko, Taliansko, Luxembursko, Nemecko a Holandsko. Euratom bol založený spolu s Európskym hospodárskym spoločenstvom podpisom zmluvy 25. februára 1957 v Ríme [62]. Zmluva nadobudla platnosť 1. januára 1958. Dnes je súčasťou Euratomu všetkých 28 členských štátov Európskej únie.

Hlavný cieľ Euratomu je vytvorenie podmienok pre rýchle budovanie a rast jadrového priemyslu a zároveň zvýšenie bezpečnosti dodávok paliva pre jadrový priemysel a bezpečnosť jadrových elektrární. Organizácia podpísala obojstranné dohody o spolupráci s cieľom uľahčiť obchodné styky s hlavnými partnermi mimo rámca Euratomu a tiež zohrala významnú úlohu pri modernizácii jadrových elektrární na území Ukrajiny. Euratom prevádzkuje komplexný regionálny systém bezpečnostných opatrení, ktoré zabezpečujú neodklonenie jadrových materiálov používaných na mierové účely pre vojenské použitie.

Euratom je členom Medzinárodného fóra pre generáciu IV a konzorciumu ITER, ktoré ma za cieľ postaviť fúzny reaktor. Tiež je do značnej miery nezávislý od kontroly parlamentu Európskej únie. [63]

V zakladateľskej zmluve sa tiež píše o pravidelnom vydávaní Jadrového objasňujúceho programu (PINC) na základe údajov poskytnutými členskými štátmi. Najnovší z návrhov je z roku 2016 [64], ktorý je prvý od roku 2007. Píše sa v ňom o poklese jadrovej kapacity Európskej únie do roku 2025 a následný vzrast do roku 2050 na 95 až 105 GWe. Na tento scenár by mala Európska únia vyčleniť finančné investície do dlhodobých prevádzok, na výstavbu nových jadrových blokov a na likvidáciu jadrových blokov a odpady s ňou spojené.

Po odpovedi Európskym hospodárskym a sociálnym výborom na návrh PINC, ktorý povedal, že návrh treba vypracovať do detailov ako presne jadrová energia prispieva v každom štáte EÚ [65], bol vypracovaný upravený plán v roku 2017 [66]. V tomto upravenom dokumente sa píše o zvrate úpadku jadrovej energetiky už v roku 2030, kedy budú pripojené nové jadrové bloky

do siete a predĺži sa životnosť už prevádzkovaných jadrových blokov. Predpokladá tiež s výstavbou nových jadrových reaktorov typu EPR, AP 1000, VVER 1200, ACR 1000 a ABWR.
[66]

3 MEDZINÁRODNÉ FÓRUM PRE GENERÁCIU IV – GIF

Medzinárodné fórum pre generáciu IV bolo iniciované ministerstvom energetiky USA v roku 2000 ale formálne fungovalo až od polovice roku 2001. Jedná sa o medzinárodnú koalíciu, v ktorej sa nachádzajú zástupcovia vlád 14 krajín, pre ktoré je jadrová energetika významná pre budúcnosť. Nachádzajú sa tu krajiny ako Argentína, Brazília, Čína, Európska únia (Euratom), Francúzsko, Japonsko, Južná Afrika, Južná Kórea, Kanada, Rusko, Spojené štáty Americké, Švajčiarsko, Veľká Británia a najmladší člen Austrália. Väčšina z nich sa zaväzuje k spoločnému vývoju ďalšej generácie jadrových reaktorov. V roku 2005 viacerí podpísali rámcovú dohodu, ktorá ich zaväzuje k účasti na rozvoji jedného alebo viacerých jadrových systémov vybranými GIF. Štáty, ktoré to nepodpísali sa označujú ako „neaktívnymi členmi“ a sú to Argentína, Austrália, Brazília a Veľká Británia [67].

V roku 2002 GIF prezentovalo 6 perspektívnych typov jadrových reaktorov ako výber pre ďalší vývoj a výskum. Pozornosť bola venovaná hlavne typom, ktoré vďaka vysokej teplote okrem výroby elektrickej energie poskytnú aj výrobu vodíka. V budúcnosti sa počíta s vodíkom ako perspektívnym palivom v doprave, ktoré by malo nahradiť ropné produkty. Kritéria pre výber a ďalší výskum boli zhrnuté do ôsmich bodov v štyroch kategóriách. Vybrané kategórie boli dlhodobá udržateľnosť, ekonomickosť, bezpečnosť a spoľahlivosť a ochrana pred zneužitím jadrového materiálu. [68]

3.1.1 Ciele projektu GIF

Príprava na výber jednotlivých typov reaktorov, ktoré budú skúmané a rozvíjané ako IV. generácia, pozostávala zo stanovenia cieľov, ktoré budú splnené realizovaním vybraných projektov. Jednotlivé kategórie sú:

Udržateľnosť 1 – zaistenie trvalo udržateľnej výroby elektrickej energie, ktorá bude spĺňať požiadavky na čistotu ovzdušia, dlhodobú dostupnosť systémov a efektívneho využitia paliva v celosvetovej produkcii elektrickej energie.

Udržateľnosť 2 – minimalizovanie množstva jadrového odpadu a zjednodušenie práce s rádioaktívnym odpadom. Výrazne znížiť potrebu dozoru nad úložiskami rádioaktívnych odpadov, čím sa dosiahne zvýšenie ochrany verejného zdravia a životného prostredia.

Ekonomika 1 – jadrové energetické systémy budú ekonomicky výhodnejšie počas celého životného cyklu v porovnaní s inými zdrojmi elektrickej energie.

Ekonomika 2 – miera finančného rizika musí mať porovnateľnú úroveň finančného rizika s inými systémami v oblasti energetiky.

Bezpečnosť a spoľahlivosť 1 – energetické systémy IV. generácie budú vynikať v bezpečnosti a spoľahlivosti.

Bezpečnosť a spoľahlivosť 2 – pravdepodobnosť a stupeň poškodenia aktívnej zóny reaktora bude veľmi nízka.

Bezpečnosť a spoľahlivosť 3 – potreba pomoci zasiahnutia pri mimoriadnej udalosti bude eliminovaná.

Ochrana pred zneužitím jadrového materiálu – energetické systémy IV. generácie zvýšia istotu pred zneužitím, tým že sú veľmi neatraktívne a v konečnom dôsledku nevhodné

k odcudzeniu a zneužitiu na materiály použiteľné pre zbrojné účely. Tiež systémy poskytujú zvýšenú fyzickú ochranu pred teroristickými útokmi. [69]

3.1.2 Palivový cyklus

S klesajúcimi cenami na trhu prírodného uránu sa počíta s deficitom dodávok už v roku 2021 [70]. Toto prinútilo viaceré projekty zamýšľať sa nad uzatvorením palivového cyklu. Inak to nie je ani u GIF, ktoré vyriešenie otázky ohľadom spomínanej problematiky vníma komplexne a palivový cyklus berie ako celok.

Systém pracujúci s uzavretým palivovým cyklom nepotrebuje veľké úložné kapacity, s čím odpadajú aj požiadavky na ich prevedenie. Pri najvyspelejších palivových cykloch, ktoré využívajú rýchle množivé reaktory, a zavedením recyklácie je možné znížiť rádioaktivitu odpadu, ktorá nám umožní rádovo skrátiť dobu na jeho konečné uloženie. Keď sa pozrieme na jednotlivé reaktorové systémy vybrané GIF je z pohľadu jasné, že do budúcnosti sa počíta so spoluprácou rýchlych a tepelných reaktorových systémov. S intenzívnym výskumom a vývojom na spolupráci reaktorových systémov sa jednotlivé systémy budú podieľať na recyklácii paliva a jeho následné využitie, čo prispieva k zníženiu ceny paliva, elektriny a redukcii množstva vyhoreného paliva na konečné uskladnenie.

Aj v tomto bode sa myslí na bezpečnosť, kde pridaním procesu prepracovania rádioaktívneho paliva môže byť pridaná aj nová príležitosť pre odcudzenie a využitie rádioaktívneho materiálu na vojenské účely. Nové separačné technológie tomuto zamedzujú a snažia sa odlúčeniu plutónia zamedziť. [68]

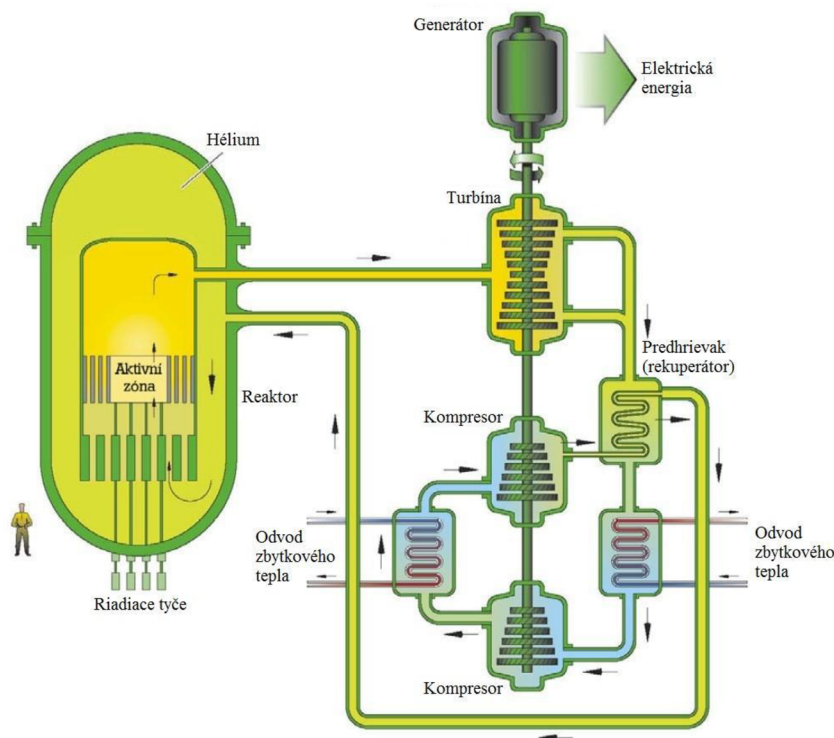
3.1.3 Reaktorové systémy IV. generácie

Ako bolo spomínané, bolo vybraných šesť reaktorových systémov zo stovky možných na základe popísaných požiadaviek. Predpoklad demonštrácie a overenia na prototypoch a následné zaradenie do výroby je s momentálnym progresom vývoja a výskumu odhadované na obdobie medzi rokmi 2030 až 2040 [44].

3.1.3.1 Plynom chladený rýchly reaktor (GFR)

Dizajn nesie názov Európsky plynom chladený rýchly reaktor (GOFASTR) [71]. Reaktor tohto typu je vysokoteplotný, héliom chladený a s uzavretým palivovým cyklom. Štiepenie jadier bude prebiehať na rýchlom spektre neutrónov. Spomínané štiepenie dočielí recykláciu aktinidov priamo v aktívnej zóne jadrového reaktoru. Reaktorový systém bude pracovať pri tlaku 9 MPa a výstupnej teplote chladiaceho média 850 °C. Chladivo sa bude odvádzať na lopatky plynovej turbíny, ktorá využíva priamy Braytonov cyklus. Projektovaný výkon je 2400 MWt, keďže 600 MWt reaktor prezentovaný v pôvodnom pláne nemôže splniť rovnovážnosť množenia neutrónov, ale ráta sa s takýmto výkonom pri malých modulárnych reaktoroch. Pod rozvoj tohto systému sa v roku 2006 podpísalo viacero krajín ako Euroatom, Francúzsko, Japonsko, Luxembursko a Švajčiarsko. Treba ale poznamenať, že do roku 2010 bolo najaktívnejšou krajinou v rozvoji Francúzsko v oblasti dizajnu, bezpečnostnom hodnotení a vývojom paliva.

V najbližších desiatich až dvadsiatich rokoch sa má postaviť malý experimentálny reaktor s názvom ALLEGRO [72]. Projekt ALLEGRO realizuje konzorcium štyroch krajín a to Českej republiky, Maďarska, Slovenska a neskoršie sa pridalo Poľsko. Tento experimentálny reaktor bude prvý skonštruovaný reaktor využívajúcim spektrum rýchlych neutrónov a chladený plynom. [69]



Obr. 3.1 Schéma systému GFR [73]

3.1.3.2 Olovom chladený rýchly reaktor (LFR)

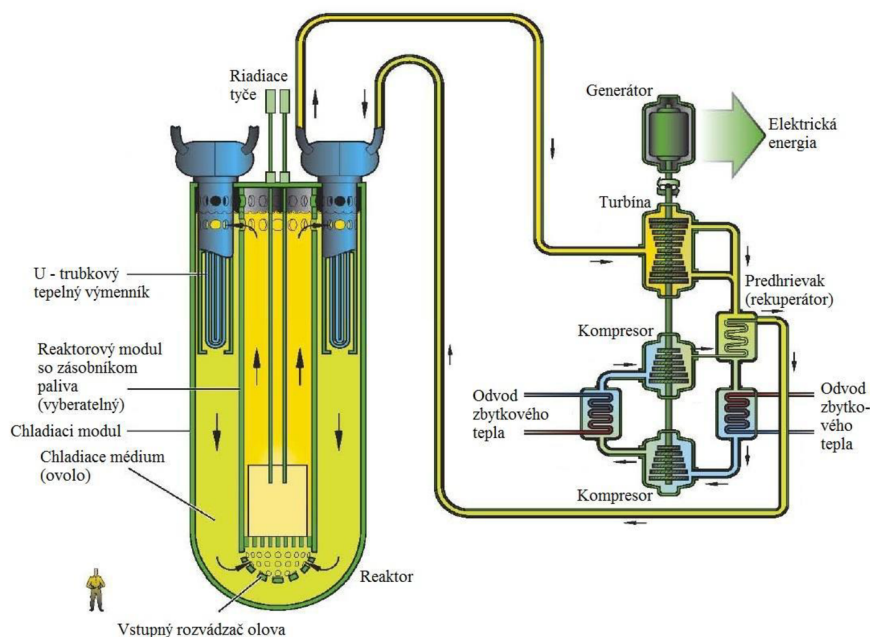
Reaktor typu LFR je vysokoteplotný rýchly reaktor, ktorý bude chladený roztaveným olovom s uzatvoreným palivovým cyklom. Štiepenie jadier bude prebiehať pri nízkom tlaku za pomoci rýchlych neutrónov. Výstupná teplota olova bude 1743 °C pri prirodzenej konvekcii. Výhoda tohto typu reaktorového systému je aj fakt, že olovo dobre tieni gama žiarenie a výmena paliva prebieha každých 15 - 20 rokov.

Spolupráca na LFR v rámci GIF bola zahájená v októbri 2004 a na vývoji sa podieľali Euroatom, Japonsko, Spojené štáty americké a Kórejská republika, ktorý vypracovali plán výskumu systému LFR. V roku 2011 sa pridal k výskumu Rosatom z Ruskej federácie a Spojené štáty americké s Čínou a Kóreou sa stali pozorovateľské krajiny.

V Japonsku sú vo výskume dva koncepty a to malého LFR s názvom LSPR a olovo-bizmutom chladený rýchly reaktor s priamym kontaktom vriacej vody PBWFR. V dnešnej dobe sú experimentálne aktivity sústredené na základný výskum súvisiaci s tepelnou hydraulikou, koróziou materiálov, kyslíkovými snímačmi a reguláciou kyslíka.

Ruská federácia realizuje projektovú činnosť pre BREST-300, predpokladá sa, že jeho konštrukcia začne na prelome rokov 2017 a 2018 [74]. Paralelne sa vykonáva aj výskum na projekte SVBR-80, čo je reaktor chladený eutektikom olovo-bizmut (LBE) na základe skúseností s už vyvinutými námornými pohonnými systémami.

V Európe sa vyvíja koncepčný návrh projektu LFR priemyselnej veľkosti s názvom ELFR (Európsky olovom chladený rýchly reaktor). Prototyp tohto reaktoru je vo fáze výskumu, na ktorom sa podieľajú taliansky, rumunský a český vedci. Prototyp by mal dosahovať výkon 300 MWt a nesie názov ALFRED [75] (pokročilý olovom chladený rýchly reaktor európsky demonštrátor). Paralelne sa výskumná činnosť zameriava aj na projekt MYRRHA [76] (urýchľovačom riadený olovo-bizmutom chladený systém) navrhnutý Belgickým jadrovým výskumným centrom (SCK-CEN). [69]



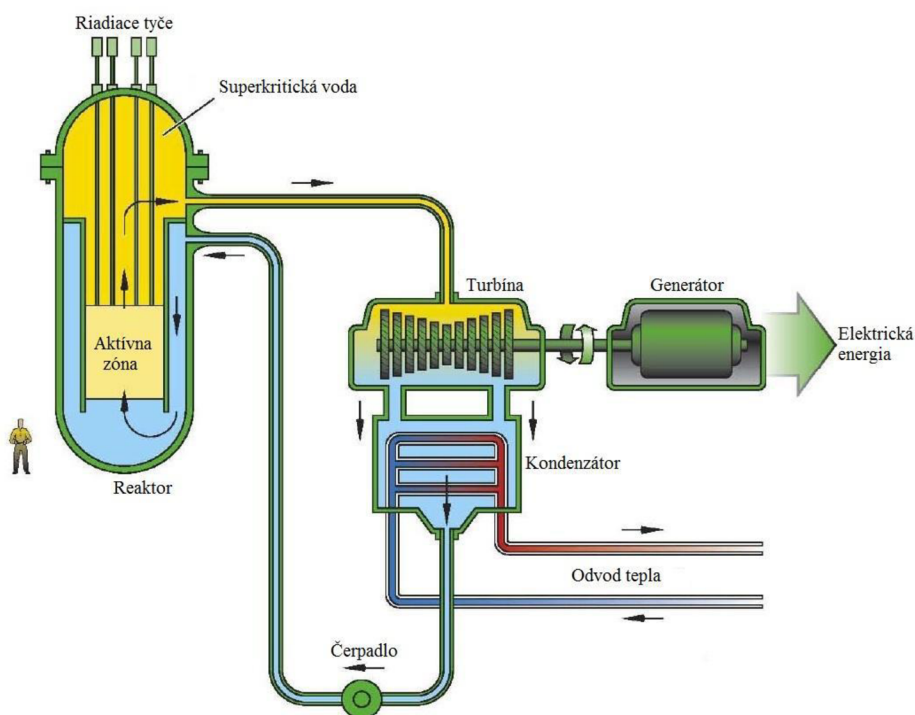
Obr. 3.2 Schéma systému LFR [73]

3.1.3.3 Reaktor chladený vodou v nadkritickej fáze (SCWR)

Reaktorový systém, ktorý má byť ďalšou generáciou ľahkovodných reaktorov. V reaktore je ako chladivo použitá voda s vysokým tlakom 25 MPa a výstupnou teplotou vyššou ako 500 °C. Týmto sme sa dostali nad termodynamický kritický bod vody (374 °C a 22,1 MPa), kedy môžeme nazývať vodu superkritickou tekutinou. SCWR môže pracovať s tepelnými neutrónmi v otvorenom palivovom cykle alebo s rýchlymi neutrónmi v uzavretom palivovom cykle, pričom záleží na úspešnom výskume materiálov pri aplikácii rýchlych neutrónov. Pri použití tepelných neutrónov musíme počítať s použitím doplnkového moderátora, pretože superkritická tekutina nedosahuje požadovaných moderačných vlastností. Tento koncept sa tiež vyznačuje vysokou tepelnou účinnosťou minimálne 44 % a projektovaný výkon od 1000 až do 1700 MWe.

Doposiaľ sa nachádza tento projekt vo fáze výskumu. Predkoncepčné návrhy sú dva a to s tlakovou nádobou a tlakovými kanálmi. Na návrh s tlakovou nádobou sa zamerá Euratom spolu s Japonskom a Ruskom a na návrhu s tlakovými kanálmi sa podieľa Kanada.

