

České vysoké učení technické v Praze
Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská

Katedra jaderných reaktorů

Obor: Jaderné inženýrství



Měření výkonu na školním reaktoru VR-1

Power Measurement on VR-1 Training Reactor

BAKALÁŘSKÁ PRÁCE

Vypracoval: Jakub Beníšek
Vedoucí práce: doc. Ing. Martin Kropík, CSc.
Rok: 2022



ZADÁNÍ BAKALÁŘSKÉ PRÁCE

Student: **Jakub Beníšek**

Studijní program: Aplikace přírodních věd

Obor: Jaderné inženýrství

Název práce česky: **Měření výkonu na školním reaktoru VR-1**

Název práce anglicky: Power Measurement on VR-1 Training Reactor

Pokyny pro vypracování:

1. Proved'te rešerši měření výkonu na výzkumných jaderných reaktorech a seznamte se s detektory neutronů.
2. Prostudujte ovládací zařízení školního jaderného reaktoru a způsob měření výkonu. Zaměřte se zejména na systém provozního měření výkonu.
3. Podrobně se seznamte analogovou jednotkou N708 kanálu provozního měření výkonu včetně způsobu jejího ovládání a programování.
4. Proved'te testování měření výkonu na školním reaktoru v impulzním režimu s ohledem na správnou diskriminaci, chování při vysokých hustotách neutronového toku včetně vlivu kapacitní vazby zesilovačů.



Doporučená literatura:

- [1] Knoll G. F.: Radiation Detection and Measurement, ISBN 0-471-07338-5, John Wiley & Sons, Inc., 2000
- [2] Rataj J. et al.: Bezpečnostní zpráva školního reaktoru VR-1, CTU-14117-P-040-17. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017
- [3] Kropík M., Rataj J., Šunka M.: Upgrade of I&C at VR-1 Training Reactor, IAEA Technical Meeting on Digital Instrumentation and Control Systems for New Facilities and Modernization of Existing Research Reactors, Vienna, 2012
- [4] Kaše M.: PMV Systém provozního měření výkonu jaderného reaktoru, Uživatelská příručka, dataPartner České Budějovice, 2007
- [5] Chmela M.: N708 Převodník pro neutronovou komoru, Uživatelská a servisní příručka, dataPartner České Budějovice, 2008
- [6] Kropík M., Formusek V.: Dílčí provozní předpis č. 7 – elektrosoučásti a ovládání školního reaktoru VR-1, CTU-14117-P-10-20, FJFI ČVUT, 2020

Jméno a pracoviště vedoucího práce:

doc. Ing. Martin Kropík, CSc.

KJR FJFI ČVUT v Praze

Jméno a pracoviště konzultanta práce:

Ing. Ondřej Huml, Ph.D.

KJR FJFI ČVUT v Praze

Datum zadání bakalářské práce:

11. 10. 2021

Datum odevzdání bakalářské práce:

07. 07. 2022

Doba platnosti zadání je dva roky od data zadání.

V Praze dne 11. 10. 2021

doc. Ing. Martin Kropík, CSc.



Garant oboru

Ing. Jan Rataj, Ph.D.



Vedoucí katedry



prof. Ing. Igor Jex, DrSc.



Děkan

Prohlášení

Prohlašuji, že jsem svou bakalářskou práci vypracoval samostatně a použil jsem pouze podklady (literaturu, projekty, SW atd.) uvedené v příloženém seznamu.

V Praze dne

.....
Jakub Beníšek

Poděkování

Zde bych chtěl poděkovat vedoucímu této práce doc. Ing. Martinu Kropíkovi, CSc. za jeho ochotu, trpělivost, cenné rady a pomoc při experimentu spojeným s touto prací.

Jakub Beníšek

Název práce:

Měření výkonu na školním reaktoru VR-1

Autor: Jakub Beníšek

Studijní program: Aplikace přírodních věd

Obor: Jaderné inženýrství

Druh práce: Bakalářská práce

Vedoucí práce: doc. Ing. Martin Kropík, CSc.
KJR FJFI ČVUT v Praze

Konzultant: Ing. Ondřej Huml, Ph.D.
KJR FJFI ČVUT v Praze

Abstrakt:

Tato bakalářská práce se zabývá popisem systému provozního měření výkonu na školním jaderném reaktoru VR-1. Rešeršní i experimentální část práce se zaměřuje výhradně na impulzní režim PMV. Součástí textu je i přehled metod detekce neutronů, neboť detekce neutronů je klíčová při určování výkonu na VR-1. Dále jsou zde popsány různé metody stanovování výkonu na výzkumných jaderných reaktorech. V poslední kapitole je popsán průběh a výsledky experimentu, prováděném na reaktoru VR-1, jehož cílem bylo určení diskriminačního napětí pro diskriminátor neutronových impulzů a dále stanovení hranice výkonu VR-1, do které je ještě možné použít systém impulzního měření výkonu.

Klíčová slova: Detekce neutronů, provozní měření výkonu, neutronový tok

Title:

Power Measurement on VR-1 Training Reactor

Author: Jakub Beníšek

Degree Programme: Application of natural sciences

Field of Study: Nuclear Engineering

Supervisor: doc. Ing. Martin Kropík, CSc.
KJR FJFI ČVUT v Praze

Consultant: Ing. Ondřej Hum, Ph.D.
KJR FJFI ČVUT v Praze

Abstract:

This thesis deals with the description of the system of operational power measurement on the school nuclear reactor VR-1. The research and experimental part of the thesis focuses exclusively on the impulse mode of OPM. An overview of neutron detection methods is also included, as neutron detection is crucial for determining power of the VR-1. Furthermore, various methods for determining the power of research nuclear reactors are described here. The last chapter describes the course and results of an experiment performed on the VR-1 reactor, the aim of which was to determine the discriminant voltage for the neutron pulse discriminator and to determine the VR-1 power limit, to which it is still possible to use a pulse power measurement system.

Key words: Neutron detection, operational power measurement, neutron flux

Obsah

Seznam použitých zkratk	ix
Seznam obrázků	x
Úvod	1
1 Detekce neutronů	3
1.1 Neutron	3
1.2 Detekce nabitých částic	3
1.2.1 Plynové detektory	3
1.2.2 Scintilační detektory	5
1.2.3 Polovodičové detektory	5
1.3 Princip konverze na nabitou částici	6
1.3.1 Reakce $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$	6
1.3.2 Reakce $^6\text{Li}(n,\alpha)^3\text{H}$	6
1.3.3 Reakce $^3\text{He}(n,p)^3\text{H}$	6
1.4 Aktivační detektory neutronů	6
1.4.1 Princip aktivační metody	6
1.4.2 Aktivační detektory	6
1.5 Samonapájecí detektory	7
1.5.1 Princip detektorů přímo využívajících beta rozpad	7
1.5.2 Princip detektorů přímo využívajících emise elektronů od gama záření	9
1.6 Štěpné komory	9
1.7 Komory připojené přes kondenzátor	9
2 Metody měření výkonu výzkumných jaderných reaktorů	13
2.1 Měření hustoty neutronového toku	13
2.2 Metoda tepelné bilance	13
2.2.1 Výpočet tepelného výkonu v primární smyčce	14
2.2.2 Výpočet tepelných ztrát do prostředí	14
2.2.3 Zhodnocení metody	16
2.3 Metoda aktivačních detektorů	16
2.3.1 Stanovení hustoty toku tepelných neutronů	17
2.3.2 Zhodnocení metody	18
2.4 Metoda detekce gama záření z ^{16}N	18
2.4.1 Zhodnocení metody	19
3 Měření výkonu na reaktoru VR-1	21
3.1 Reaktor VR-1	21
3.2 Ovládací zařízení	22
3.2.1 Řídící systém	23
3.2.2 Regulační tyče	24
3.2.3 Rozhraní člověk-stroj	24

3.2.4	Kanály NVO	24
3.2.5	Kanály PMV	26
4	Experiment na VR-1	31
4.1	Průběh experimentu	31
4.2	Určování diskriminační hladiny	31
4.3	Vliv gama záření na diskriminační úroveň	34
4.4	Chování impulzního režimu při vysokých hodnotách neutronového toku	35
4.5	Vliv kapacitního připojení komory na její odezvu	38
	Závěr	39
	Reference	41

Seznam použitých zkratek

AZ	aktivní zona
HMI	rozhraní člověk-stroj
KJR	Katedra jaderných reaktorů
NVO	nezávislá výkonová ochrana
NZ	neutronový zdroj
OZ	ovládací zařízení
PMV	provozní měření výkonu
ŘS	řídící systém
ZKE	základní kritický experiment

Seznam obrázků

1.1	Voltampérová charakteristika plynového detektoru [2]	4
1.2	Průměrná energie částice potřebná k produkci iontového páru [5]	4
1.3	Schéma scintilačního detektoru [2]	5
1.4	Schéma aktivační metody [7]	7
1.5	Schéma samonapájecího detektoru [5]	8
1.6	Odezva rhódiových a vanadových detektorů na prudký pokles ustáleného neutronového toku na nulu [5]	8
1.7	Zbytkový proud v štěpné komoře pro různé časy ozáření [5]	10
1.8	Vliv kondenzátoru na amplitudu impulzů - žádná četnost [2]	10
1.9	Vliv kondenzátoru na amplitudu impulzů - úzké impulzy [2]	11
1.10	Vliv kondenzátoru na amplitudu impulzů - nízká četnost [2]	11
1.11	Vliv kondenzátoru na amplitudu impulzů - vysoká četnost [2]	12
2.1	Chladicí systém reaktoru IPR-R1 TRIGA MARK I [10]	14
2.2	Řez reaktorovou nádobou reaktoru IPR-R1 TRIGA MARK I [10]	15
2.3	Průběh účinného průřezu reakce $^{16}O(n,p)^{16}N$ [15]	19
3.1	Základní charakteristiky reaktoru VR-1 [14]	22
3.2	Blokové schéma OZ reaktoru VR-1 [19]	23
3.3	Blokové schéma analogové části NVO [20]	25
3.4	Blokové schéma počítačové části NVO [20]	25
3.5	Blokové schéma analogové části PMV [20]	26
3.6	Blokové schéma počítačové části PMV [20]	27
4.1	Software použitý k naměření diskriminace	32
4.2	Závislost četnosti impulzů na diskriminačním napětí pro NZ	33
4.3	Závislost četnosti impulzů na diskriminačním napětí pro 1000 imp/s	33
4.4	Závislost četnosti impulzů na diskriminačním napětí pro 1E4 imp/s	34
4.5	Závislost četnosti impulzů pro jednotlivá diskriminační napětí s gama zářením a bez gama záření	34
4.6	Relativní odchylka hodnot naměřených s gama zářením a bez gama záření	35
4.7	Software použitý k naměření odezvy impulzní komory na vysokou hustotu neutronového toku	36
4.8	Chování impulzního režimu při vysokých hustotách neutronového toku	36
4.9	Chování impulzního režimu při vysokých hustotách neutronového toku	37
4.10	Relativní odchylka hodnot naměřených impulzní komorou a ŘS	37

Úvod

Monitorování výkonu jaderných reaktorů je jedním z nejdůležitějších úkolů pro jejich bezpečný provoz. Ať už se jedná o velký energetický reaktor nebo o menší výzkumný reaktor, výkon je údaj, který je pečlivě sledován na všech jaderných zařízeních tohoto typu. Díky zpřísnování požadavků na jadernou bezpečnost roste tlak na vývoj nových, přesnějších a spolehlivějších metod výkonového měření. Tato práce si nedává za cíl popisovat nejnovější metody stanovování výkonu na velkých energetických reaktorech, ale je zaměřena na běžné metody používané na malých výzkumných reaktorech a dále pak na systém měření výkonu na školním výzkumném reaktoru VR-1.

Jelikož výkon reaktoru úzce souvisí s hustotou neutronového toku, je zde první kapitola věnována detekci neutronů. V této kapitole jsou popsány nejběžnější metody neutronové detekce. Jednou z metod je konverze neutronu na nabitou částí a proto byla tato kapitola rozšířena o popis tří typů detektorů nabitých částic.

Druhá kapitola nabízí přehled nejběžnějších metod měření výkonu na výzkumných jaderných reaktorech. Každá z metod je použitelná jen pro určitý typ výzkumného reaktoru, ať už jde o reaktory bazénového typu bez vnějšího chlazení, jako je VR-1, nebo o reaktory s chladicími okruhy.

Další kapitola se zabývá systémem měření výkonu na školním reaktoru VR-1. Toto měření může, v závislosti na výkonu, probíhat ve třech režimech a to impulzním, proudovém a Campbellovském. Tato práce se zaměřuje výhradně na impulzní režim, který je možné použít při nízkých výkonech reaktoru. Limit pro použití impulzního režimu je 50 000 imp/s. Poté dochází k projevu mrtvé doby elektroniky zpracovávající impulzy a výsledné hodnoty výkonu jsou značně zkreslené.

Součástí této práce je i experiment, který si dává za cíl ověření výše zmíněného limitu pro použití impulzního režimu, dále také stanovení úrovně diskriminace neutronových impulzů a prověření vlivu kapacitní vazby zesilovačů, které jsou součástí elektrických obvodů provozního měření výkonu VR-1.

Kapitola 1

Detekce neutronů

1.1 Neutron

V roce 1930 fyzikové W. Bothe a H. Becker prováděli experiment, při kterém ostřelovali atomy berylia částicemi alfa. Při tom pozorovali emisi záření s vysokou pronikavostí. Bothe a Becker zjistili, že se záření neskládá z nabitých částic, a tak předpokládali, že se jedná o paprsky gama. Tímto zářením se dále zabývali I. Curieová a F. Joliot a zpozorovali, že při jeho srážce s atomy vodíku jsou vyráženy protony o energii až 5,3 MeV. Pokud by se mělo jednat o gama, tak by energie původního fotonu měla být 53 MeV. V tu dobu nebylo známo žádné jaderné záření o takové energii, proto byl tento výsledek překvapující. V roce 1932 J. Chadwick navrhl hypotézu, že by se toto záření mohlo skládat z neutrálních částic o přibližně stejné hmotnosti jako je hmotnost protonu a nazval je neutrony. Jejich energetická neutralita vysvětlovala vysokou pronikavost a jejich hmota pozorované energie odražených protonů. I další experimenty se shodovaly s Chadwickovou hypotézou, za kterou v roce 1935 obdržel Nobelovu cenu. Dnes víme, že neutron má hmotnost $939,56 \text{ MeV}/c^2$ a rozpadá se na proton, elektron a antineutrino s poločasem rozpadu zhruba 14,7 minuty. Díky jeho elektrické neutralitě je obtížnější ho detekovat. V následující části je uvedeno několik principů detekce neutronů [1].

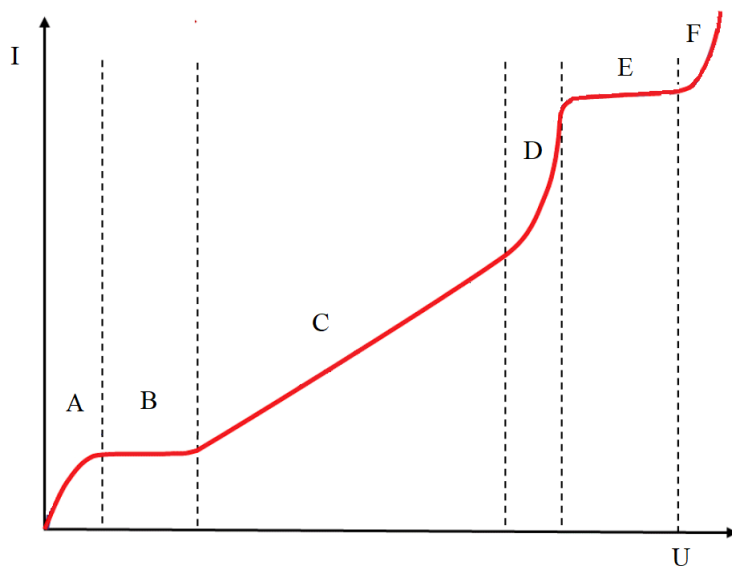
1.2 Detekce nabitých částic

Při detekci neutronů se hojně využívá principu, při němž se neutron bez náboje přemění na částici s nenulovým nábojem, která je následně detekována. V následujících odstavcích jsou popsány nejčastější způsoby detekce nabitých částic.

