



# České vysoké učení technické v Praze

Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská

Katedra jaderných reaktorů

V Holešovičkách 2, 180 00 Praha 8

## Bezpečnostní zpráva školního reaktoru VR-1

CTU-14117-P-040-17

Praha, červenec 2017

## **Bezpečnostní zpráva školního reaktoru VR-1**

Vypracovali:

doc. Ing. L'ubomír Sklenka, Ph.D.

Ing. Tomáš Bílý, Ph.D.

Ing. Filip Fejt

Vojtěch Fornůsek

Ing. Jan Frýbort, Ph.D.

Ing. Ondřej Huml, Ph.D.

Martin Kokta

doc. Ing. Martin Kropík, CSc.

Ing. Evžen Losa

Ing. Jan Rataj, Ph.D.

Ing. Radovan Starý

Marek Šedlbauer

Ing. Milan Štefánik, Ph.D.

© Katedra jaderných reaktorů FJFI, ČVUT v Praze, Revize 0

České vysoké učení technické v Praze  
Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská  
Katedra jaderných reaktorů  
V Holešovičkách 2, 180 00 Praha 8

NEPLATNÉ

## Anotace

Toto šesté vydání bezpečnostní zprávy bylo vypracováno kolektivem pracovníků školního reaktoru VR-1, který je provozován Fakultou jadernou a fyzikálně inženýrskou ČVUT v Praze. Zpráva nahrazuje předchozí vydání provozní bezpečnostní zprávy z roku 2007, resp. její revizi z roku 2014.

Bezpečnostní zpráva dává ucelený přehled o všech aspektech jaderné bezpečnosti, radiacní ochrany, fyzické ochrany a havarijní připravenosti na pracovišti reaktoru VR-1. Cílem bezpečnostní zprávy je poskytnout aktuální a komplexní informace o reaktoru a jeho lokalitě, které umožní jednoznačně posoudit a ověřit, že provoz tohoto zařízení je bezpečný a ne-představuje nepřípustné riziko pro zdraví a bezpečnost jeho obsluhy, obyvatelstva a nemá negativní dopad na životní prostředí.

Struktura a členění bezpečnostní zprávy vychází z doporučení Mezinárodní agentury pro atomovou energii, které jsou zpracovány ve formě bezpečnostního návodu pro výzkumné reaktory. Nicméně plně respektuje požadavky platné legislativy, které jsou stanoveny Atomovým zákonem č. 263/2016 Sb. a jeho prováděcími předpisy, především vyhláškou o požadavcích na projekt jaderného zařízení.

Praha, červen 2017

NEPLATNÉ

# **Obsah**

<b>1 Úvodní část zprávy a obecný popis reaktoru</b>	<b>15</b>
1.1 Účel a struktura bezpečnostní zprávy . . . . .	15
1.2 Držitel povolení . . . . .	16
1.3 Území umístění reaktoru . . . . .	16
1.4 Základní informace a obecný popis reaktoru . . . . .	16
1.4.1 Historie reaktoru . . . . .	17
1.4.2 Popis reaktoru . . . . .	17
1.4.3 Základní parametry a schéma reaktoru . . . . .	19
1.4.4 Neutronově-fyzikální charakteristiky reaktoru . . . . .	19
1.4.5 Teprotechnické charakteristiky . . . . .	21
1.4.6 Provozní stavy reaktoru . . . . .	21
1.5 Způsob provozu a využívání reaktoru . . . . .	22
1.6 Nové technologie zavedené v projektu reaktoru . . . . .	22
1.7 Srovnání s obdobnými projekty jaderných zařízení . . . . .	23
1.8 Systém řízení provozovatele . . . . .	23
1.9 Zásady a principy bezpečného provozu reaktoru . . . . .	24
1.9.1 Jaderná a technická bezpečnost . . . . .	24
1.9.2 Radiační ochrana . . . . .	25
1.9.3 Zabezpečení jaderného zařízení, jaderného materiálu a radionuklidového zdroje . . . . .	26
1.9.4 Připravenost k odezvě na radiační mimořádnou událost . . . . .	27
<b>2 Bezpečnostní cíle a požadavky na projekt reaktoru</b>	<b>29</b>
2.1 Základní požadavky na projekt reaktoru . . . . .	29
2.2 Skutečnosti podmiňující projektování a provoz jaderných zařízení . . . . .	31
2.3 Požadavky na vybraná zařízení a bezpečnostní funkce . . . . .	32
2.4 Projektová východiska (povrchová) . . . . .	32
2.5 Očekávané zatížení systémů, konstrukcí a komponent . . . . .	33
<b>3 Hodnocení území reaktoru</b>	<b>34</b>
3.1 Popis areálu reaktoru . . . . .	34
3.2 Seismicita . . . . .	36
3.3 Porušení území jaderného zařízení zlomem . . . . .	36
3.4 Povodně . . . . .	36
3.5 Oběh podzemní vody . . . . .	38
3.6 Geotechnické parametry základových půd . . . . .	39
3.7 Klimatické a meteorologické jevy . . . . .	40
3.8 Přírodní požáry . . . . .	42
3.9 Pád letadla a jiných objektů . . . . .	42
3.10 Kolize s ochranným nebo bezpečnostním pásmem . . . . .	43
3.11 Transportní cesty radionuklidů . . . . .	43
3.12 Rozložení a hustota osídlení . . . . .	44

<b>4 Stavby, budovy a pomocné provozy</b>	<b>45</b>
4.1 Hala těžkých laboratoří . . . . .	45
4.2 Půdorys haly těžkých laboratoří . . . . .	45
4.3 Hala reaktoru . . . . .	49
4.4 Další místnosti patřící k reaktoru . . . . .	49
4.5 Stav dílčích konstrukcí . . . . .	51
4.6 Statické posouzení haly . . . . .	51
4.7 Provozní kontroly a revize stavebních objektů . . . . .	51
<b>5 Jaderný reaktor</b>	<b>53</b>
5.1 Souhrnný popis . . . . .	53
5.2 Reaktor . . . . .	54
5.2.1 Popis nádob . . . . .	57
5.2.2 Hradítka koridoru . . . . .	57
5.2.3 Vnitřní části nádob . . . . .	57
5.2.4 Vložený kanál (tangenciální kanál) . . . . .	58
5.2.5 Kanály o průměru 56 mm . . . . .	59
5.2.6 Kanály o průměru 32 mm, 25 mm a 14 mm . . . . .	59
5.2.7 Plošiny a žebříky . . . . .	60
5.2.8 Chrániliště . . . . .	60
5.2.9 Kryt reaktoru . . . . .	61
5.2.10 Trubkovnice . . . . .	61
5.2.11 Stínění reaktoru . . . . .	61
5.2.12 Revizní a manipulační chodba . . . . .	62
5.2.13 Materiály . . . . .	62
5.3 Jaderné palivo . . . . .	63
5.3.1 Kompatibilita paliva IRT-4M s reaktorem VR-1 . . . . .	65
5.4 Charakteristiky aktivní zóny . . . . .	66
5.4.1 Výpočty neutronově-fyzikálních charakteristik . . . . .	66
5.4.2 Metodika neutronově-fyzikálních výpočtů . . . . .	69
5.4.3 Neutronově-fyzikální charakteristiky zóny C12 . . . . .	71
5.5 Systém řízení reactivity . . . . .	80
5.6 Tepelné a hydraulické charakteristiky aktivní zóny . . . . .	81
<b>6 Chladicí systém a vodní hospodářství reaktoru</b>	<b>83</b>
6.1 Technický popis vodního hospodářství reaktoru . . . . .	83
<b>7 Zhodnocení technického řešení reaktoru z hlediska jaderné bezpečnosti</b>	<b>86</b>
<b>8 Systém ochran a řízení reaktoru</b>	<b>87</b>
8.1 Celková koncepce systému ochran a řízení . . . . .	87
8.1.1 Ochranný systém . . . . .	87
8.1.2 Řídicí systém . . . . .	90
8.1.3 Absorpční tyče . . . . .	90
8.1.4 Rozhraní člověk-stroj . . . . .	91
8.1.5 Systém zálohovaného napájení . . . . .	92

8.2	Ochranný systém pro spouštění systému rychlého odstavení jaderného reaktoru a pro spouštění a řízení zásahů výkonných bezpečnostních systémů . . . . .	93
8.3	Systémy zajišťující bezpečné odstavení jaderného reaktoru . . . . .	94
8.4	Informační systémy důležité z hlediska jaderné bezpečnosti . . . . .	94
8.5	Ostatní systémy důležité z hlediska jaderné bezpečnosti . . . . .	95
8.6	Řídicí systémy podílející se na zajišťování jaderné bezpečnosti . . . . .	95
8.7	Prostředky a opatření pro diverzní iniciaci a řízení bezpečnostních funkcí . .	96
8.8	Systémy pro přenos dat . . . . .	97
<b>9</b>	<b>Elektrické napájení</b>	<b>98</b>
9.1	Celková koncepce elektrických systémů . . . . .	98
9.2	Koncepce vnějších elektrických systémů . . . . .	98
9.3	Koncepce vnitřních elektrických systémů . . . . .	100
9.3.1	Systémy zálohovaného střídavého napájení . . . . .	100
9.3.2	Systémy zálohovaného stejnosměrného napájení . . . . .	100
9.3.3	Ostatní elektrické systémy . . . . .	101
9.4	Kabeláže a kabelové trasy . . . . .	101
9.5	Systémy uzemnění . . . . .	101
<b>10</b>	<b>Pomocné systémy</b>	<b>102</b>
10.1	Skladování jaderného paliva . . . . .	102
10.2	Vodní hospodářství a chlazení . . . . .	105
10.3	Pomocné provozní systémy . . . . .	106
10.4	Vzduchotechnické systémy . . . . .	107
10.5	Další pomocné systémy . . . . .	108
10.6	Závěry k pomocným systémům . . . . .	110
<b>11</b>	<b>Využívání reaktoru</b>	<b>113</b>
11.1	Experimentální program . . . . .	113
11.2	Experimentální vybavení . . . . .	116
11.3	Ostatní experimentální zařízení . . . . .	120
11.4	Materiály zakázané na experimentech . . . . .	121
<b>12</b>	<b>Provozní radiační bezpečnost</b>	<b>122</b>
12.1	Program zajištění radiační ochrany . . . . .	122
12.2	Zdroje záření na pracovišti . . . . .	127
12.3	Projekt reaktoru z hlediska radiační ochrany . . . . .	129
12.4	Systém nakládání s radioaktivními odpady . . . . .	137
12.5	Hodnocení dávek během normálního provozu . . . . .	137
12.6	Závěr . . . . .	140
<b>13</b>	<b>Provoz reaktoru</b>	<b>141</b>
13.1	Organizační struktura provozovatele reaktoru . . . . .	141
13.2	Charakteristika a organizace provozu reaktoru . . . . .	147
13.3	Příprava pracovníků reaktoru . . . . .	150
13.4	Řízení údržby, odstávek a provozních kontrol . . . . .	153
13.5	Řízení změn na reaktoru . . . . .	154

13.6 Řízení změn konfigurace aktivní zóny . . . . .	155
13.7 Dokumentace a její řízení . . . . .	156
13.8 Systém vnitřních předpisů . . . . .	159
13.9 Řízení životnosti a procesu stárnutí . . . . .	160
13.10 Systém zpětné vazby . . . . .	161
13.11 Hodnocení ukazatelů bezpečnosti provozu reaktoru a způsobu jeho řízení . . . . .	162
13.12 Fyzická ochrana jaderného zařízení a jaderných materiálů . . . . .	163
13.13 Zárukový program a evidence jaderných materiálů . . . . .	164
<b>14 Monitorování okolí a vliv provozu na životní prostředí</b>	<b>165</b>
14.1 Vliv na životní prostředí . . . . .	165
14.1.1 Popis a vývoj území z hlediska životního prostředí . . . . .	165
14.1.2 Vliv běžného provozu na okolí reaktoru . . . . .	165
14.1.3 Monitorování výpustí . . . . .	166
14.1.4 Vliv mimořádných událostí . . . . .	166
<b>15 Schvalovací řízení při stavbě a provozu reaktoru</b>	<b>167</b>
15.1 Schvalovací řízení při umisťování, projektování a výstavbě reaktoru . . . . .	167
15.2 Schvalovací řízení při uvádění reaktoru do provozu . . . . .	168
15.3 Schvalovací řízení při provozu reaktoru . . . . .	168
<b>16 Bezpečnostní analýzy</b>	<b>170</b>
16.1 Základní projektové události . . . . .	171
16.2 Rozšířené projektové podmínky . . . . .	176
16.3 Zhodnocení havarijných podmínek . . . . .	178
16.4 Zvládání událostí a scénářů rozšířených projektových podmínek . . . . .	178
16.5 Vznik a omezení důsledků těžkých havárií . . . . .	178
16.6 Radiační situace . . . . .	179
<b>17 Limity a podmínky</b>	<b>180</b>
17.1 Zdůvodnění a struktura limitů a podmínek . . . . .	180
17.2 Obsah limitů a podmínek . . . . .	181
<b>18 Systém řízení</b>	<b>183</b>
18.1 Popis systému řízení . . . . .	183
18.2 Odstupňovaný přístup . . . . .	190
18.3 Řízení a rozvoj kultury bezpečnosti . . . . .	191
18.4 Hodnocení účinnosti systému řízení . . . . .	193
18.5 Hodnocení systému řízení kvality vybraných zařízení . . . . .	195
<b>19 Vyřazení reaktoru z provozu</b>	<b>197</b>
19.1 Požadavky právních předpisů na vyřazování reaktoru z provozu . . . . .	197
19.2 Způsob vyřazování reaktoru z provozu . . . . .	199
19.3 Koncepce a plán vyřazování reaktoru z provozu . . . . .	199
19.4 Zajištění jaderné bezpečnosti během vyřazování reaktoru z provozu . . . . .	201
19.5 Předpokládaný časový plán vyřazování z provozu jaderného zařízení . . . . .	201

<b>20 Zvládání radiační mimořádné události</b>	<b>202</b>
20.1 Popis technických prostředků určených k vyhlášení radiační mimořádné události a vyrozumění o jejím vzniku . . . . .	202
20.2 Popis technických prostředků určených k řízení a provádění odezvy na radiační mimořádnou událost . . . . .	203
20.3 Popis technických prostředků určených ke komunikačnímu spojení osob řídících odezvu na radiační mimořádnou událost se shromaždišti . . . . .	203
20.4 Popis technických prostředků určených ke komunikačnímu spojení v rámci systému organizování shromažďování nebo ukrytí a odchodu nebo evakuace osob ze shromaždišť nebo úkrytů . . . . .	204
<b>21 Závěry</b>	<b>205</b>
A Výkres budovy TL - příčný řez	206
B Výkres budovy TL - 1.PP	206
C Výkres budovy TL - 1.NP	206
D Výkres budovy TL - 2.NP	206
E Klimatologická data Praha 8 – Libeň	206
F Aktualizace geotechnických podkladů k lokalitě Školního reaktoru VR-1 v Praze 8	206
G Odborný posudek č. 01/10/2017 - doplnění informací o stavbě reaktorové haly	206
H Statistické vyhodnocení četnosti stability	206
I Zhodnocení výskytu požáru lesních a souvislých porostů	206
J Studie hydrogeologických poměrů v místě školního reaktoru VR-1	206
K Klimatologická data pro FJFI Praha 1, Příloha k č.j. 171001	206
L Potenciální ohrožení školního jaderného reaktoru v budově ČVUT v Praze 8, Odborný posudek podle vyhlášky 378/2016 Sb. Paragraf 5, 6 a 9	206
M Stavebně technický průzkum haly Školního reaktoru VR-1 v objektu těžkých laboratoří MFF UK v Praze 8, Odborný posudek, Praha, listopad 2018	207
N Statické posouzení haly pro školní jaderný reaktor VR-1, Praha, listopad 2018	207

## **Seznam zkratek**

**ALARA** „As low as reasonably achievable“

**AZ** aktivní zóna

**BRONDL 2.2** Ruská knihovna evaluovaných jaderných dat ve verzi 2.2

**CENDL 2.1** Čínská knihovna evaluovaných jaderných dat ve verzi 2.1

**CENEN** Czech Nuclear Education Network

**ČR** Česká republika

**ČSKAE** Československá komise pro atomovou energii

**ČVUT** České vysoké učení technické

**DE** Dynamické experimenty

**DIFER** DIFER

**DKP** Dolní koncová poloha

**ENDF** Evaluated Nuclear Data File - Formát jaderných dat používaný v knihovnách

**ENDF/B-4** Americká knihovna evaluovaných jaderných dat ve verzi 4

**ENDF/B-5** Americká knihovna evaluovaných jaderných dat ve verzi 5

**ENDF/B-6** Americká knihovna evaluovaných jaderných dat ve verzi 6

**ENDF/B-VII** Americká knihovna evaluovaných jaderných dat ve verzi VII

**ENEN** European Nuclear Education Network

**EERRI** Eastern Europe Research Reactor Initiative

**EPS** Elektronická požární signalizace

**EZS** Elektronická zabezpečovací signalizace

**FJFI** Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská

**HKP** Horní koncová poloha

**HMI** Human Machine Interface

**HPGe** High Purity Germanium

**HPV** Hladina podzemní vody

**HKP** Horní koncová pozice

**IAEA** International Atomic Energy Agency - Mezinárodní agentura pro atomovou energii

**ITC** Teplotní koeficient reaktivity

**IZ** Ionizující záření

**JEFF 2.0** Evropská knihovna evaluovaných jaderných dat ve verzi 2.0

**JENDL 3.2** Japonská knihovna evaluovaných jaderných dat ve verzi 3.2

**JM** Jaderné materiály

**JZ** Jaderné zařízení

**KJR** Katedra jaderných reaktorů

**KMP** Key Mesurement Point

**KP** Kontrolované pásmo

**LaP** Limity a podmínky

**LSOV** Likvidační stanice odpadních vod

**MCNP** Monte Carlo N-Particle Transport Code

**MCS** Dvanáctistupňová Mercalli, Cancani, Sieberg seismická stupnice

**MFF UK** Matematicko fyzikální fakulta Univerzity Karlovy

**MSK-64** Medvěděvova-Sponheuerova-Kárníkova seismická stupnice

**MTC** Moderátorový koeficient reaktivity

**NVO** Nezávislá výkonová ochrana

**NVOK** Komory pro nezávislou výkonovou ochranu

**NP** Nadzemní podlaží

**NZ** Externí neutronový zdroj

**ONV** Obvodní národní výbor

**ORZ** Otevřený radionuklidový zářič

**OZ** Ovládací zařízení

**PC** Personal Computer (osobní počítač)

**PČ** Palivový článek

**PDE** Příkon dávkového ekvivalentu

**PDF** Portable Document Format

**PMV** Provozní měření výkonu

**PMVK** Komory pro provozní měření výkonu

**PP** Potrubní pošta

**PZJ** Program zabezpečování jakosti při provozu školního reaktoru VR-1

**RK** Radiální kanál

**RMS** Radiační monitorovací systém

**RMU** Radiační mimořádná událost

**RO** Radiační ochrana

**SBT** Správa budov Trója

**SOŘ** Systém ochrany a řízení

**ss** stejnosměrný

**st** střídavý

**STU** Slovenská Technická Univerzita v Bratislavě

**SÚJB** Státní úřad pro jadernou bezpečnost

**SÚRO** Státní ústav radiační ochrany, v.v.i.

**TL** Těžké laboratoře

**TLD** Termoluminiscenční dozimetр

**TK** Tangenciální kanál

**UK** Univerzita Karlova v Praze

**UPS** Uninterruptable Power Supply

**UR 70** Absorpční týč univerzální regulace 70

**URZ** Uzavřený radionuklidový záříč

**VEJM** Vedoucí evidence jaderných materiálů

**VHP** Vnitřní havarijní plán

**VJP** Vyhořelé jaderné palivo

**VPR** Vedoucí provozu reaktoru

**VR-1** Školní reaktor VR-1

**VS** Vedoucí směny

**VŠB-TU** Vysoká škola báňská - Technická Univerzita Ostrava

**VŠCHT** Vysoká škola chemicko-technologická v Praze

**VSŘ** Vedoucí systému řízení

**VUT** Vysoké učení technické v Brně

**WIMS-D/4** Transportní 2-D kód

**ZIZ** Zdroj ionizujícího záření

**ZKE** Základní kritický experiment

**ZMTE** Zařízení pro měření teplotních efektů

NEPLATNÉ

# 1 Úvodní část zprávy a obecný popis reaktoru

## 1.1 Účel a struktura bezpečnostní zprávy

Tato bezpečnostní zpráva je v pořadí šestým vydáním bezpečnostní zprávy školního reaktoru VR-1 a nahrazuje předchozí vydání provozní bezpečnostní zprávy z roku 2007 [1], resp. její revizi z roku 2014 [2]. Důvodem pro zpracování nového vydání bezpečnostní zprávy reaktoru VR-1 byla především příprava žádosti o povolení provozu reaktoru s cílem zohlednit:

- významné změny v české „atomové“ legislativě a s tím související změny v provozní a bezpečnostní dokumentaci reaktoru,
- výstupy aktualizovaných bezpečnostních analýz,
- změny na některých technologických zařízeních reaktoru.