Kanada počíta s tým, že výstupná voda z aktívnej zóny bude mať až 625 °C pri tlaku 25 MPa a celkový výkon 1200 MWe. Ako palivo chce využívať oxidy tória s plutóniom. V Rusku sa vyvíjajú tri varianty s použitím tlakovej nádoby, ktoré používajú tepelné, zmiešané a rýchle spektrum neutrónov. Mimo rámca GIF sa podieľa na vývoji aj Čína na dvoch typoch dizajnu s rýchlymi a zmiešaným spektrom neutrónov. [69]



Obr. 3.3 Schéma systému SCWR [73]

3.1.3.4 Sodíkom chladený rýchly reaktor (SFR)

Typ tohto reaktoru pracuje s vysokoenergetickými neutrónmi chladenými tekutým kovom – sodíkom s uzavretým palivovým cyklom. Sodík ako chladivo bol vybraný z dôvodov toho, že neznižuje energiu rýchlych neutrónov, má dobré tepelné vlastnosti a nízku viskozitu, čo ho predurčuje k vynikajúcemu chladiacemu médiu. Práve uzavretý palivový cyklus SFR umožňuje recykláciu jadrového paliva a uľahčuje spracovanie minoritných aktinidov. Výkonovo sa tento

system reaktorov bude pohybovať od malých typov reaktorov 50-300 MWe až po veľké elektrárenské bloky 1 500 MWe. Teplota chladiaceho média vychádzajúca z aktívnej zóny bude okolo 550 °C.

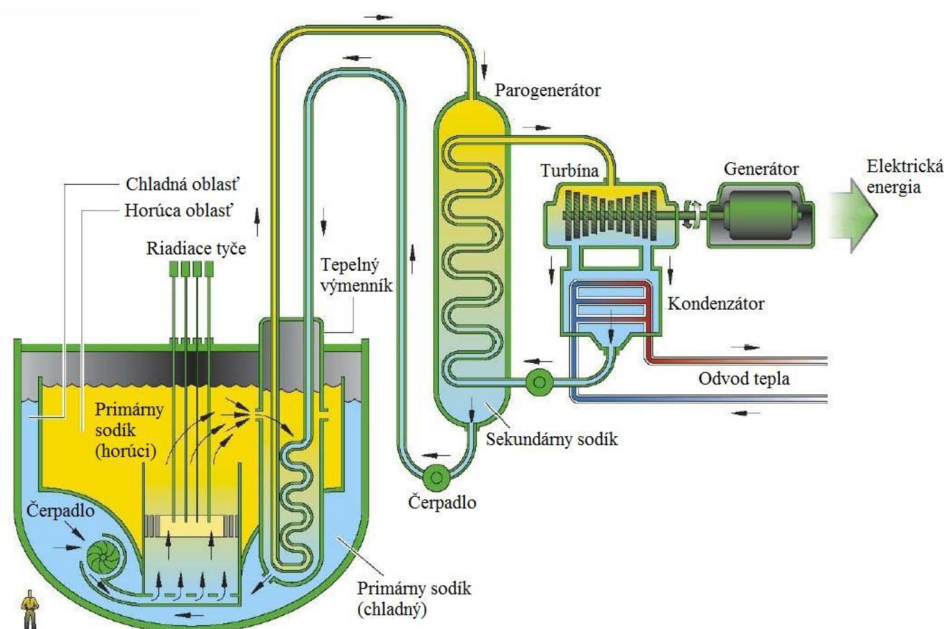
V súčasnosti existujú tri možnosti konfigurácie SFR. Prvá je využitie smyčkového typu reaktoru vo veľkých blokoch 600 až 1500 MWe s využitím palivovej zmesi oxidov uránu a plutónia alebo palivo s minoritnými aktinidmi. Druhý koncept je použitie bazénového typu reaktoru v stredných blokoch 300 až 1500 MWe s využitím paliva vo forme oxidov uránu. Tretí návrh sú malé modulárne reaktory s výkonom 50 až 150 MWe s palivovou zmesou skladajúcej z uránu, plutónia, minoritných aktinidov a zirkónia, tzv. metal-alloy fuel. [69]

Malé množstvo sodíkom chladených reaktorov je už v prevádzke alebo vo výstavbe v krajinách ako Čína, India, Japonsko a Rusko. Na pokročilom prototypu SFR s názvom ASTRID [77] pracuje Francúzsko, Japonsko a Rusko, pričom tento projekt je ešte stále vo výskumnej fáze.

V Rusku už je v prevádzke od roku 2016 reaktor typu BN-800 ako štvrtý blok Jadrovej elektrárne Belojarsk. Jedná sa o sodíkom chladený rýchly reaktor, ktorý posunul vývoj uzavretého jadrového palivového cyklu dopredu. Využíva ako palivo zmes oxidov uránu a plutónia pre produkciu nového jadrového paliva po jeho vyhorení. [78]

V spolupráci China Institute of Atomic Energy (CIEA) a Ruska vznikol projekt Čínsky experimentálny rýchly reaktor CEFR, ktorý prvý krát bol v prevádzke pri plnom výkone v roku 2014. CEFR je sodíkom chladený rýchly reaktor bazénového typu a dosahuje výkonu 65 MWt a 20 MWe pri použití paliva 150 kg plutónia. Reaktor sa nachádza v blízkosti Pekingu a slúži na výskumné účely ohľadom jadrových technológií. [79]

Na Obr. 3.4 je schéma systému SFR s použitím bazénového typu reaktoru.



Obr. 3.4 Schéma systému SFR [73]

3.1.3.5 Vysokoteplotný reaktor (VHTR)

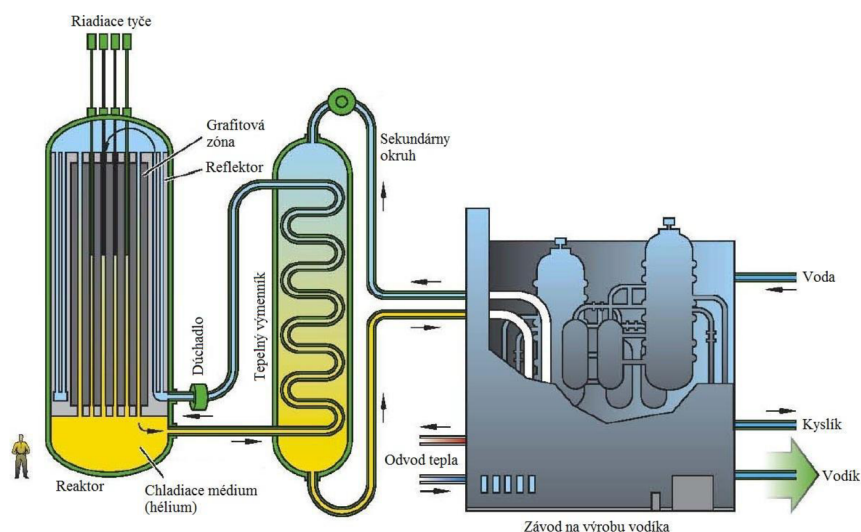
VHTR je reaktorový systém, ktorý je chladený plynom – héliom a moderovaný grafitom využívajúci tepelné spektrum neutrónov. Tento systém využíva vysokú teplotu chladiaceho média na výstupe z aktívnej zóny reaktora až 950 °C. V budúcnosti sa predpokladá teplota výstupného chladiaceho média nad 1 000 °C. Vysoká teplota chladiaceho média zaručuje až 50 % účinnosť pri výrobe elektrickej energie ak teplota chladiva dosiahne 950 °C. V súčasnosti ale aj v budúcnosti vysoká teplota chladiva predurčuje VHTR na produkciu vodíka, kedy sa odhaduje pri výkone 600 MWt produkcia vodíka cez dva milióny kubických metrov vodíka za deň.

V blízkom časovom horizonte sa ráta s prototypom reaktora VHTR využívajúcim teplotu od 700–950 °C, pretože doteraz nie sú vyvinuté zliatiny odolné vyšším teplotám, konkrétne kvalifikované typy grafitu a kompozitné keramické materiály pre teploty vyššie ako 1 000 °C.

Reaktorový systém VHTR vychádza zo skúseností s reaktormi HTGR a rozsiahlymi medzinárodnými databázami, ktoré podporili jeho vývoj. Základná technológia VHTR bola dobre preukázaná v bývalých jadrových reaktoroch typu HTGR, ako napríklad Dragon, Peach Bottom II, AVR, THTR a Fort Saint Vrain. [69]

Koncepcia HTR-PM je vo výstavbe od roku 2012 v Číne, pričom spustenie elektrárne sa odhaduje na koniec roku 2017. Jedná sa koncepciu dvoch tlakových nádob, ktoré budú poháňať turbínu o výkone 210 MWe. Palivo bude vo forme grafitových elementov v tvare gule, ktoré budú obsahovať obohatený urán. Na základe tohto prototypu bol navrhnutý dizajn pre jadrovú elektrárňu o výkone 600 MWe, ktorej výstavba začne v roku 2018 a predpoklad uvedenia do prevádzky je rok 2021. [80]

V dnešnej dobe prebieha projekt HTTR s výkonom 30 MWt v Japonsku, ktorý je určený na demonštráciu uskutočniteľnosti dosiahnutia vysokých teplôt až do 950 °C s procesom využitia tepla. Projekt HTR-10 v Číne preukázal funkčnosť inherentných bezpečnostných prvkov s produkciou elektrickej energie a kogenerácií pri výkone 10 MWt. Predošlé projekty v Spojených štátoch amerických a Nemecku poskytujú relevantné údaje pre ďalší vývoj systému VHTR. [69]

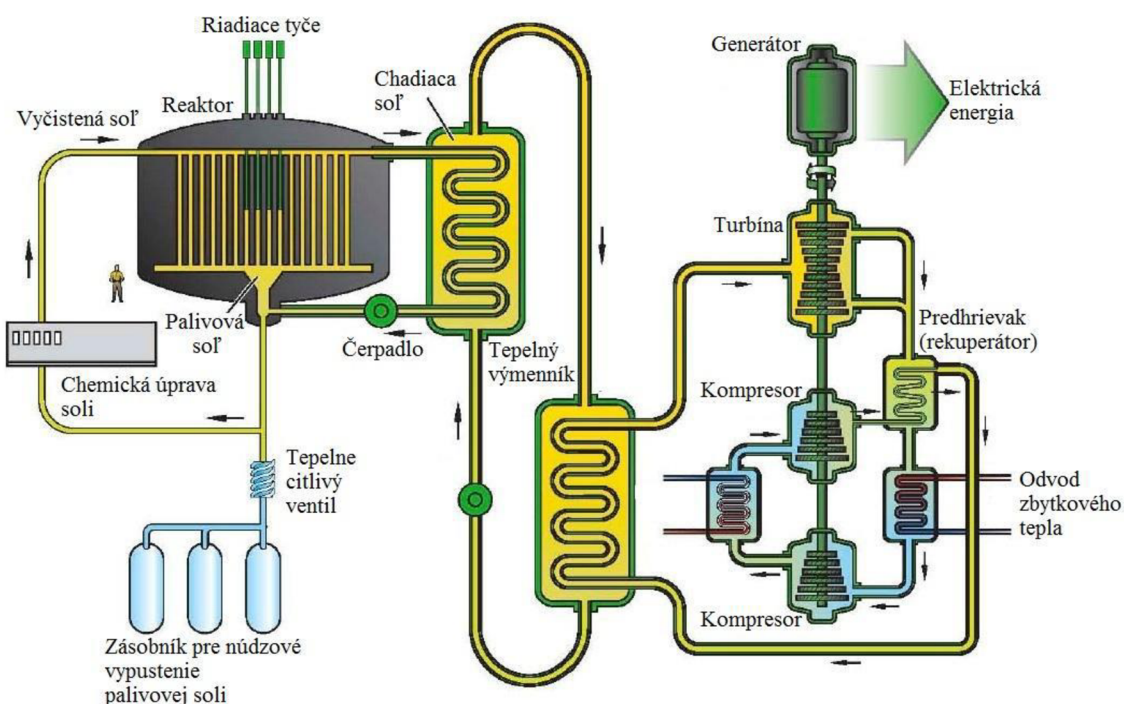


Obr. 3.5 Schéma systému VHTR [73]

3.1.3.6 Reaktor s tekutými soľami (MSR)

Jadrový reaktor typu MSR využíva ako chladiace médium soli v tekutom skupenstve. Počíta sa s fluoridovou soľou a to v dvoch variantách. Prvá varianta je rozpustenie jadrového paliva v soli, čím vznikne tekuté palivo, čo sa môže využiť v koncepte MSFR (rýchly reaktor s tekutými soľami). Druhá varianta je využitie tekutej soli len ako chladiace médium, pričom bude palivo v pevnom skupenstve pokryté podobne ako pri systéme VHTR. Pri štiepení pevného paliva sa bude využívať spektrum tepelných neutrónov. [69] Na Obr. 3.6. môžete vidieť schému systému MSR.

Detailne sa budeme zaoberať reaktormi s tekutými soľami v nasledujúcej kapitole.



Obr. 3.6 Schéma systému MSR [73]

4 REAKTOR S TEKUTÝMI SOĽAMI

Reaktorový systém s tekutými soľami používa ako primárne chladiace médium tekutú soľ (najčastejšie fluorid) pri nízkom tlaku, od čoho vznikol aj jeho názov. Rozpustenie paliva v soli znamená skok v oblasti vývoja reaktorov, aj keď táto myšlienka už bola vyriešená dávno predtým. Reaktory tohto druhu obsahujú možnosť rôzneho zloženia paliva (množivého materiálu/štiepneho materiálu) a opätovné prepracovanie paliva za chodu reaktoru, možnosť prekonania ťažkostí s výrobou pevného paliva s vysokou hodnotou transurantov a potenciál pre lepšie využívanie jadrového paliva tým, že sa dosiahnu vyššie hodnoty vyhorenia paliva. Ďalšie výhody MSR voči ostatným vybratým reaktorom generácie IV sú v oblasti chladenia. Tekuté palivo umožňuje výrobu tepla priamo v chladiacom médiu, čo je zároveň aj palivo, čím sa vytvorila homogénnosť aktívnej zóny, čo znamená, že vyhorenie paliva je rovnomerné a tiež sa vytvorila rýchla, pasívna rekonfigurácia paliva pomocou gravitačného odvádzania. [81] V dnešnej dobe je veľký záujem oživiť koncept v spaľovaní tória, ktorý má množivý produkt ^{233}U . Vzniklo veľa firiem, ktoré sa snažia tento koncept vyvinúť a predávať, čo z neho robí atraktívny komerčný produkt. Soli, ako lítiovo-berýliový fluorid a lítiový fluorid, zostávajú kvapalné bez tlakovania s teplotou od $500\text{ }^{\circ}\text{C}$ až po $1400\text{ }^{\circ}\text{C}$. [82]

4.1 História MSR

Vývoj MSR prebiehal v 60. rokoch minulého storočia v Oak Ridge National Laboratory, Tennessee USA. Bol vytvorený malý prototyp o výkone 8 MWt Molten Salt Reactor Experiment (MSRE), ktorý bol v prevádzke 4 roky do 1969. Paralelne bol spustený aj prototyp Aircraft Reactor Experiment (ARE), ktorý mal byť použitý ako pohon v lietadlách [69]. Celkový projekt MSR bežal od roku 1957 až do roku 1976.

V prvom období (1965-1968) urántetrafluorid (UF_4) obohatený na 33% bol rozpustnený v roztavenom lítiovom, berýliovom a zirkóniovom fluoride pri teplote $600 - 700\text{ }^{\circ}\text{C}$, ktorý bol moderovaný grafitom pri tlaku okolia. Pričom UF_4 zahŕňal iba asi 1 % celkovej kvapaliny v primárnom okruhu. Chladiaca soľ v sekundárnom okruhu bola lítiovo-berýliový fluorid (FLiBe). Pôvodné ciele MSRE boli dosiahnuté v marci 1965 a obdobie, v ktorom sa ako palivo používalo ^{235}U bolo uzavreté.

V druhom období (1968-1969) sa používalo palivo ^{233}U , ktoré bolo k dispozícii. MSRE toto spravilo prvým reaktorom, ktorý používal palivo ^{233}U , aj keď nebolo vytvorené v reaktore ale importované. Tento program pripravil cestu pre MSR využívajúce tórium, ktorý by mohol pracovať v spektre tepelných neutrónov.

Vyvrcholením výskumu v Oak Ridge National Laboratory nastal v roku 1972, kedy navrhol vývojový program Molten Salt Breeder Reactor (MSBR) [83], kde by sa používala zmes $\text{LiF-BeF}_2\text{-ThF}_4\text{-UF}_4$ ako palivo so štvorročným cyklom na výmenu paliva. Ako moderátor bol využitý grafit. V sekundárnom chladiacom okruhu prúdila zmes solí NaF-NaBF_4 , ktorá operovala so špičkovou prevádzkovou teplotou $705\text{ }^{\circ}\text{C}$. Tento program bol však v roku 1976 zrušený z finančných dôvodov.

Výskum a vývoj preukázal realizovateľnosť tohto systému, pričom zdôraznil jedinečný druh korózie a bezpečnostné problémy, ku ktorým by mohlo prísť, ak by sa začala stavba väčšieho reaktoru so soľným palivom. Výzvy tiež zahŕňali spracovateľské zariadenia na odstránenie

hlavných štíepnych produktov. Toto poukázalo na iný dizajn štíepenia paliva s väčším súborom slučiek a dvomi kvapalinami. Tiež bol problém s výrobou trítia.

V roku 1980 Oak Ridge National Laboratory zverejnila štúdiu o skúmaní koncepcnej uskutočniteľnosti MSR s denaturovaným palivom (DMSR). Tento koncept používal palivo s nízko obohateným uránom, pričom by bol prevádzkovaný s minimom chemických procesov. Tieto opatrenia boli v dôsledku boja proti šíreniu jadrových materiálov. Keďže tento reaktor nedosahoval kladnú reaktivitu muselo sa použiť na dosiahnutie jeho kritickosti približne 3450 kg 20 % obohateného ^{235}U s pravidelným pridávaním už denaturovaného uránu. Prevádzkovaný mohol byť iba po dobu 30 rokov, čo by umožnila životnosť grafitového moderátora. [84]

Vo Veľkej Británii bol v rokoch 1968-1973 experimentálne vytvorený 2,5 GWe rýchly reaktor chladený olovom, ktorý využíval plutónium roztavené v soli chloridu ako palivo. Financovanie tohto projektu prestalo v roku 1974.

Záujem sa objavil o koncept MSR v Japonsku, Rusku, Číne, Francúzsku a USA a následne bol vybraný za reaktor vyvíjaný v generácii IV v dvoch možnostiach. Prvá možnosť je rýchly reaktor s roztavenou soľou (MSFR) a druhá pokročilý vysokoteplotný reaktor (AHTR). AHTR je tiež známy ako vysokoteplotný reaktor chladený fluoridom (FHR) s pevným palivom alebo PB-FHR [85] so špecifickým palivom v podobe malých guľčiek o priemere 3 cm.

Vzhľadom k procesu výberu GIF v roku 2002 došlo k významným zmenám dizajnu podľa správy k roku 2015 vydanéj Energy Process Developments Ltd. Prvá zmena sa týka navrhnutia jednoduchšieho a menej ambicióznejšieho reaktora, ktorý nemnoží nové palivo a tým nevyžaduje prepracovanie paliva. Pričom bude používať osvedčený obohatený uránový palivový cyklus. V tejto súvislosti americkí vedci a Čínska akadémia vied pracujú na vývoji tuhého paliva pre technológiu MSR, čo bude prvý reálny krok k vývoju. V roku 2014 ako súčasť hodnotenia činnosti na vývoji MSR v medzinárodnom meradle bol návrh na uskutočnenie pilotného prototypu, kde by sa ukázala technická pripravenosť. Šesť špecifických návrhov bolo hodnotených počas 12 mesiacov komisiou zloženou z overených jadrových strojárskych firiem z Veľkej Británie. Všetkých 6 projektov bolo ohodnotených ako dôveryhodné pre stavbu prototypu, pričom jeden bol vybraný ako najvhodnejší pre základ vývoju vo Veľkej Británii a to Moltex SSR. [82]

4.2 Princíp MSR

Základný princíp je v používaní v urántetrafluoridu (UF_4) ako paliva roztaveného v zlúčenine lítiovo-berýliovom fluoridu (FLiBe). Aktívna zóna reaktora sa skladá z neoplátovaných grafitových tyčí usporiadaných tak aby umožnili prietok soli pri teplote asi $700\text{ }^\circ\text{C}$ pri nízkom tlaku. Sú možné oveľa vyššie teploty v aktívnej zóne, ale doposiaľ neboli testované. Teplo je z primárneho okruhu prenášané na sekundárny okruh s ďalšou tekutou soľou a z tadiaľ na terciárny okruh už s vodou, kde sa vyrába para na poháňanie turbíny, poprípade priemyselné teplo. Základná stavba aktívnej zóny reaktora nie je dizajnovaná na rýchle neutróny, ale s určitou miernou degradáciou grafitu je možné použiť epitermálne spektrum (stredná rýchlosť neutrónov).