1.2.1 Plynové detektory

Průlet nabitě částice, emitované radioaktivním zářičem, plynem vyvolá ionizaci molekul tohoto plynu, tzn. že podél trajektorie letu nabitě částice vznikají iontové páry. Tímto způsobem narůstá vodivost plynu. Vložíme-li nádobu s plynem mezi dvě elektrody, na které přivedeme napětí, začnou se elektrony vlivem elektrického pole přitahovat k elektrodám. Klasická voltamperová charakteristika plynového detektoru se rozděluje na několik částí.

V oblasti A není napětí dost silné, aby trvale vznikl iontový pár a dochází k jejich opětovné rekombinaci. Oblast A se podle toho nazývá rekombinační. V oblasti B



Obrázek 1.1: Voltampérová charakteristika plynového detektoru [2]

se jev rekombinace již téměř nevyskytuje, a tak jsou produkty ionizace odvedeny k příslušným elektrodám. Nazýváme jí oblastí nasyceného proudu. S dalším zvyšováním intenzity ale ktrického pole roste energie elektronů získaných z první ionizace. Tyto elektrony dosahují takové energie, že jsou schopny ionizovat další molekuly a tím roste i výstupní proud. Této oblasti říkáme oblast proporcionality. Pokud dále přidáváme napětí, stává se nárůst proudu exponenciální. To je oblast omezené proporcionality. Následně v oblasti E, Geiger-Müllerově, dochází ke stagnaci proudu při zvyšujícím se napětí. Nakonec v koronové oblasti F nastávají koronové výboje aniž by zde došlo k ionizaci. Některé z těchto oblastí jsou pracovní oblasti různých typů plynových detektorů, např. oblast B je typická pro ionizační komory, oblast C je rozmezí proporcionálních čítačů, v E pracují Geiger-Müllerovi počítáče a v oblasti F pracují koronové detektory (SNM-10 a SNM-12 na KJR) [3],[4].

Tab. 1.2: Průměrná energie částice potřebná k produkci iontového páru [5]

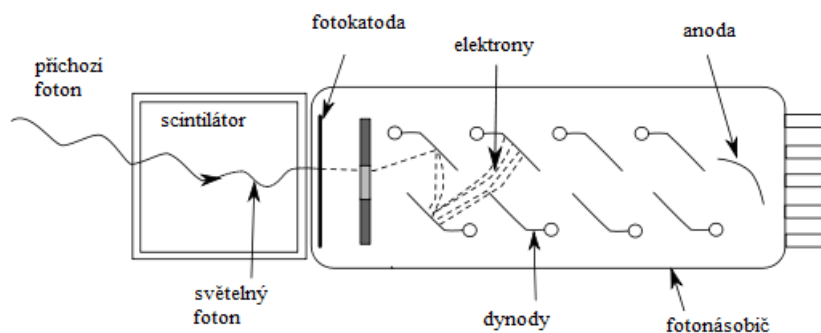
Plyn	První ionizační potenciál (eV)	Rychlé elektrony (eV)	Alfa částice (eV)
Ar	15.7	26.4	26.3
He	24.5	41.3	42.7
H ₂	15.6	36.5	36.4
N ₂	15.5	34.8	36.4
Air		33.8	35.1
O ₂	12.5	30.8	32.2
CH ₄	14.5	27.3	29.1

Tabulka 1.2 ukazuje průměrné energie potřebné k tvorbě iontového páru pro molekuly různých plynů. První ionizační potenciál je minimální energie potřebná k

tvorbě iontového páru. Nicméně částice, které způsobují ionizaci, ztrácí energii i jinými způsoby např. excitace elektronu. Proto další dva sloupečky ukazují průměrnou ztrátu energie částice na produkci iontového páru pro různé druhy částic.[5]

1.2.2 Scintilační detektory

Scintilační detektory se skládají ze scintilátoru, světlovodu a fotonásobiče. Pokud materiálem scintilátoru prochází ionizující záření, dochází v něm k emisi fotonů ve viditelné až ultrafialové části spektra. Tyto fotony jsou dále vedeny světlovodem na fotokatodu, kde dochází k produkci elektronů díky fotoelektrickému jevu. Tyto elektrony jsou znásobeny soustavou dynod a poté přivedeny na anodu, kde se detekují [3],[4].



Obrázek 1.3: Schéma scintilačního detektoru [2]

Materiál scintilátoru může být organického i anorganického původu. Příkladem organického scintilátorem je antracen ve formě krystalu, naopak nejrozšířenějším anorganickým materiálem scintilátoru je krystal NaI(Tl), protože má největší rozlišovací schopnost pro gama záření [3],[4].

1.2.3 Polovodičové detektory

Při spojení polovodiče typu N a polovodiče typu P vzniká na jejich rozhraní oblast bez volných nábojů. Tato oblast je obvykle velmi malá, pokud však přiložíme napětí, začne se oblast zvětšovat. Jakmile tímto objemem projde částice ionizujícího záření, dojde k tvorbě iontů, které jsou rychle odváděny na elektrody. Takto se vytváří elektrický signál, jež se následně dále zpracovává. Výhodou tohoto typu detektorů je vysoká hustota citlivého materiálu, ve kterém se zabrzdí i částice o větších energiích, což zlepšuje účinnost detektoru. Typicky používané materiály jsou křemík a germánium. Tyto látky ale musejí být při využívání v polovodičových detektorech ochlazovány, neboť za pokojové teploty mají malý měrný odpor. Příkladem polovodičového detektoru je detektor HPGe, který je vyroben z čistého germánia a chlazení vyžaduje pouze za provozu, což výrazně snižuje náklady na jeho provoz. Ke chlazení se používá tekutý dusík [3],[4].

1.3 Princip konverze na nabitou částici

Tato metoda je vhodná k detekci neutronů všech energií. Využívají se při ní silné jaderné síly a takové jaderné reakce, jejímž produktem je alespoň jedna nabitá částice. Tyto nabitě částice se poté detekují běžnými plynovými detektory, kterými se budeme zabývat později. U tohoto typu detekce neutronů je důležitý výběr vhodného konverzního materiálu. Zpravidla chceme zajistit co nejvyšší účinnost registrace, čehož dosáhneme tím, že vybereme materiál s nejvyšším možným účinným průřezem dané reakce. Na tři nejběžnější reakce se nyní podíváme [3],[5],[6].

1.3.1 Reakce $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$

Jde o reakci hojně využívanou při prosté detekci tepelných neutronů, neboť jádro Li z reakce vystupuje ve dvou stavech, v excitovaném a v základním. Díky tomu budou v amplitudovém spektru rozlišitelná dvě maxima, která však odpovídají stejné energii neutronů, a to značně ztěžuje dekonvoluci amplitudového spektra. V praxi se používá plynná forma BF_3 jako náplň do proporcionálních detektorů nebo pevná forma bóru nanosená na stěny detektoru [5],[6].

1.3.2 Reakce $^6\text{Li}(n,\alpha)^3\text{H}$

S touto reakcí se nejčastěji setkáme ve scintilačních detektorech. Jako scintilátor se zde používá krystal $\text{LiI}(\text{Eu})$ [6].

1.3.3 Reakce $^3\text{He}(n,p)^3\text{H}$

Tato reakce má oproti předchozím největší účinný průřez a tak umožňuje detekci pomalých neutronů s velkou senzitivitou. Nejčastější použití je He jako plynná náplň ionizačních komor nebo proporcionálních čítačů [5],[6].

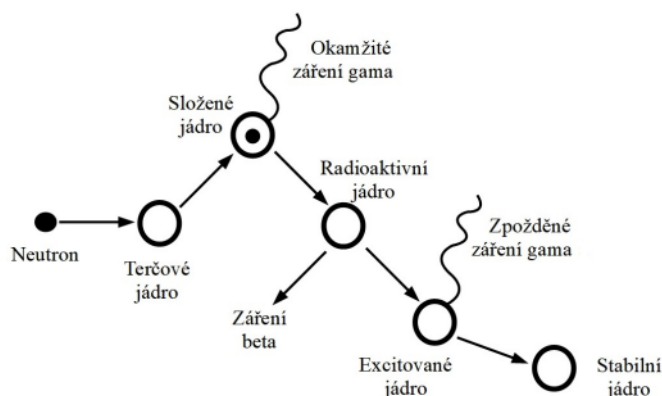
1.4 Aktivační detektory neutronů

1.4.1 Princip aktivační metody

Jedná se o nepřímou metodu detekce neutronů, při které se využívá interakce neutronu s látkou. Tato interakce generuje v látce aktivačního detektoru radioaktivitu, která je následně měřena obvyklými metodami. Jakmile neutron dopadne na terčové jádro, dochází k jeho záchytu a vzniku jádra složeného. Složené jádro emituje záření gama a přechází v jádro radioaktivní. To se beta rozpadem dostává do excitovaného stavu, ze kterého emisí dalšího gama přechází na jádro stabilní. Detektory tohoto typu jsou nejvíce citlivé k pomalým neutronům, jelikož tyto neutrony mají nejvyšší účinný průřez pro reakci. To ovšem také znamená, že neutron v materiálu nedojde příliš daleko, a tak stačí pouze slabá vrstva aktivačního materiálu [5],[6].

1.4.2 Aktivační detektory

Převážná většina těchto detektorů jsou tenké dráty nebo destičky, vyrobené z čistých materiálů, ve kterých se produkují radioaktivní jádra převážně záchtem neutronu. Tyto objekty jsou vystavovány neutronovému záření. Po ozáření se změří



Obrázek 1.4: Schéma aktivační metody [7]

aktivita vzorku a následně se dopočte původní neutronový tok, k čemuž je nutné znát účinné průřezy dané konkrétní reakce. Aktivační materiály musí být z dostatečně čisté látky, aby nedocházelo ke zkreslování měření aktivací nežádoucích příměsí. Dále musí být vhodně zvolen poločas rozpadu vzniklého radionuklidu. Obecně záleží k čemu budeme detektor používat, kratší poločas rozpadu postačí při vnitroreaktorovém ozařování a delší při dozimetrii při radiační ochraně. Často používané materiály jsou zlato a hliník. Využití aktivačních detektorů je celá řada, od osobní dozimetrie, ve které se uplatňuje tenká folie, po vnitroreaktorové měření, kde za použití aktivačního detektoru ve formě dlouhého drátu lze získat informaci o hodnotách neutronového toku po výšce reaktoru [5],[6].

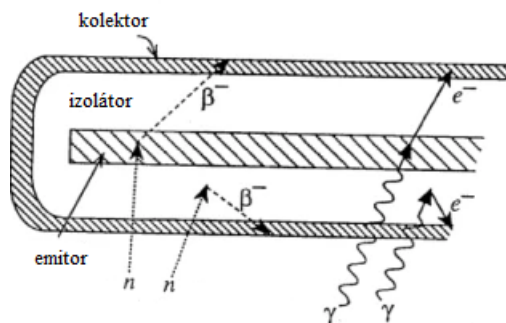
1.5 Samonapájecí detektory

K detektorům využívaných k vnitroreaktorovému měření patří samo-napájecí detektory. Tyto detektory obsahují materiál, který zachytí neutron a následně se rozpadá beta přeměnou. Dělí se na dva typy, podle mechanismu sběru indukovaného proudu na detektory přímo měřící proud z beta rozpadu a na detektory detekující proud ze sekundární emise elektronů způsobené gama zářením. Výhodou těchto detektorů je jejich malá velikost a nízká cena. Dají se však použít jen při dostatečných hustotách neutronového toku, jinak v nich není dostatečná produkce proudu, také proto se tyto detektory používají převážně v energetických reaktorech. Zde podávají informaci zejména o rozložení výkonu po ploše a výšce aktivní zóny [5].

1.5.1 Princip detektorů přímo využívajících beta rozpad

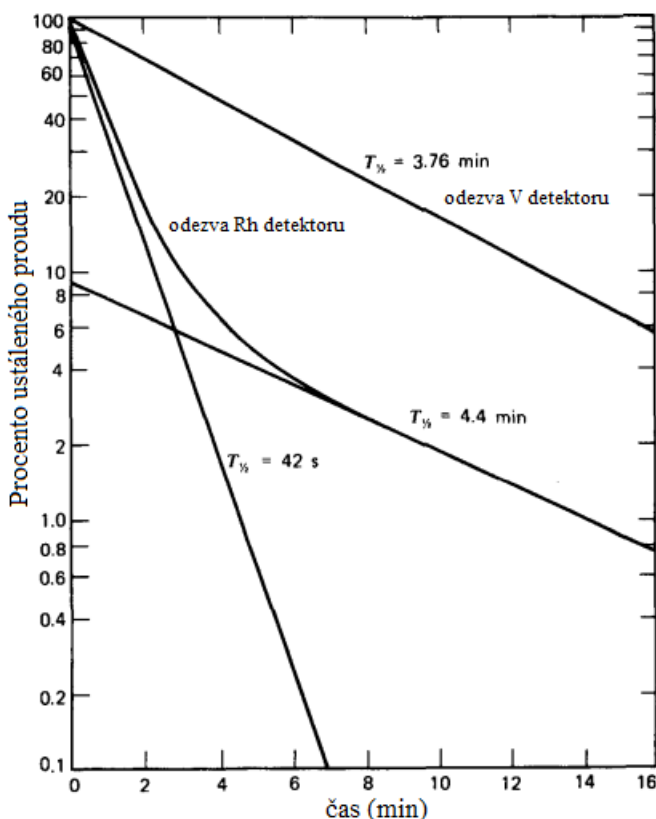
Princip činnosti tohoto typu detektoru je jednoduchý. Jádra účinného materiálu se vlivem neutronů přeměňují na radioaktivní jádra rozpadající se beta rozpadem. Elektrony získané z beta rozpadu jsou následně měřeny jako elektrický proud.

Typicky ho tvoří tři komponenty. První se nazývá emitor a právě v něm dochází k zachytávání neutronů. Důležitá je volba materiálu, z něhož je emitor tvořen. Zpravidla se zaměřujeme na dvě věci. Za prvé se řeší účinný průřez reakce, který



Obrázek 1.5: Schéma samonapájecího detektoru [5]

nesmí být příliš nízký, jinak nám nebude zachytávat neutrony, ale ani příliš vysoký, protože to by vedlo k rychlé expiraci materiálu při vysokých neutronových tocích. Za druhé chceme, aby poločas rozpadu beta radioaktivity byl co nejkratší, díky tomu bude detektor schopen rychle reagovat na změny neutronového toku. V praxi je emitor nejčastěji tvořen rhodiem nebo vanadem. Poločasy rozpadů těchto prvků jsou pro rhodium dva 44s a 265s zatímco pro vanad pouze jeden 225s. Obrázek 1.6 ukazuje odezvu rhódiových a vanadových detektorů na prudký pokles ustáleného neutronového toku na nulu [5].



Obrázek 1.6: Odezva rhódiových a vanadových detektorů na prudký pokles ustáleného neutronového toku na nulu [5]

Jakkoli se tyto časy mohou zdát krátké, samonapájecí detektory nemohou být použity k okamžitému měření výkonu, neboť právě kvůli zmíněným poločasům rozpadu prvků emitoru dochází ke zpoždování reakce detektorů na výkonové změny

v reaktoru. Celý emitore je uložen v kolektorovém pouzdře, jež je vyrobeno z čisté nerezové oceli. Prostor mezi emitorem a kolektorem je vyplněn izolátorem, což je nejčastěji oxid nějakého kovu např. hliníku nebo hořčíku [5].