Přestože se bezpečnostní zpráva neřadí mezi schvalovanou dokumentaci, je součástí dokumentace předkládané SÚJB v rámci správního řízení k vydání povolení k provozu reaktoru VR-1. Účelem bezpečnostní zprávy je poskytnout aktuální a komplexní informace o reaktoru a jeho lokalitě, které umožní jednoznačně posoudit a ověřit, že provoz tohoto zařízení je bezpečný a nepředstavuje nepřípustné riziko pro zdraví a bezpečnost jeho obsluhy, obyvatelstva a nemá negativní dopad na životní prostředí.

Struktura a členění bezpečnostní zprávy vychází z doporučení Mezinárodní agentury pro atomovou energii (dále jen IAEA), které jsou zpracovány ve formě bezpečnostního návodu č. SSG-20 [3]. Návod se věnuje provádění bezpečnostních analýz a tvorbě bezpečnostní zprávy pro výzkumné reaktory, přičemž je zde detailně popsán obsah bezpečnostní zprávy. V souladu s tímto návodom je bezpečnostní zpráva reaktoru VR-1 rozdělena do 20 kapitol, jejichž obsah odpovídá nejen doporučením IAEA, ale plně respektuje i požadavky SÚJB, které jsou stanoveny vyhláškou o požadavcích na projekt jaderného zařízení (viz příloha 3 této vyhlášky) [4].

Podklady využité při zpracování této bezpečnostní zprávy lze rozdělit do čtyř základních skupin:

1. Interní dokumentace
2. Technická a výkresová dokumentace
3. Legislativa
4. IAEA dokumenty

Dle výše uvedeného členění jsou dokumenty použité při tvorbě bezpečnostní zprávy shrnutu v kapitole s názvem literatura.

První kategorie zahrnuje kompletní dokumentaci, která souvisí s provozem reaktoru. Jedná se o jednotlivé verze bezpečnostních zpráv, limity a podmínky, program provozních kontrol, provozní předpisy, řídicí postupy, návody, směrnice, rády a další. Využívána byla jak aktuální dokumentace, tak i dokumentace původní. Do druhé kategorie spadá technická a výkresová dokumentace, z níž bylo čerpáno při tvorbě bezpečnostních zpráv. Ve třetí kategorii jsou zařazeny dokumenty české legislativy, tj. zákony a vyhlášky. Částečně byly využity také návody SÚJB a výnos Československé komise pro atomovou energie (ČSKAE, předchůdce SÚJB) č. 9 z roku 1985. Čtvrtá kategorie obsahuje návody a doporučení IAEA především z oblasti provozu a využívání výzkumných reaktorů.

## 1.2 Držitel povolení

Držitelem povolení k provozu školního reaktoru VR-1 je České vysoké učení technické v Praze (dále jen ČVUT). ČVUT je veřejnou vysokou školou univerzitního typu, v souladu se zákonem o vysokých školách č. 111/1998 Sb. [5] se jedná o právnickou osobu. Statutárním zástupcem ČVUT je rektor, který je zároveň vrcholným reprezentantem univerzity ve vztahu k jiným vysokým školám v České republice i zahraničí, k veřejným institucím a státním orgánům, zejména MŠMT, podnikatelské sféře i občanům [6].

Provoz reaktoru zajišťuje Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská (dále jen FJFI), konkrétně katedra jaderných reaktorů. Pracoviště reaktoru se nachází v těžkých laboratořích areálu Trója, Matematicko-fyzikální fakulty Univerzity Karlovy (MFF UK) v ulici V Holešovičkách 2, v Praze 8.

Základní identifikační údaje držitele povolení jsou shrnutы v tab. 1.

Tab. 1: Identifikační údaje žadatele.

Název:	České vysoké učení technické v Praze
Právní forma:	veřejná vysoká škola – právnická osoba
Sídlo:	Zikova 1903/4, 166 36 Praha 6
IČ:	68407700
Adresa datové schránky:	p83j9ee
Provozované jaderné zařízení:	výzkumné jaderné zařízení – školní reaktor VR-1
Evidenční číslo SÚJB:	115479
Lokalita jaderného zařízení:	budova těžkých laboratoří v areálu MFF UK, V Holešovičkách 2, 180 00 Praha 8

## 1.3 Území umístění reaktoru

Územím umístění reaktoru je myšlena oblast popsaná v kap. 3.1 a vyobrazena na obr. 4. V přílohách může být tato oblast popsána také termínem „lokalita“.

## 1.4 Základní informace a obecný popis reaktoru

Školní jaderný reaktor VR-1 je výzkumným jaderným zařízením, které je využíváno především k pedagogickým a vědecko-výzkumným účelům. Reaktor spadá do kategorie lehkovodních reaktorů bazénového typu, pracujících s obohaceným uranem. Vzhledem k jeho nízkému výkonu se řadí mezi jaderná zařízení tzv. nulového výkonu. Reaktor je umístěn v hale, která je součástí budovy těžkých laboratoří v areálu Trója MFF UK.

### 1.4.1 Historie reaktoru

Projekt školního reaktoru VR-1 vypracoval Chemoprojekt Praha na základě technických podkladů, které připravila ŠKODA JS Plzeň a Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská (FJFI). Vlastní výstavba reaktoru byla zahájena v roce 1985. Stavební práce zajišťovaly Pozemní

stavby Praha, hlavní technologickou část reaktoru dodala ŠKODA JS Plzeň. FJFI se na výstavbě reaktoru podílela koordinací prací, výpočty neutronově-fyzikálních charakteristik reaktoru, bezpečnostními analýzami, koncepčním návrhem ovládacího zařízení reaktoru, včetně sestavení a oživení jeho řídicího systému. Původní palivo pro reaktor, typově označené IRT-2M (obohacení 36 %  $^{235}\text{U}$ ), bylo dodáno z bývalého SSSR. Palivo bylo na pracoviště reaktoru přivezeno v letech 1988 a 1989. Ke konci roku 1988 byla dokončena výroba reaktorových nádob ve ŠKODA JS Plzeň a po kontrolní montáži hlavní sestavy byl začátkem roku 1989 zahájen jejich postupný transport do Prahy, kde byly následně uloženy do připravených pouzder ve stínění reaktoru. Veškeré stavební a montážní práce byly dokončeny v červnu 1989. Do září 1990 probíhalo neaktivní vyzkoušení, na které navázalo fyzikální spouštění. Poprvé dosáhl reaktor kritického stavu dne 3. prosince 1990 v 16:25 hod SEČ. Následoval zkušební provoz, během něhož byly experimentálně ověřeny všechny hlavní parametry reaktoru a připravené pedagogické úlohy.

Reaktor VR-1 je v trvalém provozu od ledna 1992. Časový přehled výstavby a jednotlivých etap uvádění reaktoru do provozu je uveden v tab. 2.

Tab. 2: Jednotlivé milníky při výstavbě a uvádění reaktoru VR-1 do provozu.

Vypracovaná zadávací bezpečnostní zpráva:	říjen 1982
Vypracovaný jednostupňový projekt:	prosinec 1982
Vypracovaná předběžná bezpečnostní zpráva:	březen 1983
Vydání stavebního povolení:	leden 1984
Schválený jednostupňový projekt:	leden 1985
Stavební a montážní práce:	duben 1985 – červen 1989
Neaktivní vyzkoušení:	červen 1989 – září 1990
Fyzikální spouštění:	listopad 1990 – prosinec 1990
Dosažení prvního kritického stavu:	3. prosince 1990
Zkušební provoz:	leden 1991 – prosinec 1991
Trvalý provoz:	od ledna 1992

#### 1.4.2 Popis reaktoru

Reaktor VR-1 je tvořen tělesem ve tvaru osmistěnu, které je vyrobeno ze stínicího betonu. V tělese reaktoru jsou instalovány dva bazény – nádoby, značené H01 a H02. Obě jsou prakticky shodné, různá je však jejich funkce a tím i vybavení vnitřními částmi. První nádoba – H01 je reaktorovou nádobou, jejíž součástí je aktivní zóna. Druhá nádoba – H02 slouží jako manipulační nádoba. Toto uspořádání bylo zvoleno především z důvodů radiační ochrany a usnadnění některých manipulací. Manipulační nádoba umožňuje plnit řadu pomocných funkcí, mimo jiné je vybavena chránilištěm pro mokré skladování palivových článků. V případě potřeby lze obě nádoby pomocí hradítka vodotěsně oddělit.

Vnitřní části reaktoru se skládají z několika funkčních skupin, které vesměs navazují na aktivní zónu reaktoru. Patří mezi ně nosný systém aktivní zóny, rošty, nosný systém regulace, měřicí kanály, provozní a měřicí potrubí a chrániliště palivových článků v nádobě H02.

V reaktorové nádobě je i plošina, která umožňuje manipulace v aktivní zóně a jejím okolí při snížené hladině vody. Reaktorové nádoby jsou zaplněny lehkou vodou, která slouží nejen jako moderátor a reflektor, ale i jako biologické stínění a chladivo. Díky malému výkonu, je pro odvod tepla uvolněného při štěpení uranu v aktivní zóně dostatečné přirozené proudění.

Na reaktoru VR-1 je používáno palivo typu IRT-4M. Jedná se o nízko-obohacené palivo, jehož dodavatelem je ruská společnost TVEL. Pokrytí paliva je vyrobeno z hliníkové slitiny SAV-1. Palivové články jsou tvořeny soustavou koncentrických trubek čtvercového průřezu. Ovládací zařízení reaktoru, které představuje systém ochrany a řízení reaktoru, zajišťuje tyto funkce:

- měření hustoty neutronového toku (výkonu) a rychlosti jeho relativních změn při všech provozních i mimořádných stavech reaktoru,
- ruční nebo automatické řízení hustoty neutronového toku,
- nepřetržitou kontrolu stavu reaktoru se signalizací nepřípustných stavů a přiblížení k nim,
- vlastní kontrolu před spouštěním reaktoru a při jeho provozu se signalizací poruch,
- ruční i automatické zastavení reaktoru při jeho nepřípustných stavech i při poruchách ovládacího zařízení.

Základními komponentami ovládacího zařízení reaktoru jsou:

- absorpční tyče,
- 4 kanály provozního měření výkonu (PMV),
- 4 kanály nezávislé výkonové ochrany (NVO),
- řídicí systém, resp. řídicí počítač,
- bezpečnostní řetězec,
- rozhraní člověk-stroj.

Řízení štěpné reakce zajišťuje 5-7 absorpčních tyčí s kadmiovým absorbátorem. Počet tyčí v aktivní zóně závisí na její konkrétní konfiguraci. Všechny tyče jsou konstrukčně shodné, liší se pouze funkcí, určovanou podle jejich pozice v aktivní zóně a způsobem zapojení do ovládacího zařízení. V rámci ovládacího zařízení se rozlišují 3 různé typy tyčí dle funkce: bezpečnostní, experimentální a regulační.

Experimentální vybavení reaktoru je od svého uvedení do provozu až po současnost postupně doplňováno a inovováno. Základním vybavením reaktoru, tak jako v případě ostatních výzkumných reaktorů, jsou vertikální a horizontální kanály. Na pracovišti reaktoru jsou k dispozici vertikální kanály (průměr 10 mm až 56 mm), které se umisťují buď přímo do aktivní zóny, nebo na její periferii. Vertikální kanály slouží především k instalaci různých detektorů, které jsou nezávislé na ovládacím zařízení reaktoru, jsou také využívány k ozařování zkoumaných vzorků. Reaktor může poskytnout dále dva horizontální kanály, přičemž jeden je radiální a druhý tangenciální. Tangenciální kanál, oproti radiálnímu, není pevnou součástí reaktorové nádoby, ale v případě potřeby se do ní vkládá. Jak tangenciální, tak

i radiální kanál slouží k vyvedení svazku neutronů mimo aktivní zónu reaktoru. Využívány jsou zejména k testování různých detekčních systémů, ozařování vzorků větších rozměrů, nebo pro účely neutronové radiografie.

Řada experimentálních zařízení, která se nacházejí na reaktoru, není standardní součástí výzkumných reaktorů a byla vyvinuta především pro pedagogické účely, nicméně lze je využít i pro vědeckovýzkumnou činnost. Jedná se o:

- zařízení pro studium zpožděných neutronů,
- zařízení pro studium vlivu bublinkového varu na reaktivitu,
- zařízení pro studium dynamiky reaktoru – vertikální oscilátor,
- zařízení pro studium dynamiky reaktoru – rotační oscilátor,
- zařízení pro měření teplotních efektů,
- potrubní pošta.

#### 1.4.3 Základní parametry a schéma reaktoru

Základní parametry reaktoru jsou shrnutы в tab. 3. V tabulce uvedená hodnota maximálního tepelného výkonу ( $500 \text{ W}_t$ ) je řádově nižší, než bylo stanoveno v projektu reaktoru a uváděno v předchozích bezpečnostních zprávách. Je to dáné tím, že dříve byla tato hodnota pouze odhadnuta a nebyla experimentálně ověřena. Toho bylo docíleno až v nedávné době na základě výzkumu [7], který kombinoval měření využívající aktivační analýzu a výpočty programem MCNP5 [8]. Z provedených analýz vyplynulo, že výkonu  $5\text{E}8 \text{ imp./s}$  indikovaném provozním měřením odpovídá hodnota tepelného výkonu přibližně  $500 \text{ W}_t$ , namísto původní hodnoty  $5 \text{ kW}_t$ .

Uspořádání a hlavní komponenty reaktoru jsou zřejmé z obr. 1 a obr. 2. Detailní informace o reaktoru a jeho komponentách jsou podány v kapitolách 5 až 10.

#### 1.4.4 Neutronově-fyzikální charakteristiky reaktoru

Základní neutronově-fyzikální charakteristiky reaktoru jsou shrnutы в tab. 4. Absolutní hodnota hustoty toku tepelných neutronů byla stanovena experimentálně na základě měření s aktivačními detektory ve formě tenké zlaté fólie. Ostatní hodnoty byly určeny výpočtovým programem MCNP5 [8]. Uvedené hodnoty jsou charakteristické pro provozní konfiguraci aktivní zóny (AZ) C12 [9]. Nicméně pro jiné konfigurace AZ reaktoru VR-1 se příliš neodlišují. Podrobné neutronově-fyzikální a provozní parametry jsou pro každou provozní konfiguraci AZ zpracovány v neutronově-fyzikálních charakteristikách AZ [9].

#### 1.4.5 Teprotechnické charakteristiky

Teplota moderátoru v reaktorové nádobě odpovídá teplotě okolního prostředí (přibližně  $20^\circ\text{C}$ ). V důsledku nízkého výkonu reaktoru nedochází k významným změnám jak v teplotě paliva, tak i moderátoru. Při dosažení maximálního výkonu reaktoru se změna teploty moderátoru v aktivní zóně pohybuje v oblasti desetin  $^\circ\text{C}$ . K odvodu tepla, vznikajícího při štěpné reakci v aktivní zóně reaktoru, je dostačující přirozená konvekce. Nicméně, z důvodu

Tab. 3: Přehled základních parametrů reaktoru VR-1.

Výkon reaktoru dle OZ:	nominální hodnota 1E8 imp./s, maximální povolená hodnota - krátkodobě (max. 72 h ročně) 5E8 imp./s
Maximální tepelný výkon reaktoru:	500 W <sub>t</sub>
Hustota toku neutronů:	max. $5 \times 10^{10}$ n/cm <sup>2</sup> s v centru aktivní zóny
Palivo:	<p>výroba a dovoz z Ruské Federace</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• typ: IRT-4M</li> <li>• palivová směs: disperze Al+UO<sub>2</sub></li> <li>• obohacení: 19,7 % <sup>235</sup>U</li> <li>• pokrytí: SAV-1 (98,4 % Al + 1,0 % Mg)</li> <li>• geometrie: trubkové palivo čtvercového průřezu</li> </ul>
Reaktorové nádoby:	<p>vyrobeny z nerezové oceli</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• průměr: 2 300 mm</li> <li>• výška: 4 720 mm</li> <li>• tloušťka stěn: 15 mm</li> <li>• tloušťka dna: 20 mm</li> <li>• objem: 17 m<sup>3</sup></li> </ul>
Stínění:	<p>voda + beton</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• nad aktivní zónou: vrstva vody (cca 3 000 mm)</li> <li>• boční: vrstva vody (cca 850 mm) a těžkého betonu (cca 950 mm)</li> </ul>
Moderátor a chladivo:	lehká voda
Teplota v reaktoru:	cca 20 °C podle teploty okolí
Chlazení aktivní zóny:	přirozenou konvekcí
Tlak:	atmosférický
Absorpční tyče:	5 až 7 řídicích tyčí s kadmiovým absorbátorem
Provozní měření výkonu:	čtyři širokopásmové štěpné detektory
Nezávislá výkonová ochrana:	čtyři bórové korónové detektory
Externí zdroj neutronů:	AmBe, emise neutronů $1 \times 10^7$ n/s

zvýšení korozní ochrany palivových článků, je v obou reaktorových nádobách zajištěna cirkulace moderátoru pomocí ponorných oběhových čerpadel.