MSR boli navrhnuté s tekutým palivom, pričom v jednokvapalnom MSR sú tórium s uránom rozpustené v jednej tekutine, inak známe ako homogénna konštrukcia. Dvojkvapalnom (heterogénnom) MSR sa využíva rozpustená soľ obsahujúca tórium ako množivý materiál v druhej smyčke odseparovanej od smyčky palivovej soli obsahujúcej štíepny materiál ako urán alebo plutónium. Dvojkvapalný koncept by sa mohol používať ako rýchly množivý reaktor

(MSBR). V tomto prípade ^{233}U je postupne odstraňovaný a prenesený do primárneho okruhu. [82]

V porovnaní s MSR, ktoré používajú pevné palivo má systém s kvapalným palivom menej atraktívny jadrový materiál, ktorý by mohol byť zneužitelných pre vojenské účely, nižšie hodnoty radiácie vyžarovanej z použitého paliva, nižšie náklady na výrobu paliva a homogénne izotopové zloženie paliva v reaktore. Aktinidy sa ťažšie vytvárajú z ^{233}U ako z paliva obsahujúce atómovú hmotnosť vyššiu ako 235. Tieto a ďalšie špecifiká umožňujú MSR mať jedinečné vlastnosti a byť konkurencie schopné v ekonomickej oblasti prepracovania aktinidov a zvýšenie zásob jadrových palivových zdrojov. Bezpečnosť je vysoká vzhľadom na pasívne chladenie do zatiaľ neohraničenej kapacity. Niekoľko návrhov je na zabránenie nadkritickému bodu reaktoru, tým že ak teplota v primárnom okruhu dosiahne vysokých hodnôt palivová soľ bude gravitačne oddeľovaná od moderátora do nádrží. Výhoda systému MSR s tekutým palivom je tiež, že pracuje pri tlaku blízkomu atmosférickému, čo nevyžaduje masívny kontejment aký poznáme pri tlakovodných reaktoroch a tým zamedzuje riziko sprevádzané s uvoľnením tlaku z reaktorovej nádoby, ktorý môže pôsobiť ako hnacia sila pri uvoľnení rádioaktívnych látok za hranice kontejmentu [86].

Reaktory s roztavenou soľou by za normálnych okolností mali pracovať pri teplote vyššej ako $700\text{ }^{\circ}\text{C}$ a preto majú vysoký potenciál pre výrobu priemyselného tepla. Pričom až do tejto teploty sú dostupné materiály ako Alloy N, čo je zliatina na báze niklu vyvinutá špeciálne pre účely MSR s fluoridovými soľami. [82] Poznáme aj zliatiny typu MoNiCr, ktorá je na báze niklu. Táto zliatina bola vytvorená v Českej republike. [87] A zliatinu Hastelloy N, ktorá bola vyvinutá v Oak Ridge National Laboratory už pri prvom experimente MSRE v 1956, tiež na báze niklu. [83]

Všetky spomenuté zliatiny sú s aditívami vo forme molybdénu, chrómu a ďalších stopových prvkov. Líšia sa len rôznymi percentuálnymi podielmi aditív v zliatine. Využitie zliatin niklu je z dôvodu jeho odolnosti voči korózii spôsobovanými fluoridovými soľami. Aditíva vo forme chrómu odstraňujú tvorbu podpovrchových dutín v zliatine ale tiež nesú nevýhodu, ktorá spočíva v tom, že pri vysokom podiele chrómu v zliatine nastáva v horúcich úsekoch konštrukcií odstraňovanie chrómu agresivitou solí. Molybdén zase vykazuje vynikajúcu kompatibilitu s fluoridovými soľami pri teplotách nad $870\text{ }^{\circ}\text{C}$. Nevýhodou molybdénu ako konštrukčného materiálu v systémoch s vysokými teplotami je jeho charakteristika starnutia a nedostatočná odolnosť voči oxidácii. [88]

4.3 Doterajší vývoj MSR

Ako bolo spomínané na vývoji MSR pracujú americký vedci a Čínska akadémia vied. V Číne sa zameriavajú na pevné tóriové palivo, pričom technická náročnosť použitia roztavenej soli je podstatne nižšia ak sa nepoužíva palivo alebo odpad s vysokou mierou aktivity. Skúsenosti získané s návrhom, prevádzkou a údržbou s čistými soľami uľahčuje napredovanie k použitiu kvapalných palív a tým získanie kľúčových výhod pre prácu reaktorov s nízkym tlakom a vysokými teplotami.

Ruský Molten Salt Actinide Recycler and Transmuter (MOSART) je rýchly reaktor s palivom vo forme transurantových fluoridov z uránu a MOX LWR použitého paliva. Je súčasťou projektu MARS, ktorý sa zaoberá recykláciou minoritných aktinidov v tekutej soli. MOSART disponuje výkonom 2400 MWt s homogénnou aktívnou zónou z Li-Na-Be alebo

Li-Be fluoridových solí bez grafitového moderátora a zníženou hodnotou recyklácie oproti originálnemu americkému návrhu.

Oddelenie výskumu a vývoju Medzinárodného fóra pre generáciu IV charakterizovalo dve vývojové línie vďaka vysokému záujmu. Prvá línia je rýchly množivý reaktor s roztavenými soľami (MSFR), ktorý bude používať tórium ako palivo v tekutom stave v uzavretom palivovom cykle (Th/U) so žiadnym obohacovaním uránu a bude recyklovať aktinidy. Tiež bude vynikať v bezpečnosti s minimálnymi hodnotami rádioaktívneho odpadu. Druhá línia je pokročilý vysokoteplotný reaktor (AHTR), ktorý má rovnakú aktívnu zónu ako VHTR s pevným palivom a grafitovým moderátorom. Namiesto chladiaceho média v podobe hélia má ale tekutú soľ, čo zvyšuje hustotu výkonu 4 až 6 krát ako pri VHTR. Výkonová úroveň bude 4 000 MWt. Vo výstavbe je 5 MWt prototyp Šanghajským ústavom pre aplikovanie jadrovej fyziky (SINAP) s predpokladaným uvedením do prevádzky v roku 2020. [69]

V Nórsku sa vyvíja projekt Safety Assesment of the Molten Salt Fast Reactor (SAMOFAR), ktorý je zameraný na bezpečnosť MSFR v množivom móde s využitím tóriového paliva. Konzorcium SAMOFAR pozostáva z 11 účastníkov, predovšetkým tvorenými univerzitami a výskumnými laboratóriami ako CNRS, JRC, CIRTEN, TU Delft a PSI. [82]

V marci 2016 bola podpísaná dohoda o strategickej spolupráci na rozvoji vyspelých urýchľovačov riadených jadrových systémov medzi Čínskou generálnou jadrovou energiou (CGN) a Čínskou akadémiou vied (CAS). Pričom CAS má rozsiahly program výskumu a vývoja reaktorov s tekutými soľami s použitím tóriového paliva, vrátane prototypu kvapalného paliva s 2 MWe urýchľovačom riadeného subkritického kvapalného paliva navrhnutého na preukázanie palivového cyklu tória a systému ADS s názvom Venus II na transformáciu rádioaktívneho odpadu s dlhým polčasom rozpadu na rádioaktívny odpad s krátkym polčasom rozpadu. [89]

V Českej republike pod záštitou Oak Ridge National Laboratory v CV Řež pracujú na výskume a vývoji ohľadom návrhu aktívnej zóny MSR. Výskum prebieha od prvotného ožarovania tuhej soli vo výskumnom reaktore LR-0 až po najnovšiu stavbu zariadenia, ktoré dokáže uchovať fluoridovo-berylnatú soľ v tekutom skupenstve pri teplote 500 až 800 °C. Získané informácie z experimentu bude využívať jadrová vedecká komunita pre overovanie a spresňovanie výpočtov ohľadom modelov MSR. Výskum čiastočne nadväzuje na vedecké aktivity uskutočňované tak zvaným konzorciom Transmutace (UJV, UJF, ČVUT, VUT a ŠKODA JS) medzi rokmi 1998 až 2004, v rámci ktorého bola mimo iné na VUT postavená a prevádzkovaná fluoridová smyčka (FLUORIDA). [90]

Na konferencii Malé jadrové reaktory, ktorá sa konala v Prahe na začiatku roku 2017, bol predstavený projekt Energy Well. Tento projekt predstavili vedci z CV Řež a zaoberal sa vývojom malého modulárneho reaktora chladeného tekutými soľami (SMR FHR), pričom primárny a sekundárny okruh bude pracovať s chladiacim médiom vo forme tekutej soli a v terciárnom okruhu by sa nachádzalo chladiivo CO₂. Chladiace médium CO₂ bolo vybrané z dôvodov menších rozmerov cyklu s CO₂ v porovnaní s cyklom s H₂O, bola vyžadovaná vyššia teplota chladiaceho média a cyklus s CO₂ má vyššiu tepelnú účinnosť. Výkonom bude na hodnote 50 MWt a 16 MWe. Teplota chladiiva v sekundárnom okruhu by mala dosahovať 500 až 621 °C. [91]

Plán GIF 2014 uviedol koniec fáze výskumu a vývoju v oblasti MSR na rok 2025 [69].

Vo svete vznikajú aj odvodené projekty od konceptu MSR ako ho charakterizovalo Medzinárodné fórum pre generáciu IV. Medzi takéto projekty patrí aj Integral Molten Salt Reactor (IMSR), ktorý je vyvíjaný firmou Terrestrial Energy sídliacou v meste Oakville v Kanade. Tento koncept sa zamerá na reaktory malých výkonov od 29 MWe až po 290 MWe s palivom vo forme nízko alebo stredne obohateného uránu v tekutom skupenstve. IMSR obsahuje nezávislú reaktorovú nádobu, v ktorej sú natrvalo uzavreté všetky kľúčové komponenty počas sedem ročnej životnosti. Po skončení sedem ročného cyklu sa nádoba jednoducho schladí a po vychladnutí sa pripraví na dlhodobé uskladnenie. Nová nádoba je už nainštalovaná vo vedľajšom sile krátko pred tým ako sa skončí životnosť používanej nádoby. Terrestrial Energy verí, že v roku 2020 sa im podarí získať licenciu pre ich prvý malý reaktor typu IMSR. [92]

Ďalší odvodený projekt je firmy Transatomic Power (TAP), ktorá sídli v meste Cambridge v Spojených štátoch amerických, zameraný na pokročilý reaktorový systém MSR. Jadrovým palivom pre tento reaktor s tekutými soľami by mal byť nízko obohatený urán v tekutom skupenstve. Chladiaca soľ (na báze LiF) na výstupe z reaktoru by mala dosahovať 650 °C a celkový elektrický výkon by mal byť 520 MWe. V sekundárnom okruhu sa bude nachádzať soľ LiF-KF-NaF, ktorá bude predávať teplo pare v terciárnom okruhu. Vysoké teploty chladiacich médií zaručujú tepelnú účinnosť až 44 %. Hlavný rozdiel od iných projektov MSR je, že projekt firmy Transatomic Power ako moderátor vo forme tyčí využíva hydrid zirkoničitý. Zirkónium vykazuje nízku absorpciu neutrónov a vysokú odolnosť voči ožarovaniu neutrónmi, zatiaľ čo vodík je účinný moderátor. Jednotlivé tyče sú obklopené plášťom zo zliatiny na báze niklu odolným voči korózii tekutými soľami. Projekt sa aktuálne nachádza vo fáze zdokonaľovania a experimentálneho testovania kľúčových komponentov a materiálov. [93]

Britská súkromná spoločnosť Moltex Energy prišla s odvodeným projektom Stable Salt Reactor (SSR). Stable Salt Reactor obsahuje palivovou soľou naplnené odvetrávané trubice, ktoré sú následne spájané do palivových kaziet a tie do reaktorových modulov. Moduly sú zavedené do reaktorovej nádoby bazénovej koncepcie naplnenej chladiacou soľou. Toto usporiadanie aktívnej zóny vytvára konštrukčný stavebnicový systém o možnostiach upravovaní výkonu od 150 MWe až do 1 500 MWe. Prvý vyvinutý reaktorový systém SSR slúži na znižovanie rádioaktivity použitého paliva z konvenčných jadrových elektrární. Druhá generácia SSR by mohla vytvárať nové jadrové palivo pre jadrové reaktory z ochudobneného uránu a tória. [94]

5 PRAKTICKÁ ČASŤ

Praktická časť bakalárskej práce nadväzuje na informácie spracované v rešerši ohľadom reaktorov s tekutými soľami. Reaktory s tekutými soľami ponúkajú oveľa širšiu škálu možností využitia ako ostatné systémy vybrané pre generáciu IV a to z dôvodu jednotlivých vlastností solí. Pre budúcnosť je veľká šanca využitia tekutých solí zmiešaných s tekutým palivom, čo nám prinesie homogénnosť aktívnej zóny. Taktiež využiteľnosť nových druhov palív ako ^{233}U , ^{232}Th nám umožňuje dlhodobú palivovú udržateľnosť. Spomínané spojenie solí s ADS, by mohlo splniť dlhodobý cieľ ohľadom transmutácie použitého paliva. Tieto a ďalšie vlastnosti predurčujú sľubnú budúcnosť tekutých solí ako chladiacich médií využitých v reaktorových systémoch.

Preto sa nasledujúca časť práce zaoberá výpočtami priebehu hustoty neutrónového toku v soliach ako NaCl, Li_2BeF_4 , LiF, NaF a LiF s obohateným lítiom. Jednotlivé výpočty prebiehali v programe Monte Carlo N-Particle Transport Code verzii 5 (MCNP 5), ktorý si priblížime v nasledujúcich podkapitolách.

5.1 História MCNP

Program, ktorý sa využíva už 70 rokov a jeho história je úzko spojená s vývojom prvých počítačov. Prvý známy program Monte Carlo Transport Code bol napísaný v roku 1947 v laboratóriách Los Alamos pre prvý turingovský elektrónkový počítač ENIAC. Na vývoji programu sa podieľal aj Enrico Fermi a preto tento počítač dostal názov FERMIAC. Dokázal vyvinúť neutrónovú genealógiu v dvoch rozmeroch, tzv. rovine. V 80. rokoch minulého storočia bol MCNP prispôbený vektorovým počítačom ako CDC-6600, CDC-7600, Cray-1, ktoré boli doplnené rozširujúcimi pamäťovými zariadeniami pre jadrá procesorov a dierovanými štítkami. V 90. rokoch minulého storočia vývoj počítačov postúpil a výpočet kódu MCNP bol rozšírený na paralelné počítače, ktoré už pracovali s 4 alebo 8 procesormi, ku ktorým boli pripojené cez protokol PVM alebo MPI ďalšie desiatky procesorov. Vývoj vyvrcholil v roku 2000, kedy sa začali používať teraflopové systémy, čo umožnilo spustenie výpočtu na 10 000 procesoroch. Medzi najnovší progres patrí hierarchická paralelnosť, ktorá kombinuje výpočty na viacjadrových procesoroch s prenosom správ medzi rôznymi uzlami. Nárast výkonov dnešných prenosných počítačov sprístupnilo využívanie kódu MCNP skoro každému, pričom táto zmena pomohla hlavne k bežnému využívaniu Monte Carla Transport Codu študentmi. [95]

História názvu MCNP pochádza z roku 1977, kedy sa za 25 rokov vývoja zlúčili transportné kódy MCNG, ktorý vznikol v roku 1973 zlúčením kódov MCN (neutróny interagujúce s hmotou v trojrozmernej geometrii) a MCG (vyššie energie fotónov), a MCP, ktorý dokázal detailné fyzikálne spracovanie až do 1 keV na dokázanie presného modelovania interakcie neutrón-fotón. Po tomto zlúčení skratka MCNP niesla názov Monte Carlo Neutron Photon Transport Code. Po pridaní funkcií na automatický výpočet objemov a algoritmus na určenie k_{eff} pre kritickosť (KCODE) skratka MCNP už niesla názov aký poznáme dnes Monte Carlo N-Particle Transport Code.

Využívaná verzia MCNP 5 bola vytvorená v roku 2003. Obsahuje pridané funkcie ako fotonukleárnu kolíznú fyziku, prekryvajúcu sa výpočetnú sieť a zlepšený grafický nástroj. Tiež umožňuje vylepšené paralelné výpočty s pridaním podpory OpenMP a MPI. [96]

5.2 Vstupný súbor

Vstupný súbor do MCNP vytvorený užívateľom je ASCII textový súbor. Textový súbor je rozdelený do troch úsekov oddelených prázdnyimi riadkami. Jednotlivé úseky sa skladajú z kariet, čo sú vlastne jednotlivé riadky kódu o maximálnej dĺžke 80 znakov. V kóde MCNP sa nerozlišujú veľké a malé písmena a medzery v ľubovoľnom počte sú chápané rovnako. Výnimka je 5 medzier na začiatku riadku, čo sa berie ako pokračovanie predchádzajúceho riadku. Riadky začínajúce písmenom c a text za znakom \$ sú brané ako komentáre a majú len popisujúcu hodnotu a nijak nezasahujú do výpočetného kódu MCNP. Ďalej budú popísané jednotlivé karty vstupného súboru. [96]

5.2.1 Karty buniek

V programe označované ako cell cards sú prvý úsek vstupného súboru. Obsahujú rozčlenenie modelu na jednotlivé bunky, resp. segmenty, ktoré nesú svoje číslo. Bunky sú vytvorené na základe povrchov, ktoré sú zadefinované v ďalších kartách. Pri jednotlivých bunkách sa vyplňuje číslo materiálu, ktorý tvorí bunku a hustota materiálu v jednotkách g/cm^3 ako hmotnostná hustota alebo v jednotkách 10^{24} atómov/ cm^3 ako atómová hustota. Ak je na mieste materiálu uvedená nula, táto bunka sa chápe ako prázdna. Na koniec riadku bunky sú doplňované parametre, ktoré upresňujú informácie o danej bunke. [96]

5.2.2 Karty povrchov

Surface cards označované v MCNP kóde sú druhý úsek vstupného súboru. Objasňujú informácie o geometrii daného problému, ktoré môžu byť zadefinované rôznymi spôsobmi. MCNP poskytuje užívateľovi rozsiahle množstvo geometrických tvarov. [96]

5.2.3 Karty dát

Tretí úsek a zároveň posledný je označený ako data cards. V kartách dát sú obsiahnuté definície materiálov, typ problému, definícia zdroja častíc, užívateľom požadované vypočítané veličiny a konečné ustanovenia pre výpis výstupu z programu.

Materiály sú definované pomocou čísla, ku ktorému prináleží knižnica jadrových dát a jednotlivých zložiek ku ktorým sú priradované atómové alebo hmotnostné zlomky.

Typ problému môže byť určený tromi spôsobmi a to ako prenos neutrónov, fotónov alebo elektrónov.

Každý problém počítaný v MCNP má jeden zo štyroch zdrojov. Tieto zdroje sú všeobecný zdroj (SDEF), povrchový zdroj (SSR), kritický zdroj (KCODE) a užívateľom zadefinovaný zdroj (ak nie je zadefinovaný SDEF, SSR alebo KCODE). Pričom každý zdroj môže využívať distribúciu častíc špecifikovanou doplnkovými kartami.