1.5.2 Princip detektorů přímo využívajících emise elektronů od gama záření

Tento typ samonapájecího detektoru využívá emise gama záření, které doprovází záchyt elektronu na emitoru. Toto záření je zpravidla vyzářeno ve zlomcích sekund od záchytu neutronu. Gama záření následně způsobuje emisi sekundárních elektronů. To probíhá pomocí třech základních reakcí gama záření s látkou. Jedná se o fotoefekt, Comptonův rozptyl a tvorbu elektron-pozitronového páru. Takto vzniklé elektrony se následně sbírají na kolektoru. Emise tohoto gama je mnohem rychlejší než emise elektronu následným beta rozpadem, a tak mají tyto detektory kratší reakční dobu než předešlé. Jako prvek emitore se zde využívá např. kobalt nebo kadmium. Nevýhodou je možnost odezvy detektoru na vnější gama záření, které by narušovalo přesnost odezvy detektoru [5].

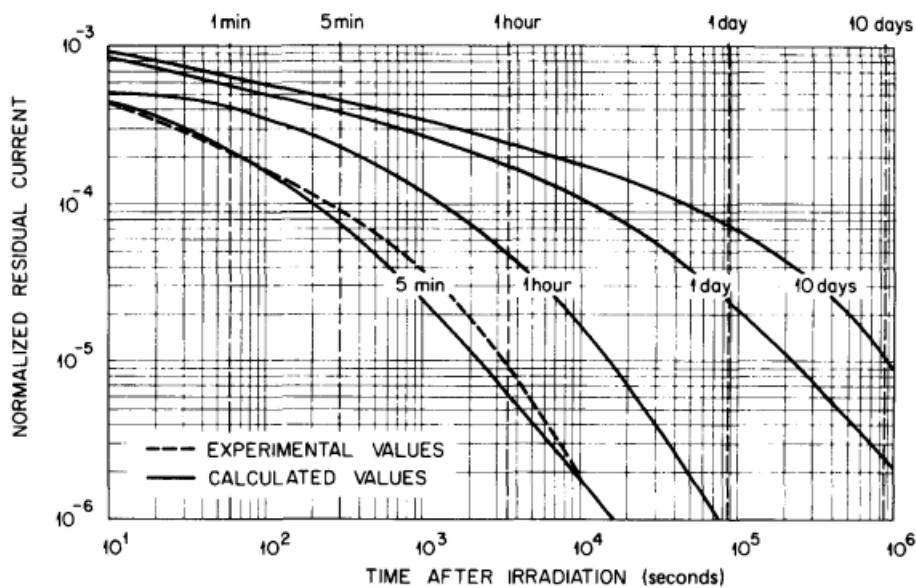
1.6 Štěpné komory

Štěpné komory jsou detektory použitelné k vnitroreaktorovému měření neutronů, i když se k tomuto účelu používají jen zřídka, a to kvůli potřebné kabeláži určené k napájení detektoru. Využívají se především k detekci tepelných neutronů, jež mají vysoký účinný průřez pro štěpení. Jedná se o relativně malý detektor, který je tvořen z ocelových stěn, na jejichž vnitřní straně je nanášena vrstva štěpného materiálu např. vysoce obohacený uran. Uvnitř je už jen komora naplněná plynem, většinou argonem. V komoře bývá zvýšený tlak, aby došlo k zachycení částic uvnitř objemu detektoru. Princip činnosti je jednoduchý, přilétávající neutron rozštěpí jádro štěpného materiálu a štěpné produkty poté ionizují plyn v komoře. Dále už je vše stejné jako u obyčejné ionizační komory. Nevýhodou těchto detektorů je, že díky ubývání štěpného materiálu časem klesá jejich citlivost. Někdy se tak do štěpného materiálu přidávají izotopy, které se průchodem neutronu mění na štěpné a dochází tak k určité regeneraci [5].

Štěpné komory, které jsou vystaveny vysoké hustotě toku neutronů po dlouhou dobu, vykazují zbytkový proud, jež je způsoben sekundárním rozpadem štěpných produktů uvnitř komory. Tyto produkty emitují beta a gama záření a způsobují ionizaci plynu uvnitř detektoru. Popsaný jev je ilustrován na obrázku 1.7. Také se zde projevuje přírůstek proudu od záření alfa, které je emitované štěpným materiálem [5].

1.7 Komory připojené přes kondenzátor

Komory, sloužící k detekci částic, jsou zpravidla připojeny k detekčnímu řetězci přes kondenzátor. Kvůli kondenzátoru pak dochází k poklesu amplitudy napětí jednotlivých impulzů. Kondenzátor způsobí, že plocha, která se nachází pod jednotlivými impulzy v kladné části se pak promítne i do záporné části grafu, čímž celou křivku posune dolů. Tento jev je zobrazen pro různé četnosti impulzů na obrázcích 1.8 - 1.11.



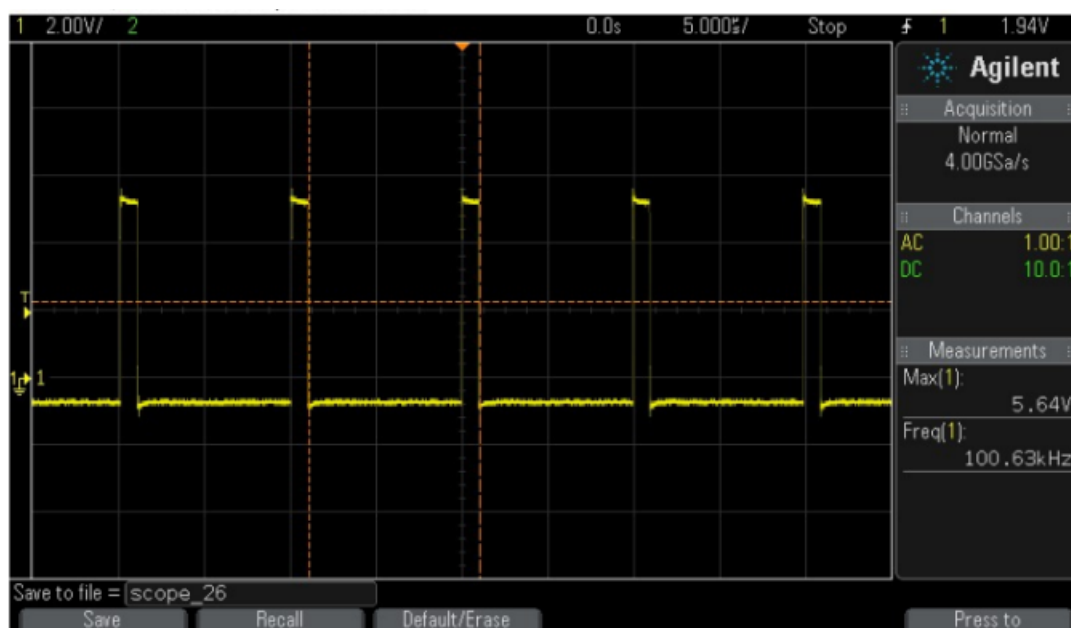
Obrázek 1.7: Zbytkový proud v štěpné komoře pro různé časy ozáření [5]



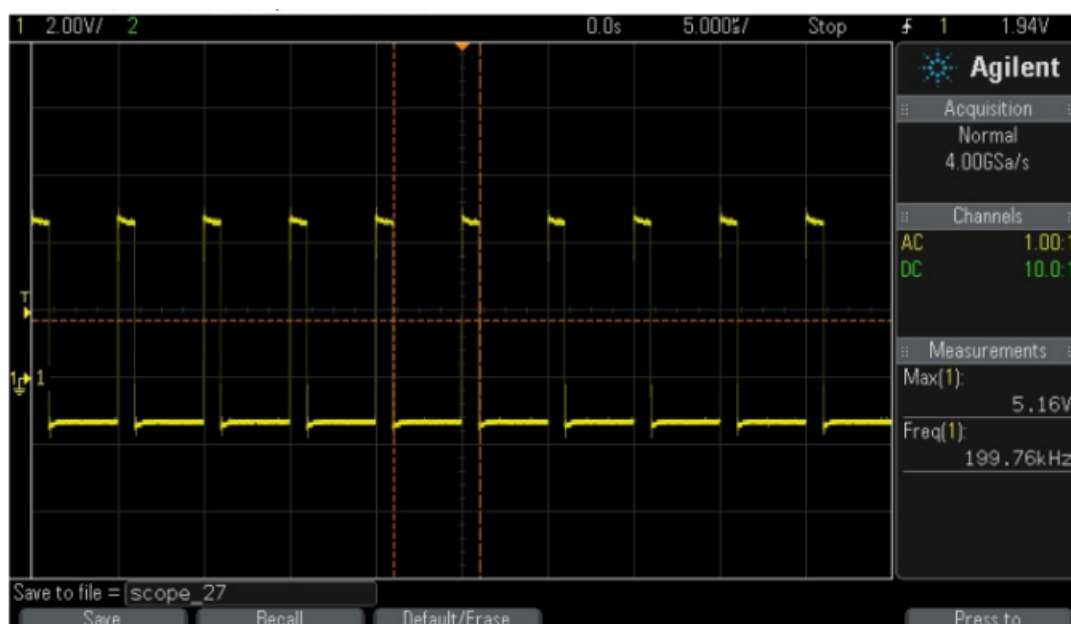
Obrázek 1.8: Vliv kondenzátoru na amplitudu impulzů - žádná četnost [2]



Obrázek 1.9: Vliv kondenzátoru na amplitudu impulzů - úzké impulzy [2]



Obrázek 1.10: Vliv kondenzátoru na amplitudu impulzů - nízká četnost [2]



Obrázek 1.11: Vliv kondenzátoru na amplitudu impulzů - vysoká četnost [2]

Kapitola 2

Metody měření výkonu výzkumných jaderných reaktorů

2.1 Měření hustoty neutronového toku

Hlavním úkolem měření výkonu nejen na výzkumných jaderných reaktorech je měření hustoty neutronového toku. To je z důvodu přímé úměrnosti výkonu a již zmíněné hustoty neutronového toku vycházející ze vzorce [8]:

$$P_{th} = \int_V E_f \cdot \Sigma_f \cdot \phi_a \cdot dV, \quad (2.1)$$

kde V je objem paliva v AZ, E_f je průměrná energie uvolněná na jedno štěpení, ϕ_a je průměrná hustota neutronového toku v AZ a σ_f je makroskopický účinný průřez pro štěpení.

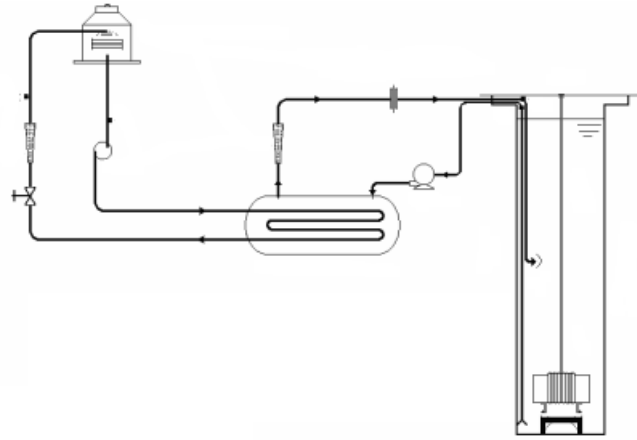
Měření hustoty neutronového toku může probíhat více způsoby, ať už pomocí aktivačních detektorů (této metodě je věnována samostatná sekce), nebo pomocí štěpných komor. Pokud bychom se zaměřili na štěpné komory jako na detektory použitelné k měření hustoty neutronového toku na výzkumných jaderných reaktorech, je lepší použít více detektorů umístěných v AZ. To je z důvodu kompenzace pohybu regulačních tyčí, protože odezva dvou různě umístěných detektorů na tento pohyb může být opačná. Standardně se dají použít 4 detektory z jejichž odezev se následně spočítá průměrná hodnota. K určení konstanty úměrnosti mezi tepelným výkonem a hustotou neutronového toku je nutné použít jinou tzv. kalibrační metodu, kterou určíme výkon reaktoru za ustálených podmínek. Pro výzkumné reaktory s nenulovým výkonem to může být např. metoda tepelné bilance [8].

2.2 Metoda tepelné bilance

Tato metoda je zde popsána jako možnost stanovování tepelného výkonu výzkumných reaktorů typu TRIGA, což jsou světově široce používané výzkumné reaktory. Konkrétní použití této metody proběhlo na reaktoru IPR-R1 TRIGA MARK I, který se nachází v centru pro výzkum jaderných technologií Belo Horizonte v Brazílii [9].

Jedná se o reaktor bazénového typu, který slouží k výzkumným i výukovým účelům. AZ reaktoru je chlazena přirozenou konvekcí do vody. Ještě navíc je reaktor vybaven systémem odvodu tepla z vody reaktoru tím, že je voda čerpána přes tepelný

výměník, kde se teplo předává vodě sekundárního okruhu, který ho odvádí do chladicí věže [9].



Obrázek 2.1: Chladicí systém reaktoru IPR-R1 TRIGA MARK I [10]

Princip metody je založen na měření tepelného výkonu vody, která prochází primárním chladicím okruhem. Po změření tohoto výkonu se od něj odečítají tepelné ztráty přes reaktorovou nádobu a přestupem tepla do vzduchu. Pro nejpřesnější určení výkonu musíme zajistit, aby teplota prostředí okolo reaktoru byla přibližně stejná jako teplota vody v nádobě reaktoru.

2.2.1 Výpočet tepelného výkonu v primární smyčce

Tepelný výkon v primární smyčce lze spočítat na základě měření průtoku ve smyčce a rozdílu teplot vstupní a výstupní vody z rovnice:

$$P = \dot{m} \cdot C_p \cdot \Delta T, \quad (2.2)$$

kde \dot{m} je průtok vody v primární smyčce, C_p je specifická tepelná kapacita chladiva (vody) a ΔT je rozdíl teplot na vstupu a výstupu smyčky [10].

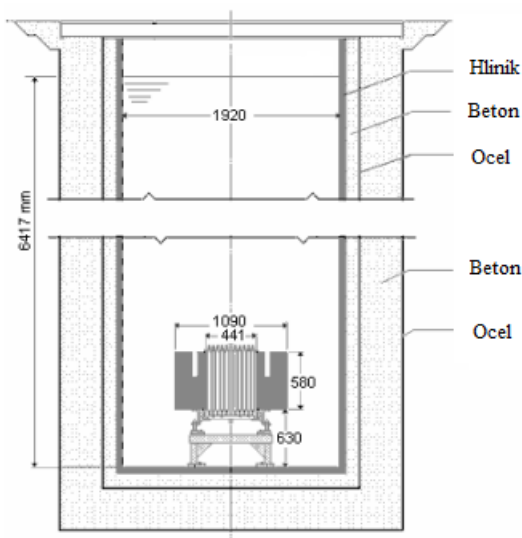
2.2.2 Výpočet tepelných ztrát do prostředí

Reaktor IPR-R1 TRIGA MARK I má tvar kruhového bazénu s vodou zapuštěného do podlahy. Tepelné ztráty jsou tedy způsobeny prostupem tepla z reaktoru do země skrz stěny reaktoru a dno reaktoru a konvekcí do vzduchu v reaktorové místnosti. Stěnu reaktorové nádoby tvoří několik vrstev materiálu. Vnitřní vrstvu, jež je v kontaktu s vodou, tvoří speciální hliníková fólie nanesená na 72mm tlusté betonové vrstvě. Dále následuje vrstva nerezové oceli a další vrstva betonu [10].