Teplota moderátoru na vstupu do aktivní zóny může dosahovat maximálně 45 °C, teplota povrchu palivových článků nesmí překročit 98 °C. Var na povrchu palivových článků není povolen. Maximální projektová hustota tepelného toku na povrchu paliva je 0,96 MW/m<sup>2</sup>.

#### 1.4.6 Provozní stavy reaktoru

Provozní stavy reaktoru se obecně rozdělují mezi normální a abnormální provoz. V rámci normálního provozu reaktoru VR-1 jsou definovány následující provozní stavy [10]:

1. Odstavený reaktor: Stav aktivní zóny reaktoru, při němž jsou všechny výkonné prvky systému řízení a ochrany ve stavu jejich maximální účinnosti a experimentálně ověřená podkritičnost reaktoru dosahuje minimálně  $3 \beta_{\text{ef}}$ .
2. Standardní provoz: Stav reaktoru od okamžiku zahájení spouštění reaktoru (zadáním příkazu SPUST), dosažení kritického stavu, zvyšování nebo snižování výkonu až do odstavení reaktoru. Výkon reaktoru může dosáhnout maximálně hodnoty stanovené ochranným systémem (7,5E8 imp./s).
3. Změny AZ: Stav reaktoru při změnách konfigurace AZ s vlivem na reaktivitu větším než  $0,7 \beta_{\text{ef}}$ . Jedná se o změny, které byly již ověřeny v rámci ZKE. Tyto změny lze provádět pouze za podmínek, že experimentálně ověřená podkritičnost reaktoru dosahuje minimálně  $7 \beta_{\text{ef}}$ .
4. Základní kritický experiment: Provozní režim reaktoru, jehož cílem je stanovení určujících parametrů prvního kritického stavu nové konfigurace aktivní zóny (např. počty palivových článků, polohy absorpčních tyčí, provozně uvolnitelný přebytek reaktivity). Výkon reaktoru může v tomto režimu dosáhnout maximálně hodnoty 1E6 imp./s.

Abnormálním provozem reaktoru VR-1 je stav reaktoru, který se odchyluje od normálního provozu, nicméně jeho výskyt lze očekávat, přičemž nevede k závažnému poškození systémů, konstrukcí a komponent s vlivem na jadernou bezpečnost. Na reaktoru VR-1 se mezi

Tab. 4: Přehled základních neutronově-fyzikálních charakteristik reaktoru VR-1.

Hustota toku tepelných neutronů:	
• maximální hodnota:	$1,5 \times 10^{10} \text{ n/cm}^2 \text{ s}$
• střední hodnota:	$4,3 \times 10^9 \text{ n/cm}^2 \text{ s}$
Hustota toku rychlých neutronů:	
• maximální hodnota:	$1,5 \times 10^9 \text{ n/cm}^2 \text{ s}$
Hustota toku tepelných neutronů na okraji AZ:	$4,7 \times 10^{10} \text{ n/cm}^2 \text{ s}$
Střední doba života okamžitých neutronů:	$4,99 \times 10^{-5} \text{ s}$
Střední doba života zpozděných neutronů:	$9,82 \times 10^{-2} \text{ s}$
Efektivní podíl zpozděných neutronů:	0,0077

tyto stavy řadí rychlé odstavení reaktoru a ztráta napájení ze sítě. K rychlému odstavení reaktoru obvykle dochází z důvodů chybné manipulace v rámci praktické přípravy studentů. Nejčastějším důvodem je dosažení ochranné úrovně rychlosti změny výkonu nebo odchylky od zadaného výkonu. Po ukončení abnormálního provozu je reaktor schopen bez opravy normálního provozu.

## 1.5 Způsob provozu a využívání reaktoru

Reaktor je standardně v provozu 10 měsíců v roce, přičemž zbývající dva měsíce probíhá odstávka, jejímž předmětem je kontrola, údržba a popřípadě inovace komponent a zařízení reaktoru. Hlavní provozní zátěž připadá na období zimního (říjen až prosinec) a letního (březen až květen) semestru, odstávka probíhá nejčastěji v červenci a srpnu. Provozní využití reaktoru se ustálilo na 900 až 1 050 h za rok, což odpovídá zhruba 300 až 350 směnám. Ve dvousměnném režimu provozu to představuje 150 až 175 provozních dní.

Provoz reaktoru probíhá obvykle ve dvousměnném režimu (dopolední a odpolední směna) v pracovních dnech, přičemž jedna směna trvá 3 h. Po ukončení každé směny je reaktor odstaven uvedením všech absorpčních tyčí do dolních koncových poloh.

Hlavní část provozu reaktoru je věnována pedagogickým činnostem (výuka, výcvik a exkurze) a představuje přibližně 70 % provozního času reaktoru. Zhruba 15 % provozního času reaktoru jsou prováděny vědecko-výzkumné aktivity a zbylých 15 % náleží aktivním testům a kontrolám zařízení reaktoru.

Výzkumné práce na reaktoru jsou limitovány jeho malým výkonem, nicméně experimentální program reaktoru se daří neustále rozširovat. Hlavní část experimentů je zaměřena na využití neutronové aktivační analýzy pro různé oblasti (archeologie, historie, mineralogie, potravinářství, medicína, životní prostředí apod.). Dále je reaktor využíván pro testování a vývoj detekčních systémů, studium dynamiky kritických a podkritických systémů řízených vnějším neutronovým zdrojem a ověřování výpočetních programů. Detailní informace o provozu reaktoru a jeho využívání jsou podány v kapitolách 13 a 11.

## 1.6 Nové technologie zavedené v projektu reaktoru

V období let 2008 až 2018 byly na reaktoru VR-1 provedeny následující změny v technologickém zařízení reaktoru VR-1:

- 2008 - inovace systému řízení demineralizační stanice,
- 2009 - inovace rozhraní člověk stroj (HMI – Human Machine Interface), původní dodavatel ZAT a.s. byl nahrazen novým dodavatelem dataPartner, s.r.o.,
- 2009 - instalace history serveru pro sběr, záznam a archivaci provozních dat reaktoru,
- 2010 - výměna mostového jeřábu,
- 2012 - instalace zařízení pro studium teplotních efektů do reaktorové nádoby H01,
- 2015 - inovace potrubní pošty reaktoru,
- 2015 a 2016 - výměna oběhových čerpadel pro cirkulaci moderátoru v reaktorových nádobách,

- 2016 - inovace řídicího počítače.
- 2018 - inovace pultu operátora, instalace zařízení pro vzdálenou výuku

## 1.7 Srovnání s obdobnými projekty jaderných zařízení

Školní reaktor VR-1 je lehkovodní jaderný reaktor bazénového typu s obohaceným uranem. I když takto široce charakterizovaných reaktorů lze najít celou řadu, identická obdoba VR-1 ani jeho přímý předchůdce neexistuje. Přestože je školní reaktor VR-1 svým způsobem unikátní zařízení, byly při jeho konstrukci (s přihlédnutím k daným možnostem) bohatě využity zkušenosti nejen z českých, ale i zahraničních reaktorových pracovišť.

Do značné míry měl být obdobou VR-1 rekonstruovaný reaktor ŠR-0 ve Vochově (ŠKODA Plzeň, Jaderné strojírenství), rekonstrukce však nebyla dokončena a reaktor ŠR-0 byl trvale vyřazen z provozu.

Lehkovodních bazénových reaktorů s malým výkonem je několik známých typů. Zmínit lze známý typ reaktoru AGN 211 nebo ještě známější řadu TRIGA (podstatně vyšší výkon než VR-1 včetně možnosti pulzního provozu).

Pokud jde o uspořádání bazénů (dva propojené bazény), ani toto řešení není původní a v různé podobě se vyskytuje u většího počtu reaktorů. Poměrně typické je pro francouzské bazénové reaktory.

Palivo typu IRT-M, které je na reaktoru VR-1 používáno, využívá více než desítka reaktorů, prakticky vždy provozovaných na výrazně vyšším výkonu než VR-1. Většina z nich pracuje na území bývalého SSSR. V ČR na palivu obdobného typu (rozdíly jsou v obohacení a technologii, nikoliv v geometrii) pracoval již zmíněný reaktor ŠR-0. Stejné palivo jako reaktor VR-1 používá reaktor LVR-15 v CV Řež.

Shodu s obdobnými projekty jaderných zařízení lze nalézt především v oblasti využívání reaktoru VR-1. Svědčí o tom kontakty, které pracoviště reaktoru VR-1 má např. se školním reaktorem na technické univerzitě v Budapešti, ve Vídni a Drážďanech.

## 1.8 Systém řízení provozovatele

V souladu s požadavky atomového zákona č. 263/2016 Sb. (viz § 29 odst. 1, písm. a) [11] je na pracovišti reaktoru VR-1 zaveden a udržován systém řízení. Cílem systému řízení je zajištění a neustálé zvyšování úrovně jaderné bezpečnosti, radiační ochrany, technické bezpečnosti, zvládání případné radiační mimořádné události a zabezpečení jaderného zařízení, jaderného materiálu a zdroje ionizujícího záření při provozu reaktoru VR-1. V rámci systému řízení reaktoru VR-1 je aplikován odstupňovaný přístup odpovídající složitosti procesů a činností nezbytných pro provoz a využívání reaktoru.

Za zavedení, koordinaci, udržování a zlepšování systému řízení a shody systému řízení s vyhláškou č. 408/2016 Sb. [12] je na pracovišti reaktoru VR-1 odpovědný vedoucí systému řízení. Vedoucí systému řízení je také odpovědný za plnění požadavků na zajišťování kvality vybraných zařízení reaktoru VR-1 v souladu s vyhláškou č. 358/2016 Sb. [13]. Pro každý proces a činnost je ustanovena odpovědná osoba. Ta zajišťuje, že procesy a činnosti v systému řízení jsou zavedeny tak, aby umožnily dosahování jeho cíle a plnění všech požadavků, které mohou sloužit k zajišťování a zvyšování úrovně jaderné bezpečnosti, radiační ochrany, technické bezpečnosti, zvládání radiační mimořádné události a zabezpečení jaderného zařízení, jaderného materiálu a zdroje ionizujícího záření při provozu reaktoru VR-1.

Systém řízení reaktoru VR-1 je popsán v programu systému řízení [14], přičemž konkrétní pravidla pro provádění a řízení procesů a činností, včetně zvláštních procesů a postupů řízení neshod jsou zpracována v řídicích postupech systému řízení [15] až [16]. Systému řízení se podrobněji věnuje kapitola 18 této bezpečnostní zprávy.

## 1.9 Zásady a principy bezpečného provozu reaktoru

Vysoká úroveň bezpečného provozu školního reaktoru VR-1 je dána vlastním projektem reaktoru, pravidelnými kontrolami a údržbou zařízení a komponent reaktoru, snahou o neustálé sebezlepšování a zodpovědným a vysoce kvalifikovaným personálem. Projekt reaktoru zohledňuje fakt, že se jedná o zařízení univerzitního typu, které se nachází v hustě osídlené oblasti. Již ve stádiu projektování a konstrukce reaktoru byly kladený vysoké nároky na kvalitu zařízení a vykonávaných stavebních a konstrukčních prací. Kvalita zařízení i provozu reaktoru je zajištěna pravidelným ověřováním technologického stavu podle programu provozních kontrol [17] a plněním programu systému řízení [14].

Jak projekt reaktoru, tak i způsob a organizace jeho provozu zajišťuje splnění základních principů a zásad bezpečného využívání jaderné energie (viz § 45 atomového zákona [11]), jimiž jsou:

- (a) umožnit v případě potřeby okamžitě a bezpečně odstavit jaderný reaktor a udržovat jej v podkritickém stavu,
- (b) zabránit nekontrolovanému rozvoji štěpné řetězové reakce,
- (c) fyzikálně znemožnit vznik kritického a nadkritického stavu mimo vnitřní prostor jaderného reaktoru,
- (d) zajišťovat odvod tepla vytvářeného jaderným palivem a technologickými systémy a
- (e) zajistit stínění a zabránit úniku radioaktivní látky a šíření ionizujícího záření do životního prostředí.

Níže jsou charakterizovány jednotlivé oblasti v rámci nichž je zajištěn bezpečný provoz reaktoru VR-1.

### 1.9.1 Jaderná a technická bezpečnost

Pod pojmem jaderná bezpečnost se rozumí stav a schopnost jaderného zařízení a fyzických osob obsluhujících jaderné zařízení zabránit nekontrolovatelnému rozvoji štěpné řetězové reakce nebo úniku radioaktivních látek anebo ionizujícího záření do životního prostředí a omezit následky nehod [11]. V případě reaktoru VR-1 lze naplnění uvedené definice jaderné bezpečnosti shrnout v následujících bodech:

- *Schopnost jaderného zařízení:* reaktor byl projektován a konstruován tak, aby plně odpovídalo požadavkům, které byly kladený tehdejší legislativou [18] na výzkumná jaderná zařízení. Hlavním projektovým cílem bylo zajistit schopnost zařízení za každé situace bezpečně zastavit štěpnou řetězovou reakci a udržet reaktor v podkritickém stavu. Zvláštní zřetel byl přitom věnován skutečnosti, že provozovatelem reaktoru je vysoká škola a reaktor bude ve velké míře využíván pro praktickou výuku studentů. Z tohoto vyplynuly počty a vzájemná nezávislost kanálů měření výkonu, počty a funkce

absorpčních tyčí reaktoru, neutronový zdroj, uspořádání aktivní zóny, používané jaderné palivo, způsoby manipulace v aktivní zóně reaktoru a jejím okolí, potřebná informovanost i pohodlí obsluhy apod. Přestože byl reaktor projektován a konstruován v 80. letech minulého století, jsou, díky pravidelným inovacím a modernizacím, jeho součástí nejmodernější technologie.

- *Stav jaderného zařízení:* ani sebelépe navržené a vyrobené zařízení nemůže spolehlivě a prokazatelně plnit své funkce, pokud nebude dlouhodobě udržováno v požadovaném stavu. Díky pečlivě propracované a striktně dodržované organizaci provozu reaktoru je celé zařízení, zvláště součásti a komponenty důležité z hlediska jaderné bezpečnosti, trvale udržováno ve velmi dobrém stavu. Vyplývá to jak z jeho náležité údržby, tak i pravidelných provozních kontrol. Mezi ně patří zejména kontroly stavu reaktorových nádob a vnitřních částí reaktoru, stavu a funkceschopnosti absorpčních tyčí reaktoru a pravidelných kontrol a testů (při každém spouštění a směně reaktoru a v rámci půlročních kontrol) systému ochran a řízení a zálohové napájení.
- *Schopnost osob obsluhujících jaderné zařízení:* schopnostem osob obsluhujících reaktor je věnována značná pozornost. Schopnost obsluhy reaktoru vychází již z výběru vhodných pracovníků, který je založen nejen na předem daných kvalifikačních kritériích, ale také jejich osobnostních charakteristikách. Schopnost obsluhy je dále zajištěna kvalitní odbornou přípravou, která je každému pracovníku nastavena individuálně. Následně je schopnost obsluhy ověřována jak vlastními hodnotícími systémy pracoviště, tak i zkušební komisí jmenovanou SÚJB. Schopnost obsluhy je udržována a ověřována v rámci další odborné přípravy a periodického školení.
- *Stav osob obsluhujících jaderné zařízení:* osoby obsluhující reaktor mají nezastupitelnou roli při zajištění jaderné bezpečnosti. Z tohoto důvodu se obsluha reaktoru podrobuje pravidelnému ověřování své osobnostní a zdravotní způsobilosti. Zároveň jsou vytvářeny veškeré předpoklady a podmínky, aby jejich stav odpovídal vždy vysokým nárokům, jaké klade provoz jaderného zařízení na jeho obsluhu.

Zajištění technické bezpečnosti a kvality je na pracovišti reaktoru nastaveno v souladu s požadavky vyhlášky č. 358/2016 Sb. [13]. Zároveň jsou vypracovány postupy [19] pro zajištění technické bezpečnosti a kvality ve všech klíčových procesech od navrhování až po uvádění do provozu a provozu zařízení. Tyto postupy se věnují jak zajištění technické bezpečnosti a kvality vybraných, tak i ostatních zařízení.

### 1.9.2 Radiační ochrana

Radiační ochrana představuje systém technických a organizačních opatření k omezení ozáření fyzické osoby a k ochraně životního prostředí před účinky ionizujícího záření [11]. Podle české legislativy patří reaktor mezi velmi významné zdroje ionizujícího záření, je zařazen do IV. kategorie, a tomu odpovídají i technická a organizační opatření, která je nutné na tomto pracovišti dodržovat.

Základem technických opatření je vymezené kontrolované pásmo, stínění jak reaktoru, tak všech ostatních zdrojů ionizujícího záření, se kterými se na pracovišti manipuluje, radiační monitorovací systém, manipulátory a ochranné pomůcky pro práci se zdroji ionizujícího záření. Stínění reaktoru je tvořeno v radiálním směru barytovým betonem a vrstvou vody

a v axiálním směru vrstvou vody (cca 3 m). Pro práci se zdroji ionizujícího záření lze využít několik stínicích transportních kontejnerů, zároveň lze zbudovat stínění dle potřeb pomocí polyetylenových tvarovek s příměsí bóru, olověných cihel nebo betonových bloků, kterých je na pracovišti reaktoru dostatečné množství. Radiační monitorovací systém zahrnuje monitorování pracoviště a jeho okolí, monitorování výpustí a systém osobního monitorování. Monitorování výpustí představuje nakládání s pevnými, kapalnými a plynnými odpady, které mohou na pracovišti reaktoru vzniknout a ve kterých by mohly být obsaženy radioaktivní látky. Vzhledem k charakteru provozu reaktoru a dosahovanému výkonu je množství radioaktivních odpadů prakticky nulové. Provoz reaktoru na okolní prostředí nemá žádný vliv.