Tally cards slúžia na určenie toho, aké informácie chce užívateľ získať z výpočtu MCNP. Napríklad tok častíc naprieč povrchom, akumulácia tepla v bunke, svietivosť v bode, atď. Tieto informácie požaduje používateľ pomocou kombinácii špecifických kariet.

Posledný blok kariet dát obsahuje funkcie, ktoré užívateľ požaduje vo výstupnom súbore alebo informácie, ktoré sa majú vypisovať počas výpočetnej doby problému v MCNP. [96]

5.3 Jadrové knižnice

Knižnice jadrových dát obsahujú samotné parametre interakcií v priebehu simulácie MCNP. Tieto parametre zahrňujú hodnoty účinných prierezoov pre simulovaný typ častíc pri rôznych teplotách systému a energii častíc. Kvalita výsledkov závisí na kvalite jadrových knižníc, pretože simuláciu priamo ovplyvňujú účinné prierezy. Vo svete existujú knižnice ako ENDF/B (americká), JEFF (západoeurópska), JENDL (japonská), RUSFOND (ruská) a CENDL (čínska) [97]. Aj keď autormi spomenutých knižníc sú rôzne mocnosti využívajúce jadrovú energiu, knižnice nie sú úplne nezávislé od seba a dochádza v nich k výmene informácií. [96] V našom probléme využívame informácie z knižnice ENDF/B.

5.4 Výstupný súbor

Po dokončení výpočetného procesu programom MCNP sú vygenerované súbory, ktoré nesú informácie o priebehu simulácie. Hlavný z nich je výstupný súbor s názvom „out“. Sú v ňom zhrnuté informácie o požadovanom výstupe. Tieto informácie začínajú zopakovaním vstupného kódu, fyzikálnych a geometrických charakteristík buniek, použité knižnice jadrových dát a typ častíc použitých v danom probléme s hodnotami ich priebehu cez výpočetnú dobu simulácie. MCNP prevádza desať štatistických testov, ktoré pomáhajú overiť relevantnú vážnosť nameraných výsledkov.

5.5 Popis konkrétneho problému

Simulovaný problém sa zaoberá výpočtom hustoty neutrónového toku z neutrónového zdroja AmBe, ktorý sa nachádza v kvádri soli v pevnom skupenstve. Vstupné energetické hodnoty zdroju AmBe sú prevzaté z normy ISO 8529-1 [98]. Simulovaný zdroj sa nachádza na Ústave energetiky na Fakulte elektrotechniky a komunikačných technológií VUT v Brne.

Použité soli pre vyplnenie kvádra sú Li_2BeF_4 , LiF, NaCl, NaF a LiF s obohateným lítiom. Kváder soli má rozmery 100x50x50 cm a sú v ňom zabudované detektory vzdialené od zdroja 0,1; 2; 4; 6; 9; 14; 19 cm ďaleko. Kváder so soľou NaCl sa v blízkej budúcnosti bude zostrojovať a následne sa overia vypočítané simulované hodnoty spektra neutrónového toku.

Ukážka vstupného súboru so soľou Li_2BeF_4 sa nachádza v prílohe B. Všetky vstupné súbory sa nachádzajú na priloženom kompaktnom disku.

5.6 Výsledky

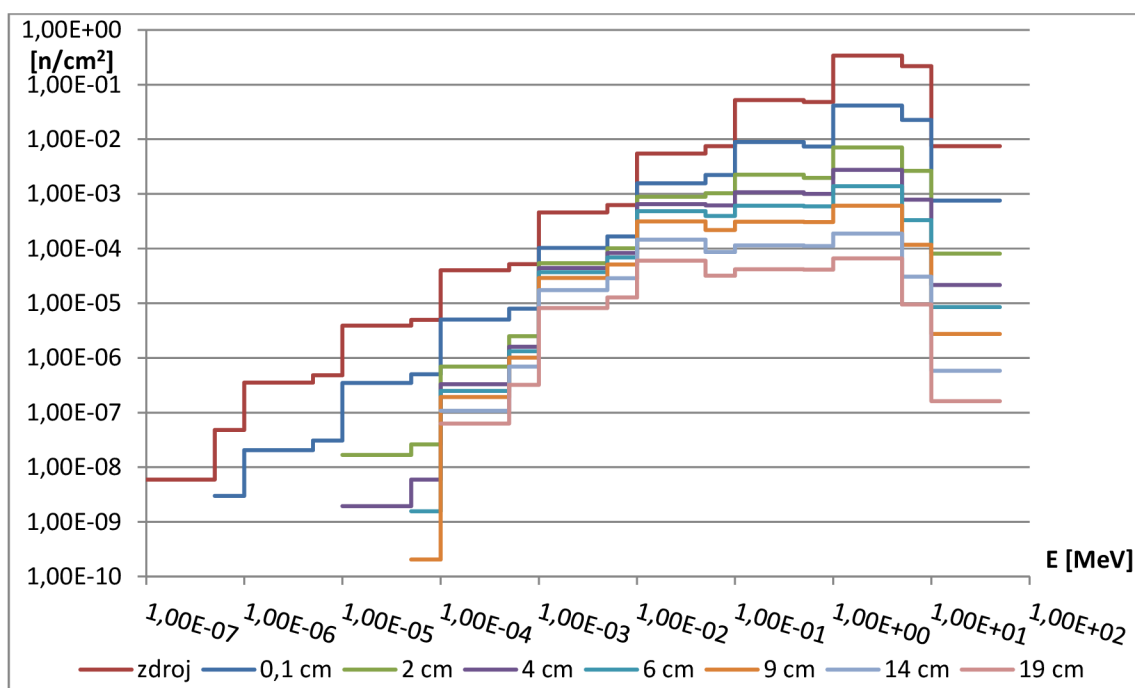
Pre každú soľ boli prevedené dva výpočty pre priblížené detektory 0,1; 2; 4; 6 cm a vzdialené detektory 4, 9, 14, 19 cm. Preto sú pre jednu soľ vždy dva výstupné súbory, ktoré sa nachádzajú na priloženom kompaktnom disku. Výsledky sú spracované do tabuliek s jednotlivými hodnotami neutrónového toku s príslušnými energetickými hladinami. Údaje z tabuliek sú vykreslené do viacerých grafov, aby dosahovali príslušnú výpovednú hodnotu.

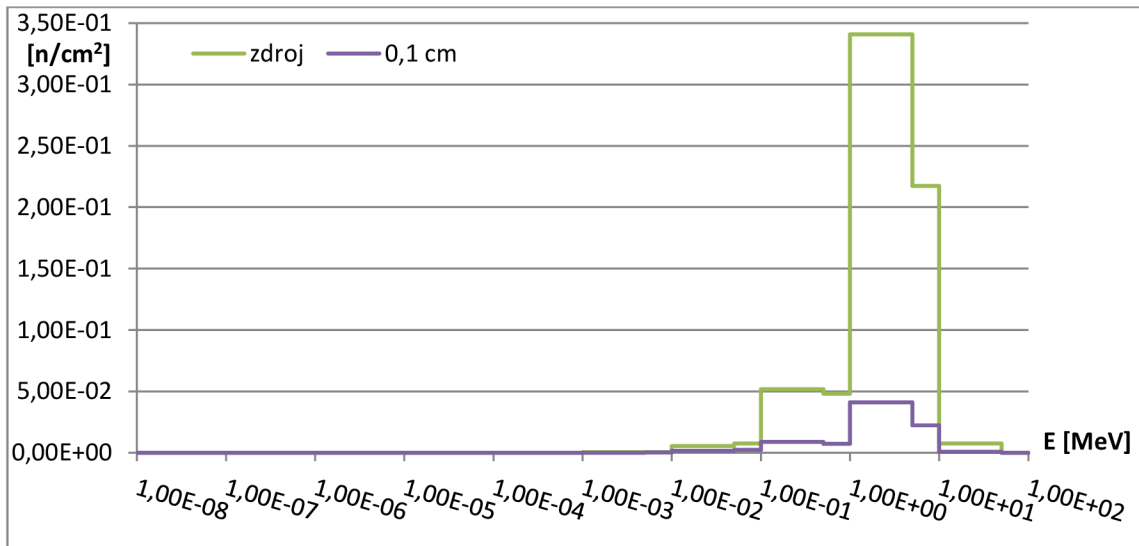
5.6.1 Li_2BeF_4

Soľ Li_2BeF_4 sa skladá z dvoch zlúčenín LiF a BeF_2 v pomere 2:1. Tekutá soľ bola použitá v reaktorovom systéme MSRE. Prednosť tejto soli je vysoká tepelná kapacita 2414.17 J/kg·K. Jej bod tavenia je 460 °C. [99] V Tab. 5.1 môžeme vidieť vypočítané hodnoty spektra neutrónového toku jednotlivými detektormi pre soľ Li_2BeF_4 .

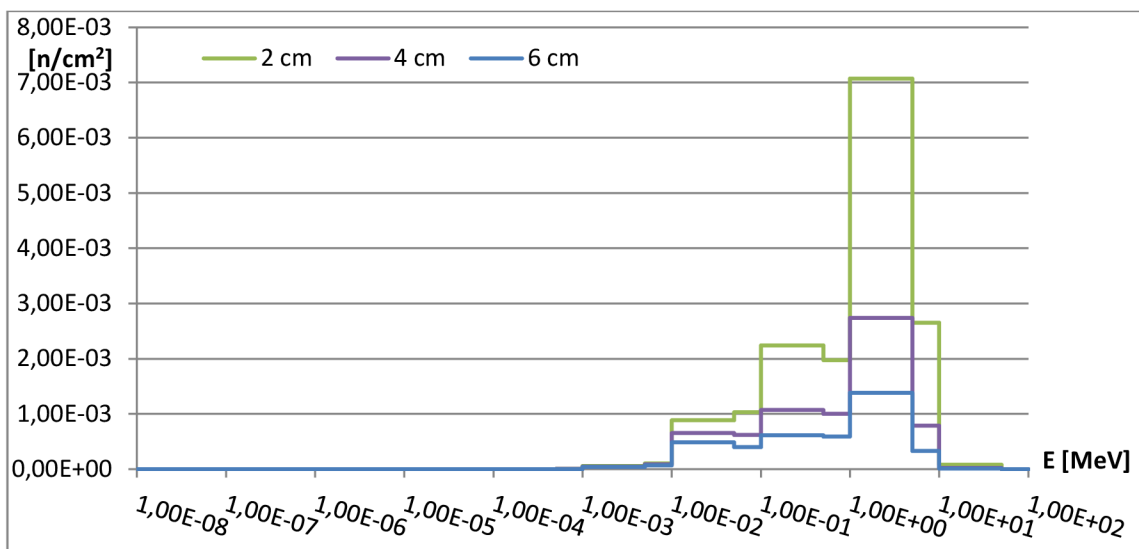
Tab. 5.1 Spektrum neutronového toku zachytené jednotlivými detektormi – Li_2BeF_4

E	zdroj	0,1 cm	2 cm	4 cm	6 cm	9 cm	14 cm	19 cm
[MeV]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]
1,00E-08	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
5,00E-08	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
1,00E-07	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
5,00E-07	5,91E-09	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
1,00E-06	4,81E-08	2,98E-09	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
5,00E-06	3,54E-07	2,05E-08	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
1,00E-05	4,80E-07	3,06E-08	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
5,00E-05	3,89E-06	3,49E-07	1,67E-08	1,95E-09	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
1,00E-04	4,93E-06	5,00E-07	2,60E-08	5,96E-09	1,56E-09	2,04E-10	0,00E+00	0,00E+00
5,00E-04	4,01E-05	5,02E-06	6,95E-07	3,32E-07	2,48E-07	1,92E-07	1,08E-07	6,29E-08
1,00E-03	5,16E-05	7,99E-06	2,50E-06	1,60E-06	1,32E-06	1,01E-06	6,93E-07	3,22E-07
5,00E-03	4,59E-04	1,03E-04	5,42E-05	4,43E-05	3,71E-05	2,90E-05	1,75E-05	8,20E-06
1,00E-02	6,25E-04	1,67E-04	1,01E-04	8,34E-05	6,85E-05	5,07E-05	2,84E-05	1,28E-05
5,00E-02	5,51E-03	1,57E-03	8,84E-04	6,52E-04	4,85E-04	3,14E-04	1,46E-04	5,98E-05
1,00E-01	7,51E-03	2,24E-03	1,03E-03	6,19E-04	3,99E-04	2,20E-04	8,58E-05	3,19E-05
5,00E-01	5,19E-02	8,86E-03	2,24E-03	1,07E-03	6,14E-04	3,10E-04	1,14E-04	4,14E-05
1,00E+00	4,81E-02	7,41E-03	1,97E-03	9,99E-04	5,91E-04	3,05E-04	1,11E-04	4,14E-05
5,00E+00	3,41E-01	4,12E-02	7,07E-03	2,74E-03	1,39E-03	6,07E-04	1,89E-04	6,56E-05
1,00E+01	2,17E-01	2,25E-02	2,65E-03	7,84E-04	3,30E-04	1,19E-04	3,04E-05	9,42E-06
5,00E+01	7,52E-03	7,55E-04	8,05E-05	2,14E-05	8,53E-06	2,73E-06	5,82E-07	1,61E-07
1,00E+02	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00

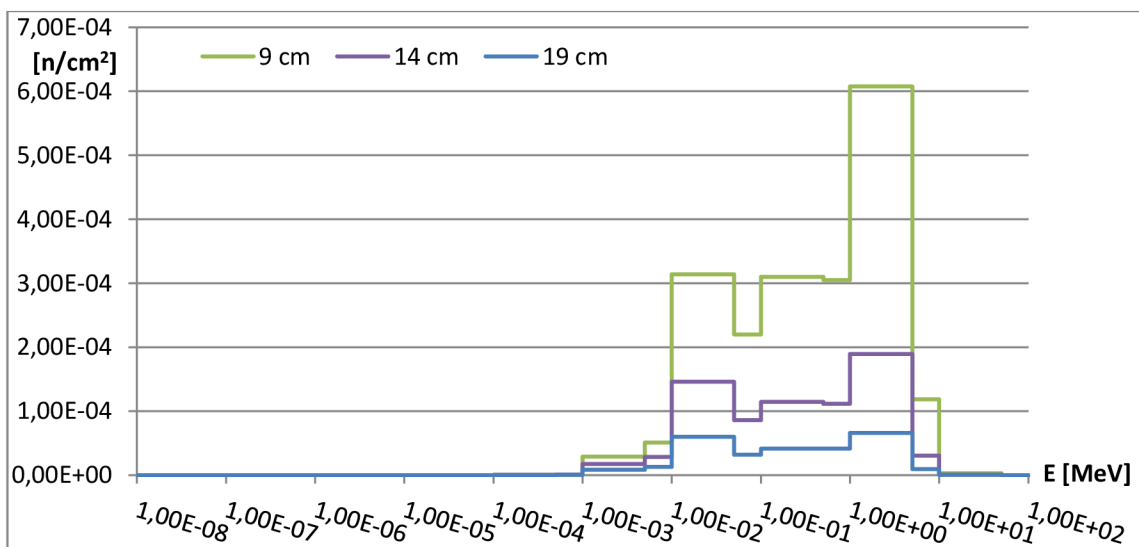
Obr. 5.1 Spektrum neutronového toku v soli Li_2BeF_4



Obr. 5.2 Spektrum neutronového toku vyžarované zdrojem a zachytené detektorem 0,1 cm



Obr. 5.3 Spektrum neutronového toku zachytené detektormi 2, 4 a 6 cm



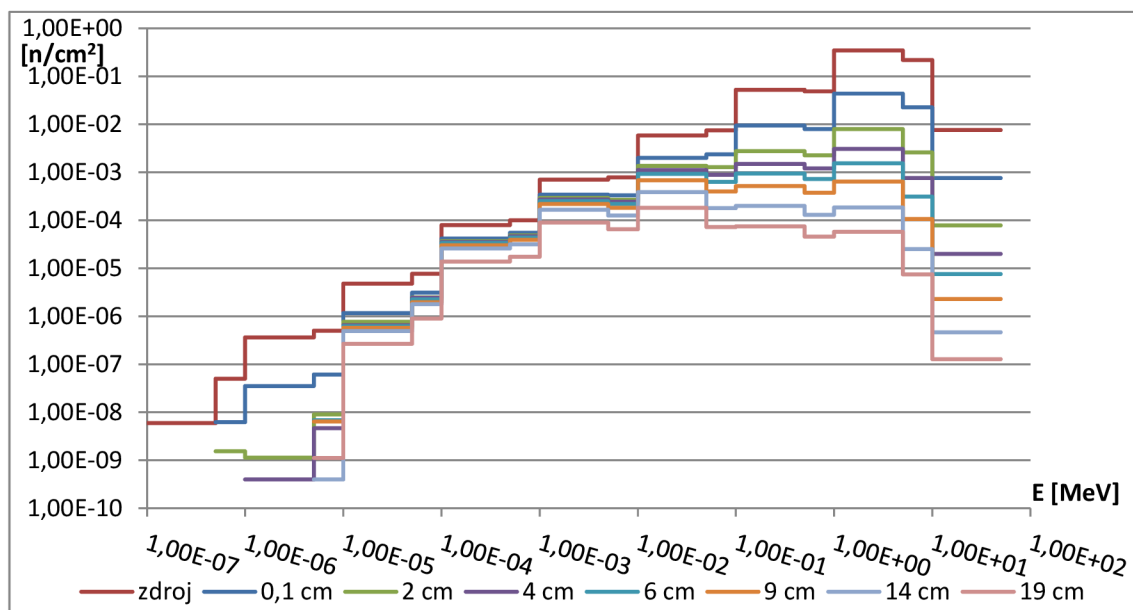
Obr. 5.4 Spektrum neutronového toku zachytené detektormi 9, 14 a 19 cm

5.6.2 LiF

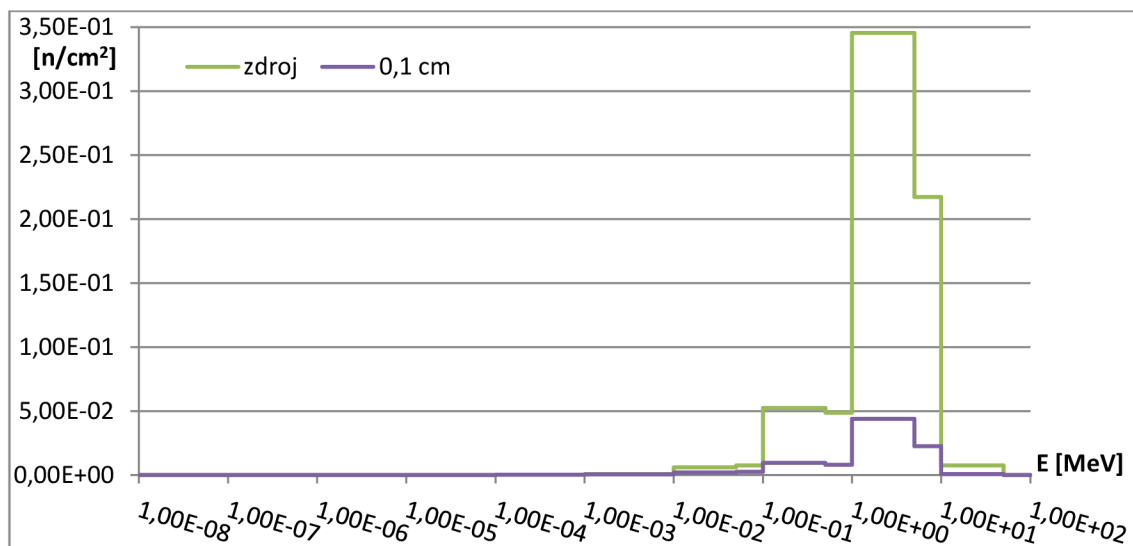
Soľ LiF je zlúčenina fluoridu s prírodným lítiom, ktorý obsahuje 7,5 % ${}^6\text{Li}$ a 92,5 % ${}^7\text{Li}$. Jej bod tavenia je $848\text{ }^\circ\text{C}$ a špecifická tepelná kapacita je $1562\text{ J/kg}\cdot\text{K}$. [100] V Tab. 5.2 sa nachádzajú hodnoty spektra neutrónového toku pre jednotlivé detektory.