Tepelné ztráty vertikální stěnou obklopující reaktor

Tepelné ztráty vertikální stěnou, která obklopuje reaktor, jsou vyjádřeny rovnicí:

$$\dot{Q}_1 = \frac{T_{vs} - T_z}{R_H + R_B + R_O + R_{B2}}, \quad (2.3)$$



Obrázek 2.2: Řez reaktorovou nádobou reaktoru IPR-R1 TRIGA MARK I [10]

kde T_{vs} je průměrná teplota vnitřní stěny nádoby, T_z je průměrná teplota země okolo nádoby, R_H je odpor vedení tepla hliníku, R_B je odpor vedení tepla první vrstvy betonu, R_O je odpor vedení tepla pro ocelovou vrstvu a R_{B2} je odpor vedení tepla pro druhou vrstvu betonu. Odpor vedení tepla pro jednotlivé cylindrické vrstvy lze vypočítat z předpisu:

$$R = \frac{l}{2\pi h\lambda} \ln\left(\frac{r_e}{r_i}\right) \quad (2.4)$$

kde l je výška vody v reaktoru, h je hloubka reaktorové nádoby, λ je součinitel tepelné vodivosti pro danou vrstvu, r_i je interní poloměr každé vrstvy a r_e je externí poloměr každé vrstvy [10].

Tepelné ztráty dnem nádoby

Tepelné ztráty způsobené prostupem tepla dnem nádoby vyjadřuje vztah:

$$\dot{Q}_2 = \frac{T_{vs} - T_z}{R_{Hd} + R_{Bd} + R_{Od} + R_{B2d}} \quad (2.5)$$

Hodnoty odporů vedení tepla se získají z rovnice:

$$R = \frac{d}{S\lambda}, \quad (2.6)$$

kde d je tloušťka dané vrstvy materiálu, S je plocha dna nádoby a λ je součinitel tepelné vodivosti pro daný materiál [10].

Tepelné ztráty přestupem tepla do vzduchu v místnosti reaktoru

Tepelné ztráty přestupem tepla do vzduchu v místnosti reaktoru se vypočítají na základě rovnice:

$$\dot{Q}_3 = \alpha \cdot S \cdot (T_{hla} - T_{vzd}), \quad (2.7)$$

kde S je plocha hladiny reaktorové nádoby, T_{hla} je teplota vody na hladině, T_{vzd} je teplota vzduchu v reaktorové místnosti a α je součinitel přestupu tepla získaný z:

$$\alpha = \frac{Nu \cdot \lambda_f}{L}, \quad (2.8)$$

kde λ_f je součinitel tepelné vodivosti vody, L je charakteristický rozměr a zde platí $L = 0.9 \cdot d$, kde d je vnitřní průměr reaktorové nádoby. Zbývá určit hodnotu Nu , což představuje Nusseltovo podobnostní číslo, které je pro tento případ dáno vztahem:

$$Nu = 0.14 \cdot (Gr \cdot Pr)^{1/3}, \quad (2.9)$$

kde Pr je Prandtlovo číslo, jehož hodnota pro vzduch o teplotě 25°C je 0,708. Gr představuje Grashofovo číslo dané předpisem:

$$Gr = \frac{g \cdot \gamma \cdot L^3 \cdot (T_{hla} - T_{vzd})}{\nu^2}, \quad (2.10)$$

kde g je gravitační zrychlení, γ je koeficient objemové roztažnosti a pro vzduch platí $\gamma = 1/T_{vzd}$, ν je kinematická viskozita vzduchu [10].

Celkový výkon reaktoru

Na základě předchozích výpočtů je celkový tepelný výkon reaktoru dán rovnicí:

$$P_{celk} = P + \dot{Q}_1 + \dot{Q}_2 + \dot{Q}_3 \quad (2.11)$$

2.2.3 Zhodnocení metody

Metoda tepelné bilance je přesná a slouží primárně ke kalibraci výkonu reaktoru TRIGA MARK I IPR-R1, což je potřeba k přesnému určování neutronových toků v reaktoru. Jedná se o metodu přesnou, ale nepoužitelnou při určování okamžitého výkonu reaktoru. Aplikace této metody vyžaduje provoz reaktoru na konstantním výkonu po dlouhou dobu, měření teploty chladiva na vstupu a výstupu primární smyčky, měření průtoku chladiva primární smyčkou, měření průměrné teploty země v okolí reaktorové nádoby a průměrné teploty chladiva v nádobě reaktoru. Tepelné ztráty se dají redukovat tak, že se snažíme zajistit takové podmínky v okolí reaktoru, aby všechny měřené teploty byly v co nejmenším intervalu. Aplikace této metody není možná na výzkumné reaktory s tzv. nulovým výkonem z důvodu nedostatku výkonu k ohřátí chladiva na rozumně rozlišitelnou teplotu. Konkrétně pro reaktor VR-1, který má objem chladiva 17 m³ a výkon 500 W, je nemožné žádné změny teploty chladiva naměřit. [9],[10].

2.3 Metoda aktivačních detektorů

Jedná se o metodu založenou na stanovování průměrné hustoty toku tepelných neutronů v AZ. Jakmile onu hodnotu určíme, výkon reaktoru je možné dopočítat z rovnice [11]:

$$P = E_f \cdot \Sigma_f^F \cdot V_{az} \cdot \bar{\phi}_t, \quad (2.12)$$

kde E_f je průměrná energie využitelná z jednoho štěpení (200 MeV [12]), Σ_f^F je makroskopický účinný průřez pro štěpení paliva, V_{az} je objem AZ a $\overline{\phi}_t$ je průměrná hustota toku tepelných neutronů v AZ.

K určení $\overline{\phi}_t$ na výzkumných reaktorech se používají aktivační detektory popsané v první kapitole. Důležitou roli hraje volba tvaru a materiálu aktivačního detektoru. Tvar detektoru je významný ze dvou hlavních důvodů. Za prvé, aby se zabránilo samoabsorpci emitovaného gama záření, a za druhé, aby nedocházelo k přílišnému ovlivňování neutronového toku v AZ reaktoru. Z těchto důvodů se volí tenké fólie kruhového tvaru [11]. Požadavky na materiálové složení těchto detektorů byly již jmenovány v kapitole 1.4.2. Hojně používaný materiál k měření $\overline{\phi}_t$ je zlato, které má některé velmi vhodné vlastnosti např. vysokou hodnotu účinného průřezu pro reakci (n,γ) v oblasti tepelných energií neutronů [5].

2.3.1 Stanovení hustoty toku tepelných neutronů

Ke stanovení hustoty toku tepelných neutronů použijeme metodu kadmiového rozdílu. Jedná se o vystavení dvou aktivačních detektorů ve formě tenkých fólií neutronovému toku v AZ. Jedna z nich musí být umístěna do kadmiového pokrytí, které absorbuje tepelné neutrony až po kadmiovou hranu. Následně se změří aktivity obou fólií a dopočítá se neutronový tok [13].

Výpočet hustoty toku tepelných neutronů

Pro celkovou hustotu toku neutronů ϕ platí:

$$\sigma \cdot \phi = \sigma_{th} \cdot \phi_{th} + \sigma_{epi} \cdot \phi_{epi}, \quad (2.13)$$

kde σ je mikroskopický účinný průřez reakce (n,γ) , ϕ_{th} a ϕ_{epi} je hustota toku tepelných resp. epitermálních neutronů, σ_{th} a σ_{epi} jsou příslušné účinné průřezy reakcí (n,γ) [13].

Pro aktivitu fólie bez kadmiového pokrytí platí:

$$A = \frac{\epsilon \cdot I_\gamma \cdot \sigma \cdot \phi \cdot n \cdot K}{F_{abs} \cdot F_{fs}}, \quad (2.14)$$

kde K a n jsou dány vztahy:

$$K = \frac{(1 - \exp[-\lambda t_i]) \cdot (1 - \exp[-\lambda t_c]) \cdot (\exp[-\lambda t_d])}{\lambda \cdot t_c} \quad (2.15)$$

$$n = \frac{a \cdot N_a}{M} \quad (2.16)$$

Pro aktivitu fólie v kadmiovém pokrytí platí:

$$A_{cd} = \frac{\epsilon \cdot I_\gamma \cdot \sigma_{epi} \cdot \phi_{epi} \cdot n \cdot K}{F_{abs} \cdot F_{fs}} \quad (2.17)$$

Následnou kombinací vztahů (2.12), (2.13) a (2.16) získáme hledaný ϕ_{th} :

$$\phi_{th} = \frac{(A - A_{cd}) \cdot F_{abs} \cdot F_{fs}}{K \cdot \epsilon \cdot E_\gamma \cdot \sigma_{th} \cdot n} \quad (2.18)$$

λ	-	je rozpadová konstanta
E_γ	-	je intenzita dané gama linky
ϵ	-	je detekční účinnost
F_{abs}	-	je korekční faktor na gama absorpci fólie
F_{fs}	-	je korekční faktor spojený se samostíněním fólie
t_i	-	je čas ozařování fólie
t_d	-	je čas od konce ozařování do začátku měření aktivity fólie
t_c	-	je čas měření aktivity fólie
a	-	je izotopické zastoupení sledovaného jádra ve fólii
N_a	-	je Avogadrova konstanta
M	-	je molární hmotnost materiálu fólie
m	-	je hmotnost fólie

K získání aktivit může být použit např. HPGe detektor, pomocí kterého lze určit plochu S sledovaného gama peaku a aktivitu lze spočítat ze vztahu [14]:

$$A = \frac{S \cdot \lambda \cdot \frac{t_c}{t_i}}{K \cdot I_\gamma} \quad (2.19)$$

kde t_l je čas měření aktivity opravený na mrtvou dobu detektoru.

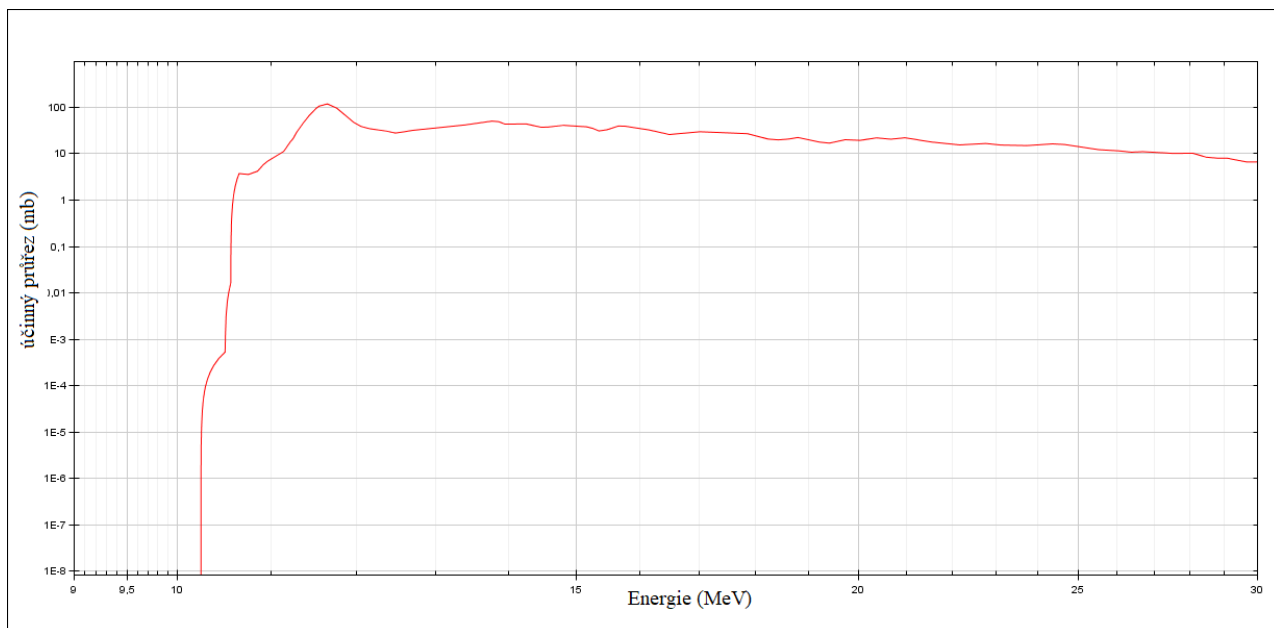
2.3.2 Zhodnocení metody

Metoda je dobře použitelná i na reaktorech s minimálním ohřevem chladiva, takže i na VR-1. Nicméně můžeme ji použít jen u reaktorů, u kterých jsme schopni dostatečně přesně určit hustotu toku tepelných neutronů. Jedná se zejména o reaktory se symetrickou AZ. AZ reaktoru VR-1 tvoří i další elementy (suché kanály, měřicí přístroje, potrubní pošta atd.) a navíc dochází k poměrně časté změně konfigurace AZ. Ta se koná zpravidla jednou ročně při ZKE. Pro tento koncept AZ je těžké přesné stanovení hustoty toku tepelných neutronů a proto je potřeba využít sofistikovanější verzi metody [11].

2.4 Metoda detekce gama záření z ^{16}N

V primární chladicí vodě vznikají díky reakcím s neutrony různé izotopy dusíku. Z hlediska stanovování výkonu reaktoru je významný pouze ^{16}N . Ten vzniká reakcí $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$. Z průběhu účinného průřezu reakce (Obrázek 2.3) je patrné, že se jedná o reakci prahovou s prahovou energií 10,24 MeV.

Produktem je ^{16}N , který se následně rozpadá β^- rozpadem s poločasem rozpadu 7,13 s [16]. Tento rozpad je doprovázen gama zářením, které obsahuje dva výrazné energetické peaky. První nejintenzivnější peak o energii 6,128 MeV má intenzitu 67 % a druhý o energii 7,115 MeV má intenzitu 4.9 % [16]. Další gama linky již mají nízké intenzity a jsou tedy nepoužitelné pro přesné měření. K určení aktivity ^{16}N se používá jeden ze dvou zmíněných nejintenzivnějších peaků. Takto energetické gama záření se detekuje s pomocí scintilačních detektorů typu BGO [17]. Jakmile získáme aktivitu ^{16}N , tak využíváme faktu, že aktivita ^{16}N v primárním chladivu je lineárně závislá na tepelném výkonu reaktoru [18]. Nakonec ještě musíme provést kalibraci, tzn. potřebujeme určit referenční hodnotu výkonu pomocí jiné metody a zjistit aktivitu ^{16}N při této hodnotě výkonu.



Obrázek 2.3: Průběh účinného průřezu reakce $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$ [15]

2.4.1 Zhodnocení metody

Jedná se o metodu využitelnou k online měření výkonu na výzkumných reaktorech např. bazénového typu. To vyžaduje instalaci nejméně jednoho detektoru do AZ. Dále by se musela provádět kalibrace jinou vhodnou metodou např. metodou aktivační. Aplikací této metody pro měření výkonu na reaktoru VR-1 se zabývá práce [17]. Z ní vyplývá, že určování aktivity ^{16}N v AZ VR-1 není jednoznačné a podrobně rozebírá možnosti její detekce.

Kapitola 3

Měření výkonu na reaktoru VR-1

3.1 Reaktor VR-1

Jedná se o experimentální jaderný reaktor malého výkonu, který slouží převážně k vzdělávacím účelům. Provoz reaktoru zajišťuje České vysoké učení technické v Praze, konkrétně pak Katedra jaderných reaktorů (KJR) při Fakultě jaderné a fyzikálně inženýrské. Zařízení je umístěno v budově těžkých laboratoří, jež je součástí areálu Matematicko-fyzikální fakulty Univerzity Karlovy v Troji na Praze 8 [14].

Malý výkon reaktoru znemožňuje vyhořívání paliva ve větší míře a zároveň neklade velké nároky na odvod tepla z aktivní zóny (AZ). Jde o bazénový reaktor, který je chlazený a moderovaný demineralizovanou lehkou vodou. Ta také slouží jako reflektor a biologické stínění. Reaktor se skládá ze dvou nádob. V jedné je umístěna AZ a říká se jí reaktorová. Druhá je zde k usnadnění manipulací při experimentech a nazývá se manipulační. AZ obvykle obsahuje 14 až 20 palivových článků IRT-4M, což je trubkové palivo s palivovou směsí ve formě disperze UO_2 a Al, přičemž obohacení uranu je 19,7 % [14].