Mezi organizační opatření spadá ustavení dohlížející osoby, vedoucího radiační ochrany a osob s přímým dohledem nad radiační ochranou. Dále je to odborná příprava vybraných pracovníků, pravidelná školení radiačních pracovníků a ověřování jejich odborné způsobilosti. Důležitou součástí organizačních opatření je systém nakládání se zdroji ionizujícího záření tak, aby zdroje byly používány přiměřeně a nakládaly s nimi pouze osoby k tomu určené. S ohledem na způsob využívání reaktoru je klíčová pečlivá příprava experimentálních činností na tomto zařízení. Zde je nezbytná optimalizace radiační ochrany v případě každého nově zaváděného experimentu, resp. činnosti, které by mohly radiační ochranu ovlivnit.

Bližší informace o zajištění radiační ochrany na pracovišti reaktoru VR-1 jsou uvedeny v kapitole 12.

### **1.9.3 Zabezpečení jaderného zařízení, jaderného materiálu a radionuklidového zdroje**

Zabezpečení jaderného zařízení, jaderného materiálu a radionuklidového zdroje na pracovišti reaktoru vychází z definice fyzické ochrany, která představuje systém technických a organizačních opatření zabraňující neoprávněným činnostem s jaderným zařízením nebo jaderným materiélem [11].

Z hlediska technického zabezpečení lze pracoviště rozdělit na plášt'ovou a prostorovou ochranu. Plášt' chráněného prostoru se rozumí stavební vymezení oblasti haly reaktoru. Plášt' je ze severní strany tvořen prosklenou stěnou s vjezdovými vraty a dále obvodovými zdmi haly, stropem a podlahou. Hlavní vchod a nouzové východy, resp. vstup do skladu paliva jsou opatřeny uzamykatelnými bezpečnostními dveřmi. Elektronická zabezpečovací signalizace (EZS) se skládá zejména z ústředny a prvky detekce narušení pláště a detekce pohybu uvnitř chráněného prostoru. EZS je spojena pomocí vysílače a telefonní linky se Systémem centralizované ochrany Policie ČR a dále je vyveden výstup z ústředny EZS do GSM brány informující pracovníky v pracovní pohotovosti o případném narušení. Součástí systému zabezpečení reaktoru je i televizní okruh, jehož kamery snímají prostor haly a její bezprostřední okolí. Kamery jsou propojeny se záznamovým zařízením a monitorem ve velínu reaktoru.

Z pohledu organizačního je většina pracovníků reaktoru s oprávněním samostatného vstupu do chráněného prostoru zároveň pracovníky vykonávající citlivé činnosti ve smyslu § 162, odst. 2, Atomového zákona a jsou držiteli platného dokladu o bezpečnostní způsobilosti. Ostatní pracovníci musí splňovat minimálně podmínky pro přístup k utajovaným informacím na stupni Vyhrazené. Všechny další vstupující osoby přicházející na pracoviště reaktoru jsou v nezbytné míře o fyzické ochraně pracoviště prokazatelně poučeny a jsou doprovázeny pracovníkem s oprávněním samostatného vstupu. Vstup osob na pracoviště

reaktoru je evidován, povolení vstupu smějí vydat pouze oprávněné osoby a před vstupem na pracoviště je prováděna kontrola dodržování zákazu vstupu se zbraněmi, výbušninami a mobilními telefony. Pracovníci reaktoru jsou pravidelně jednou ročně a při nástupu do pracovního poměru prokazatelně poučeni o svých povinnostech vyplývajících ze zabezpečení pracoviště.

#### 1.9.4 Připravenost k odezvě na radiační mimořádnou událost

Připravenost k odezvě na radiační mimořádnou událost představuje soubor organizačních, technických, materiálních a personálních opatření připravovaných podle pravděpodobného průběhu radiační mimořádné události k odvrácení nebo zmírnění jejich dopadů zpracovaných ve formě zásahových instrukcí, vnitřního havarijního plánu, havarijního rádu, plánu k provádění záchranných a likvidačních prací v okolí zdroje nebezpečí a národního radiačního havarijního plánu [11].

Způsob zajištění (technicky i organizačně) zvládání radiačních mimořádných událostí reaktoru je podrobně popsán ve vnitřním havarijním plánu reaktoru. Tento plán vychází z dlouholetých zkušeností s havarijnou připraveností na pracovišti školního reaktoru VR-1. Vnitřní havarijní plán je pravidelně aktualizován a jsou v něm zohledněny jak požadavky platné legislativy, tak i zkušenosti získávané využíváním a provozem reaktoru.

Z analýz provedených na pracovišti reaktoru plyne, že při provozu reaktoru mohou nastat radiační mimořádné události 1. stupně a radiační nehody. Radiační havárie je na pracovišti reaktoru vyloučena. Z celkového počtu šesti uvažovaných radiačních mimořádných událostí popsaných ve vnitřním havarijním plánu jsou čtyři radiační mimořádné události 1. stupně a dvě radiační nehody.

Mezi radiační mimořádné události prvního stupně se řadí:

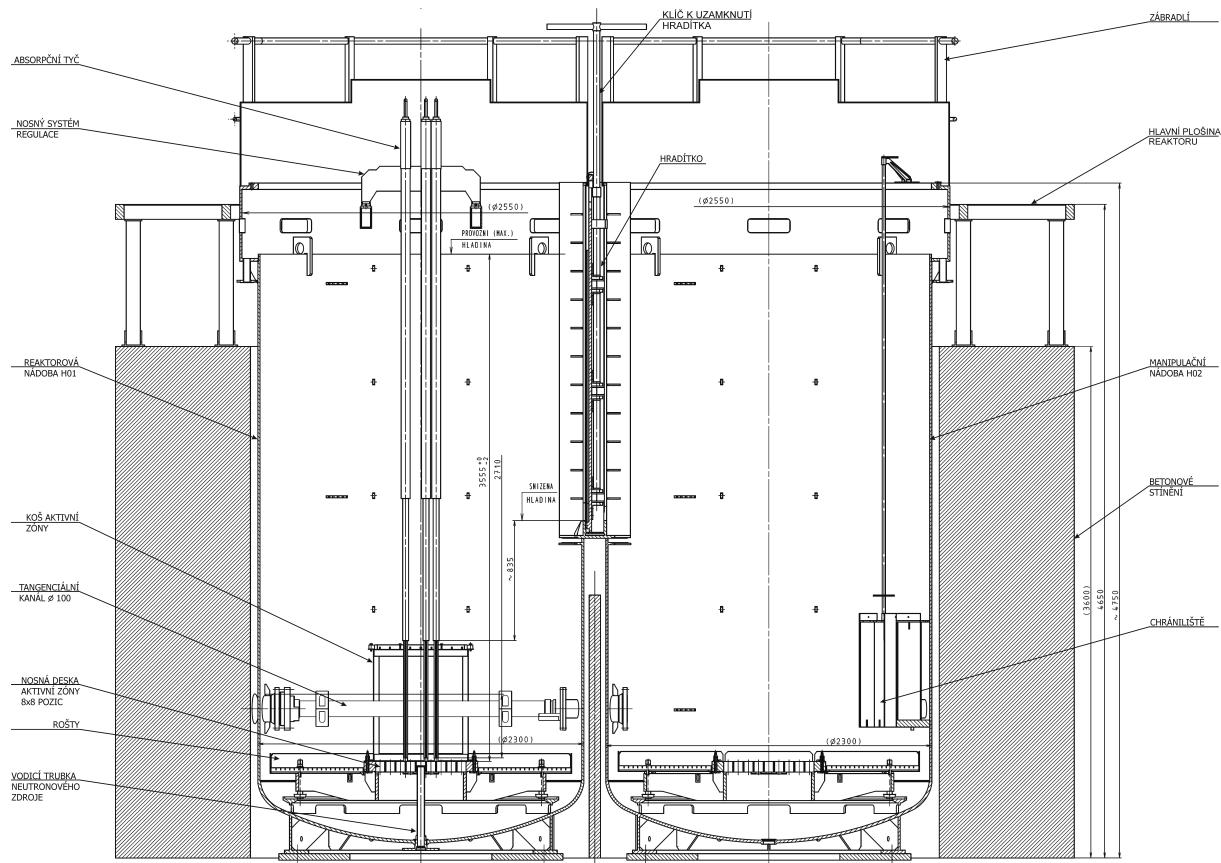
- selhání řídicího systému reaktoru doprovázené nekontrolovaným zvýšením výkonu,
- poškození palivových článků nebo neutronového zdroje,
- únik vody z vodního hospodářství reaktoru,
- ztráta kontroly nad zdrojem.

Mezi radiační nehody patří:

- požár reaktorového pracoviště,
- nehoda způsobená vnějšími vlivy.

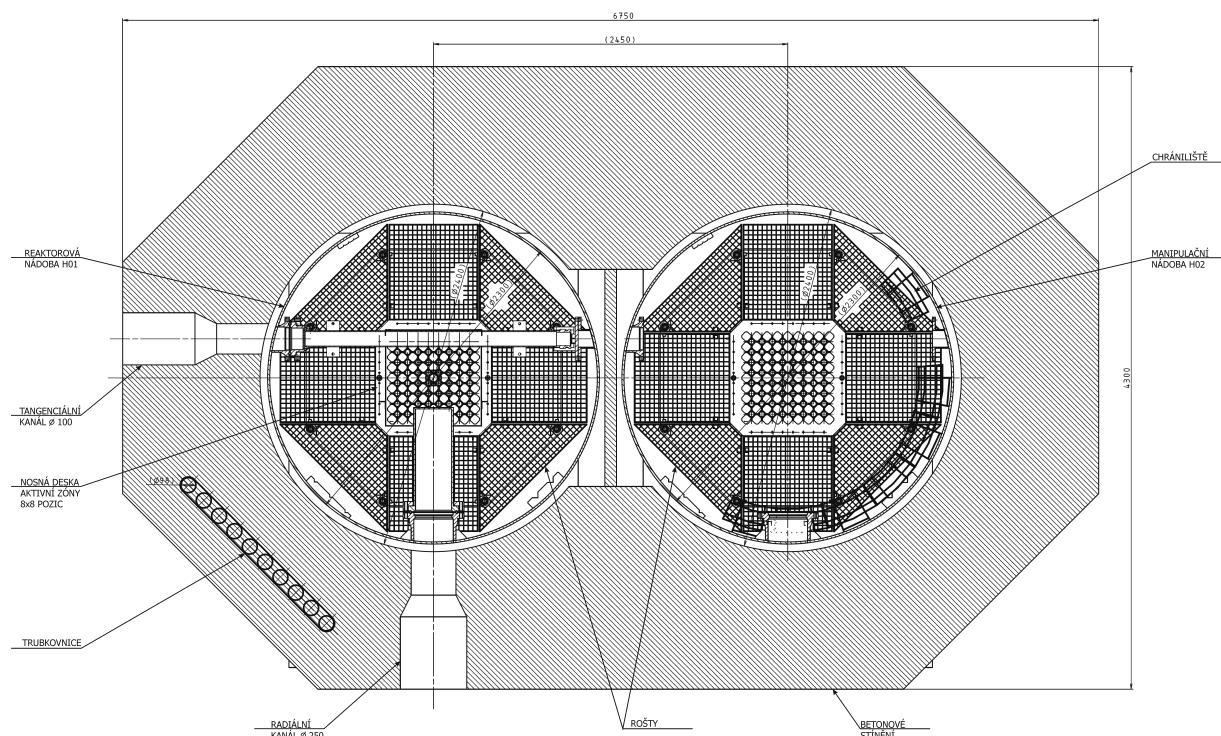
Organizačně je odpovědný za připravenost k odezvě na radiační mimořádnou událost vedoucí havarijní připravenosti, který zajišťuje plnění požadavků vyhlášky č. 359/2016 Sb. [20]. Podrobnější informace o připravenosti pracoviště k odezvě na radiační mimořádnou událost poskytuje kapitola 20.

PODÉLNÝ ŘEZ REAKTOREM VR-1



Obr. 1: Podélný řez reaktorem VR-1.

PŘÍČNÝ ŘEZ REAKTOREM VR-1



Obr. 2: Příčný řez reaktorem VR-1.

## 2 Bezpečnostní cíle a požadavky na projekt reaktoru

V době, kdy probíhala projektová příprava školního reaktoru VR-1, byl připravován a posléze i vyhlášen Výnos ČSKAE č. 9/1985 o zajištění jaderné bezpečnosti výzkumných jaderných zařízení [18]. Tento výnos ve své době určoval závazné postupy pro orgány, organizace a jejich pracovníky zabezpečující projektování, výstavbu, spouštění, zkušební a trvalý provoz, rekonstrukce a vyřazování jaderných zařízení z provozu. Ve smyslu tohoto výnosu byl reaktor zařazen do kategorie experimentálních reaktorů. Ty byly výnosem charakterizovány jako reaktory s malým, prakticky „nulovým“ výkonem a nevyžadujícím nucené chlazení. V případě reaktoru VR-1 se maximální tepelný výkon pohybuje okolo  $500 \text{ W}_t$  a maximální hustota toku neutronů nepřekračuje hodnotu  $2 \times 10^{10} \text{ n cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ . Takto malý výkon významně omezuje a snižuje rizika možných mimořádných událostí vyplývajících z provozu reaktoru.

### 2.1 Základní požadavky na projekt reaktoru

Základní bezpečnostní cíle a požadavky na projekt byly formulovány na základě výnosu ČSKAE č. 9/1985 a lze je shrnout v následujících bodech [21]:

- Musí být dodrženy všechny zásady jaderné bezpečnosti, radiační ochrany, fyzické ochrany a havarijní připravenosti tak, aby nedošlo ani v nejméně příznivých situacích k ohrožení provozního personálu a okolí reaktoru. To vše s respektováním, že vybraná lokalita reaktoru se nachází v hustě obydlené městské aglomeraci.
- Při normálním a abnormálním provozu reaktoru nesmí být překročeny mezní parametry palivových článků a při podmínkách základní projektové události musí být reaktor bezpečně odstaven a udržován v podkritickém stavu.
- Musí být zajištěna spolehlivá funkce všech důležitých zařízení z hlediska jaderné bezpečnosti při normálním a abnormálním provozu a při podmínkách základní projektové události.
- Musí být splněna kritéria jednoduché poruchy u zařízení důležitých z hlediska jaderné bezpečnosti. Musí být umožněna kontrola stavu těchto zařízení v průběhu provozu reaktoru.
- Musí být dostatečně řešena ochrana proti požáru a proti nežádoucím činnostem.
- Musí být zajištěno monitorování radiační zátěže pracovníků, obyvatelstva a životního prostředí a výpustí radioaktivních látek do okolí.

#### Bezpečnostní cíle projektu jaderného zařízení

Kritéria hodnocení vycházející z odkazu [11] stanovují, že je nutné:

- postupovat tak, aby riziko ohrožení fyzické osoby a životního prostředí bylo tak nízké, jakého lze rozumně dosáhnout při zohlednění současné úrovně vědy a techniky a všech hospodářských a společenských hledisek,

- přednostně zajišťovat jadernou bezpečnost, bezpečnost jaderných položek a radiační ochranu, a to při respektování stávající úrovně vědy a techniky a správné praxe,
- zajistit odolnost a ochranu jaderného zařízení proti nebezpečí plynoucímu z vlastnosti území k umístění jaderného zařízení a z vnějších vlivů.

Kritéria hodnocení vycházející z odkazu [22] stanovují, že je nutné:

- průběžně hodnotit skutečnosti, které byly rozhodné pro posouzení přijatelnosti území k umístění JZ,
- provádět odhad vývoje stavu skutečností, které byly rozhodné pro posouzení přijatelnosti území k umístění JZ s ohledem na předpokládanou délku životního cyklu
- zajistit, aby nedošlo ke snížení již dosažené úrovně jaderné bezpečnosti,
- průběžně zajišťovat, ověřovat a dokumentovat schopnost stabilního a bezpečného provozu JZ.

Kritéria hodnocení vycházející z odkazu [4] stanovují, že je nutné:

- předcházet havarijným podmínkám,
- zmírňovat důsledky havarijních podmínek, pokud k nim dojde,
- zajistit praktické vyloučení možnosti vzniku radiační havárie s nemožností včasného zavedení ochranných opatření pro obyvatelstvo resp. radiační havárie s neomezitelným místním nebo časovým rozsahem,
- zajistit jadernou bezpečnost, radiační ochranu, technickou bezpečnost, monitorování radiační situace, zvládání radiační mimořádné události a zabezpečení při nakládání s radioaktivním odpadem a při vyřazování z provozu jaderného zařízení,
- zohlednit vliv lidského faktoru na funkci jaderného zařízení a jeho jednotlivých systémů, konstrukcí a komponent s vlivem na jadernou bezpečnost, radiační ochranu, monitorování radiační situace, zvládání radiační mimořádné události a zabezpečení a ovlivňování lidského výkonu vlastnostmi jaderného zařízení,
- zavedení procesů, které zajišťují, že projekt jaderného zařízení bude po celou dobu životního cyklu jaderného zařízení v souladu s aktuálním stavem.

I když tyto vyhlášky byly vytvořeny především se zaměřením na energetická jaderná zařízení, lze jednoznačně konstatovat, že výše uvedené bezpečnostní cíle naplněvané projektem reaktoru VR-1 jsou splněny. Splnění bodů vychází jak z technického řešení reaktoru (řešení systému ochran a řízení, konstrukční řešení paliva, reaktorových nádob apod.), tak i organizačních opatření (připravenost pracoviště k odezvě na mimořádnou událost, pravidelné kontroly a údržby, odborná způsobilost pracovníků reaktoru apod.). Plnění uvedených bodů je zajištěno vytvořením technických a organizačních opatření, které jsou dokumentovány v nakládání s radioaktivními odpady na pracovišti reaktoru [23] a plánu jeho vyřazování z provozu [24], v souhrnném provozním předpisu reaktoru VR-1 [25], řídicím postupu č. 1 [15] a programu řízeného stárnutí [26].

## **Bezpečné využívání jaderné energie**

Plnění bezpečnostních cílů projektu jaderného zařízení jsou nezbytná k naplnění principů bezpečného využívání jaderné energie, které stanovuje § 45 zákona č. 263/2016 [11]:

- (1) Jaderná bezpečnost, radiační ochrana, monitorování radiační situace, zvládání radiační mimořádné události a zabezpečení jaderného zařízení musí být během životního cyklu jaderného zařízení zajištěny ochranou do hloubky.
- (2) Jaderné zařízení s jaderným reaktorem musí od zahájení výstavby až do vyřazení z provozu:
  - a) umožňovat v případě potřeby okamžitě a bezpečně odstavit jaderný reaktor a udržovat jej v podkritickém stavu,
  - b) zabránit nekontrolovanému rozvoji štěpné řetězové reakce,
  - c) fyzikálně znemožnit vznik kritického a nadkritického stavu mimo vnitřní prostor jaderného reaktoru,
  - d) zajišťovat odvod tepla vytvářeného jaderným palivem a technologickými systémy
  - e) zajistit stínění a zabránit úniku radioaktivní látky a šíření ionizujícího záření do životního prostředí.