Tab. 5.2 Spektrum neutrónového toku zachytené jednotlivými detektormi – LiF

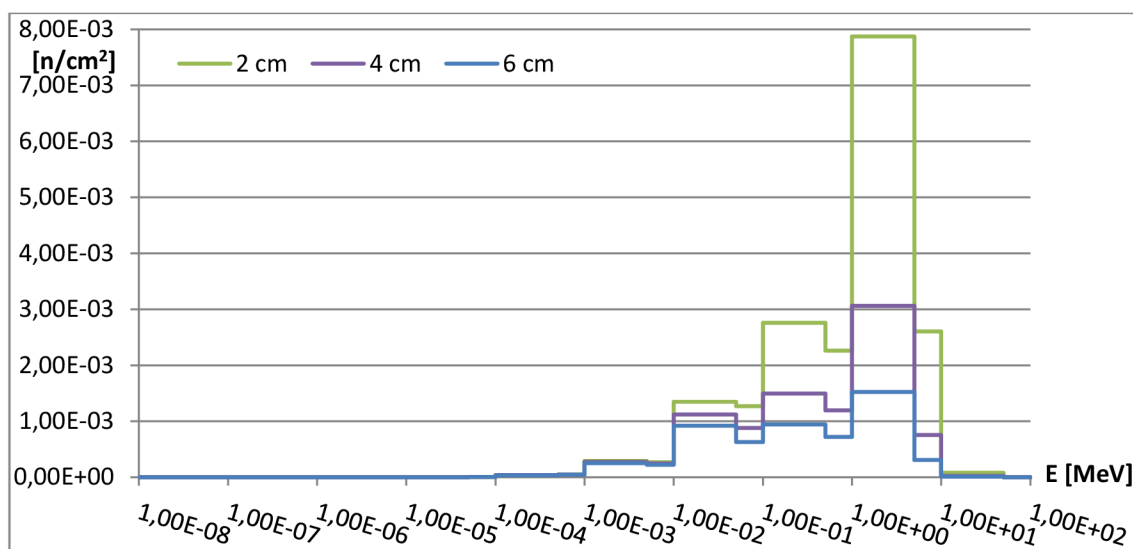
E	zdroj	0,1 cm	2 cm	4 cm	6 cm	9 cm	14 cm	19 cm
[MeV]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]
1,00E-08	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
5,00E-08	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
1,00E-07	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
5,00E-07	5,92E-09	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
1,00E-06	4,99E-08	6,15E-09	1,52E-09	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
5,00E-06	3,60E-07	3,52E-08	1,12E-09	3,95E-10	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
1,00E-05	5,02E-07	6,08E-08	8,92E-09	4,65E-09	6,76E-09	6,34E-09	3,95E-10	1,11E-09
5,00E-05	4,76E-06	1,16E-06	7,63E-07	6,50E-07	6,22E-07	5,73E-07	4,94E-07	2,68E-07
1,00E-04	7,69E-06	3,11E-06	2,46E-06	2,42E-06	2,26E-06	1,95E-06	1,78E-06	8,97E-07
5,00E-04	7,88E-05	4,18E-05	3,67E-05	3,52E-05	3,35E-05	3,00E-05	2,58E-05	1,37E-05
1,00E-03	1,00E-04	5,46E-05	4,88E-05	4,63E-05	4,36E-05	3,91E-05	3,17E-05	1,72E-05
5,00E-03	6,96E-04	3,40E-04	2,91E-04	2,72E-04	2,50E-04	2,18E-04	1,65E-04	8,96E-05
1,00E-02	7,84E-04	3,30E-04	2,66E-04	2,44E-04	2,18E-04	1,82E-04	1,25E-04	6,52E-05
5,00E-02	5,84E-03	1,98E-03	1,35E-03	1,12E-03	9,20E-04	6,83E-04	3,87E-04	1,82E-04
1,00E-01	7,45E-03	2,36E-03	1,27E-03	8,78E-04	6,29E-04	3,96E-04	1,79E-04	7,26E-05
5,00E-01	5,24E-02	9,41E-03	2,76E-03	1,49E-03	9,39E-04	5,15E-04	2,00E-04	7,42E-05
1,00E+00	4,86E-02	7,86E-03	2,26E-03	1,19E-03	7,18E-04	3,71E-04	1,30E-04	4,57E-05
5,00E+00	3,45E-01	4,38E-02	7,87E-03	3,06E-03	1,53E-03	6,43E-04	1,83E-04	5,75E-05
1,00E+01	2,17E-01	2,25E-02	2,60E-03	7,52E-04	3,09E-04	1,07E-04	2,50E-05	7,44E-06
5,00E+01	7,52E-03	7,52E-04	7,76E-05	1,99E-05	7,60E-06	2,28E-06	4,64E-07	1,27E-07
1,00E+02	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00



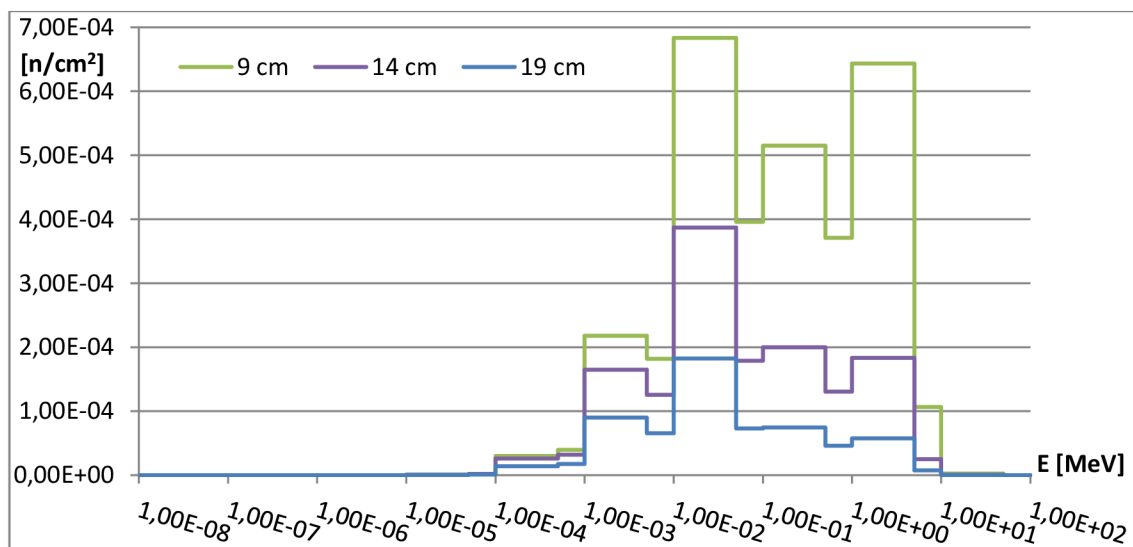
Obr. 5.5 Spektrum neutrónového toku v soli LiF



Obr. 5.6 Spektrum neutronového toku vyžarované zdrojem a zachytené detektorem 0,1 cm



Obr. 5.7 Spektrum neutronového toku zachytené detektormi 2, 4 a 6 cm



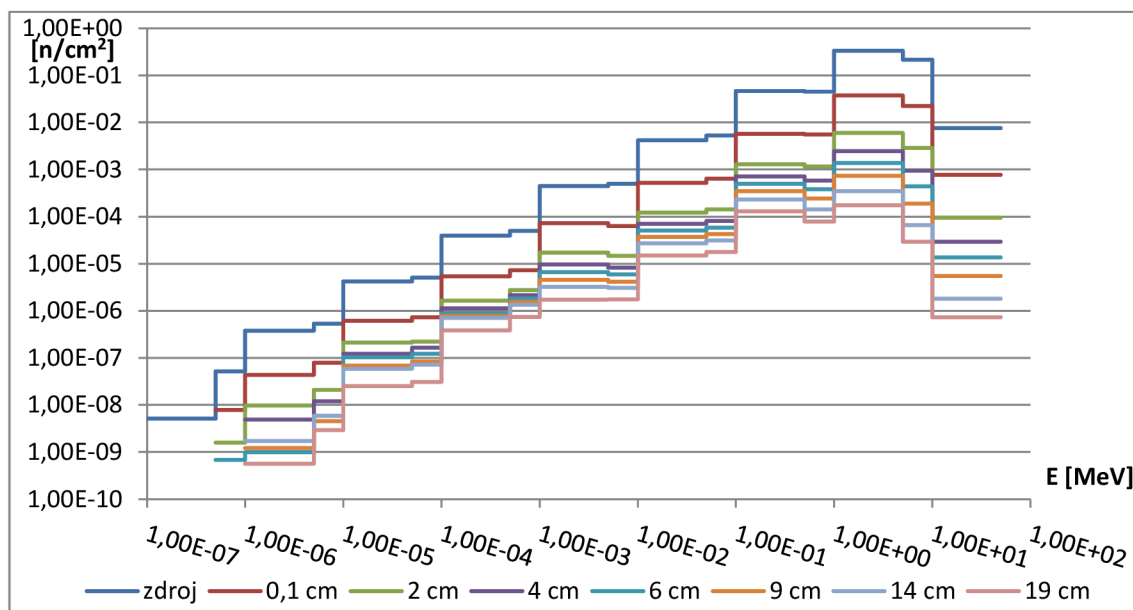
Obr. 5.8 Spektrum neutronového toku zachytené detektormi 9, 14 a 19 cm

5.6.3 NaCl

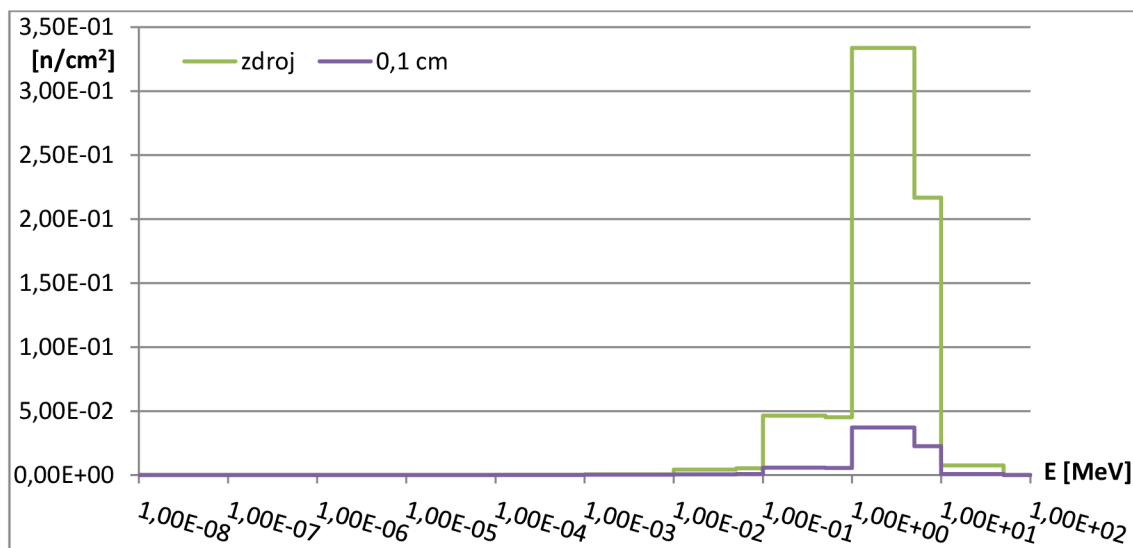
Inak nazvaná aj halit (kamenná soľ) je zlúčenina prvkov chloridu a sodíku. Jej bod tavenia je 801 °C a špecifická tepelná kapacita je 853 J/kg·K. [101] V Tab. 5.3 sa nachádzajú hodnoty spektra neutrónového toku pre jednotlivé detektory.

Tab. 5.3 Spektrum neutrónového toku zachytené jednotlivými detektormi – NaCl

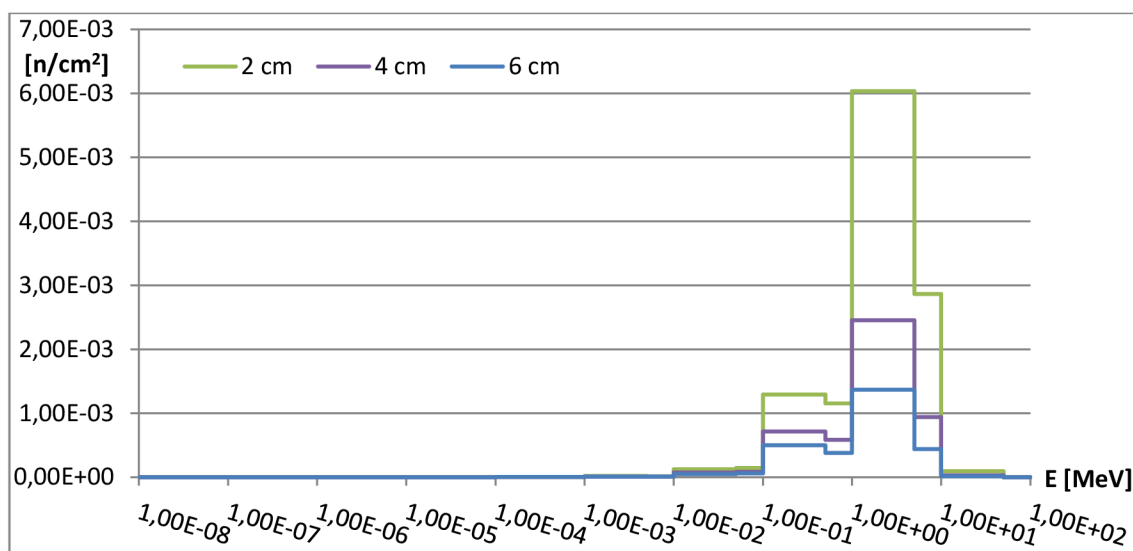
E	zdroj	0,1 cm	2 cm	4 cm	6 cm	9 cm	14 cm	19 cm
[MeV]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]
1,00E-08	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
5,00E-08	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
1,00E-07	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
5,00E-07	5,11E-09	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
1,00E-06	5,20E-08	7,83E-09	1,58E-09	0,00E+00	6,80E-10	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
5,00E-06	3,82E-07	4,37E-08	9,68E-09	4,92E-09	9,91E-10	1,22E-09	1,72E-09	5,65E-10
1,00E-05	5,37E-07	7,97E-08	2,09E-08	1,18E-08	5,93E-09	4,49E-09	5,91E-09	2,91E-09
5,00E-05	4,20E-06	6,13E-07	2,13E-07	1,23E-07	1,03E-07	6,90E-08	5,86E-08	2,54E-08
1,00E-04	5,09E-06	7,26E-07	2,23E-07	1,65E-07	1,24E-07	8,47E-08	7,20E-08	3,10E-08
5,00E-04	3,97E-05	5,38E-06	1,64E-06	1,12E-06	8,73E-07	7,80E-07	7,09E-07	3,87E-07
1,00E-03	4,99E-05	7,30E-06	2,74E-06	2,16E-06	1,85E-06	1,55E-06	1,34E-06	7,42E-07
5,00E-03	4,48E-04	7,26E-05	1,71E-05	9,65E-06	6,59E-06	4,58E-06	3,25E-06	1,72E-06
1,00E-02	5,00E-04	6,31E-05	1,48E-05	8,29E-06	5,92E-06	4,16E-06	3,06E-06	1,74E-06
5,00E-02	4,16E-03	5,22E-04	1,22E-04	7,08E-05	5,05E-05	3,70E-05	2,72E-05	1,49E-05
1,00E-01	5,27E-03	6,36E-04	1,42E-04	8,10E-05	5,83E-05	4,26E-05	3,12E-05	1,77E-05
5,00E-01	4,65E-02	5,72E-03	1,29E-03	7,15E-04	4,96E-04	3,47E-04	2,30E-04	1,30E-04
1,00E+00	4,52E-02	5,50E-03	1,15E-03	5,85E-04	3,81E-04	2,42E-04	1,41E-04	7,81E-05
5,00E+00	3,34E-01	3,72E-02	6,03E-03	2,45E-03	1,37E-03	7,34E-04	3,45E-04	1,76E-04
1,00E+01	2,17E-01	2,24E-02	2,86E-03	9,40E-04	4,41E-04	1,89E-04	6,61E-05	2,92E-05
5,00E+01	7,52E-03	7,67E-04	9,41E-05	2,95E-05	1,36E-05	5,50E-06	1,80E-06	7,27E-07
1,00E+02	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00



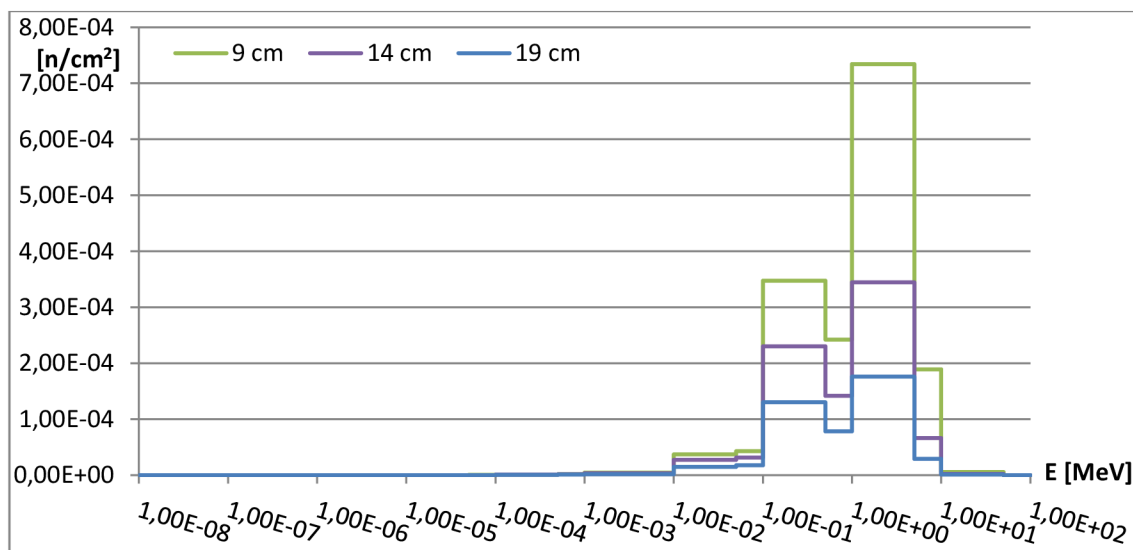
Obr. 5.9 Spektrum neutrónového toku v soli NaCl



Obr. 5.10 Spektrum neutronového toku vyžarované zdrojem a zachytené detektorem 0,1 cm



Obr. 5.11 Spektrum neutronového toku zachytené detektormi 2, 4 a 6 cm



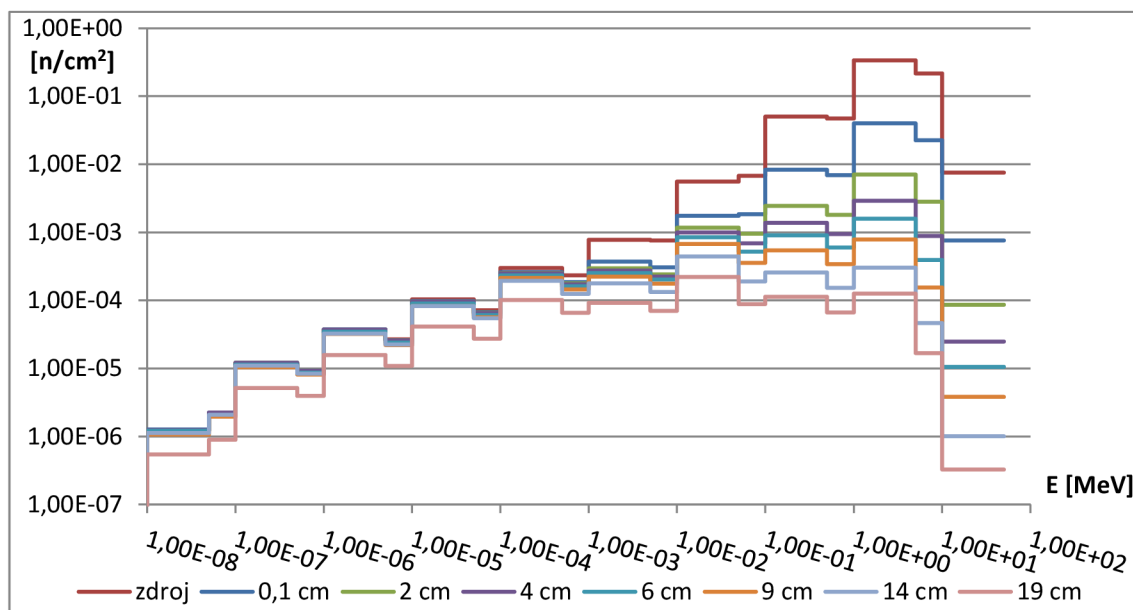
Obr. 5.12 Spektrum neutronového toku zachytené detektormi 9, 14 a 19 cm