Řízení reaktoru zajišťují řídicí tyče vyrobené z kadmiového plechu a poháněné krokovým motorem. K měření neutronového toku v reaktoru se využívají čtyři štěpné komory RJ1300, jejichž signál je dále zpracováván v kanále provozního měření výkonu (PMV). Dále se v reaktoru nachází kanál nezávislé výkonové ochrany (NVO), který vyhodnocuje signály z detektorů SNM-12 plněných bórem. V tabulce 3.1 jsou uvedeny základní charakteristiky reaktoru VR-1 [14],[19].

Tab. 3.1: Základní charakteristiky reaktoru VR-1 [14]

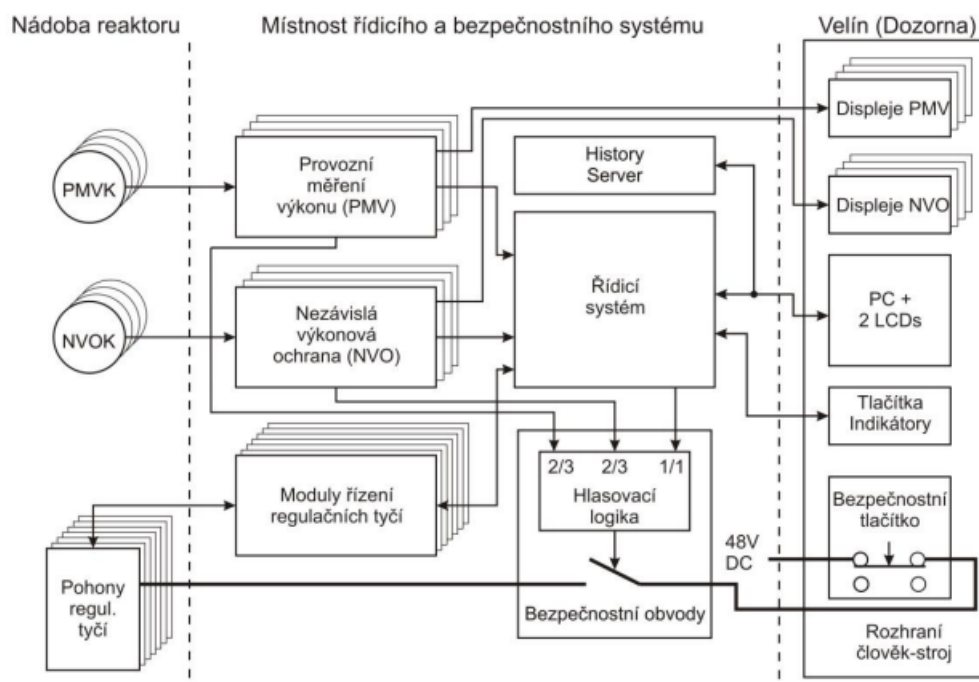
Jmenovitý výkon reaktoru	: ~ 100 W (tepelný), krátkodobě 500 W
Hustota toku neutronů	: ~ 10^{10} cm ⁻² ·s ⁻¹ (v centru aktivní zóny a při maximálním výkonu reaktoru)
Palivo	: typ IRT-4M, obohacení 19,7 % ²³⁵ U (dovoz z Ruska) - palivová směs: disperze UO ₂ + Al - pokrytí: hliníková slitina SAV-1
Reaktorové nádoby	: vyrobeny z nerezové oceli - průměr nádob 2 300 mm, výška nádob 4 720 mm - tloušťka stěn 15 mm, tloušťka dna 20 mm
Stínění reaktoru	: nad AZ: voda (~ 3 000 mm) boční: voda (~ 850 mm) + těžký beton (~ 950 mm)
Teplota v reaktoru	: obvykle 20°C (podle teploty okolí)
Chlazení aktivní zóny	: přirozenou konvekci
Tlak	: atmosférický
Regulační systém	: 5-7 absorpčních tyčí typ UR-70 s Cd absorbatorem: - 3 tyče bezpečnostní B1, B2 a B3 - 2 tyče regulační R1 a R2 - 0-2 tyče experimentální E1 a E2 (počet podle aktuální konfigurace AZ)
Provozní měření výkonu	: 4 štěpné širokopásmové detektory RJ 1300 (provoz v impulzním i proudovém režimu)
Nezávislá výkonová ochrana	: 4 bórové detektory SNM-12 (provoz pouze v impulzním režimu)
Neutronový zdroj	: Am-Be, 185 GBq, četnost emise neutronů ~ $2 \cdot 10^7$ n/s

3.2 Ovládací zařízení

Ovládací zařízení (OZ) je termín využívaný na KJR a odpovídá oficiálnímu termínu systému ochrany a regulace (SOR). Patří sem především:

1. měření hustoty neutronového toku a rychlosti jeho relativních změn při všech stavech reaktoru
2. ruční nebo automatické řízení hustoty neutronového toku
3. nepřetržitá kontrola stavu reaktoru se signalizací nepřípustných stavů a přiblížení se k nim
4. vlastní kontrola před spuštěním reaktoru a při jeho provozu se signalizací poruch
5. ruční i automatické zastavení reaktoru při jeho nepřípustných stavech a při poruchách OZ

Blokové schéma OZ je zobrazeno na obrázku 3.2 a lze rozdělit na tři hlavní části. Jedná se o ochranný systém, řídicí systém a rozhraní člověk-stroj (HMI). Nej důležitějším systémem z hlediska jaderné bezpečnosti je ochranný systém jaderného reaktoru [19]. Ten obsahuje čtyři kanály PMV a čtyři kanály NVO. Z těchto čtyř kanálů PMV resp. NVO jsou vždy aktivní maximálně tři a čtvrtý je ponechán jako záloha. Logika vyhodnocování je v režimu "dva ze tří" tzn. pokud jakékoli dva kanály PMV nebo NVO vyhodnotí překročení bezpečnostních limitů, dojde k rozpojení bezpečnostního relé a odstavení reaktoru pádem absorpčních tyčí do AZ [19].



Obrázek 3.2: Blokové schéma OZ reaktoru VR-1 [19]

3.2.1 Řídicí systém

V inovovaném OZ je řídicí systém realizován na základě jednoho počítače (průmyslové PC). Řídicí systém přijímá data z kanálů PMV a NVO, provádí vyhodnocení stavu reaktoru a v případě překročení bezpečnostních úrovní (provádí vyhodnocování i pro data z jednotlivých kanálů PMV a NVO s logikou „2 ze 3“) nezávisle na PMV nebo NVO odstavuje reaktor. Rovněž vypočítává střední hodnoty výkonu a rychlosti změny výkonu, které pak předává rozhraní člověk-stroj. ŘS ovládá na základě příkazů z rozhraní člověk-stroj hodnotu zadaného výkonu, vypočítává odchylku od zadaného výkonu; je-li její hodnota vyšší než bezpečnostní úroveň, provede prostřednictvím bezpečnostního řetězce odstavení reaktoru. Bezpečnostní odstavení řídicí systém inicializuje i v případě celé řady provozních situací a problémů technologie. ŘS rovněž testuje odchylky mezi jednotlivými kanály PMV, na jejich základě rozhoduje o důvěryhodnosti dat a řídí konfiguraci kanálů PMV. Systém přijímá příkazy od rozhraní člověk-stroj a provádí je za předpokladu, že jsou splněny podmínky pro jejich vykonání. ŘS ovládá polohy regulačních tyčí a zajišťuje funkci automatického regulátoru výkonu reaktoru [19].

3.2.2 Regulační tyče

Regulační (nebo také absorpční) tyče slouží k regulování výkonu jaderného reaktoru. Jsou potaženy tenkým kadmiovým plechem, který absorbuje neutrony. V AZ reaktoru může být nejvýše sedm a nejméně pět tyčí, to záleží na konfiguraci AZ. Máme zde tři skupiny tyčí, rozdělených podle jejich funkce. Tři bezpečnostní tyče (B1,B2,B3) jsou při normálním provozu v horních koncových polohách a slouží k odstavení reaktoru za mimořádných událostí. Dále jsou zde dvě experimentální tyče (E1,E2), které slouží ke kompenzaci reaktivity vlivem experimentálních zařízení. Poslední skupinu tvoří dvě tyče řídicí (R1,R2). Ty kontrolují štěpnou řetězovou reakci [14],[19].

3.2.3 Rozhraní člověk-stroj

Rozhraní člověk-stroj umožňuje operátorovi řídit reaktor. Nachází se v řídicí místnosti v reaktorové hale. Skládá se z počítače, dvou monitorů pro alfanumerickou komunikaci a grafické zobrazení dat, individuálních displejů pro sledování hodnot z individuálních kanálů PMV a NVO, klávesnice pro zadávání příkazů, myši, tlačítek, indikátorů a počítače pro zobrazování a ukládání hlášení původně určených pro tiskárnu, počítače pro vyhodnocování experimentů a systému pro videokonference [9]. Data z PMV i NVO jsou zobrazena na jednom monitoru, zatímco druhý slouží jako alfanumerická konzole, skrz ní pak operátor může zadávat příkazy a přijímat hlášení systému. Dále je HMI vybaveno history serverem, který ukládá zadávané příkazy i data získaná provozem reaktoru. Využívá se při vyhodnocování experimentů a jako důkaz bezpečného provozu reaktoru [19].

3.2.4 Kanály NVO

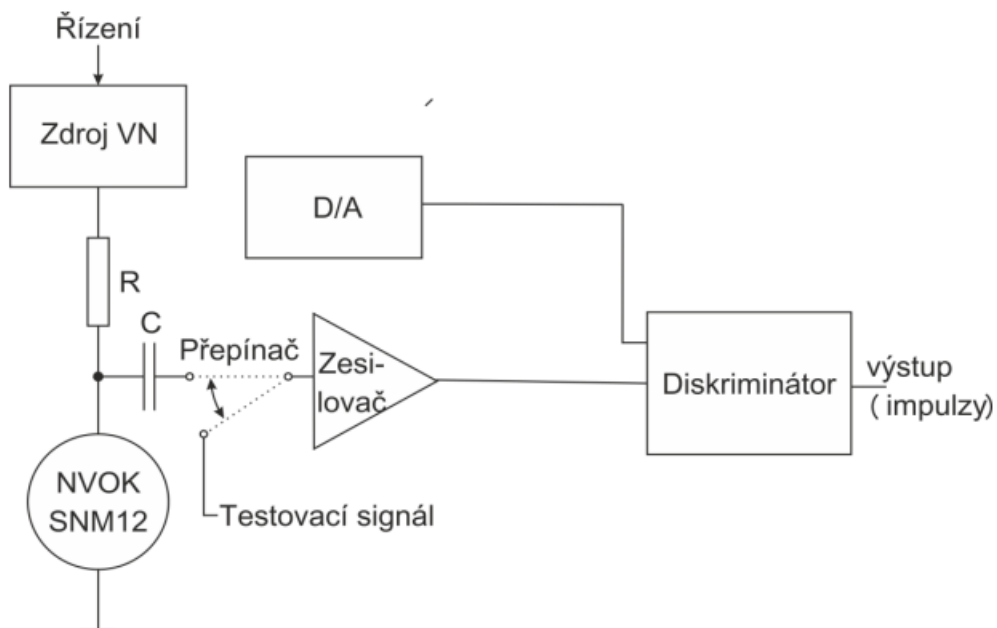
Kanály NVO používají pro měření výkonu reaktoru bórové detektory typu SNM-12, jež jsou umístěny pod nádobou reaktoru. Jejich funkce je určování výkonu reaktoru a rychlost změny výkonu. Při překročení bezpečnostních limitů iniciují signál k rozpojení bezpečnostních relé a posílají získaná data do řídicího systému. NVO se skládá z analogové a počítačové části.

Analogová část

Analogová část obsahuje napájecí zdroj pro bórovou komoru. Dále je přes kondenzátor připojena k zesilovači, který zesiluje signál z bórové komory. Následně je zde přítomen diskriminátor, který obsahuje komparátor a porovnává impulzy z komory s nastaveným diskriminačním napětím. Diskriminované impulzy jsou dále posílány do počítačové části NVO, kde se z nich vypočítává výkon a rychlost změny výkonu [20]. Schéma analogové části NVO je zobrazeno na obrázku 3.3.

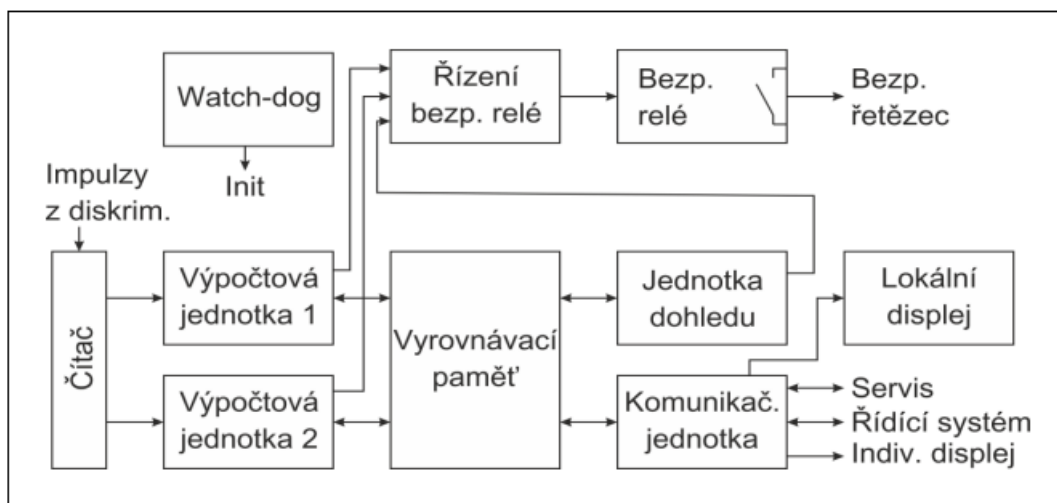
Počítačová část

Základ počítačové části NVO tvoří dvě výpočtové jednotky. To je z bezpečnostních důvodů. Tyto jednotky pracují paralelně a vyhodnocují data získané z analogové části. Následně se porovnává časová shoda i vypočtené hodnoty obou jednotek, aby došlo k odhalení případných chyb paměti. Jednotky také sledují překročení bezpečnostních limitů a případně iniciují rozpojení bezpečnostních relé. Počítačová část



Obrázek 3.3: Blokové schéma analogové části NVO [20]

obsahuje také displej, kde jsou zobrazovány všechny vypočtené hodnoty [20]. Schéma počítačové části NVO je zobrazeno na obrázku 3.4.

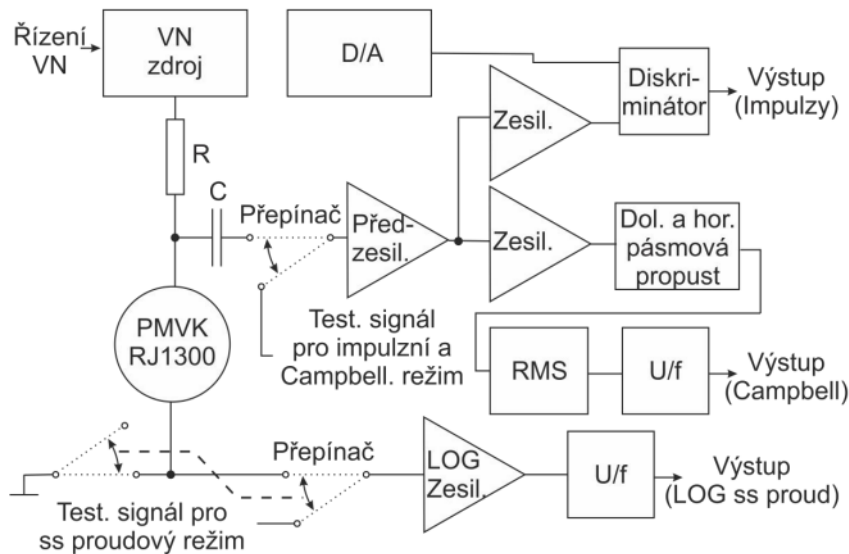


Obrázek 3.4: Blokové schéma počítačové části NVO [20]

3.2.5 Kanály PMV

Kanály PMV zajišťují měření výkonu reaktoru a rychlosti změny výkonu reaktoru. Signál získaný ze štěpné komory RJ1300 se zpracovává podle velikosti výkonu ve třech režimech. Pro malé výkony je zde impulzní režim a pro výkony větší se používá režim proudový a Campbellovský. Hodnoty, získané ze všech režimů se následně porovnávají s bezpečnostními a varovnými limity, přičemž při jejich překročení dochází k odstavení reaktoru nebo k zapnutí varovných signálů. Přesné hodnoty těchto limitů jsou zmíněny v následujícím samostatném odstavci [21].