Naplněním principů stanovených v odstavci (2) je definován bezpečný stav jaderného zařízení a tyto principy určují základní bezpečnostní funkce. Reaktor VR-1 tyto principy opět beze zbytku splňuje. Projekt reaktoru zahrnuje technické prostředky k okamžitému a bezpečnému odstavení reaktoru a jeho udržování v podkritickém stavu a k zabránění nekontrolovatelnému rozvoji štěpné řetězové reakce (viz kap. 8 Ovládací zařízení reaktoru). Projekt reaktoru fyzikálně znemožňuje vznik kritického a nadkritického stavu mimo vnitřní prostor jaderného reaktoru (viz kap. 10 Pomocné systémy). Projekt reaktoru zajišťuje bezpečný odvod tepla z aktivní zóny (viz kap. 6 Chladicí systém a vodní hospodářství reaktoru). Množství a kapacita chladiva v reaktorové nádobě by umožnila provoz reaktoru i na výkonové úrovni o tři řády vyšší. V neposlední řadě projekt reaktoru zajišťuje stínění a zabraňuje úniku radioaktivní látky a šíření ionizujícího záření do životního prostředí (viz kap. 12 Provozní radiační bezpečnost).

## **2.2 Skutečnosti podmiňující projektování a provoz jaderných zařízení**

Vzhledem k parametrům reaktoru VR-1, které byly popsány výše, a kombinaci tzv. „failsafe“ designu se způsobem zálohování a diverzifikace (popsané v kap. 8) neexistuje žádná dodatečná podmínka na způsob projektování resp. provoz jaderného zařízení.

Komplexnější analýza k tomuto tvrzení je nutná pouze pro kombinaci vnitřních podmínek reaktoru a chyby (sabotáže) pracovníků obsluhy jaderného zařízení. Této části se věnuje kap. 16. Výsledky potvrzují, že kromě „Základních požadavků na projekt reaktoru“ nejsou nutné žádné další požadavky.

## 2.3 Požadavky na vybraná zařízení a bezpečnostní funkce

Na reaktoru VR-1 se nachází pouze vybraná zařízení třídy 2 a 3. Vybraná zařízení reaktoru VR-1, která plní více bezpečnostních funkcí, byla zařazena do bezpečnostní třídy, která odpovídá jejich bezpečnostní funkci s největším vlivem na jadernou bezpečnost. Přehled vybraných zařízení a jejich zařazení do bezpečnostní třídy je uveden v tab. 5.

Podrobné rozdělení jednotlivých vybraných zařízení do bezpečnostních tříd dle kritérií stanovených ve vyhlášce o požadavcích na projekt jaderných zařízení a jejich základní charakteristika jsou zpracovány v seznamu vybraných zařízení [27]. V dokumentu je také popsáno umístění a hranice mezi vybranými zařízeními a jejich identifikace.

Tab. 5: Seznam vybraných zařízení a jejich zařazení do bezpečnostní třídy

Vybrané zařízení	Bezpečnostní třída
Pokrytí jaderného paliva IRT-4M	
Reaktorové nádoby H01 a H02 s koridorem a hradítkem	
Kanály provozního měření výkonu	
Kanály nezávislé výkonové ochrany	
Bezpečnostní řetězec	
Absorpční tyče UR 70	2
Jednotky zálohovaného napájení UPS 230 Vst	
Jednotka zálohovaného napájení +48 Vss	
Individuální displeje kanálů PMV	
Individuální displeje kanálů NVO	
Indikátory dolních koncových poloh absorpčních tyčí	
Řídicí systém reaktoru	
Řídicí obvody absorpčních tyčí UR 70	3
Rozhraní člověk-stroj	

## 2.4 Projektová východiska (povrchová)

Přestože projektová východiska byla v době výstavby zaměřena primárně na požadavky uvedené v kap. 2.1 lze zhodnotit i následující aspekty:

**Hodnoty seismického ohrožení** viz kap. 3.2

**Klimatické podmínky a extrémní jevy** viz kap. 3.7

**Povodně** viz kap. 3.4

**Neexistence zlomu schopného pohybu** viz kap. 3.3

**Neexistence významných geodynamických jevů** viz kap. 3.6

**Vhodné geotechnické parametry základových zemin** viz kap. 3.6

**Neexistence významných zdrojů pitné vody** viz kap. 3.5

**Agresivita podzemních vod** viz kap. 3.5

**Vlivy způsobené člověkem** V blízkosti zařízení se nenachází žádný zdroj pro vznik potenciálního ohrožení [2]. Nejsou specifikována žádná projektová východiska.

**Pád letadla a jiných předmětů** viz kap. 3.9

**Statické hodnocení haly s kombinovaným zatížením** viz kap. 4.6

## 2.5 Očekávané zatížení systémů, konstrukcí a komponent

Kvalifikace systémů, konstrukcí a komponent je nastavena tak, aby odolala klimatickým účinkům, které mohou v dané lokalitě nastat včetně možných extrémů. Systémy, konstrukce a komponenty reaktoru musí vyhovět předem definovaným provozním podmínkám, jako je například rozsah okolní teploty vzduchu +1 až +45 °C, relativní vlhkost vzduchu až 95 %, atmosférický tlak a chemické podmínky dané kvalitou moderátoru. Dále je to požární odolnost a elektromagnetická kompatibilita dle platných norem.

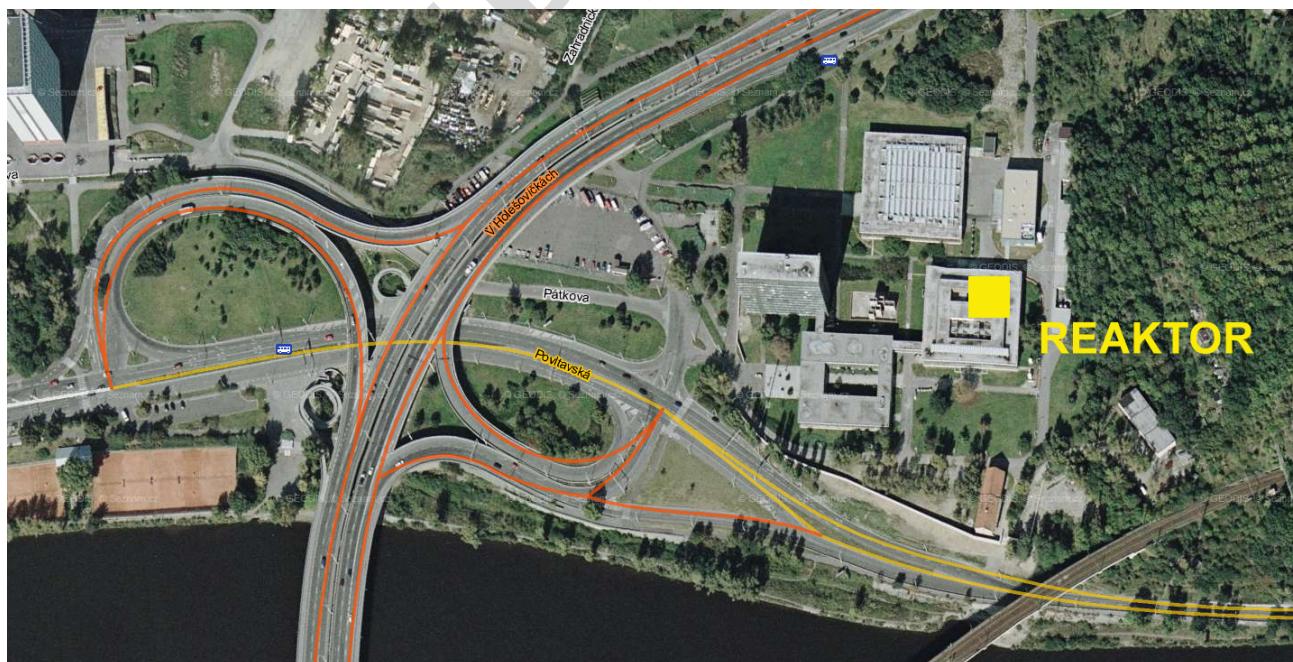
Z pohledu vnějších záplav je pracoviště reaktoru dostatečně chráněno díky opatřením provedeným v odesvě na ničivé povodně z roku 2002. Kromě záplav způsobených vnějšími vlivy, je nutné uvažovat také zaplavení pracoviště reaktoru z důvodu poškození rozvodů vody v budově těžkých laboratoří, jejíž součástí je i hala reaktoru. Jednalo by se o tzv. vnitřní záplavu. Jakákoliv porucha rozvodu vody v hale reaktoru, ale i mimo ni však nemůže mít dopad na zajištění jaderné bezpečnosti a radiační ochrany na pracovišti reaktoru. To je dánno stavebním řešením haly reaktoru (členěním jednotlivých podlaží v hale reaktoru), umístěním reaktorových nádob a rozmístěním systémů důležitých z hlediska jaderné bezpečnosti. V případě vnitřní záplavy by pravděpodobně došlo k nevýznamnému zatopení dolního podlaží haly reaktoru, nicméně tam se nenacházejí žádné systémy mající vliv na zajištění jaderné bezpečnosti, resp. radiační ochrany reaktoru.

### 3 Hodnocení území reaktoru

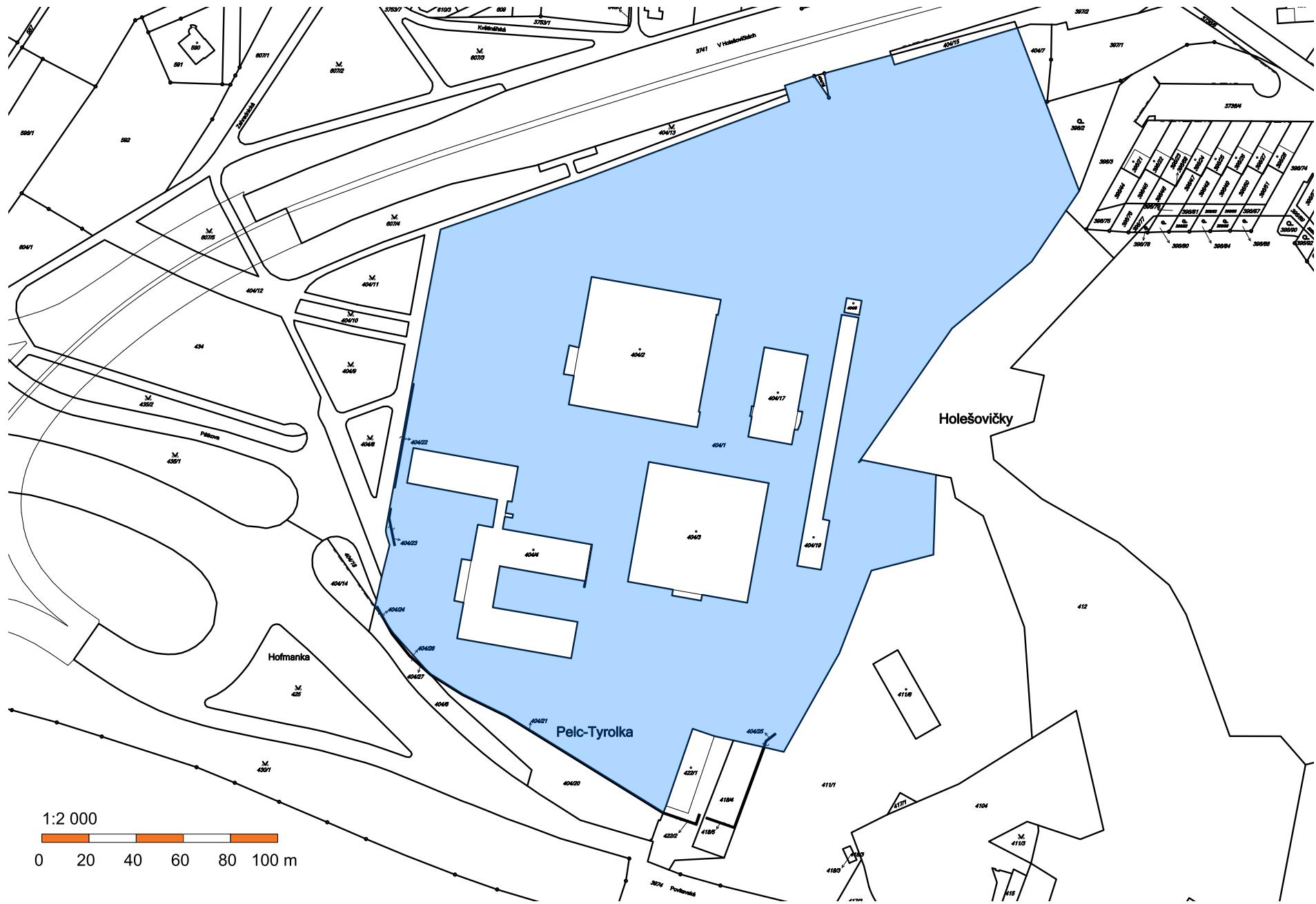
#### 3.1 Popis areálu reaktoru

Pro umístění školního reaktoru VR-1 byla na přelomu let 1979 - 80 vybrána lokalita v tehdy budovaném areálu Matematicko-fyzikální fakulty Univerzity Karlovy a Fakulty jaderné a fyzikálně inženýrské ČVUT v Praze na pravém břehu Vltavy (viz obr. 3) v nadmořské výšce asi 190 m. Území reaktoru (dále jen areál reaktoru) je tedy stanovenno jako areál MFF Univerzity Karlovy ve tvaru trojúhelníku (viz modrá plocha na obr. 4), který je z jedné strany ohraničen komunikací Povltavská vedoucí podél břehu Vltavy, z druhé ulicí V Holešovičkách, která je součástí Severojižní magistrály a třetí stranu tvoří dolní hranice zalesněného kopce Bulovka s vrcholem přibližně 250 m nad m. Areál se skládá z pěti velkých budov (katedrový objekt, objekt poslucháren, objekt těžkých laboratoří, vývojové dílny, kryogenní centrum) a budov pro pomocné provozy (sklady, garáže, kompresory apod.). Reaktor je v areálu umístěn v objektu těžkých laboratoří ležících u úpatí kopce Bulovka. Informace z Státní správy zeměměřictví a katastru:

- Obec: Praha
- Katastrální území: Libeň
- Parcelní číslo: 404/1
- Budovy: 404/2, 404/3, 404/4, 404/17, 404/19
- Vlastnické právo: Univerzita Karlova, Ovocný trh 560/5, Staré Město, 11000 Praha 1



Obr. 3: Umístění reaktoru v areálu MFF Univerzity Karlovy a FJFI ČVUT v Praze



Obr. 4: Mapa areálu reaktoru VR-1

## 3.2 Seismicita

Detailní popis historických zemětřesení, použitých modelů, ohodnocení zdrojových oblastí spolu se začleněním do geologických jednotek je uvedeno v příloze L. Následující text je převzat ze závěru výše zmíněné přílohy:

„.... Pravděpodobnostní křivky seismického ohrožení jsou spočteny až do roční četnosti  $10^{-5}$  (perioda opakování 100 000 let) a byly odhadnuty epistemické nejistoty ve výpočtu pomocí křivek reprezentující kvantily 0,16 a 0,84.

Posuzované zařízení leží v tektonicky stabilní oblasti s velmi malou seismicitou. Seismické kmity však mohou být lokálně zesíleny vzhledem k tomu, že budova je umístěna na geologickém podloží, které je tvořeno poměrně měkkými sedimenty.

Hodnota SL-2 byla vyjádřena v souladu s ustanovením NS-G-1.6 (IAEA 2003), jako střední hodnota špičkového zrychlení kmitů půdy, které nastávají průměrně jednou za 10 000 let. Pro posuzované jaderné zařízení je tato hodnota rovna 0,061 g, po připočtení standardní odchylky (kvantil 0,84) se tato hodnota zvýší na 0,089 g. Hodnota SL-1 (střední hodnota špičkového zrychlení kmitů půdy, které nastávají průměrně jednou za 100 let) byla stanovena na 0,010 g, po připočtení standardní odchylky se tato hodnota zvýší na 0,015 g.“

Hodnoty seismického ohrožení nepřesahují včetně rezerv limitní hodnotu 0,1 g.

## 3.3 Porušení území jaderného zařízení zlomem

Kompletní rozbor možností porušení území (okruh 25 km od posuzovaného objektu) zlomem je vypracován v 2. kapitole přílohy L. Tato zpráva shrnuje celkové hodnocení následovně: „Známé a dokumentované zlomové linie v okruhu 25 km kolem posuzovaného objektu nemají na současnou seismotektonickou bezpečnost žádný vliv; Na žádném ze známých zlomů ve vzdálenosti do 25 km od posuzovaného objektu nebyla dokumentována pohybová aktivita v průběhu posledních 2,6 mil. let; Lokalitou posuzovaného objektu neprochází žádný morfolineament, který by mohl indikovat recentní tektonickou aktivitu; Lokalita školního reaktoru není ohrožena aktivním či potenciálně aktivním svahovým pohybem vzniklým v bezprostředním okolí nebo v okolí do 5 km“

## 3.4 Povodně

Areál školního reaktoru VR-1 se nachází mimo vymezené záplavové území Q5, Q20 i Q100 (příloha J). Hranice Q100 a Q500 jsou uvedeny na obr. 5. Přestože je areál ohrožen pětsetletou povodní (Q500 obr. 5), byla v reakci na povodeň v srpnu roku 2002 (průtok Vltavy v Praze 5300 m<sup>3</sup>/s) vytvořena technická opatření k zamezení dopadu na areál a zařízení.

V současné době je areál MFF UK v Praze 8 účinně chráněn protipovodňovými bariérami, zpětnými klapkami a souborem organizačních opatření. Účinnost těchto ochran byla prokázána v červnu roku 2013 (průtok Vltavy v Praze 3210 m<sup>3</sup>/s). Tato povodeň neměla žádný dopad na reaktor VR-1.

V území není zvýšené povodňové riziko ani z hlediska bleskových povodní, přilehlé dílčí povodí je velmi malé (cca 0,4 ha - příloha J) a nemá tak potenciál pro tvorbu velkého stoku ani při výskytu extrémních srážek. Co se týče možnosti přítoku většího množství vody ze vzdálenějších částí mezipovodí Vltavy, budova těžkých laboratoří se sice nachází v terénní depresi, kterou sleduje ulice V Holešovičkách, ale případný hlavní proud stoku by probíhal západně, protože budova se nenachází v centru této deprese, ale na jejím okraji.