5.6.4 NaF

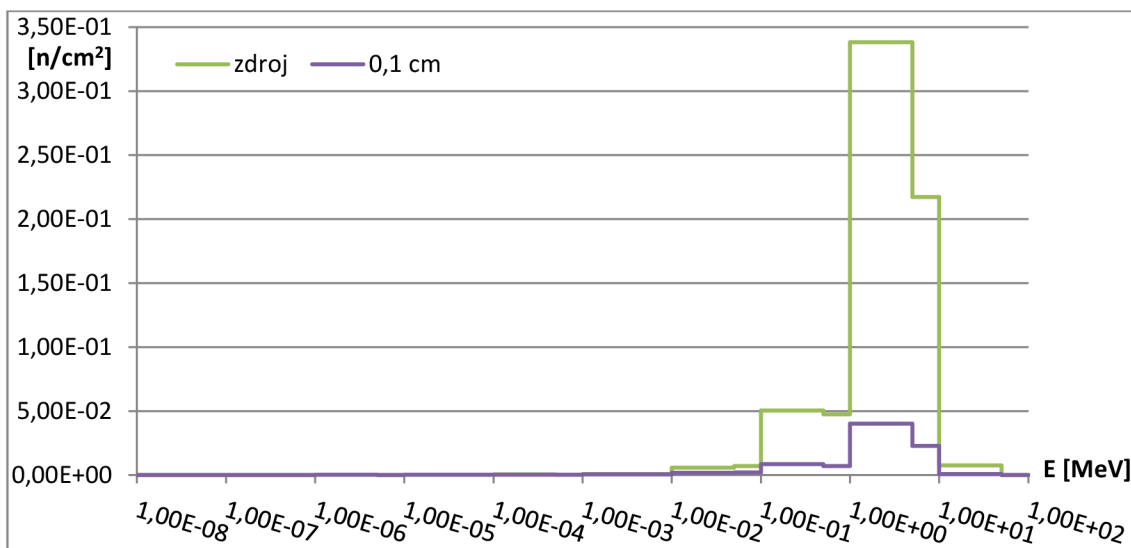
Soľ NaF je zlúčenina prvku sodíku s fluoridom. Jej špecifická tepelná kapacita je 1088 J/kg·K a bod tavenia je 980 °C. [102] V Tab. 5.4 sú zobrazené vypočítané hodnoty spektra neutrónového toku pre jednotlivé detektory v NaF.

Tab. 5.4 Spektrum neutrónového toku zachytené jednotlivými detektormi – NaF

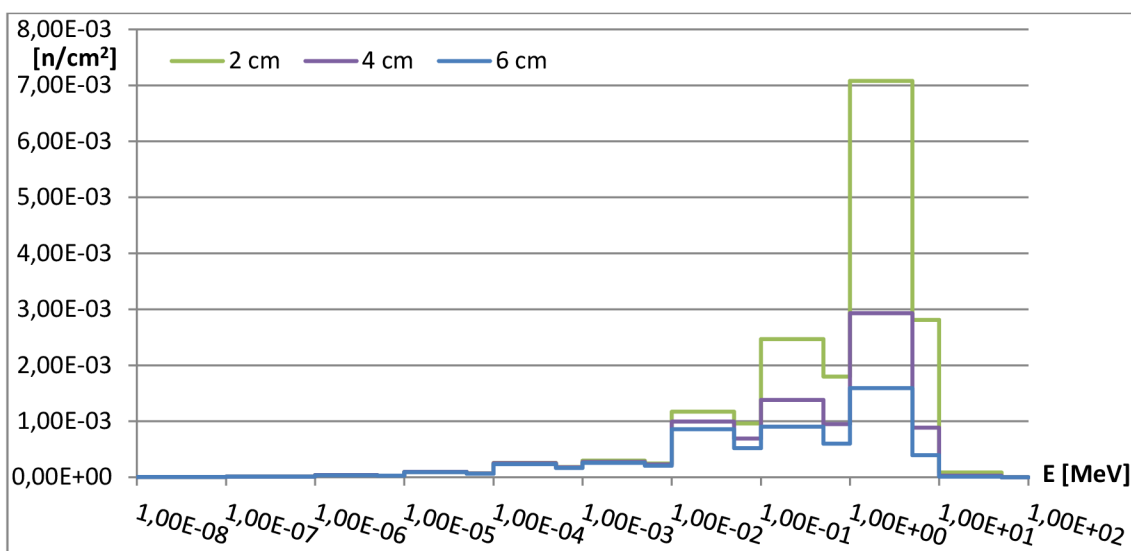
E	zdroj	0,1 cm	2 cm	4 cm	6 cm	9 cm	14 cm	19 cm
[MeV]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]
1,00E-08	6,10E-08	6,02E-08	6,67E-08	6,86E-08	7,47E-08	6,05E-08	7,20E-08	2,70E-08
5,00E-08	1,22E-06	1,26E-06	1,22E-06	1,23E-06	1,22E-06	1,06E-06	1,13E-06	5,46E-07
1,00E-07	2,16E-06	2,26E-06	2,19E-06	2,24E-06	2,06E-06	1,95E-06	2,07E-06	8,93E-07
5,00E-07	1,13E-05	1,21E-05	1,22E-05	1,22E-05	1,14E-05	1,05E-05	1,11E-05	5,17E-06
1,00E-06	9,00E-06	9,25E-06	9,28E-06	9,25E-06	8,69E-06	8,10E-06	8,40E-06	3,92E-06
5,00E-06	3,74E-05	3,74E-05	3,67E-05	3,70E-05	3,48E-05	3,21E-05	3,26E-05	1,58E-05
1,00E-05	2,68E-05	2,61E-05	2,56E-05	2,56E-05	2,42E-05	2,22E-05	2,24E-05	1,09E-05
5,00E-05	1,04E-04	9,85E-05	9,66E-05	9,63E-05	9,02E-05	8,30E-05	8,23E-05	4,12E-05
1,00E-04	7,18E-05	6,70E-05	6,57E-05	6,54E-05	6,08E-05	5,64E-05	5,45E-05	2,73E-05
5,00E-04	2,99E-04	2,60E-04	2,53E-04	2,49E-04	2,34E-04	2,13E-04	1,95E-04	1,01E-04
1,00E-03	2,33E-04	1,87E-04	1,78E-04	1,74E-04	1,61E-04	1,45E-04	1,25E-04	6,58E-05
5,00E-03	7,76E-04	3,72E-04	2,95E-04	2,75E-04	2,53E-04	2,23E-04	1,78E-04	9,26E-05
1,00E-02	7,62E-04	3,07E-04	2,42E-04	2,24E-04	2,03E-04	1,76E-04	1,33E-04	7,01E-05
5,00E-02	5,58E-03	1,76E-03	1,17E-03	9,95E-04	8,53E-04	6,76E-04	4,43E-04	2,21E-04
1,00E-01	6,79E-03	1,85E-03	9,57E-04	6,90E-04	5,20E-04	3,55E-04	1,90E-04	8,80E-05
5,00E-01	5,05E-02	8,37E-03	2,46E-03	1,38E-03	9,03E-04	5,44E-04	2,57E-04	1,13E-04
1,00E+00	4,73E-02	6,97E-03	1,80E-03	9,48E-04	5,97E-04	3,43E-04	1,54E-04	6,68E-05
5,00E+00	3,38E-01	4,02E-02	7,08E-03	2,93E-03	1,59E-03	7,87E-04	3,02E-04	1,26E-04
1,00E+01	2,17E-01	2,26E-02	2,81E-03	8,83E-04	3,93E-04	1,55E-04	4,66E-05	1,69E-05
5,00E+01	7,52E-03	7,60E-04	8,64E-05	2,49E-05	1,05E-05	3,81E-06	1,01E-06	3,27E-07
1,00E+02	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00



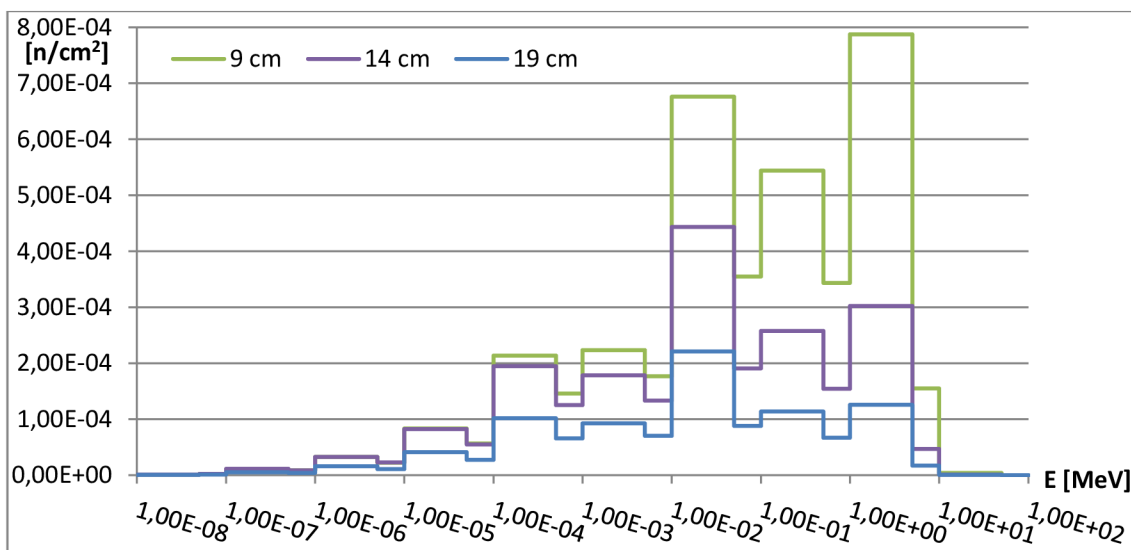
Obr. 5.13 Spektrum neutrónového toku v soli NaF



Obr. 5.14 Spektrum neutronového toku vyžarované zdrojem a zachytené detektorem 0,1 cm



Obr. 5.15 Spektrum neutronového toku zachytené detektormi 2, 4 a 6 cm



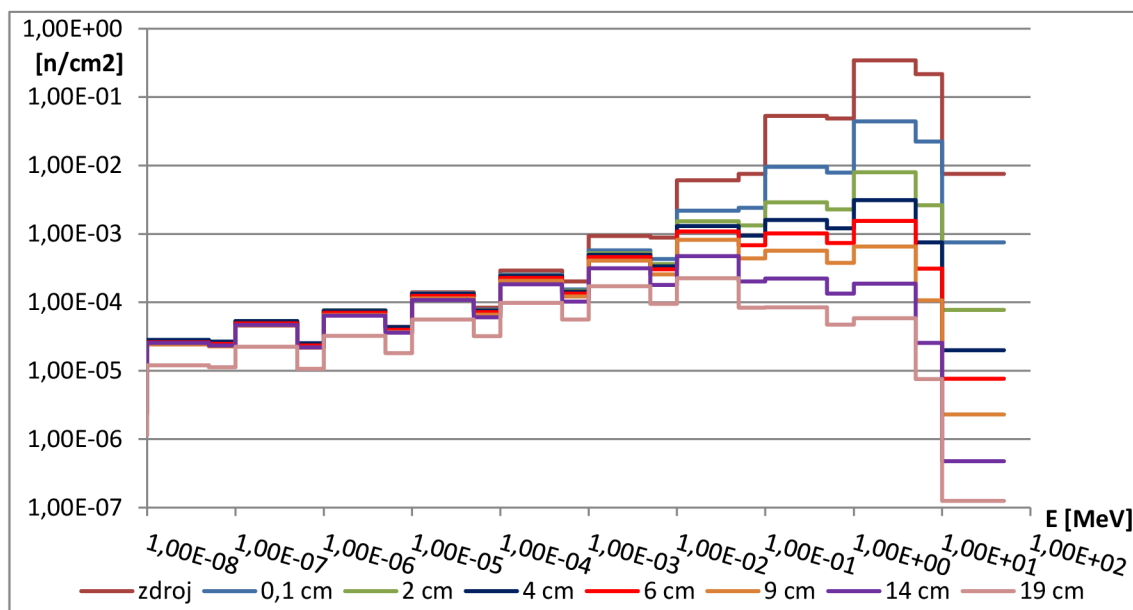
Obr. 5.16 Spektrum neutronového toku zachytené detektormi 9, 14 a 19 cm

5.6.5 LiF s obohateným lítiom

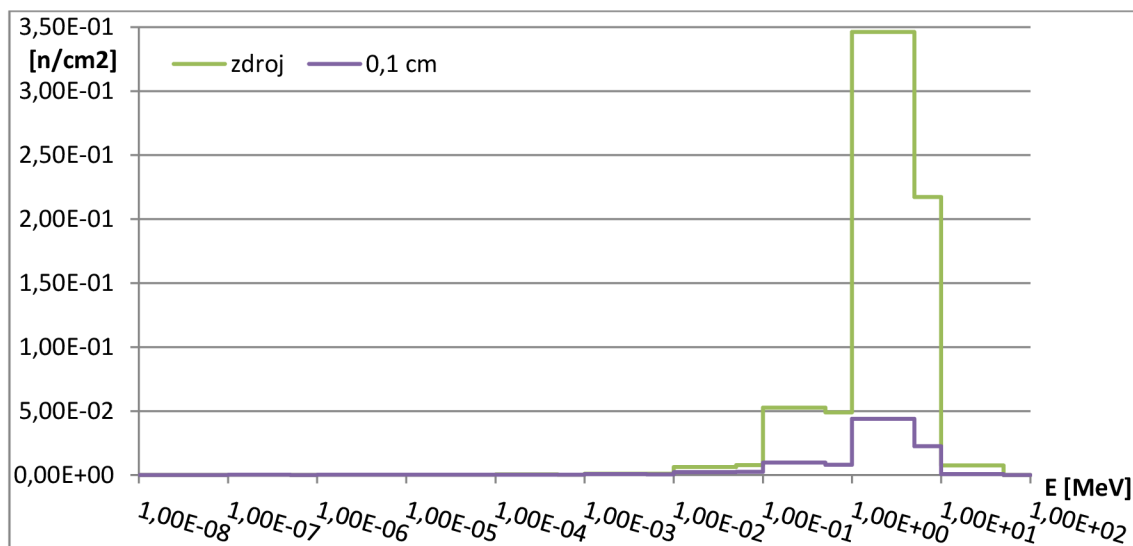
Soľ LiF sa skladá z obohateného lítia a fluoridu. Obohatené lítium znamená, že je 100 % zastúpené izotopom ^7Li . V Tab 5.5 sa nachádzajú vypočítané údaje spektra neutrónového toku pre jednotlivé detektory.

Tab. 5.5 Spektrum neutrónového toku zachytené jednotlivými detektormi – LiF s obohateným lítiom

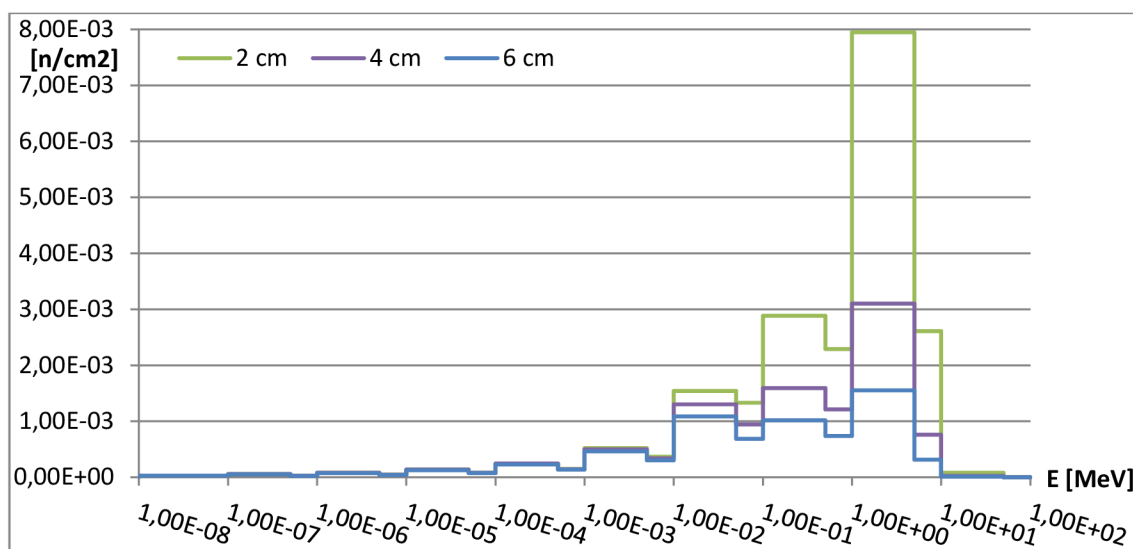
E	zdroj	0,1 cm	2 cm	4 cm	6 cm	9 cm	14 cm	19 cm
[MeV]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]	[n/cm ²]
1,00E-08	2,36E-06	2,55E-06	2,72E-06	2,69E-06	2,41E-06	2,26E-06	2,49E-06	1,13E-06
5,00E-08	2,67E-05	2,81E-05	2,77E-05	2,83E-05	2,61E-05	2,44E-05	2,55E-05	1,21E-05
1,00E-07	2,59E-05	2,65E-05	2,63E-05	2,66E-05	2,47E-05	2,27E-05	2,36E-05	1,13E-05
5,00E-07	4,97E-05	5,25E-05	5,33E-05	5,32E-05	4,94E-05	4,58E-05	4,69E-05	2,24E-05
1,00E-06	2,39E-05	2,51E-05	2,50E-05	2,53E-05	2,36E-05	2,17E-05	2,21E-05	1,07E-05
5,00E-06	7,61E-05	7,66E-05	7,60E-05	7,55E-05	7,02E-05	6,52E-05	6,41E-05	3,23E-05
1,00E-05	4,38E-05	4,35E-05	4,31E-05	4,33E-05	3,99E-05	3,71E-05	3,61E-05	1,81E-05
5,00E-05	1,41E-04	1,35E-04	1,33E-04	1,32E-04	1,25E-04	1,14E-04	1,09E-04	5,64E-05
1,00E-04	8,38E-05	7,85E-05	7,66E-05	7,60E-05	7,18E-05	6,59E-05	6,06E-05	3,19E-05
5,00E-04	2,92E-04	2,54E-04	2,45E-04	2,42E-04	2,27E-04	2,07E-04	1,85E-04	9,87E-05
1,00E-03	2,02E-04	1,55E-04	1,48E-04	1,44E-04	1,35E-04	1,22E-04	1,02E-04	5,62E-05
5,00E-03	9,37E-04	5,74E-04	5,20E-04	4,97E-04	4,59E-04	4,06E-04	3,16E-04	1,72E-04
1,00E-02	8,87E-04	4,28E-04	3,63E-04	3,36E-04	3,03E-04	2,56E-04	1,79E-04	9,47E-05
5,00E-02	6,08E-03	2,18E-03	1,54E-03	1,30E-03	1,08E-03	8,19E-04	4,75E-04	2,26E-04
1,00E-01	7,56E-03	2,41E-03	1,33E-03	9,40E-04	6,85E-04	4,39E-04	2,03E-04	8,40E-05
5,00E-01	5,28E-02	9,54E-03	2,89E-03	1,60E-03	1,02E-03	5,67E-04	2,24E-04	8,43E-05
1,00E+00	4,88E-02	7,89E-03	2,29E-03	1,21E-03	7,33E-04	3,80E-04	1,34E-04	4,73E-05
5,00E+00	3,46E-01	4,40E-02	7,95E-03	3,10E-03	1,55E-03	6,57E-04	1,88E-04	5,89E-05
1,00E+01	2,17E-01	2,25E-02	2,61E-03	7,56E-04	3,12E-04	1,08E-04	2,55E-05	7,57E-06
5,00E+01	7,52E-03	7,53E-04	7,77E-05	1,99E-05	7,63E-06	2,29E-06	4,78E-07	1,26E-07
1,00E+02	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00