Převodník pro neutronovou komoru - N708



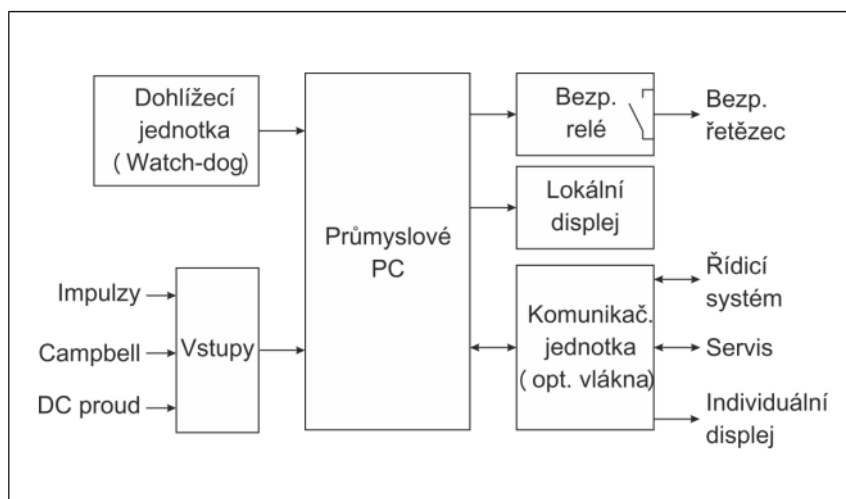
Obrázek 3.5: Blokové schéma analogové části PMV [20]

Jedná se o zařízení, které zpracovává signál ze širokopásmové štěpné komory RJ1300 a převádí tento analogový signál na digitální. Toto zpracování probíhá pro všechny tři kanály PMV (impulzní, proudový, Campbellov). Také přivádí vysoké napětí na štěpnou komoru. Blokové schéma N708 je zobrazeno na obrázku 3.4. Jednotka se dá ovládat i pomocí příkazů z vnějšího počítače. Toho se hojně využívá při experimentech [22].

N708 nejprve signál zesiluje a následně provádí diskriminaci. Diskriminuje se šum a gama tak, aby odezva komory byla pouze na signál od neutronů. Výstupem PMV je počet neutronových impulzů za 1 sekundu, což je hodnota úměrná hustotě toku neutronů resp. výkonu reaktoru.

Počítačová část PMV

Zde se počítá výsledná hodnota výkonu reaktoru VR-1. Také zde probíhá vyhodnocování překročení bezpečnostních a varovných limitů a případné rozepnutí bezpečnostních relé. Vstupy počítačové části tvoří impulzní, proudový a Campbellovský kanál. V průmyslovém PC dochází k výpočtu hodnot výkonu a rychlosti změny výkonu. PC také rozhoduje o překročení bezpečnostních limitů a rozepnutí bezpečnostních relé. Všechny hodnoty jsou pak pomocí vláknové optiky přivedeny na displej pultu operátora. Blokové schéma počítačové části PMV je zobrazeno na obrázku 3.5.



Obrázek 3.6: Blokové schéma počítačové části PMV [20]

Bezpečnostní a varovné limity

OZ má implementovány bezpečnostní limity, které zajišťují bezpečný provoz reaktoru. Při jejich překročení dojde k odstavení reaktorů zasunutím absorpčních tyčí do koncových poloh. Limity jsou stanoveny pro kanály PMV i NVO a pro řídicí systém a týkají se výkonu, rychlosti změny výkonu a odchylky od zadaného výkonu. Bezpečnostní limity jsou:

1. Výkon: $7.5E8$ imp./s (PMV), $1.5E8$ imp./s (řídicí systém) možno zvýšit na $7.5E8$ imp./s , $5E3$ imp./s (NVO)
2. Rychlost změny výkonu: $+6\%/s$ (PMV, NVO i řídicí systém)
3. Odchylka od zadaného výkonu: $+25\%$ (vyhodnocuje pouze řídicí systém)

OZ dále obsahuje i varovné limity, jež mají za úkol varovat operátora, když se blíží k limitům bezpečnostním. Při dosažení těchto limitů není možné dále zvyšovat výkon reaktoru ani polohu regulačních tyčí. Varovné limity jsou:

1. Výkon: $6.25E8$ imp./s (PMV), $1.25E8$ imp./s (řídicí systém) možno zvýšit na $6.25E8$ imp./s, $4,166E3$ imp./s (NVO)
2. Rychlost změny výkonu: $+4\%/s$ (PMV, NVO i řídicí systém)
3. Odchylka od zadaného výkonu: $+10\%$ (vyhodnocuje pouze řídicí systém)

Hodnoty všech limitů pro PMV, NVO i řídicí systém je možné měnit. Změna je pro PMV a NVO možná pouze do přísnějších hodnot, čehož se využívá při testování reakce systému na jejich překročení [19],[21] .

Výpočet hodnot výkonu a rychlosti změny výkonu v impulzním režimu

V následující části je popsán postup výpočtu výkonu pro impulzní režim PMV. Výkon jaderného reaktoru je lineární funkcí hustoty neutronového toku uvnitř reaktoru, proto výstupem těchto výpočtů bude právě hustota neutronového toku s jednotkou impulz za sekundu (imp/s) [23].

Výpočet hodnot se skládá ze čtyř kroků. Pokud není jeden z kroků úspěšně dokončen, další se již nevykonává. Hodnoty jsou po každém kroku ukládány do odděleného paměťového prostoru, aby byla možná kontrola správnosti vypočtených hodnot [19].

Krok 1

Zde se získává počáteční raw hodnota. Do počítače je každých 100 ms posílána hodnota impulzního čítače a provádí se odečtení předchozí hodnoty od nové, čímž se získá počet impulzů za 100 ms [19].

$$f_{RawImp} = f_{NewImp} - f_{OldImp} \quad [Imp/100ms] \quad (3.1)$$

Krok 2

V tomto kroku je hodnota korigována na lineární funkci,

$$f_{CorrImp} = k_{Imp1} * f_{RawImp} + O_{Imp1} \quad [Imp/100ms], \quad (3.2)$$

kde k_{Imp1} a O_{Imp1} jsou konstanty nastavitelné v servisním režimu [19].

Krok 3

Dále se již počítá vlastní výkon, ve kterém figurují i staré korigované hodnoty. Jako první je potřeba určit počet hodnot, ze kterých se bude výkon počítat.

$$n = 88 - 19 \log(10 f_{CorrImp-1}) \quad (3.3)$$

Minimální počet hodnot, ze kterého se výkon počítá je 12 a maximální je 60. Následuje vzorec pro výpočet vlastního výkonu (neutronového toku),

$$N_{Imp} = k_{Imp2} \frac{\sum_{i=0}^{n-1} f_{CorrImp-i}}{0,1n} \quad [Imp/s], \quad (3.4)$$

kde k_{Imp2} je konstanta nastavitelná v servisním režimu [19].

Krok 4

Na konec je provedena závěrečná korekce pomocí lineární funkce,

$$N_{FinalImp} = k_{Imp3} N_{Imp} - O_{Imp3} \quad [Imp/s], \quad (3.5)$$

kde k_{Imp3} a O_{Imp3} jsou další konstanty nastavitelné v servisním režimu. Hodnota $N_{FinalImp}$ je výsledná hodnota výkonu impulzního kanálu [19].

Výpočet rychlosti změny výkonu v impulzním režimu

Jako první se provádí výpočet počtu hodnot, z nichž se bude následně počítat rychlost změny výkonu. Vzorec pro počet hodnot je:

$$n = 165 - 34 \log(N_{FinalImp-1}), \quad (3.6)$$

kde $N_{FinalImp-1}$ je hodnota získaná z předchozího výpočetního cyklu z impulzního režimu. Rychlost se počítá minimálně z 50 a maximálně ze 115 hodnot. Samotná rychlost změny výkonu se počítá metodou nejmenších čtverců [21].

$$V_{Imp} = 100k_{Impv} \frac{A}{0,1(B + \frac{1}{2}nA)} \quad [%/s] \quad (3.7)$$

přičemž

$$A = \frac{n \sum_{i=0}^{n-1} [(n-i)N_{FinalImp-i}] - \sum_{i=1}^n i \sum_{i=0}^{n-1} N_{FinalImp-i}}{n \sum_{i=1}^n i^2 - (\sum_{i=1}^n i)^2} \quad (3.8)$$

a

$$B = \frac{\sum_{i=1}^n i^2 \sum_{i=0}^{n-1} N_{FinalImp-1} - \sum_{i=1}^n i \sum_{i=0}^{n-1} [(n-i)N_{FinalImp-1}]}{n \sum_{i=1}^n i^2 - (\sum_{i=1}^n i)^2} \quad (3.9)$$

Konstantu k_{Impv} lze nastavit v servisním režimu [21].

Kapitola 4

Experiment na VR-1

V této kapitole bude popsán experiment, který byl prováděn dne 2. 6. 2022 na školním reaktoru VR-1. První cíl experimentu bylo prověřit chování impulzního režimu PMV reaktoru VR-1 při vysokých hustotách neutronového toku. Dalším cílem bylo stanovit optimální diskriminační napětí tak, aby byl omezen vliv gama záření na měření výkonu VR-1. Třetím cílem bylo zjistit, jak kapacitní vazba zesilovačů přítomných v elektrických obvodech PMV ovlivňuje detekci impulzů.

4.1 Průběh experimentu

Jako první byl do AZ reaktoru VR-1 vstřelen neutronový zdroj (NZ) a pomocí dříve vytvořeného softwaru byla měřena závislost četnosti impulzů od NZ na diskriminačním napětí. Napěťový rozsah byl zvolen od 0.2 V do 0.7 V. Následně byla měřena četnost impulzů pro zvolená diskriminační napětí. Jednalo se o 0.5 V, 0.45 V, 0.42 V, 0.41 V, 0.4 V.

Následně byl reaktor uveden do kritického stavu na výkonu 1000 imp/s. Na této výkonové hladině proběhlo další měření závislosti diskriminačního napětí na četnosti impulzů a to ve stejném napěťovém rozsahu.

Dále bylo prováděno pomalé zvyšování výkonu až na hodnotu 1E4 imp/s s tím, že byly zaznamenávány hodnoty výkonu z impulzní komory a zároveň ze systému PMV. Toto měření probíhalo s krokem 1000 imp/s až do hodnoty výkonu 1E4 imp/s. Při tomto výkonu proběhlo poslední měření závislosti četnosti impulzů na diskriminačním napětí.

Poté probíhalo další zvyšování výkonu reaktoru se zaznamenáváním hodnot vypočítaných z PMV a z impulzní komory. Toto probíhalo postupně až do výkonu 5E5 imp/s. Následně byl zvýšen výkon reaktoru na 1E8 imp/s. Tato výkonová hladina se udržovala cca 20 min, aby došlo k nahromadění gama záření.

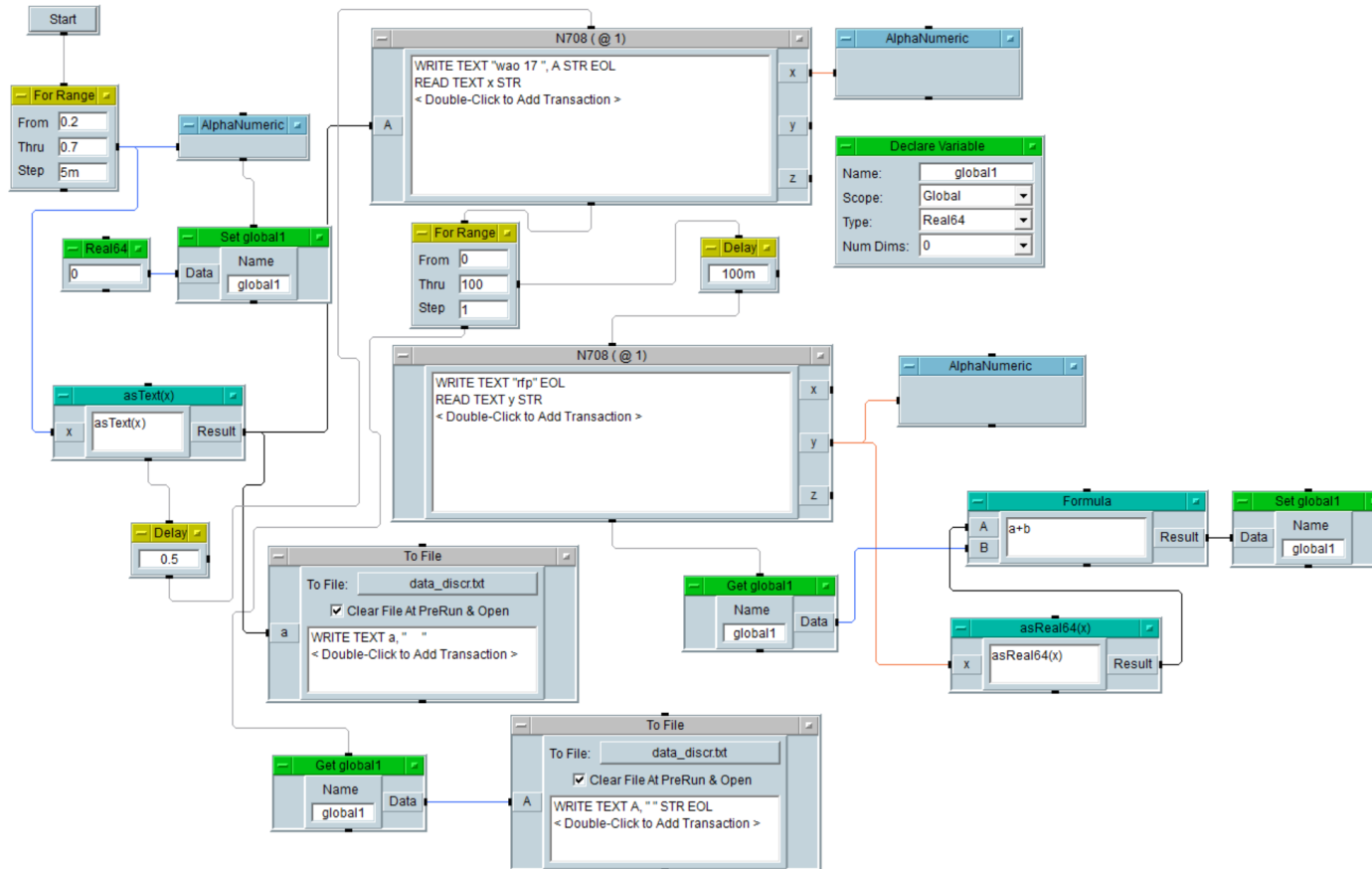
Nakonec byl reaktor odstaven, do AZ byl znovu vstřelen NZ a proběhlo závěrečné měření četnosti impulzů na zvoleném diskriminačním napětí. Znovu šlo o napětí 0.5 V, 0.45 V, 0.42 V, 0.41 V, 0.4 V.