Obr. 5: Záplavové zóny pro 100letou povodeň (zelená) a 500letou povodeň (žlutá).

### 3.5 Oběh podzemní vody

Z hydrogeologického hlediska se jedná o území na podzemní vodu poměrně bohaté. Jsou zde vyvinuty dvě hlavní zvodně (příloha F):

#### 1. Zvodeň terasových náplavů údolní vltavské terasy

Hladina podzemní vody byla archívními sondami zastižena v hloubce cca 5,0 - 6,0 m pod terénem v kvartérních náplavech, koresponduje s hladinou vody v řece (freatický obzor) a zasahuje až do přípovrchové zóny ordovických břidlic porušených větráním.

Koefficent filtrace (index hydraulické vodivosti), obvyklý pro tento typ podložních hornin se pohybuje v úrovni:  $k_F = n \cdot 10^{-5}$  až  $n \cdot 10^{-6}$  m/s, (zjištěný z archivních údajů:  $k_F = 3 \cdot 10^{-4} - 9 \cdot 10^{-4}$  m/s), transmisivita (koeficient průtočnosti) se pohybuje v rozmezí cca  $n \cdot 10^{-4}$  až  $n \cdot 10^{-6}$  m<sup>2</sup>/s. Specifický přítok vody je očekáván v závislosti na srázkách, úrovní hladiny vody v řece v řádu do max.  $Q = X \cdot X_0$  l/s/bm. Z chemického hlediska se jedná převážně o vodu neagresivní až slabě agresivní s vyluhující (CO<sub>2</sub>), případně síranovou agresivitou (SO<sub>4</sub>) v úrovni do XA1.

#### 2. Zvodeň paleozoických – ordovických hornin (břidlice, křemence)

Větší přítoky lze v této zvodni zaznamenat pouze na tektonicky porušených zónách, nebo na rozpukaných polohách a vložkách skaleckých křemenců.

Koefficent filtrace obvyklý pro tento typ podložních hornin se pohybuje v úrovni  $k_F = n \cdot 10^{-6}$  až  $n \cdot 10^{-8}$  m/s, transmisivita (koeficient průtočnosti) se pohybuje v rozmezí cca  $n \cdot 10^{-5}$  až  $n \cdot 10^{-7}$  m<sup>2</sup>/s. Specifický přítok vody je očekáván v závislosti na srázkách a velikosti infiltracní plochy oblasti okolí Bulovky v řádu do max.  $Q = 0,0X - 0,1X$  l/s/bm. Po chemické stránce jsou podzemní vody vyskytující se v této oblasti převážně typu Na-Ca-Mg-SO<sub>4</sub>, Cl až Ca-Mg-SO<sub>4</sub>, Cl, nízké až střední mineralizace s obsahy 0,2 – 0,4 g/l, neutrální až slabě kyselé reakce, místo mohou být zvýšené obsahy železitých a síranových iontů a voda může jevit slabou agresivitu síranovou a vyluhující v úrovni XA1

V území budovy reaktoru VR-1 je hydrogeologické prostředí (písčitochlinité sedimenty, zahliněné písky a štěrky) charakterizováno jako průlínově propustné s malou až střední transmisivitou, s vydatností hydrogeologických objektů v desetinách l/s (příloha J).

Z Tab. 1 přílohy F vyplývá, že v zájmové oblasti kolísají hodnoty úrovně HPV v rozmezí let 1965 až 2009 v úrovni 173,9 m n.m. (vrt J4/1963) do úrovně 189,04 m n.m (vrt 6834/V6=851/1976 (s výjimkou období povodní v roce 2002 a 2012). Úroveň podlahy v hale u reaktoru leží na kótě cca 187,3 m n.m. Tato úroveň byla překročena kromě výše zmiňovaných povodní ještě v roce 1975 o cca 0,6 m a v roce 1976 o cca 1,5 - 2 m. Překročení nivelety podlahové úrovně hladinou podzemní vody bylo vyřešeno izolovanou betonovou vanou, ve které je objekt reaktoru umístěn a která vodu zadržela. I během vyšších vodních stavů a srážek lze očekávat nárůst HPV v prostoru budovy reaktoru VR-1 maximálně v desítkách cm díky strmému hydraulickému gradientu (až kolem 0,1 na území budovy reaktoru VR-1) (příloha J).

Proti kolísající úrovni podzemní vody v okolí základové spáry i proti možné zvýšené síranové a vyluhující agresivitě podzemní vody je reaktor dostatečně zajištěn založením v železobetonové izolované vaně (příloha F). V suterénu byla dne 28. 3. 2017 provedena vizuální kontrola stavu zdiva a zdokumentovány výskyty drobných trhlinek (viz příloha F).

Areál reaktoru se nenachází v ochranném pásmu vodního zdroje [28] a ani v blízkém okolí nejsou evidovány žádné odběry povrchových ani podzemních vod pro pitné ani užitkové účely s výjimkou běžného využívání toku Vltavy (příloha J).

### 3.6 Geotechnické parametry základových půd

Podle odkazů na archivní vrtné dokumentace (příloha F) je pod základem objektu cca 1 m mocná poloha náplavové jílovitopísčité hlíny tuhé až pevné konzistence. Hlouběji byla zastižena vrstva hrubých terasových písčitých štěrků o mocnosti do cca 4 m, na jejichž povrchu byl zastižen jemný, slabě hlinitý písek o mocnosti cca 0,2 m. Mocnost kvartérních sedimentů dosahuje v této oblasti 8 - 12 m. V podloží údolní terasy, na kótě cca 180 m n. m., byl již zastižen předkvartérní podklad tvořený jílovitou ordovickou břidlicí pravděpodobně dobrotivského souvrství, při povrchu eluviálně, jílovitě rozloženou, hlouběji navětralou. Objekt je založen na betonových pilotách kombinovaných s betonovými pasy, které tvoří v prostoru umístění reaktoru těsnou betonovou vanu. Objekt reaktoru byl do haly laboratoří vestavěn dodatečně. Jednotlivá podlaží objektu byla ve své době vytvořena ojediněle používanou technologií zdvihaných betonových stropů.

Základovou půdu pilotového základu tvoří geotyp GT6, mělké pasové základy dalších objektů byly realizovány převážně v prostředí GT2 a GT4. Základní geotechnické charakteristiky zastižených zemin jednotlivých geotypů:

**GT1 Navážky** Hlinité písky, písky se štěrkem, S3 S-F -S5 SC - Y, středně ulehlé až k bázi ulehlé, nehomogenní, mocnost do 0,5 - 3 m, nevhodné pro zakládání, převážně vyrovnávky terénu,  $R_{dt}$  min. 225 kPa pro šířku základu 1 m a  $R_{dt}$  300 kPa pro šířku základu 3 m, další charakteristiky:  $\gamma$ : 18 - 19,5 kN/m<sup>3</sup>,  $c_{ef}$ : 0 - 8 kPa,  $E_{def}$ : 4 - 15 MPa,  $\Phi_{ef}$ : 27 - 33°.

**GT2 Povodňové hlíny** Jílovité až písčité hlíny s příměsí úlomků a střípků navětralých až zvětralých břidlic, F4 CS až F6 CI, převážně tuhé až pevné konzistence, místně i polohy měkké (pod HPV),  $R_{dt}$  min. 50 kPa při hloubce založení 0,8 - 1,5 m a pro šířku základu 3 m, další charakteristiky:  $\gamma$ : 21 kN/m<sup>3</sup>,  $c_{ef}$ : 50 kPa,  $E_{def}$ : 4 MPa,  $\Phi_{ef}$ : 0°.

**GT3 Písky** Jemnozrnné písčité polohy o mocnosti do max. 1 m, místně slabě hlinité až jílovité, pevné, ulehlé, F4 CS až S4 SM, S5 SC i S3 S-F.  $R_{dt}$  min. 225 kPa pro šířku základu 1 m a  $R_{dt}$  300 kPa pro šířku základu 3 m, další charakteristiky:  $\gamma$ : 18 - 20 kN/m<sup>3</sup>,  $c_{ef}$ : 0 - 8 kPa,  $E_{def}$ : 5 - 10 MPa,  $\Phi_{ef}$ : 28 - 38°.

**GT4 Štěrkopísky** Písky středně až hrubě zrnité se štěrkem o mocnosti do 4 - 6 m, k bázi přibývá podíl větších valounů až do cca 15 cm průměru, převážně G3 G-F až S2 SP, ulehlé, při bázi zvodnělé,  $R_{dt}$  min. 200 kPa pro šířku základu 1 m a  $R_{dt}$  250 kPa pro šířku základu 3 m, další charakteristiky:  $\gamma$ : 18,5 kN/m<sup>3</sup>,  $c_{ef}$ : 0 kPa,  $E_{def}$ : 30 MPa,  $\Phi_{dt}$ : 30 - 35°.

**GT5 Sutě a břidlice zvětralé** Hlíny se štěrkem až štěrky hlinité o mocnosti do 2 - 4 m, středně ulehlé až ulehlé, G5 GC, R5 - 6, navětralé úlomky břidlic, výplň hliná tuhá až pevná,  $R_{dt}$  min. 200 kPa pro šířku základu 1 m a  $R_{dt}$  250 kPa pro šířku základu 3 m, další charakteristiky:  $\gamma$ : 20 kN/m<sup>3</sup>,  $c_{ef}$ : 5 kPa,  $E_{def}$ : 25 MPa,  $\Phi_{ef}$ : 30°

**GT6 Břidlice navětralé** Hornina tř. R5 až R6, lupenitě a deskovitě rozpadavá, úlomky i roubíky, šedé, rezavě skvrnité, od hloubky 6 - 10 m pod terénem,  $R_{dt}$  200 - 400 kPa pro šířku základu 3 m, další charakteristiky:  $\gamma$ : 21 - 25 kN/m<sup>3</sup>,  $c_{ef}$ : 20 - 35 kPa,  $E_{def}$ : 25 - 50 MPa,  $\Phi_{ef}$ : 25 - 28°

### Svahové nestability a sesuvy

V zájmové oblasti neočekáváme jeho porušení vlivem sesuvních jevů z oblasti vrchu Bulovka. Úklon foliace dobrotivského souvrství břidlic směřuje 30-50° k J až JV a odpovídá SV části synklinoria Barrandienu a kliváž, pokud je v dobrotivském souvrství vyvinuta, směřuje do svahu 30-60° k SZ. V širším okolí byly ve vzdálenosti 500 – 700 m zjištěny z archivních podkladů pouze dva dílčí projevy nestability, uvedené v registru svahových nestabilit. Jeden projev možné nestability, který není registrován, byl dále popsán cca 700 m Z od zájmového území. Seznam sesuvů z registru sesuvů uvedených v příloze F:

1. Sesuv č. 789, byl tvořený odvalem pod jižní patou vrchu Koráb, dnes je odval i sesuv odstraněný, citace in Špůrek M. 1967, revize 1977, (cca 0,5 km V od zájmového území), dnes bez významu
2. Sesuv č. 1977 v zastavěné části Rokoska, cca 700 m SSV od zájmového území, diagnostikován při realizaci schodů pod Vlachovkou, sanován, daleko, bez významu
3. Bez č. - Potenciální rizikový svah cca 0,7 km Z pod vrchem Kozlovka a pod usedlostí Jablůňka, daleko, (druhá strana údolí), bez významu (nemá ani přidělené registrační číslo)

Je-li sledovaný okruh rozšířen na 5 km lze nalézt celkem 16 sesuvů zanesených do registru sesuvů (viz příloha L). Žádná těchto svahových deformací neohrožuje ani nemá žádný vliv na reaktor VR-1.

Závěrečné hodnocení dle přílohy L: „Z hlediska geodynamiky lze konstatovat, že v okolí objektu školního jaderného reaktoru neprobíhají v současné době aktivní tektonické pohyby nebezpečné intenzity, vulkanická činnost, ani zde nehrozí nebezpečí svahových pohybů. Na základě prostudovaných podkladů, geoinformatických a geologických dat můžeme tedy konstatovat, že z hlediska nebezpečných geodynamických jevů není objekt školního jaderného reaktoru těmito procesy významně ohrožen.“

Vulkanismus, sněhové laviny, deformace poddolovaného území, větrné eroze a zdroje úlomků hornin nejsou vzhledem k umístění lokality relevantní a neohrožují zájmový objekt.“

### 3.7 Klimatické a meteorologické jevy

Z hlediska regionálního hodnocení klimatických poměrů je zájmové území součástí klimatického rajonu T2, dlouhým, teplým a suchým létem, velmi krátkým teplým až mírně teplým jarem i podzimem, zima je mírně teplá, suchá až velmi suchá, s velmi krátkým trváním sněhové pokrývky [29].

Klimatologická data (připravena pro rok 2017 za období 1987-2016) pro oblast Prahy 8, křížení ulic Povltavská a V Holešovičkách, poskytl na základě žádosti FJFI Český hydrometeorologický ústav. Údaje jsou uvedeny jako příloha této bezpečnostní zprávy.

Průměrná měsíční a roční teplota vzduchu za období 1987-2016 je  $10,4^{\circ}\text{C}$  s maximální průměrnou měsíční teplotou  $20,5^{\circ}\text{C}$  (červenec) a minimální průměrnou měsíční teplotou  $0,7^{\circ}\text{C}$  (leden).

Průměrné měsíční a roční úhrny srážek za období 1987-2016 jsou 518 mm s maximální průměrnou měsíční hodnotou 77 mm (červenec) a minimální průměrnou měsíční hodnotou 24 mm (únor).

Z dlouhodobého sledování v období 2007-2016 vyplývá, že v oblasti převládají větry (96,3 %) o rychlosti v rozmezí  $0,0\text{--}7,5 \text{ m s}^{-1}$ . Větry překračující maximální pozorovanou úroveň rychlosti  $12,5 \text{ m s}^{-1}$  se vyskytují v dané oblasti s četností 0,3 %. Výskyt tornád a tropických cyklónů je ve sledované lokalitě prakticky vyloučen.

Ve sledované oblasti je v průměru 20,4 d s bouřkou. Jedná se z pohledu výskytu bouřek v České republice o mírně podprůměrné hodnoty. Pro pracoviště reaktoru je vliv výskytu blesků (jak z hlediska četnosti výskytu, tak i proudu výboje) na stavební konstrukce a systémy reaktoru řešen v rámci systémů uzemnění a jímacích zařízení - hromosvodů.

Tab. 6: Průměrná měsíční a roční teplota vzduchu

Měsíc	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
Teplota vzduchu	0,7	2,0	5,4	10,6	15,3	18,3	20,5	19,9	15,2	10,0	4,9	1,6
( $^{\circ}\text{C}$ )												
Roční teplota vzduchu -	$10,4^{\circ}\text{C}$											

Tab. 7: Průměrné měsíční a roční úhrny srážek

Měsíc	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
Úhrn srážek (mm)	26	24	32	31	59	70	77	62	42	31	34	30
Roční úhrn srážek -	518 mm											

Informace o stabilitě atmosféry byly poskytnuty Českým hydrometeorologickým ústavem a jsou uvedeny v souhrnné tabulce 8 nebo v příloze H.

Tab. 8: Statistické vyhodnocení četnosti stability pro lokalitu Areál MFF UK V Holešovičkách 747/2 Praha 8 za období 1992 - 2016

Bubník-Koldovský	četnost [%]	Pasquill-Gifford	četnost [%]
I. třída - velmi stabilní	2,2	F - velmi stabilní	16,1
II. třída - stabilní	7,2	E - lehce stabilní	9,9
III. třída - izotermní	36,2	D - neutrální podmínky	54,4
IV. třída - normální	10,5	C - lehce nestabilní	9,9
V. třída - konvektivní	43,9	B - mírně nestabilní	8,1
		A - velmi nestabilní	1,6

Parametry extrémních jevů vychází z hodnot uvedených v příloze K a jsou shrnutý v následujících bodech:

Tab. 9: Průměrná teplota atmosféry v hladině 850 hPa a její největší změna (příloha K)

průměrná teplota	změna za 24 h	změna za 2 dny	změna za 5 dní	změna za 10 dní
4,1 °C	17,6 °C	21,7 °C	21,7 °C	26,5 °C

- Průměrný roční počet dní s 10 minutovým úhrnem srážek nad 10 mm: 0,8
- Průměrný roční počet dní s hodinovým úhrnem srážek nad 20 mm: 0,8
- Průměrný roční počet dní s denním úhrnem srážek nad 40 mm: 0,3
- Průměrný roční počet dní s vichřicí (průměrná rychlosť větru nad 20,8 m/s): 0,3
- Průměrný roční počet dní s výskytem tornáda: 0,0
- Průměrný roční počet dní s výškou nového sněhu nad 10 cm: 0,2
- Průměrný roční počet dní s okamžitým nárazem větru nad 30 m/s: 0,9

### 3.8 Přírodní požáry

Zhodnocení výskytu požáru lesních a souvislých porostů bylo vypracováno Hasičským záchranným sborem hlavního města Prahy (příloha I). Citován bude poslední odstavec posudku:

„Lze konstatovat, že vzhledem k vlastnostem šíření požáru, který má tendenci se šířit směrem vzhůru po stráni, tedy od posuzované budovy s jaderným zařízením a intenzity požáru vyskytujících se dřevin, s přihlédnutím k proluce mezi budovou a přírodní lokalitou vyplněné zpevněným povrchem, jaderné zařízení umístěné v objektu ČVUT (...) není ohroženo případným požárem vzniklým v přírodní lokalitě Bílá skála a Truhlářka.“

### 3.9 Pád letadla a jiných objektů

Areál se nachází v omezeném letovém prostoru LKR9 PRAHA (okruh 3 námořních mil od hlavního nádraží v Praze). Vstup do tohoto prostoru je obecně povolen bez omezení:

- letům státních letadel
- ověřovacím letům Úřadu pro civilní letectví a Řízení letového provozu ČR, s.p.
- letům volných obsazených balónů
- letům vícemotorových letadel pro zvláštní účely (SAR, HEMS, řízení dopravy, letecké stavební práce, letecké snímkování, kontrola energovodů)
- letům provádějících vzlety, přiblížení, přílety a odlety

Horní hranice omezeného prostoru je 5000 stop (1524 m) n.m., spodní hranice není omezena.

Reaktor se nenachází přímo pod žádnou pravidelnou leteckou dopravní trasou, s ohledem na bezprostřední blízkost kopce Bulovka nepřelétávají nad areálem ani vrtulníky dopravující pacienty do nemocnice Bulovka.