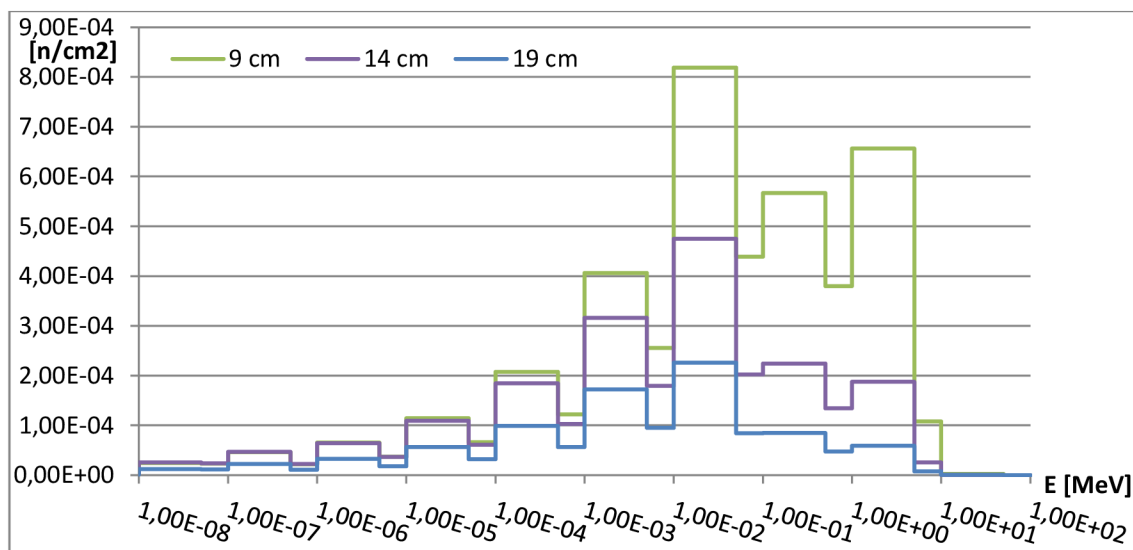
Obr. 5.17 Spektrum neutrónového toku v soli LiF s obohateným lítiom



Obr. 5.18 Spektrum neutronového toku vyžarované zdrojem a zachytené detektorem 0,1 cm



Obr. 5.19 Spektrum neutronového toku zachytené detektormi 2, 4 a 6 cm



Obr. 5.20 Spektrum neutronového toku zachytené detektormi 9, 14 a 19 cm

5.7 Zhodnotenie výsledkov

Na Obr. 5.2, 5.6, 5.10, 5.14 a 5.18 je zobrazené spektrum neutrónového toku v bunke zdroja a detektoru vzdialeného 0,1 cm. Toto zobrazené spektrum sa líši minimálne pre jednotlivé použité soli. Významné hodnoty neutrónového toku začínajú od energie 10 keV až po 20 MeV. Kedy najvyššie hodnoty hustoty neutrónového toku sú v intervale od 1 až 5 MeV, pričom tieto hodnoty dosahujú približne $3,45E-1 \text{ n/cm}^2$ v bunke zdroja a pri 0,1 cm vzdialenom detektore sa v tomto intervale hustota neutrónového toku znížila na približne $4,2E-2 \text{ n/cm}^2$.

Pri soli Li_2BeF_4 je na Obr. 5.3 zobrazené spektrum, kedy sa už neutróny moderujú pružnými nárazmi a začínajú rásť hodnoty neutrónového toku v intervale 10 keV až 500 keV. Na grafe je tiež vidieť vysokú absorpciu zmoderovaných neutrónov energií nižších ako 1 keV. Obr. 5.4 zobrazuje spektrum zachytené detektormi vo vzdialenosti 9, 14 a 19 cm, kde pri detektoroch 14 a 19 cm zložka neutrónového toku v intervale 1 až 5 MeV sa znížila na hodnoty takmer rovnakých ako pri nižších intervaloch od 10 keV až po 1 MeV.

Na Obr. 5.7 je zobrazené spektrum hustoty neutrónového toku soli LiF pre detektory vzdialené od zdroja 2, 4 a 6 cm. Na spomínanom grafe je vidieť moderáciu prírodného lítia, resp. zložkou ${}^7\text{Li}$. Táto moderácia neutrónov je znázornená preklápaním hodnôt neutrónového toku z vyšších energetických intervalov (1-5 MeV) na nižšie energie (1-500 keV). Avšak na tomto grafe aj ďalšom (Obr. 5.8) je vidieť vysokú absorpciu neutrónov zložkou prírodného lítia ${}^6\text{Li}$, kedy sú absorbované neutróny s energiami nižšími ako 100 eV. Tiež môžeme pozorovať na Obr. 5.8 pri detektoroch 14 a 19 cm vzdialených od zdroja, že sú výrazne najvyššie hodnoty hustoty neutrónového toku v intervale 10 až 50 keV.

Spektrum neutrónového toku soli NaCl je vykreslené na Obr. 5.11 pre detektory 2, 4 a 6 cm vzdialených od zdroja a na Obr. 5.12 pre detektory 9, 14 a 19 cm vzdialených od zdroja. Z týchto dvoch grafov je zjavné, že soľ NaCl má nízke moderačné vlastnosti a vysokú absorpciu neutrónov. Neutróny s energetickou hodnotou nižšou ako 10 keV sú absorbované.

Obr. 5.15 predstavuje spektrum neutrónového toku soli NaF, kde je zjavné, že soľ NaF má lepšie moderačné vlastnosti ako doposiaľ spomenuté soli. Už pri 2 cm vzdialenom detektore od zdroja je absorpcia neutrónov malá a soľ pohlcuje neutróny približne od energie nižšej ako 0,1 eV. Na Obr. 5.16 je už viditeľné spektrum, ktoré zobrazuje hodnoty neutrónového toku od energie 0,1 eV až po 10 MeV.

Soľ LiF s obohateným lítiom bola vybraná z dôvodu porovnania hodnôt spektra neutrónového toku s prírodným lítiom a obohateným. Už na prvý pohľad na Obr. 5.19 je zjavné, že absorpcia neutrónov je minimálna. Hodnoty spektra sa už pri detektore vzdialenom 2 cm nachádzajú od energie 1 eV až po 10 MeV, čo je oproti ostatným soliam veľká výhoda. Pretože už pri malých neutrónom prejdejších vzdialenostiach sa neutrón spomalil na energetické hodnoty zhruba o dva rády nižšie ako energetické hodnoty vyžarované zdrojom. Preto má izotop ${}^7\text{Li}$ veľmi dobré moderačné vlastnosti, čo pozorujeme tiež na Obr. 5.20, kde spektrum hustoty neutrónového toku je v celej energetickej škále meranej detektormi, tzv. od 0,01 eV až po 10 MeV.

ZÁVER

Práca sa pokúša zhodnotiť históriu jadrových reaktorov od prvej reťazovej štípanej reakcie cez jednotlivé generácie jadrových reaktorov až po reaktory, ktoré boli postavené v nedávnej minulosti. Vývoj novej generácie jadrových reaktorov podporuje viacero medzinárodných projektov. Najväčšie z nich boli popísané v druhej kapitole práce a to IFNEC, INPRO, NEA a EURATOM. V ďalšej kapitole som charakterizoval hlavný projekt GIF, ktorý stojí za vybranými reaktorovými systémami pre IV. generáciu. Vybraná koncepcia reaktorových systémov pozostáva z troch rýchlych reaktorov SFR, GFR, LFR a reaktorov s tepelným spektrom neutrónov VHTR, SCWR a MSR. V závere rešeršnej časti bakalárskej práce som sa zamerlal na reaktory s tekutými soľami MSR.

História týchto reaktorov siaha až do 60. rokov minulého storočia. Reaktory s tekutými soľami majú veľký potenciál nielen ako ďalšia generácia jadrových reaktorov, ale aj ako splnený sen o transmütácii použitého paliva, čím by sa uzavrel palivový cyklus a tým predĺžili zásoby jadrových palív pre ostatné komerčné reaktory. Tekuté soli majú značné výhody voči ostatným chladiacim médiám vybraným pre reaktory IV. generácie ako napríklad vysokú hodnotu tepelnej kapacity. Musím spomenúť aj hlavnú nevýhodu solí, čo je agresivita voči materiálom používaných pri konvenčných jadrových reaktoroch. V súčasnej dobe prebieha viacero projektov pre vývoj reaktorov s tekutými soľami, ktoré sa nekonajú len na úrovni výskumu riadeného jednotlivými štátmi ale aj na úrovni komerčného vývoja viacerými firmami vo svete.

V praktickej časti bakalárskej práce som sa zaoberal výpočtom hustoty neutrónového toku vo vybraných soliach NaF, Li_2BeF_4 , LiF, NaCl a LiF s obohateným lítiom. Vo výsledkoch jednoznačne vynikala v moderačných schopnostiach a nízkej absorpcii zmoderovaných neutrónov soľ LiF s obohateným lítiom. Druhá v poradí bola soľ NaF, ktorá mala vyššiu absorpciu spomalených neutrónov ako LiF s obohateným lítiom. Soli Li_2BeF_4 a LiF ovplyvňovali nízkymi moderačnými schopnosťami a veľkou absorpciou neutrónov. Minimálne moderačné vlastnosti a vysokú absorpciu neutrónov mala soľ NaCl. Jednotlivé výsledky boli simulované v programe MCNP 5, ktorého koncepcia bola vysvetlená na začiatku experimentálnej časti. Simulovaná kocka soli NaCl by v blízkej budúcnosti mala byť reálne postavená a experimentálne overené simulované spektrum neutrónového toku.

Získané výsledky z jednotlivých výpočtov ukazujú na zaujímavé rozdiely medzi fluoridovými a chloridovými soľami v komplexe neutrónového spektra. Preto tieto výsledky by bolo vhodné v blízkej budúcnosti overiť na postavenom experimentálnom zariadení v laboratóriách a tým určiť smerovanie ďalšieho výskumu jadrových dát ohľadom reaktorového systému MSR. Tiež by som sa chcel v budúcnosti zamerať na experimentálne štúdium ohľadom fluidových solí a spresenie simulovaného modelu so soľami.

V súčasnosti je potreba podporovať rozvoj nových technológií nie len v jadrovej energetike využívajúcej štípenie jadier atómov ale aj rozvoj technológií využívajúcich fúziu. S čím súvisí vytváranie vodíkového hospodárstva v jadrových reaktoroch IV. generácie. Do budúcnosti je jadrová energetika najperspektívnejšie odvetvie výroby elektrickej energie vďaka svojim prednostiam ohľadom výroby CO_2 , výkonom na pomer zastavanej plochy a s uzavretím palivového cyklu aj šetrenia životného prostredia.

POUŽITÁ LITERATÚRA

- [1] World Energy Scenarios: Composing energy futures to 2050 [online]. 1. London: WEC, 2013 [cit. 2017-05-29]. ISBN 978 0 946121 33 5. Dostupné z: <https://goo.gl/epUZFR>
- [2] How the first chain reaction changed science. THE UNIVERSITY OF CHICAGO [online]. Chicago: Steve Koppes, 2017 [cit. 2017-03-05]. Dostupné z: <https://goo.gl/a00n9Z>
- [3] Reactors Designed by Argonne National Laboratory: *Early Exploration*. Nuclear Engineering Division Argonne National Laboratory [online]. Argonne: Argonne National Laboratory, 2016 [cit. 2017-03-05]. Dostupné z: <https://goo.gl/2n6fsN>
- [4] The Manhattan Project (*and Before*). The Nuclear Weapon Archive [online]. The Nuclear Weapon Archive, 1999 [cit. 2017-03-05]. Dostupné z: <https://goo.gl/LYsYfV>
- [5] Trinity Test -1945. Atomic *Heritage Foundation* [online]. Washington: AHF, 2014 [cit. 2017-05-16]. Dostupné z: <https://goo.gl/IoeoOQ>
- [6] The First Atomic Weapons. The Nuclear *Weapon Archive* [online]. The Nuclear Weapon Archive, 1999 [cit. 2017-03-05]. Dostupné z: <https://goo.gl/goZNPX>
- [7] Table of Radioactive Isotopes: Pu-239. *The Lund/LBNL Nuclear Data Search* [online]. Sweden, 1999 [cit. 2017-03-05]. Dostupné z: <https://goo.gl/xeJIN9>
- [8] Why Uranium and Plutonium?. *Atomic Archive* [online]. Atomic Archive, 2015 [cit. 2017-03-05]. Dostupné z: <https://goo.gl/xz6JMw>
- [9] Nuclear Power in Russia. *World Nuclear Association* [online]. London: World Nuclear Association, 2017 [cit. 2017-03-05]. Dostupné z: <https://goo.gl/YzxVFB>
- [10] *Nuclear Development in the United Kingdom*. World Nuclear Association [online]. London: World Nuclear Association, 2016 [cit. 2017-03-05]. Dostupné z: <https://goo.gl/IY7M7d>
- [11] PRIS [online]. Vienna: IAEA, 2017 [cit. 2017-05-16]. Dostupné z: <https://www.iaea.org/pris/>
- [12] Three Mile Island Accident. *World Nuclear Association* [online]. London: WNA, 2001 [cit. 2017-03-05]. Dostupné z: <https://goo.gl/dfkBqd>
- [13] Chernobyl Accident 1986. World Nuclear Association [online]. London: WNA, 2016 [cit. 2016-11-29]. Dostupné z: <https://goo.gl/QFSg6d>
- [14] INES: The *International Nuclear and Radiological Event Scale*. IAEA [online]. Vienna: IAEA, 1998 [cit. 2017-05-16]. Dostupné z: <https://goo.gl/u7R4r5>
- [15] Fukushima Accident. World Nuclear Association [online]. London: WNA, 2017 [cit. 2017-03-05]. Dostupné z: <https://goo.gl/IX7ddg>

- [16] Wylfa. Magnox [online]. UK: Wylfa Site, 2017 [cit. 2017-03-06]. Dostupné z: <https://goo.gl/UcNZPh>
- [17] Generace jaderných reaktorů – jaké generace máme, čím se navzájem liší. *ATOMinfo.cz* [online]. Praha: Jakub Ivánek, 2016 [cit. 2017-01-15]. Dostupné z: <https://goo.gl/hpkv70>
- [18] CLAYTON, J. THE SHIPPINGPORT PRESSURIZED WATER REACTOR AND LIGHT WATER BREEDER REACTOR [online]. 1. PITTSBURGH: WESTINGHOUSE ELECTRIC CORPORATION, 1993 [cit. 2017-03-06]. ISBN WAPD-T-3007. Dostupné z: <http://large.stanford.edu/courses/2009/ph204/coleman1/docs/10191380.pdf>
- [19] JENSEN, S. a E. NONBØL. Description of the Magnox Type of Gas Cooled Reactor [online]. 1. Risø National Laboratory Roskilde: nks, 1998 [cit. 2017-03-06]. ISBN 87-7893-050-2. Dostupné z: http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/30/052/30052480.pdf
- [20] Reactors Designed by Argonne National Laboratory: Light Water Reactor Technology Development. Argonne National Laboratory: Nuclear Engineering Division [online]. Argonne: Argonne National Laboratory, 2016 [cit. 2017-03-06]. Dostupné z: <https://goo.gl/TpObXc>
- [21] HYLKO, J. a R. PELTIER. *The Evolution of the ESBWR*. POWER [online]. 2010 [cit. 2017-03-06]. Dostupné z: <http://www.powermag.com/the-evolution-of-the-esbwr/?printmode=1>
- [22] NPD: Canada's First Nuclear Power Station. Canadian Nuclear Society [online]. *Deep River*: Dr. Lorne McConnell, 2002 [cit. 2017-03-06]. Dostupné z: <https://goo.gl/dmHk01>
- [23] PUCHNAR, J. Svět jaderných reaktorů: Vývoj tlakovodních reaktorů východní koncepce. *OENERGETICE.cz* [online]. 2015 [cit. 2017-03-06]. Dostupné z: <http://oenergetice.cz/technologie/elektroenergetika/svet-jadernych-reaktoru-vyvoj-tlakovodnich-reaktoru-vychodni-koncepce-vver/>
- [24] The A1 Nuclear Power Plant in Jaslovske Bohunice, Slovakia. PH240 [online]. Stanford University: Ondrej Urban, 2015 [cit. 2017-03-06]. Dostupné z: <https://goo.gl/3vzJBZ>
- [25] АМБ-100. Российское атомное сообщество [online]. *RF: Российское атомное сообщество*, 2008 [cit. 2017-03-06]. Dostupné z: <https://goo.gl/5baUbV>
- [26] World Nuclear Power Plants in Operation. Nuclear Energy Institute [online]. Wahington: NEI, 2016 [cit. 2017-03-06]. Dostupné z: <https://goo.gl/1u4JYC>
- [27] VVER reactor fuel. TVEL Fuel Company [online]. RF: TVEL, 2011 [cit. 2017-03-06]. Dostupné z: <https://goo.gl/KSe9Ht>
- [28] PUCHNAR, J. Svět jaderných reaktorů: Rozdíly mezi PWR a VVER. *OENERGETICE.cz* [online]. 2015 [cit. 2017-03-06]. Dostupné z: <https://goo.gl/qWRD32>
- [29] Boiling Water Reactor (BWR) Systems [online]. 1. Washington: USNRC Technical

- Training Center, 2014 [cit. 2017-03-06]. Dostupné z: <https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/students/for-educators/03.pdf>
- [30] CANDU Reactors. CANDU Owners Group Inc. [online]. Toronto: CANDU Owners Group Inc., 2002 [cit. 2017-03-26]. Dostupné z: <https://goo.gl/x9EA19>
- [31] CANDU and Heavy Water *Moderated Reactors*. The Virtual Nuclear Tourist [online]. Joseph Gonyeau, 1996 [cit. 2017-03-26]. Dostupné z: <https://goo.gl/zYb2Gz>
- [32] Nuclear Fuel Fabrication. *World Nuclear Association [online]*. London: WNA, 2017 [cit. 2017-05-16]. Dostupné z: <https://goo.gl/Wk7qcO>
- [33] NONBøL, E. *Description of the Advanced Gas Cooled Type of Reactor (AGR)* [online]. 1. Denmark: Risø National Laboratory Roskilde, 1996 [cit. 2017-03-06]. ISBN 87-550-2264-2. Dostupné z: <https://goo.gl/Mou7Sp>
- [34] RBMK Reactors. *World Nuclear Association [online]*. London: WNA, 2016 [cit. 2017-03-26]. Dostupné z: <https://goo.gl/g0Fefw>
- [35] *Advanced Nuclear Power Reactors*. World Nuclear Association [online]. London: WNA, 2016 [cit. 2017-03-26]. Dostupné z: <https://goo.gl/zkVjw2>
- [36] *Advanced Boiling Water Reactor* [online]. 1. Japan: HITACHI, 2016 [cit. 2017-03-26]. ISBN 83Z-Z1-0022 R3. Dostupné z: <http://www.hitachi-hgne.co.jp/en/download/abwr.pdf>
- [37] Enhanced CANDU 6 [online]. 1. CANADA: NUCLEAR OFFICE, 2015 [cit. 2017-03-26]. ISBN 204_2015-08. Dostupné z: <https://goo.gl/mlQbzV>
- [38] Mixed Oxide (MOX) Fuel. World Nuclear Association [online]. London: WNA, 2017 [cit. 2017-05-16]. Dostupné z: <https://goo.gl/LDoZBK>
- [39] *Status report 83 - Advanced Power Reactor 1400 MWe (APR1400)*. In: ARIS [online]. London: IAEA, 2011 [cit. 2017-05-16]. Dostupné z: <https://goo.gl/jjXKbI>
- [40] *Public Report on the Generic Design Assessment of New Nuclear Reactor Designs* [online]. 1. Bootle: HSE, 2008 [cit. 2017-03-26]. ISBN HSE-GDA/002 2008/41276 0. Dostupné z: <http://www.onr.org.uk/new-reactors/reports/epreport.pdf>
- [41] *AP1000 Pre-Construction Safety Report* [online]. Revision 2. USA: Westinghouse, 2009 [cit. 2017-03-26]. ISBN UKP-GW-GL-732. Dostupné z: <https://goo.gl/U52nU4>
- [42] Advanced Candu Reactor 1000 [online]. 1. AECL, 2011 [cit. 2017-03-26]. Dostupné z: <https://aris.iaea.org/PDF/ACR-1000.pdf>
- [43] *Status report 107 - VVER-1200 (V-392M) (VVER-1200 (V-392M))*. In: ARIS [online]. London: IAEA, 2011 [cit. 2017-05-16]. Dostupné z: <https://goo.gl/9qc3Cd>
- [44] The Generation IV International Forum [online]. Paris: GIF, 2017 [cit. 2017-05-16]. Dostupné z: <https://goo.gl/JgxEyK>
- [45] Operational Reactors by Age. IAEA PRIS [online]. Vienna: IAEA, 2017 [cit. 2017-03-26]. Dostupné z: <https://goo.gl/PazIV7>