4.2 Určování diskriminační hladiny

Diskriminační napětí volíme tak, abychom získali odezvu pouze na neutrony. Pokud bychom zvolili diskriminační napětí příliš malé, docházelo by k zkreslování

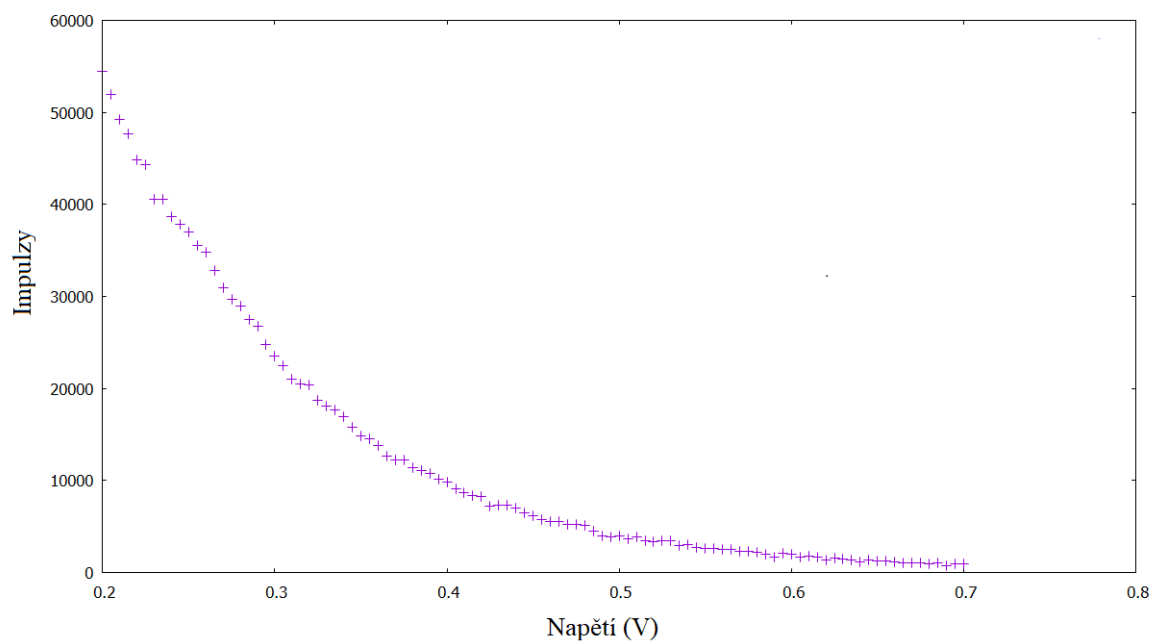
odezvy vlivem gama záření. Pokud naopak zvolíme diskriminační napětí příliš vysoké, může se stát, že nebudou zaznamenány všechny neutrony. Optimální hodnota diskriminačního napětí je tedy důležitá pro přesnou detekci neutronů.

Při experimentu byla naměřena závislost četnosti impulzů na diskriminačním napětí pro tři výkonové hladiny NZ (cca 100 imp/s), 1000 imp/s a 1E4 imp/s. K měření byl využit software doc. Kropíka zobrazený na obrázku 4.1. Software mění diskriminační napětí do 0.2 V do 0.7 V po kroku 0.05 V. Pro každou hodnotu napětí software sečte 100 hodnot naměřených jednotkou N708 a výsledek uloží do výstupního souboru. Obdobně pokračuje až do hodnoty napětí 0.7 V a pak se ukončí.

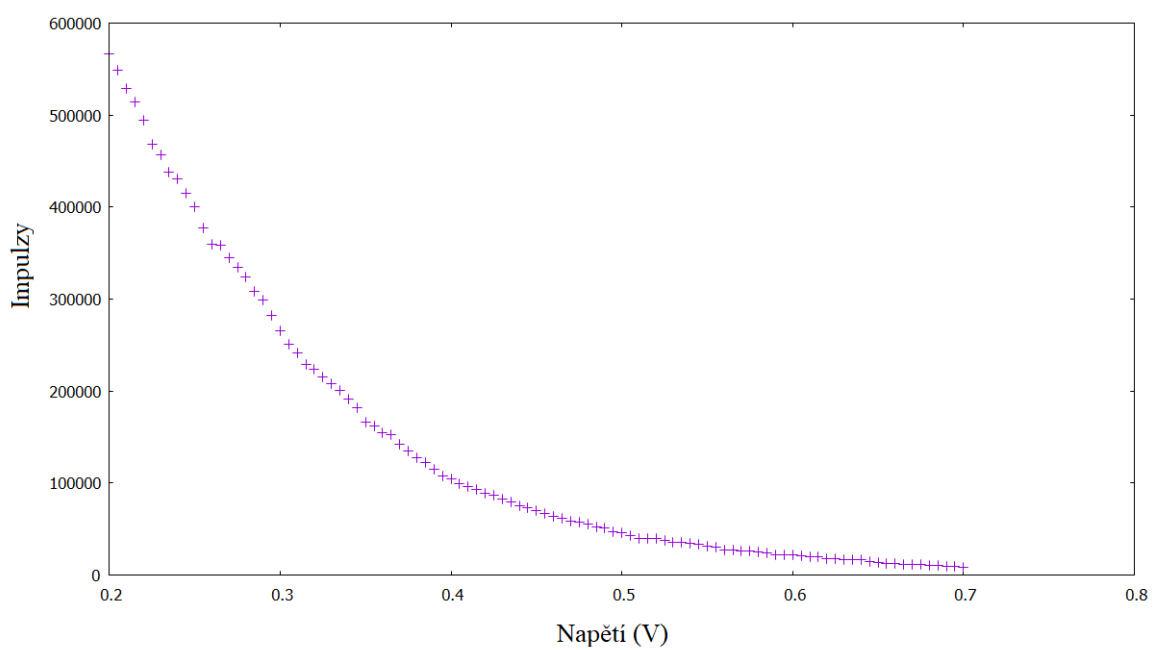


Obrázek 4.1: Software použitý k naměření diskriminace

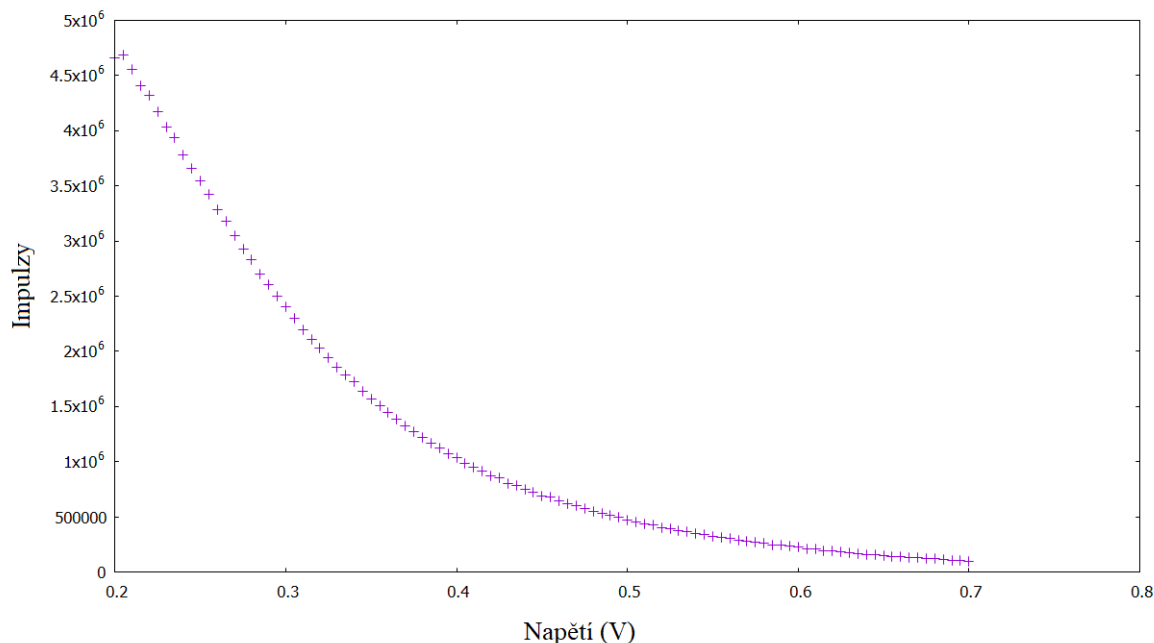
Výsledné grafy jsou zobrazeny viz. obrázky 4.2, 4.3, 4.4. Z grafů bohužel není patrný žádný výrazný peak od neutronů a proto se jako diskriminační úroveň ponechala již ověřená hodnota 0.41 V.



Obrázek 4.2: Závislost četnosti impulzů na diskriminačním napětí pro NZ



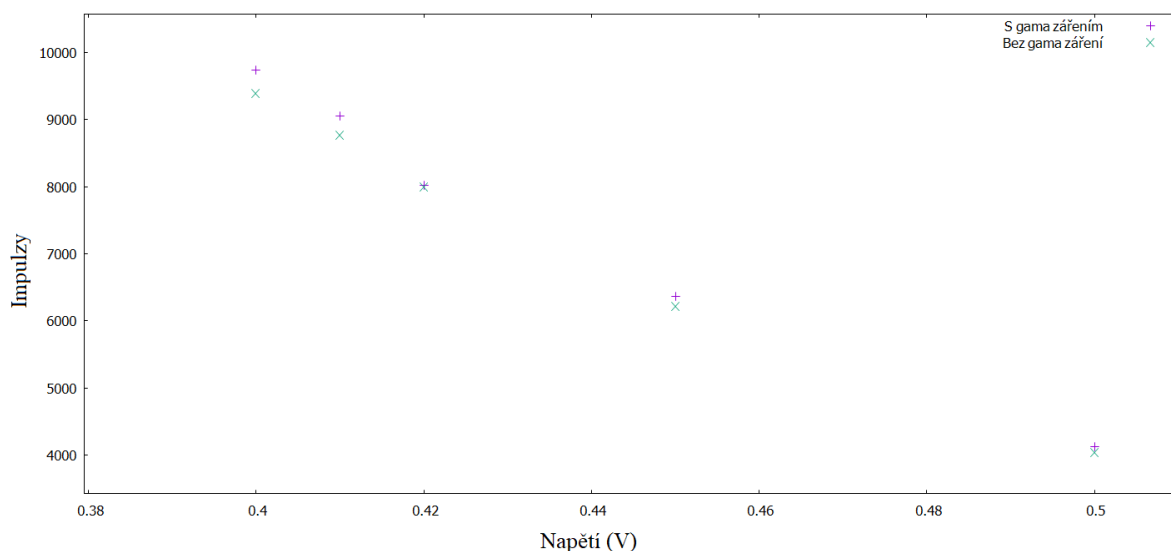
Obrázek 4.3: Závislost četnosti impulzů na diskriminačním napětí pro 1000 imp/s



Obrázek 4.4: Závislost četnosti impulzů na diskriminačním napětí pro 1E4 imp/s

4.3 Vliv gama záření na diskriminační úroveň

Zde předpokládáme, že před spuštěním reaktoru je vliv gama záření minimální a naopak po delším provozu reaktoru na maximálním výkonu (1E8 imp/s) a následném odstavení se gama záření projevuje nejvíce.



Obrázek 4.5: Závislost četnosti impulzů pro jednotlivá diskriminační napětí s gama zářením a bez gama záření

Z naměřených hodnotu na obrázku 4.5 vidíme, že pro hodnoty diskriminačního napětí 0.4 V a 0.41 V je patrný poměrně velký rozdíl mezi hodnotami četnosti s gamou a bez ní. Pro hodnotu 0.42 V je rozdíl jen velmi malý, a proto by se mohlo

jednat o právě onu hledanou úroveň diskriminačního napětí. Nicméně hodnoty pro 0.45 V se od sebe zase významně liší. Pro dosažení jednoznačného výsledku by tedy bylo zapotřebí celé měření zopakovat, a to pro více hodnot diskriminačního napětí s menším rozestupem.

Tabulka 4.6 ukazuje relativní odchylky hodnot naměřených bez gama záření a s gama zářením. Je vidět, že odchylky způsobené gama zářením jsou minimální.

Tab. 4.6: Relativní odchylka hodnot naměřených s gama zářením a bez gama záření

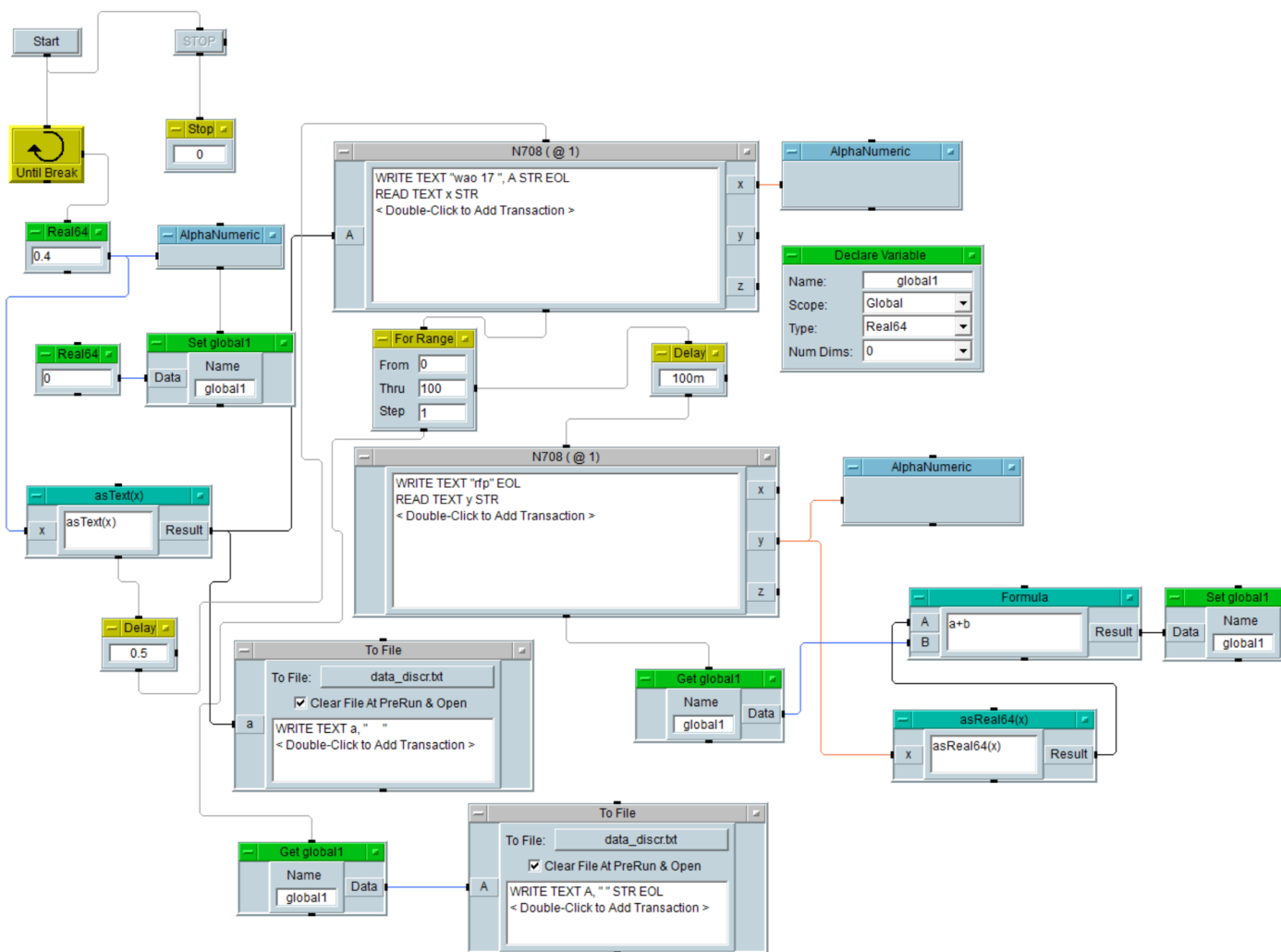
Napětí (V)	Před gama	Po gama	relativní odchylka (%)
0.4	9383	9738	3,65
0.41	8768	9048	3,09
0.42	7999	8025	0,32
0.45	6218	6366	2,32
0.5	4037	4127	2,18