### **3.10 Kolize s ochranným nebo bezpečnostním pásmem**

V relativní blízkosti reaktoru, nejbližší vzdálenost je přibližně 120 m, leží frekventovaná tzv. Severojižní magistrála, prakticky ve stejné vzdálenosti vede elektrifikovaná železniční trať z Prahy Holešovic do Prahy Libně resp. Prahy hl. nádraží. V obou případech se areál nachází mimo kontrolované pásmo dané železniční dráhy resp. pozemní komunikace a není tedy v legislativně zakázaném pásmu.

Území reaktoru se nachází také mimo 50 m ochranné pásmo přírodní památky Bílá Skála.

### **3.11 Transportní cesty radionuklidů**

Vzhledem k parametrům reaktoru VR-1 je teoretická úvaha o uvolnění radionuklidů do okolí relevantní pouze pro ty stavy, při kterých dojde k částečnému roztavení AZ. Během standardního provozu nedochází k uvolňování radionuklidů - ověřování probíhá na základě tří nezávislých způsobů měření:

- pravidelné odběry vody z vodního hospodářství reaktoru VR-1,
- měření v nádržích pro sběr vody z budovy těžkých laboratoří,
- detektory pro měření objemové aktivity vzduchu.

Uvažujeme-li nahromadění štěpných produktů v palivu za 12 let provozu včetně koncového výkonového píku, který v následných analýzách nabýval hodnoty 10 MW (teoreticky dosažitelný pík má nižší hodnotu, viz kap. 16), získáme celkové dostupné množství radionuklidů v době incidentu. Určení množství uvolněných produktů štěpení proběhlo na základě [30] včetně stejného dělení do skupin a doporučeného výběru izotopů. Pro tyto izotopy byly vybrány konverzní faktory pro inhalaci dle vyhlášky [31]. Detailní analýza prokázala dominantní příspěvek od krátkodobých izotopů, a proto byly výpočty rozděleny na tři hlavní časové úseky, tj. týdenní, měsíční a roční.

Území pro rozšíření uvolněných radionuklidů je určeno jako 0,01% ze vzdálenosti, kterou urazí vítr s průměrnou rychlosí za danou dobu. Pro takto vymezenou oblast je určena celková dávka s dělením na tři hlavní časové úseky:

- týden - okruh 170 m, dávka na osobu 0,103 mSv
- měsíc - okruh 730 m, dávka nad rámec prvního týdne +0,013 mSv
- rok - okruh 8912 m, dávka nad rámec prvního měsíce +0,00065 mSv

Lze předpokládat, že tyto výpočty jsou výrazně nadhodnocené vzhledem k několika důležitým předpokladům:

- výkonový pík je přibližně  $5\times$  větší než výkon dosažený během rozšířených projektových podmínek,
- předpokládá se 10% roztavení AZ - bezpečnostní analýzy vylučují možnost tavení paliva,
- absolutní nefunkčnost filtrů pro uvolňované aerosoly.

Jakýkoli způsob odpovídající reálným podmínkám šíření bude výrazně snižovat dosažené aktivity a tím i snižovat obdržené dávky.

### **3.12 Rozložení a hustota osídlení**

Areál reaktoru VR-1 je obklopen třemi oblastmi s následujícím počtem obyvatel:

- západ - Troja (14 461)
- sever, východ - Libeň (34 287)
- jih - Holešovice (36 752)

Informace jsou převzaty z Českého statistického úřadu - Obyvatelstvo a rozloha katastrálních území Prahy 2001-2016 ke dni 31.12.2016. Lokality Libeň a Holešovice vykazují roční nárůst obyvatel v řádu několika set. Oblast Troja je dlouhodobě na stejném počtu obyvatel. Přibližně 70 % obyvatel v daných oblastech je ve věku 15 - 64 let. Zbylé věkové skupiny dosahují shodných 15 %.

## 4 Stavby, budovy a pomocné provozy

### 4.1 Hala těžkých laboratoří

Jednotlivá podlaží hal těžkých laboratoří jsou přístupná z vnitřních chodeb objektu, ale také samostatnými vraty z uliční úrovně. Vertikálně jsou jednotlivé úrovně propojeny montážními otvory a také částečně vestavěným ocelovým požárním schodištěm. Celý objekt je centrálně vytápěný, větraný vzduchotechnikou a vybaven je rozvody vody a kanalizací. Rozvody elektro jsou rozvedeny z místních rozvaděčů.

Celá hala těžkých laboratoří má půdorysné rozměry  $27,00 \times 20,25$  m a je začleněna v atriu budovy tak, že je ze tří stran obestavěná a jedna strana (severní) je přímo ukončena zasklenou fasádou dnes se vstupními rolovacími vraty z ulice. Výška haly je 11,31 m (kóta od PP +0,000 po horní hranu ocelové konstrukce).

Původní ocelová konstrukce haly těžkých laboratoří má základní modul 9,00 m. Stávající sloupy kruhového průřezu jsou ocelové a jsou vylity betonem. Hlavní nosný systém tvoří 2 střešní vazníky, na jejichž spodní části byly původně uloženy jeřábové dráhy. Vazníky jsou jedním koncem uloženy na železobetonové konzole, která vybíhá ze stěny reaktoru a druhý konec je uložen na kyvné spojce fasády. Vazníky v rámci prováděných úprav byly podezděny nebo podbetonovány, čímž došlo k přenesení zatížení střechy do stěn. Budova je tak rozdělena na tři lodě. Krajní vazby budovy jsou vytvořeny kombinovanými stěnami (ocelové stojky po 3,00 m s lemovacím horním průvlakem IPE 33 — obetonované).

Dispozice haly těžkých laboratoří je rozdělena železobetonovou 250 mm tlustou stěnou, jejíž kostru tvoří ocelové sloupy IPE 24. Tato stěna odděluje třetí loď. První a druhá loď má sloupy volné a tyto jsou kotveny do patek, které jsou dnes podpírány systémem mikropilot a injektáží. Celá hala je rozdělena technologickými plošinami na jednotlivá patra. V úrovni +3,600 (úroveň 1. NP) a v úrovni +7,800 (úroveň 2. NP) - ocelová konstrukce není dotažena k obvodovému pláště a je ukončena zábradlím. Plošiny byly navrženy na maximální užitné zatížení  $4,0 \text{ kN/m}^2$ . Hlavní nosný prvek plošin tvoří průvlak I 340 na rozpětí 9,00 m a kolmo na něj byly původně šroubovými spoji připojeny v modulu 1,20 m nosníky EU10, které nesou kotlové rýhované plechy tl. 5 mm. Tyto plechy byly původně jen fixovány pomocí zarážek a výztuh, ale dnes jsou po ztužujících úpravách k nosníkům přivařeny. Také spoje nosníků s průvlakem původně provedené šroubovými spoji byly při realizaci vestavby reaktoru nahrazeny sváry.

Vzhledem k tomu, že technické řešení nosných konstrukcí objektu těžkých laboratoří jako celku a haly reaktoru VR-1 je diametrálně odlišné, byl stavebně technický průzkum zaměřen pouze na oblast reaktorové haly. Lze důvodně předpokládat, že případné defekty nosných konstrukcí objektu těžkých laboratoří nebudou mít bezprostřední vliv na primárně nosné konstrukce reaktorové haly a tím i na bezpečnost provozu reaktoru VR-1 (Příloha M).

### 4.2 Půdorys haly těžkých laboratoří

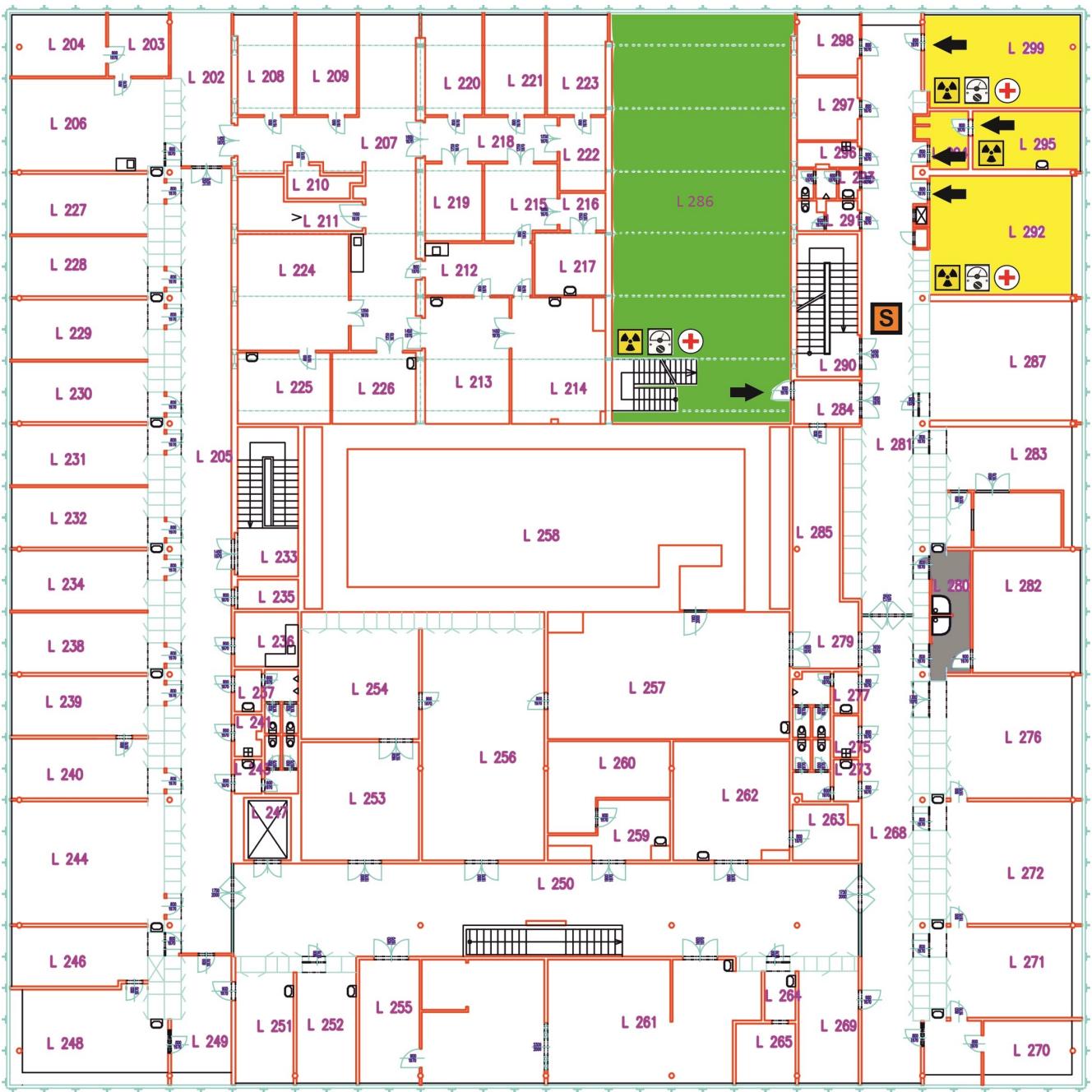
Půdorys haly těžkých laboratoří je zobrazen na obr. 6 (1. PP), 7 (1. NP) a 8 (2. NP). Výkres A s kolmým řezem 1-1' je k dispozici v samostatné příloze.



Obr. 6: Půdorys 1. PP haly těžkých laboratoří.



Obr. 7: Půdorys 1. NP haly těžkých laboratoří.



Přítomnost ZIZ

Měřicí přístroje

Lékárnička

Shromaždiště

Východ z pracoviště

Kontrolované pásmo

Sledované pásmo

Obr. 8: Půdorys 2. NP haly těžkých laboratoří.

### **4.3 Hala reaktoru**

Hala reaktoru je umístěna v místnostech č. 083, 182 a 286 (tři patra) v severovýchodní části budovy těžkých laboratoří, má rozměry  $15 \times 8,4$  m a výškově přesahuje tři podlaží. Vlastní stavební část reaktoru se skládá z manipulační a přístupové plošiny, základů a stínění reaktoru, velínu reaktoru a inženýrských sítí.

Nejvýznamnější stavební úpravou v prostoru haly bylo vybudování tělesa reaktoru, složeného z jeho základu a betonového stínění, ve kterém jsou umístěny obě reaktorové nádoby. Půdorysný tvar železobetonového tělesa je osmiúhelník celkových rozměrů  $6,75 \times 4,30$  m s výškou 3,6 m. Železobetonové těleso bylo betonováno systémem ztraceného bednění do trapézových plechů. V současnosti je trapézový plech opatřen povrchovým nátěrem. Použitý barytový beton dosahoval minimální objemové hustoty  $3000 \text{ kg/m}^3$ .

#### **Jeřáb**

V hale reaktoru je elektrický mostový jednonosníkový jeřáb se dvěma kladkostroji - hlavní kladkostroj o nosnosti 5 t, pomocný o nosnosti 0,1 t. Rozpětí jeřábu je 8095 mm, výška zdvihu 9275 mm, pracovní délka jeřábové dráhy je 18 m. Na jeřábu jsou prováděny čtvrtletně běžné inspekce provozním technikem jeřábů, jednou ročně periodické kontroly revizním technikem zdvihacích zařízení a jednou za tři roky jsou prováděny elektrorevize revizním technikem elektro a revize zdvihacího zařízení revizním technikem zdvihacích zařízení. Pracovníci provádějící obsluhu jeřábu mají základní školení a přezkoušení provedené revizním technikem zdvihacích zařízení a také každoroční školení a přezkoušení prováděné provozním technikem jeřábů.

### **4.4 Další místnosti patřící k reaktoru**

Pro provoz reaktoru jsou kromě haly reaktoru využívány další prostory a zařízení, které jsou umístěné také v budově těžkých laboratoří:

- rozvodna OZ (č. 193), elektrorozvodna (č. 085), elektrodílna (č. 149), sklad paliva (č. 084), havarijný jímka (č. 090) a likvidační stanice odpadních vod (č. 087, 088 a 089) budovy těžkých laboratoří,
- vytápění a větrání haly reaktoru je zajištěno z centrálního velínu areálu, ve kterém jsou umístěny ovládací prvky všech technologických okruhů areálu a kde provozovatel areálu zajišťuje nepřetržitou službu,
- k reaktoru patří také sklad materiálu a náhradních dílů (č. 191), příruční sklad (č. 163), laboratoře v místnostech č. 292, 295, 294 a 299, elektronická laboratoř (č. 145), šatna pro návštěvy (č. 181), předsálí reaktoru (č. 180), hygienické smyčky ve třetím podlaží (č. 280) a učebna (č. 144).

Při provozu reaktoru jsou využívány i další objekty těžkých laboratoří, které ale mají obecný charakter a nejsou v této bezpečnostní zprávě dále popisovány, např. spojovací chodby, schodiště, sociální zařízení apod.

## Rozvodna OZ

Většina zařízení řídicího systému je umístěna v rozvodně OZ (č. 193), která byla přestavěna v roce 2007 ze skladu pevných radioaktivních odpadů. V rozvodně jsou umístěny rozvaděče řídicích a kontrolních prvků ovládacího zařízení reaktoru (kap. 8), např. kanály PMV, NVO, řídicí počítač, obvody řízení tyčí, zálohové napájení apod. Kromě řídicího systému je v rozvodně umístěn trezor, ve kterém jsou ukládány ozářené vzorky. Vstup do rozvodny OZ je možný pouze z haly reaktoru.

## Elektrorozvodna

V elektrorozvodně reaktoru (č. 085) umístěné v prvním podlaží budovy těžkých laboratoří jsou umístěna zařízení elektrického napájení reaktoru (kap. 9), např. elektrické rozvaděče, jističe, stykače apod. Vstup do elektrorozvodny je možný pouze z přízemí haly reaktoru.

## Sklad paliva

Ve skladu paliva (č. 084) umístěném v prvním podlaží budovy těžkých laboratoří jsou umístěny trezory pro uložení jaderných materiálů (kap. 13), např. jaderné palivo nebo palivové proutky EK-10.

## Havarijní jímka

Havarijní jímka (č. 090) se nachází v suterénu budovy těžkých laboratoří. Slouží k záchytu všech odpadních vod z reaktorové haly (přepady nádob, záhytné vany pod čerpadly a demineralizační stanicí, podlahové výpusti, umyvadlo na dolním podlaží haly). V místnosti havarijní jímky je také umístěn záložní kompresor, který dodává stlačený vzduch pro provoz reaktoru v případě výpadku nebo odstávky centrálního rozvodu stlačeného vzduchu.

## Šatna a předsálí

Šatna pro návštěvy (č. 181) je umístěna ve druhém podlaží budovy těžkých laboratoří a slouží k přípravě návštěvníků na vstup do haly reaktoru a pro ukončení návštěvy haly v souladu s provozním a návštěvním řádem [32]. V předsálí (č. 180) spojeném se šatnou jsou umístěny dozimetrické přístroje pro monitorování vstupů a výstupů z a do kontrolovaného pásma (kap. 12).

## Hygienické smyčky

Hygienické smyčky jsou umístěny ve druhém a třetím podlaží budovy těžkých laboratoří. Jsou určeny k přechodu z neaktivních prostorů do kontrolovaného pásma pracovišť s radioaktivními materiály. Ve smyčkách jsou instalována hygienická zařízení (sprchy a umyvadla), která slouží k očistě pracovníků a případné dekontaminaci zamořených osob. Pro reaktor slouží za normálního provozu smyčky ve třetím podlaží (č. 280). V případě vzniku radioaktivní havárie (kap. 12) na reaktoru spojené s kontaminací většího počtu osob lze použít i hygienické smyčky na druhém podlaží.

## **Laboratoře**

Aktivní laboratoře v místnostech č. 292, 295, 294 a 299 ve třetím podlaží budovy těžkých laboratoří, které jsou součástí sledovaného pásma, se používají pro měření, výuku a pro výzkumné práce, zejména ty, u kterých se používají radioaktivní látky.

## **4.5 Stav dílčích konstrukcí**

### **Betonové konstrukce**

V rámci odborného posudku (Příloha M) byla Schmidtovým kladívkem ověřena projektem navržená pevnost betonového usazení reaktorových nádob se zohledněním postupného nárůstu pevnosti betonu v čase (díky nulovému výkonu reaktoru nebyl pozorován pokles pevnosti vlivem absorpce záření a následného ohřevu betonu). Ve spojení s geotechnickými parametry podloží lze konstatovat, že železobetonová konstrukce pro usazení reaktorových nádob může i nadále spolehlivě sloužit ke svému účelu.

### **Ocelové konstrukce**

V rámci odborného posudku (Příloha M) bylo provedeno posouzení technického stavu přístupných nosných ocelových konstrukcí (zejména stav povrchových úprav, korozních úbytků apod.). Přes drobné nedostatky současný stav přístupných nosných ocelových konstrukcí haly splňuje požadavky pro bezpečný provoz reaktoru. Doporučení pro drobné opravy jsou uvedeny v příloze M.