- [46] International Framework for Nuclear Energy Cooperation. World Nuclear Association [online]. London: WNA, 2016 [cit. 2017-01-15]. Dostupné z: <https://goo.gl/8duW7N>
- [47] The Indy *Explains*: The fight over Yucca Mountain. The Nevada Independent [online]. USA: Michelle Rindels, Megan Messerly, Riley Snyder and Jackie Valley, 2017, , 7 [cit. 2017-04-09]. ISSN 27-3192716. Dostupné z: <https://goo.gl/KUQzOf>
- [48] PRISM. GE Hitachi [online]. Wilmington: GEH, 2017 [cit. 2017-05-17]. Dostupné z: <https://goo.gl/XLALQZ>
- [49] *Practical Considerations to Begin Resolving the Final Spent Fuel Disposal Pathway* for Countries with Small Nuclear Programs. In: IFNEC [online]. Paris: RNFSWG, 2016 [cit. 2017-05-17]. Dostupné z: <https://goo.gl/WrEJww>
- [50] *Membership. IFNEC* [online]. Paris: IFNEC, 2017 [cit. 2017-05-17]. Dostupné z: <https://goo.gl/j7YGG7>
- [51] STRENGTHENING THE AGENCY'S ACTIVITIES RELATED TO NUCLEAR SCIENCE, TECHNOLOGY AND APPLICATIONS [online]. 1. Vienna: IAEA, 2000 [cit. 2017-04-09]. ISBN (GC(44)/21). Dostupné z: <https://goo.gl/FLHUHh>
- [52] INPRO Methodology for Sustainability Assessment of Nuclear Energy Systems: Infrastructure [online]. 1. Vienna: IAEA, 2014 [cit. 2017-04-09]. ISBN 978-92-0-106214-7. Dostupné z: <https://goo.gl/BjWO4p>
- [53] International Cooperation. *Division of Nuclear Power* [online]. Vienna: INPRO, 2000 [cit. 2017-04-09]. Dostupné z: <https://goo.gl/b3hm4K>
- [54] Atoms for Peace Speech. International Atomic Energy Agency [online]. USA: IAEA, 1998 [cit. 2017-04-09]. Dostupné z: <https://goo.gl/PQVg3K>
- [55] History. International Atomic Energy Agency [online]. Vienna: IAEA, 1998 [cit. 2017-04-09]. Dostupné z: <https://goo.gl/Pm6zka>
- [56] *Medium Term Strategy 2018–2023. International Atomic Energy Agency* [online]. Vienna: IAEA, 1998 [cit. 2017-04-09]. Dostupné z: <https://goo.gl/2DZqeT>
- [57] List of Member States. IAEA [online]. Vienna: IAEA, 1998 [cit. 2017-05-17]. Dostupné z: <https://goo.gl/WKleqj>
- [58] The Strategic Plan of the Nuclear Energy Agency 2017-2022 [online]. 1. Paris: NEA, 2016 [cit. 2017-04-21]. Dostupné z: <https://goo.gl/xaqHa9>
- [59] The Nuclear Energy Agency. OECD NEA [online]. Paris: OECD NEA, 2017 [cit. 2017-04-21]. Dostupné z: <https://goo.gl/x29AJl>
- [60] History of the OECD Nuclear Energy Agency. OECD NEA [online]. Paris: NEA, 2017 [cit. 2017-04-21]. Dostupné z: <https://goo.gl/ldXa1V>
- [61] History. OECD [online]. Paris: OECD, 2016 [cit. 2017-04-21]. Dostupné z: <https://goo.gl/uWo9tM>

- [62] PLECHANOVÁ, B. Historie EU 1950-1957. Euroskop.cz [online]. 2005, , 4 [cit. 2017-05-17]. Dostupné z: <https://goo.gl/nZkPeh>
- [63] *Nuclear Power in the European Union*. World Nuclear Association [online]. London: WNA, 2017 [cit. 2017-05-17]. Dostupné z: <https://goo.gl/zbQUQo>
- [64] *Jadrový objasňujúci program*. In: . Brusel: EC, 2016, COM(2016) 177 final, SWD(2016) 102 final. Dostupné také z: <https://goo.gl/GRYvqC>
- [65] Stanovisko Európskeho hospodárskeho a sociálneho výboru k Oznámeniu Komisie – Jadrový objasňujúci program – predloženému podľa článku 40 Zmluvy o Euratome na vyjadrenie stanoviska Európskemu hospodárskemu a sociálnemu výboru. In: . Brusel: CURTIS, 2016, ročník 177, 2016/C 487/17. Dostupné také z: <https://goo.gl/YCiEzI>
- [66] Jadrový objasňujúci program. In: . Brusel: EC, 2017, COM(2017) 237 final, SWD(2017) 158 final. Dostupné také z: <https://goo.gl/Sv2IUO>
- [67] GIF Membership. GEN IV International Forum [online]. Paris: GIF, 2017 [cit. 2017-05-17]. Dostupné z: <https://goo.gl/ZWzTBA>
- [68] Generation IV Nuclear Reactors. World Nuclear Association [online]. London: WNA, 2016 [cit. 2017-01-13]. Dostupné z: <https://goo.gl/j6xibH>
- [69] Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear *Energy Systems*. The Generation IV International Forum [online]. France: GIF, 2014 [cit. 2017-01-15]. Dostupné z: <https://goo.gl/eAXTSy>
- [70] Special Report: 2017 Nuclear and Uranium Stocks: Six High-Powered Investments. Outsider Club [online]. Baltimore: Outsider Club, 2017 [cit. 2017-05-17]. Dostupné z: <https://goo.gl/KpLPtM>
- [71] European Gas Cooled Fast *Reactor(GOFASTR)*. 2020 Horizon [online]. EU: EC, 2009 [cit. 2017-05-17]. Dostupné z: <https://goo.gl/a7yOGP>
- [72] ALLEGRO Project. In: VÚJE [online]. Trnava: VÚJE, 2012 [cit. 2017-05-17]. Dostupné z: <https://goo.gl/LE9iVN>
- [73] Generation IV Systems. GEN IV International Forum [online]. France: GEN IV, 2017 [cit. 2017-04-21]. Dostupné z: <https://goo.gl/yHvzep>
- [74] Tochilin: BREST-300 to be built at SCP in late 2017 - early 2018. Riatomsk.ru [online]. 2017, 2017, 2 [cit. 2017-05-17]. Dostupné z: <https://goo.gl/zPzrd2>
- [75] The Lead Fast Reactor: *An Opportunity for the Future?*. ScienceDirect [online]. Genova: Alemberti, 2016 [cit. 2017-05-18]. Dostupné z: <https://goo.gl/aoUvQH>
- [76] MYRRHA: an innovative *research installation*. SCK-CEN [online]. Belgium: Research Centre Mol, 2017 [cit. 2017-05-18]. Dostupné z: <https://goo.gl/4UDXCd>
- [77] ASTRID: *an integrated technology demonstrator for the fourth generation of nuclear reactors*. CEA [online]. France: CEA, 2016 [cit. 2017-05-18]. Dostupné z: <https://goo.gl/CF9rA1>

- [78] Russia's BN-800 unit enters commercial operation. World Nuclear News [online]. London: WNN, 2016 [cit. 2017-05-18]. Dostupné z: <https://goo.gl/aji2Kl>
- [79] China agrees further Russian fuel reloads for fast reactor. World Nuclear News [online]. London: WNN, 2017 [cit. 2017-05-18]. Dostupné z: <https://goo.gl/yIcJta>
- [80] First vessel installed in China's HTR-PM unit. World Nuclear News [online]. London: WNN, 2016 [cit. 2017-05-18]. Dostupné z: <https://goo.gl/IE4Iki>
- [81] PIORO, I., ed. Handbook of Generation IV Nuclear Reactors. 1. UK: Woodhead Publishing, 2016. ISBN 978-0-08-100149-3.
- [82] Molten Salt Reactors. World Nuclear Association [online]. London: WNA, 2016 [cit. 2017-01-15]. Dostupné z: <https://goo.gl/vUipsA>
- [83] The Molten Salt Reactor Adventure. In: Thorium [online]. Tennessee: MacPherson, 1985 [cit. 2017-05-18]. Dostupné z: <https://goo.gl/sSgVkW>
- [84] Conceptual Design Characteristics of Denatured Molten-Salt Reactor with Once-Through Fueling. In: Thorium [online]. Tennessee: Oak Ridge, 1980 [cit. 2017-05-18]. Dostupné z: <https://goo.gl/FvsgGl>
- [85] DESIGN OF THE MARK-I PEBBLE-BED, FLUORIDE-SALT-COOLED, HIGHTEMPERATURE REACTOR COMMERCIAL POWER PLANT. In: Advanced Reactors and Fuel Cycles [online]. Berkeley: University of California, 2014 [cit. 2017-05-18]. Dostupné z: <https://goo.gl/Rh7ad3>
- [86] The Science. TRANSATOMIC [online]. Cambridge: TRANSATOMIC, 2010 [cit. 2017-05-18]. Dostupné z: <https://goo.gl/2ugq2l>
- [87] SLAMA, P. a M. MARECEK. Corrosion testing of nickel alloy for molten salt reactors. Journal of Achievements in Materials and Manufacturing Engineering [online]. 2015, 2(70), 8 [cit. 2017-05-18]. Dostupné z: http://jamme.acmsse.h2.pl/vol70_2/7024.pdf
- [88] CONSTRUCTION MATERIALS FOR MOLTEN-SALT REACTORS*. In: Molten Salt Energy Technologies Web Site [online]. Hogleund, 2012 [cit. 2017-05-18]. Dostupné z: <https://goo.gl/OltlPn>
- [89] Accelerator-driven Nuclear Energy. World Nuclear Association [online]. London: WNA, 2016 [cit. 2017-04-22]. Dostupné z: <https://goo.gl/VzaIYd>
- [90] STUHLÍK, J. V Řeži se rodí zárodky jaderného reaktoru čtvrté generace. E15.cz [online]. 2016, , 1 [cit. 2017-05-18]. Dostupné z: <https://goo.gl/QEU3lx>
- [91] Malé Jaderné reaktory 2017. Praha: EventEra, 2017. SMR 2017. Dostupné také z: www.malereaktory.cz
- [92] Terrestrial Energy [online]. Canada: TE, 2013 [cit. 2017-05-20]. Dostupné z: <http://terrestrialenergy.com/>
- [93] TRANSATOMIC [online]. Cambridge (USA): TAP, 2010 [cit. 2017-05-20]. Dostupné z: <http://www.transatomicpower.com/>

- [94] Moltex Energy [online]. London: ME, 2017 [cit. 2017-05-20]. Dostupné z: <http://www.moltexenergy.com>
- [95] BROWN, F.B. Recent Advances and Future Prospects for Monte Carlo. In: Atomic Energy Society of Japan [online]. *Japan*: AESJ, 2017 [cit. 2017-05-24]. Dostupné z: <https://goo.gl/pgnSmj>
- [96] X-5 MONTE CARLO TEAM, . MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. In: Monte Carlo Code Group [online]. USA: Los Alamos National Laboratory, 2009 [cit. 2017-05-24]. Dostupné z: <https://goo.gl/Fq47zu>
- [97] Evaluated Nuclear Data Library Descriptions. Nuclear Energy Agency [online]. Paris: NEA, 2016 [cit. 2017-05-24]. Dostupné z: <https://goo.gl/cW8C0b>
- [98] Reference neutron radiations. In: HSE Virtual Institute [online]. Iran: HSE, b.r. [cit. 2017-05-24]. Dostupné z: <https://goo.gl/QdC2OR>
- [99] Engineering Database of Liquid Salt Thermophysical and Thermochemical Properties [online]. 1. Idaho: Idaho National Laboratory, 2010 [cit. 2017-05-28]. ISBN INL/EXT-10-18297. Dostupné z: <https://goo.gl/5Osood>
- [100] Lithium Fluoride (LiF). CRYSTRAN [online]. Dorset: CRYSTRAN, 2012 [cit. 2017-05-28]. Dostupné z: <https://goo.gl/zs1bX8>
- [101] SODIUM CHLORIDE. TOXNET [online]. Bethesda: U.S. National Library of Medicine, 2005 [cit. 2017-05-28]. Dostupné z: <https://goo.gl/TAaswM>
- [102] Sodium Fluoride (NaF). CRYSTRAN [online]. Dorset: CRYSTRAN, 2012 [cit. 2017-05-28]. Dostupné z: <https://goo.gl/BA5Ntj>
- [103] Membership. *INPRO* [online]. Vienna: INPRO, 2016 [cit. 2017-05-17]. Dostupné z: <https://goo.gl/sgYIdn>

Zoznam primárnych odkazov je uvedený v prílohe umiestnenej na kompaktnom disku.

PRÍLOHA A

Alžírsko	Kazachstan
Argentína	Keňa
Arménsko	Kórejská republika
Bangladéš	Malajzia
Bielorusko	Maroko
Belgicko	Nemecko
Brazília	Pakistan
Bulharsko	Poľsko
Česká republika	Rumunsko
Čile	Ruská federácia
Čína	Slovensko
Egypt	Spojené štáty americké
Francúzsko	Španielsko
Holandsko	Švajčiarsko
India	Taliano
Indonézia	Thajsko
Izrael	Turecko
Japonsko	Ukrajina
Jordánsko	Vietnam
Južná Afrika	Európska komisia
Kanada	[103]

PRÍLOHA B

```

LiBeF
c -----CELL CARD-----
c AmBe zdroj
  1  1 -1.4392 9 -10 -8 imp:n=1
c stlpec vzduchu
  2  204 -0.001225 -7 9 -3 ( 8 :10 :-9 ) imp:n=1
c kocka soli
  3  2 -2.46 4 -3 2 -1 -6 5 ( 7 :-9 :8 :10 )( 7 :-9 )( 12 :-9 :3 )
    ( 16 :-9 :3 )( 14 :-9 :3 )( 18 :-9 :3 ) imp:n=1
c vakuum
  4  0   6 :1 :-5 :-2 :3 :-4 :-2 :1 imp:n=0
  5  204 -0.001225 -12 9 -3 ( 8 :-9 :11 ) imp:n=1
c detektory
  6  204 -0.001225 -11 9 -8 imp:n=1
  7  204 -0.001225 -14 9 -3 ( 8 :-9 :13 ) imp:n=1
  8  204 -0.001225 -13 9 -8 imp:n=1
  9  204 -0.001225 -16 9 -3 ( 8 :-9 :15 ) imp:n=1
 10  204 -0.001225 -15 9 -8 imp:n=1
 11  204 -0.001225 -18 9 -3 ( 8 :-9 :17 ) imp:n=1
 12  204 -0.001225 -17 9 -8 imp:n=1

c -----SURFACE CARD-----
  1  px 50
  2  px -50
  3  py 25
  4  py -25
  5  pz -25
  6  pz 25
  7  cy 0.5
  8  py 0.5
  9  py -0.5
 10  cy 0.4
 11  c/y 5 0 0.4
 12  c/y 5 0 0.5
 13  c/y 0 10 0.4
 14  c/y 0 10 0.5
 15  c/y -15 0 0.4
 16  c/y -15 0 0.5
 17  c/y 0 -20 0.4
 18  c/y 0 -20 0.5

c -----DATA CARDS-----
mode n
c -----MATERIAL CARD-----
m204 7014.70c -0.755636 $air (US S. Atm at sea level)
      8016.70c -0.231475 18036.70c -3.9e-005 18038.70c -8e-006
      18040.70c -0.012842
m2  3007.70c 0.15 3006.70c 1.85 $Li2BeF4
      4009.70c 1 9019.70c 4
m1  4009.70c -7.318801 $AmBe
      95241.70c -0.73368 8016.70c -0.1255101

c -----SOURCE CARD-----
sdef axs=0 0 1 ext=d2 pos=0 0 0 rad=d1 erg=d3
c radial sampling limits/weight r^1
si1 L 0 0.4

```



```

sp1 -21 1
c axial sampling limits/weight r^1
si2 L -0.5 0.5
sp2 -21 0
si3 H 4.140e-7 1.100e-1 3.300e-1 5.400e-1 7.500e-1 9.700e-1 1.180e0
      1.400e0 1.610e0 1.820e0 2.040e0 2.250e0 2.470e0 2.680e0
      2.900e0 3.110e0 3.320e0 3.540e0 3.750e0 3.970e0 4.180e0
      4.309e0 4.610e0 4.820e0 5.040e0 5.250e0 5.470e0 5.680e0
      5.890e0 6.110e0 6.320e0 6.540e0 6.750e0 6.960e0 7.180e0
      7.390e0 7.610e0 7.820e0 8.030e0 8.250e0 8.460e0 8.680e0
      8.890e0 9.110e0 9.320e0 9.530e0 9.750e0 9.960e0 1.018e1
      1.039e1 1.060e1 1.082e1 1.103e1 1.109e1
sp3 D 0.000e0 1.436e-2 3.340e-2 3.127e-2 2.812e-2 2.500e-2 2.136e-2
      1.983e-2 1.747e-2 1.925e-2 2.225e-2 2.146e-2 2.248e-2 2.277e-2
      2.951e-2 3.559e-2 3.685e-2 3.458e-2 3.066e-2 2.999e-2 2.691e-2
      2.863e-2 3.178e-2 3.074e-2 3.334e-2 3.041e-2 2.738e-2 2.332e-2
      2.059e-2 1.815e-2 1.767e-2 2.039e-2 1.830e-2 1.630e-2 1.677e-2
      1.681e-2 1.883e-2 1.837e-2 1.688e-2 1.435e-2 9.677e-3 6.521e-3
      4.255e-3 3.667e-3 3.806e-3 5.058e-3 6.253e-3 5.519e-3 4.675e-3
      3.696e-3 2.781e-3 1.514e-3 3.633e-4 0.000e0
c -----TALLY CARD-----
f4:n 1 6 8 10 12 $ sloupec detektoru
e0 1.000e-8 5.000e-8 1.000e-7 5.000e-7 1.000e-6 5.000e-6 1.000e-5
    5.000e-5 1.000e-4 5.000e-4 1.000e-3 5.000e-3 1.000e-2 5.000e-2
    1.000e-1 5.000e-1 1.000e0 5.000e0 1.000e1 5.000e1 1.000e2
c -----OTHER PARAMETERS-----
nps 1e9          $ number of histories/particle -limit
prdmp -20 -20   $ print every minute in output/runtpe file
print 110 120 30 $ content of output file

```