4.4 Chování impulzního režimu při vysokých hodnotách neutronového toku

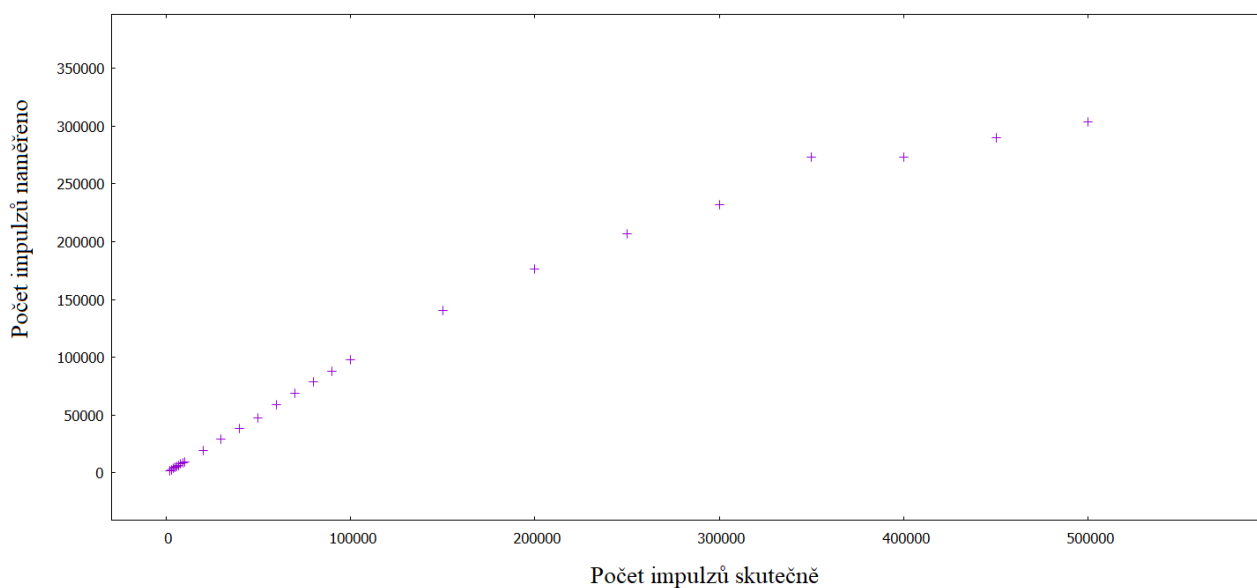
Zde byly porovnávány hodnoty výkonu VR-1 naměřené impulzní komorou s hodnotami, které byly získány z řídicího systému tzn. z proudového nebo Campbellovského režimu. Závislost skutečných hodnot z ŘS a naměřených hodnot pomocí impulzní komory je zobrazena na obrázku 4.8.

K naměření této závislosti doc. Kropík vytvořil software, který je zobrazen na obrázku 4.7. V softwaru se nejprve musí nastavit diskriminační hladina napětí. Následně do softwaru přicházejí hodnoty z jednotky N708. Software jich sto sečte a uloží do výstupního souboru. Takto pokračuje až do přerušení.

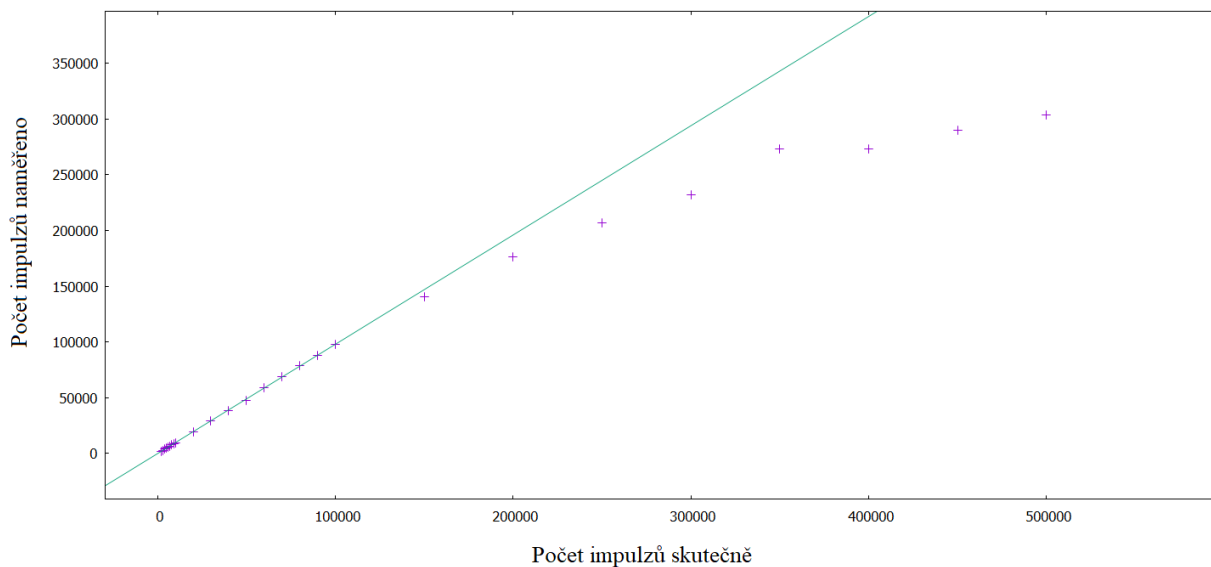
Z obrázku 4.8 je patrné, že četnost impulzů naměřených impulzní komorou je od jisté hodnoty menší než četnost naměřená ŘS. To je způsobeno tzv. mrtvou dobou elektroniky i komory, která zpracovává impulzy. Mrtvá doba je čas, který elektronika nebo komora potřebuje ke zpracování signálu od registrované částice, přičemž není schopna žádné další částice zachytit. Jakmile tedy bude v systému příliš mnoho částic, dojde k projevu mrtvé doby a detekován je jen zlomek skutečného počtu částic v systému. Jedná se o důležitý jev z hlediska přesného měření výkonu na VR-1 a je zapotřebí znát hladinu, do které je možné impulzní režim využít s dostatečnou přesností. Z obrázku 4.9 je vidět, že impulzní režim je přesný do $1E5$ imp/s, nicméně v PMV reaktoru VR-1 je impulzní režim používán do $5E4$ imp/s. Tabulka 4.10 ukazuje růst relativní odchylky hodnot naměřených impulzní komorou a hodnot získaných z ŘS. Je z ní patrný růst relativní odchylky od $1E5$ imp/s.



Obrázek 4.7: Software použitý k naměření odezvy impulzní komory na vysokou hustotu neutronového toku



Obrázek 4.8: Chování impulzního režimu při vysokých hustotách neutronového toku



Obrázek 4.9: Chování impulzního režimu při vysokých hustotách neutronového toku

Tab. 4.10: Relativní odchylka hodnot naměřených impulzní komorou a ŘS

PMV-VR-1 (imp/s)	Impulzní komora (imp/s)	relativní odchylka (%)
500 000	303 720	39
450 000	290 142	36
400 000	273 290	32
350 000	273 290	22
300 000	232 022	23
250 000	206 518	17
200 000	176 203	12
150 000	140 349	6
100 000	97 775	2
90 000	88 162	2
80 000	78 600	2
70 000	68 868	2
60 000	58 843	2
50 000	47 934	4
40 000	38 751	3
30 000	28 968	3
20 000	19 405	3
10 000	9 391	6
9 000	8 574	5
8 000	7 642	4
7 000	6 605	6
6 000	5 692	5
5 000	4 748	5
4 000	3 790	5
3 000	2 894	4
2 000	1 935	3

4.5 Vliv kapacitního připojení komory na její odezvu

K naměření vlivu připojení přes kondenzátor měl být použit systém dataPartner N711A a N801 (impulzní systém LVR15). Tento systém kompenzuje velikost amplitudy impulzu v závislosti na jejich kmitočtu. Bohužel se nepodařilo systém oživit a to i přes konzultaci s firmou dataPartner (nejasnoti s napájením komory). Experiment bude proveden v budoucnu.

Závěr

Zadání bakalářské práce se skládalo ze čtyř bodů. Jako první se měla provést rešerše metod měření výkonu na výzkumných jaderných reaktorech a detektorů neutronů. Detektorům neutronů se podrobně věnuje první kapitola. Zde jsou popsány principy různých neutronových detektorů od aktivačních až po samonapájecí. Metody měření výkonu na výzkumných jaderných reaktorech obsahuje kapitola druhá.

Dalším bodem zadání bylo prostudovat ovládací zařízení školního jaderného reaktoru VR-1 se zaměřením na provozní měření výkonu. Tímto se zabývá kapitola třetí, která je doplněná charakteristikami reaktoru VR-1. Následuje popis kanálů nezávislé výkonové ochrany a kanálů provozního měření výkonu. Kapitola také obsahuje hodnoty bezpečnostních a varovných limitů, jejichž překročení iniciuje odstavení reaktoru.

Třetí bod zadání je seznámení se s analogovou jednotkou N708. Tato jednotka převádí analogový signál ze štěpné komory na digitální a může provádět výpočet hodnoty výkonu pro všechny tři režimy PMV. Výpočet oné hodnoty výkonu je zde popsán pouze pro impulzní režim. Jelikož je jednotka součástí systému provozního měření výkonu, tak byl její popis zařazen do třetí kapitoly k části kanály PMV.

Posledním úkolem bylo provést testování měření výkonu na školním reaktoru v impulzním režimu při vysokých hustotách neutronového toku, a to s ohledem na správnou diskriminaci. Dále prověřit vliv kapacitní vazby zesilovačů. Celý experiment včetně výsledků je prezentován ve čtvrté kapitole. Testování impulzního režimu při vysokých hustotách neutronového toku proběhlo bez problémů a došlo zde k očekávanému projevu mrtvé doby elektroniky. Hledání správné diskriminace nedává žádné jednoznačné závěry a pro lepší výsledky by bylo nutné měření zopakovat a to v detailnějším měřítku. Vliv kapacitní vazby se naměřit nepodařilo, jelikož nebyla k dispozici potřebná technika. Jakmile bude daný přístroj k dispozici bude měření provedeno a výsledky zveřejněny v navazující práci.

Reference

- [1] BEISER, Arthur, 1978. *Úvod do moderní fyziky* 2. vydání. Praha: Academia.
- [2] KROPÍK, Martin *Přednáška předmětu Bezpečnostní systémy jaderných reaktorů* ; Katedra jaderných reaktorů FJFI ČVUT v Praze
- [3] ÚLEHLA, Ivan, TRKA Zbyšek a SUK Michal, 1990. *Atomy, jádra, částice: celostátní vysokoškolská učebnice pro studenty matematicko-fyzikálních a přírodovědeckých fakult.* Praha: Academia. ISBN 80-200-0135-2.
- [4] GERNDT, Josef a Petr PRŮŠA. *Detektory ionizujícího záření.* 2., přeprac. vyd. V Praze: ČVUT, 2011. ISBN 978-80-01-04710-1.
- [5] KNOLL, Glenn F. *Radiation detection and measurement.* 3rd ed. New York: Wiley, c2000. ISBN 0-471-07338-5.
- [6] MUSÍLEK, Ladislav. *Dozimetrie neutronů.* Praha: Vyd. ČVUT, 1998. ISBN 80-01-01750-8.
- [7] JAROŠÍK, Jiří. *Studium reakcí neutronů důležitých pro pokročilé jaderné systémy.* Bakalářská práce, 2019 České vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, Katedra jaderných reaktorů. Vedoucí práce RNDr. Vladimír Wagner, CSc.
- [8] ZEROVNIK, G., SNOJ, L., TRKOV, A., BARBOT, L., FOURMENTEL, D., VILLARD, J.-F., 2014. *Measurements of Thermal Power at the TRIGA Mark II Reactor in Ljubljana Using Multiple Detectors.* IEEE Trans. Nucl. Sci. 61, 2527–2531. <https://doi.org/10.1109/TNS.2014.2356014>
- [9] MESQUITA, A.Z., REZENDE, H.C., GOMES do Prado SOUZA, R.M., 2011. *Thermal power calibrations of the IPR-R1 TRIGA reactor by the calorimetric and the heat balance methods.* Progress in Nuclear Energy 53, 1197–1203. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2011.08.003>
- [10] MESQUITA, A.Z., REZENDE, H.C., TAMBOURGI, E.B., 2007. *Power calibration of the TRIGA mark I nuclear research reactor.* J. Braz. Soc. Mech. Sci. Eng. 29. <https://doi.org/10.1590/S1678-58782007000300002>
- [11] ŠOLTĚS, Jaroslav, 2011. *Stanovenie tepelného výkonu reaktora VR-1 pomocou aktivačných detektorov.* Diplomová práce. Praha ČVUT-FJFI, Katedra jaderných reaktorů.
- [12] FRÝBORT, J., HERALTOVÁ, L., ŠTEFÁNIK, M., 2013. *Úvod do reaktorové fyziky: teorie a cvičení.,* České vysoké učení technické v Praze, Jaderná a fyzikálně inženýrská fakulta.

- [13] OSAE, E.K., NYARKO, B.J.B., SERFOR-ARMAH, Y., AKAHO, E.H.K., 1998. *Osaе, E.K., Nyarko, B.J.B., Serfor-Armah, Y., Akaho, E.H.K., 1998. An alternative method for the measurement of thermal neutron flux (modified cadmium ratio method)*. J Radioanal Nucl Chem 238, 105–110. <https://doi.org/10.1007/BF02385363>
- [14] RATAJ, Jan, Lubomír SKLENKA a Ondřej HUML. *Experimentální neutronová a reaktorová fyzika: laboratorní cvičení*. V Praze: České vysoké učení technické v Praze, 2016. ISBN 978-80-01-05904-3.
- [15] Aplikace JANIS knihovna JEFF-3.2
- [16] Decay data search. Nuclear data [online]. Dostupné z: <http://nucleardata.nuclear.lu.se/toi/>
- [17] FÁBORSKÝ, Dan, 2017. *Určení výkonu reaktoru na základě měření aktivity ¹⁶N*. . Bakalářská práce. Praha, ČVUT-FJFI, Katedra jaderných reaktorů.
- [18] ARMOZD, H., GHARIB, M., AFARIDEH, H., GHERGHEREHCHI, M., NIAR, A., JAFARZADEH, M., 2011. *Determination of Tehran Research Reactor power by ¹⁶N gamma detection*. Annals of Nuclear Energy - ANN NUCL ENERG 38, 2667–2672. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2011.08.003>
- [19] KROPÍK, Martin, FORNŮSEK Vojtěch, 2015. *Dílčí provozní předpis č. 7 - elektrosoučásti a ovládání školního jaderného reaktoru VR-1*. CTU-14117-P-011-15, Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze.
- [20] KROPÍK, Martin, 2016. *Bezpečnostní systémy jaderných reaktorů*. V Praze: České vysoké učení technické v Praze, 2016. ISBN 978-80-01-05907-4.
- [21] KAŠE, Milan, 2007. *Systém provozního měření výkonu jaderného reaktoru, uživatelská příručka*. dataPartner, s.r.o., České Budějovice.
- [22] *Převodník pro neutronovou komoru N708*, 2008, Uživatelská a servisní příručka.
- [23] KAŠE, Milan, 2007. *Inovace kanálů PMV na VR-1, technická zpráva*. dataPartner, s.r.o., České Budějovice.