### **Nenosné a doplňkové konstrukce**

V rámci odborného posudku (Příloha M) byl do této kategorie zařazen střešní a obvodový plášt', svislé vnitřní dělící konstrukce a ocelové konstrukce obslužných plošin. Žádný z identifikovaných nedostatků není takového rozsahu nebo závažnosti, aby bezprostředně ohrožoval bezpečnost technologického provozu v hale reaktoru.

## **4.6 Statické posouzení haly**

Posouzení konstrukce (Příloha N) bylo zaměřeno na stropní nosníky, které jsou v případě nadměrného zatížení vystaveny riziku poškození více než ostatní nosné prvky konstrukce haly. Vzhledem k nejistotám historické dokumentace byly uvažovány dva modely nosníku - spojitý resp. prostý. Nad rámcem vlastního zatížení byla uvažována přítomnost sněhu (dle hodnot platných podle normy [33] pro I. sněhovou oblast) a seismické zatížení s hodnotou špičkového zatížení 0,1 g.

Stropní konstrukce haly bezpečně vyhovuje všem kombinacím zatížení (včetně uvažovaného sněhového a seismického zatížení) jak v případě spojitého, tak i prostého nosníku.

## **4.7 Provozní kontroly a revize stavebních objektů**

Vlastníkem objektu, ve kterém je reaktor VR-1 umístěn je Matematicko-fyzikální fakulta Univerzity Karlovy, která zodpovídá za všechny stavební části objektu.

Aktuální stav budovy byl zhodnocen v odborném posudku:

- č. 01/10/2017 - datum zhotovení 31. 10. 2017 (dostupný v samostatné příloze G):

*Na základě provedeného místního šetření lze konstatovat, že veškeré nosné konstrukce haly těžkých laboratoří s vestavěnou halou školního reaktoru Vrabec VR-1 zatím nevykazují žádné viditelné vady ani zjevná dílčí poškození. Přesto doporučuji provádět každoroční prohlídky stavebních konstrukcí a zaznamenávat tak jejich skutečný stav. V případě jakýchkoliv odchylek od normálu pak přjmout potřebná stavebně technická opatření k nápravě věci.*

- Stavebně technický průzkum haly Školního reaktoru VR-1 v objektu těžkých laboratoří MFF UK v Praze 8 - datum zhotovení listopad 2018 (dostupný v samostatné příloze M):

*Provedený stavebně technický průzkum reaktorové haly prokázal, že jak z hlediska inženýrskogeologického, tak i s ohledem na primárně nosné konstrukce betonové a ocelové i nenosné a doplňkové konstrukce je současný stavebně technický stav všech těchto hodnocených konstrukcí na takové úrovni, že spolehlivě zajistí bezpečný provoz Školního reaktoru VR-1 i bezpečnost jeho obsluhy.*

Na základě těchto posudků budou provedeny kroky, která budou mít za cíl odstranit diskutované vady v doporučovaných časových rozmezích.

## 5 Jaderný reaktor

Tato kapitola popisuje parametry jaderného reaktoru. Obsahuje souhrnný popis zařízení, popis jeho konstrukce, materiálových vlastností reaktoru a charakteristiky aktivní zóny, informace o projektu jaderného paliva, popis řízení reaktivity v jaderném reaktoru a termohydraulické charakteristiky aktivní zóny. Struktura a členění kapitoly vychází z vyhlášek SÚJB [4], [34] a z doporučení IAEA [3].

### 5.1 Souhrnný popis

Reaktor VR-1 spadá do kategorie výukových reaktorů nulového výkonu. Primární zaměření na výuku a výcvik se projevuje i v designu reaktoru.

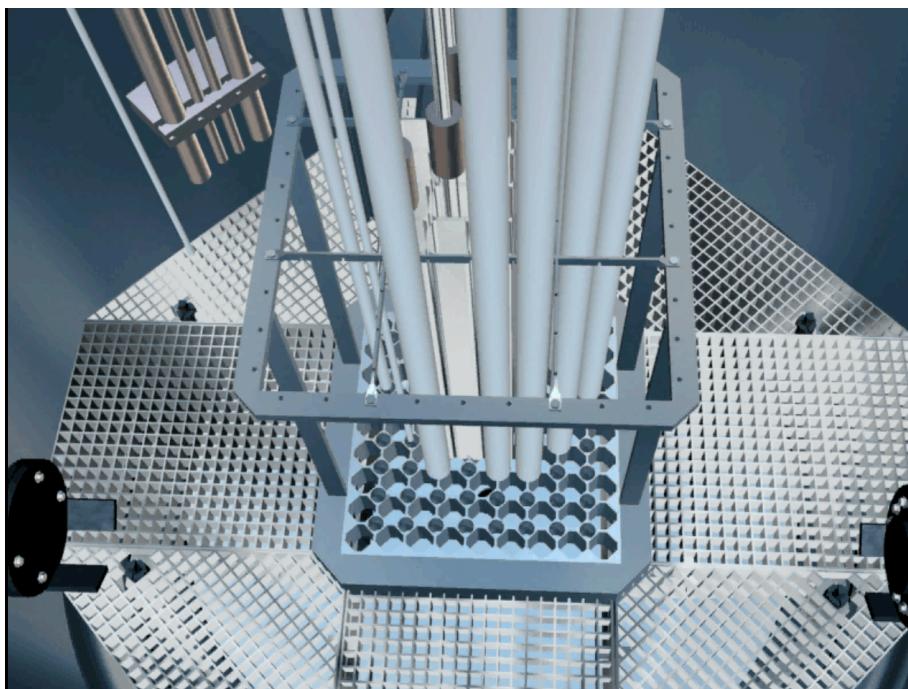
Školní reaktor VR-1 je lehkovodní reaktor bazénového typu s obohaceným uranem. Bazénové uspořádání reaktoru umožňuje jednoduchý a rychlý přístup k aktivní zóně, snadné zakládání a vyjmání různých experimentálních vzorků a detektorů, jednoduchou a bezpečnou manipulaci s palivovými články apod. Moderátorem neutronů je lehká demineralizovaná voda, která slouží i jako reflektor, chladivo a biologické stínění. Odvod tepla z aktivní zóny probíhá přirozenou konvekcí. Pohled do haly reaktoru VR-1 je na obr. 9 a model aktivní zóny je na obr. 10. Přehled základních parametrů reaktoru je v tab. 10.



Obr. 9: Pohled do haly reaktoru

Těleso reaktoru VR-1 má tvar osmistěnu, vyrobeného ze stínicího betonu s příměsí barytu. V tělese reaktoru jsou umístěny dvě nádoby, značené H01 a H02. Obě jsou prakticky shodné, různá je však jejich funkce, a tím i vybavení vnitřními částmi. První nádoba H01, reaktorová, je určena pro aktivní zónu, druhá H02 je manipulační. Toto uspořádání bylo zvoleno především z důvodů radiační ochrany a usnadnění některých manipulací. Vnitřní části reaktoru (nádoba H01) se skládají z několika funkčních skupin, které vesměs navazují na

aktivní zónu reaktoru. Patří mezi ně zejména nosný systém aktivní zóny, rošty, nosný systém regulace, měřicí kanály, provozní a měřicí potrubí. V reaktorové nádobě je i plošina, která umožnuje manipulace v aktivní zóně a jejím okolí při snížené hladině vody. Manipulační nádoba umožňuje plnit řadu funkcí, mimo jiné je vybavena chránilištěm pro odkládání a dočasné skladování palivových článků a také umožňuje přípravu experimentů. V případě potřeby lze obě nádoby pomocí hradítka vodotěsně oddělit. To je výhodné zejména při prohlídkách a kontrolách jednotlivých nádob, příp. i při větších úpravách aktivní zóny. Popis jednotlivých nádob a jejich vnitřních částí je uveden v kapitole 5.2.



Obr. 10: Pohled do zóny reaktoru VR-1 (počítačový model)

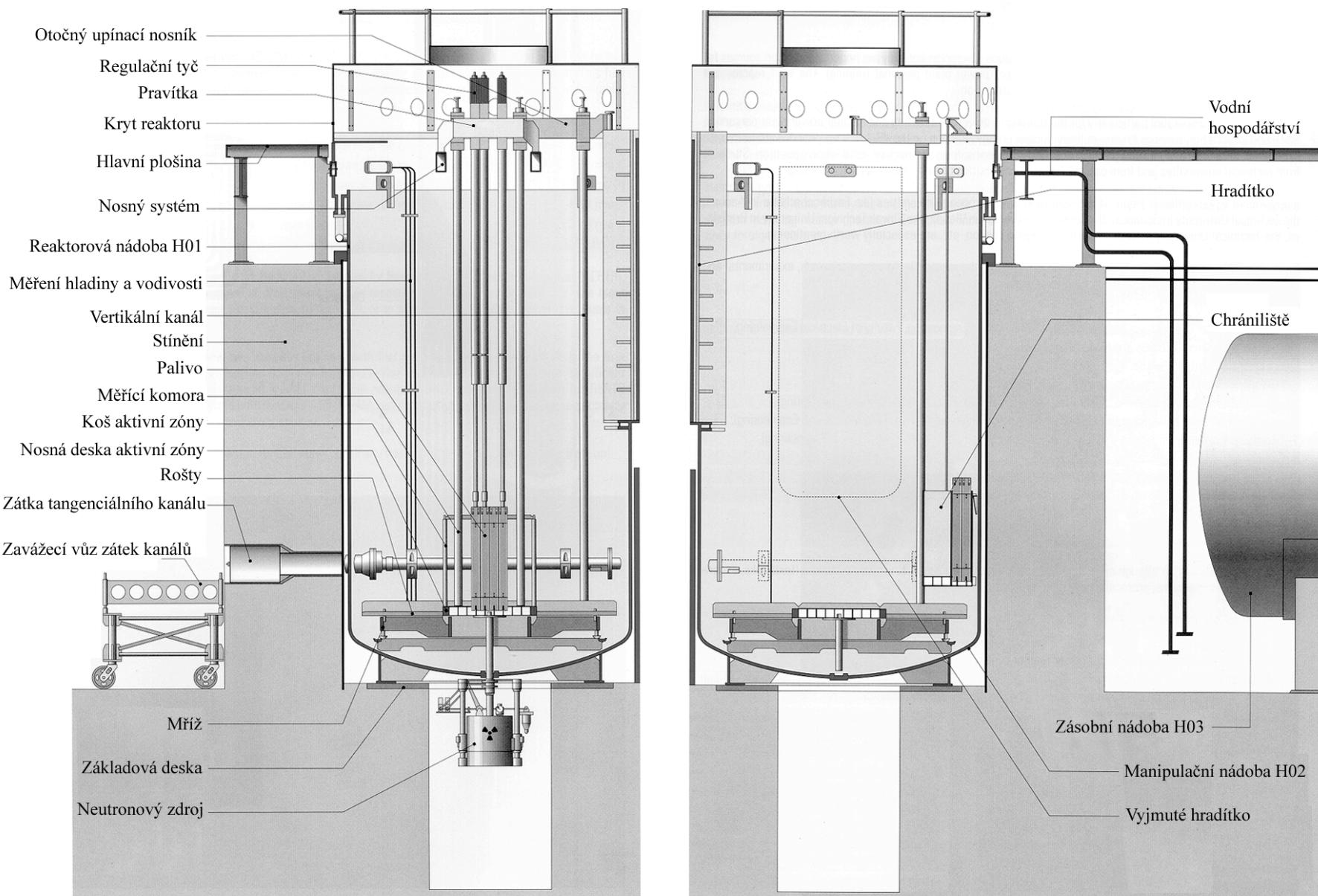
Na reaktoru VR-1 se používá jaderné palivo IRT-4M s obohacením 19,7 %  $^{235}\text{U}$ , které patří do typové řady paliva IRT-M určené pro výzkumná jaderná zařízení. Jedná se o trubkové palivo tzv. sendvičového typu a jeho výrobcem je ruský závod NZCHK Novosibirsk. Popis paliva je v kapitole 5.3. Pro experimentální účely jsou na reaktoru k dispozici také palivové proutky EK-10, grafitové a beryliové bloky a těžká voda. Kontrola reaktivity je v aktivní zóně zajištěna pěti až sedmi absorpčními tyčemi UR-70 s kadmiovým absorbátorem.

## 5.2 Reaktor

V této kapitole jsou uvedeny informace o konstrukci a materiálech jednotlivých komponent jaderného reaktoru. Základní přehled jednotlivých komponent a jejich umístění v reaktoru je zřejmé z obr. 11. Uvedené informace jsou pak podle potřeby doplněny obrázky a modely. Podrobný popis všech zařízení a součástí reaktoru je možné najít v technické a výkresové dokumentaci reaktoru [35], [36], [37], [38], [39] a [40].

Tab. 10: Základní technické parametry reaktoru VR-1

Jmenovitý výkon	100 W <sub>t</sub> , krátkodobě 500 W <sub>t</sub> (72 h/rok)
Palivo	
- typ	IRT-4M
- palivová vrstva	disperze Al + UO <sub>2</sub>
- obohacení	19,7 % <sup>235</sup> U
- geometrie	čtvercová
Moderátor	H <sub>2</sub> O
Teplota moderátoru	20 °C
Chlazení	H <sub>2</sub> O, přirozená konvekce
Tlak	atmosferický
Reaktorové nádoby:	
- průměr	2300 mm
- výška	4720 mm
- tloušťka stěny	15 mm
- tloušťka dna	20 mm
- objem	17 m <sup>3</sup>
- materiál	nerezová ocel 08CH18N10T
- materiál vnitřních částí	hliník
Stínění reaktoru:	
- vertikální	cca 3000 mm H <sub>2</sub> O
- horizontální	cca 850 mm H <sub>2</sub> O + 950 mm těžký barytový beton
Regulační systém	5 až 7 absorpčních tyčí UR-70 s kadmiovým absorbátorem
Provozní měření výkonu	4 širokopásmové nekompenzované štěpné komory RJ 1300
Nezávislá výkonová ochrana	4 impulsní komory SNM-12
Řídící systém	mikroprocesorový řídící systém
Hustota toku neutronů	$1-2 \times 10^9$ n/cm <sup>2</sup> s
Neutronový zdroj	Am-Be, 185 GBq, vydatnost $1,1 \times 10^7$ n/s



Obr. 11: Příčný řez nádobami H01 a H02

### **5.2.1 Popis nádob**

Na reaktoru VR-1 se nacházejí tři válcové nádoby - H01, H02 a H03. V nádobě H01 se nachází aktivní zóna reaktoru VR-1 s jaderným palivem a regulačními tyčemi. Je určena pro provoz reaktoru VR-1. Nádoba H02 slouží jako manipulační a je v ní možné připravovat experimenty nebo odkládat palivové články. Nádoba H03 slouží k uchovávání demineralizované vody v případě, že je nutné vyčerpat obsah vody z nádoby H01 resp. H02 a zároveň je v nádobě H03 zásoba demineralizované vody (max. 2 m<sup>3</sup> při nominálních hladinách v H01 a H02) pro oplachy a doplňování vody v nádobách H01 a H02.

Nádoby H01 a H02 jsou konstrukčně shodné, nádoba H01 má navíc průchody pro radiální a tangenciální kanál. Nádoby jsou vyrobeny z nerezové oceli 08CH18N10T, jejich výška je 4720 mm, vnitřní průměr 2300 mm, tloušťka stěn je 15 mm a tloušťka dna 20 mm. Každá z nádob má objem přibližně 17 m<sup>3</sup> a hmotnost 5000 kg. Nádoby jsou celosvařované, dno tvoří klenutý výlisek. Horní část nádob je tvořena přírubovým lemem, v jehož prstenci je 7 oken. Vnitřek nádob je vyčištěn do vysokého lesku. Vnitřní části nádob (vestavby) jsou vyrobeny z čistého hliníku nebo nerezové oceli. Nádoby jsou propojeny koridorem, který lze podle potřeby otevřít resp. vodotěsně uzavřít.

Obě nádoby H01 a H02, včetně koridoru jsou zařazeny mezi vybraná zařízení ve smyslu kontroly a řízení jakosti, jejich výroba, provoz a provozní kontroly se řídí individuálními programy zajištění jakosti [41].

Nádoba H03 je válcová nádoba z nerezové oceli 08CH18N10T. Objem nádoby je 19 m<sup>3</sup>.

### **5.2.2 Hradítka koridoru**

Hradítka koridoru slouží k vodotěsnému oddělení, resp. propojení nádob H01 a H02. Hradítka je vysoké 2520 mm, široké 980 mm. Je vyrobeno z nerezové oceli 08CH18N10T a jeho hmotnost je 420 kg. Hradítka je rovněž zařazeno mezi vybraná zařízení [41].

Vyjmutím hradítka a jeho uložením do úchytů v nádobě H02 je umožněno přenášet potřebná zařízení, např. transportovat palivové články z chrániliště nádoby H02 do aktivní zóny v nádobě H01 a zpět (podle potřeby pod hladinou vody nebo i suchou cestou). Při zavezeném a utěsněném hradítce lze provozovat nádoby H01 a H02 s různou hladinou vody (např. jedna nádoba je plná a druhá prázdná).

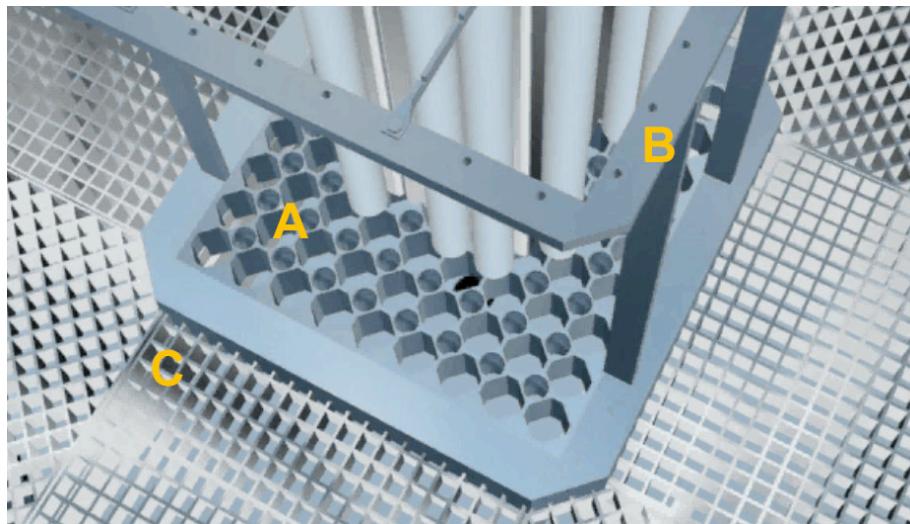
### **5.2.3 Vnitřní části nádob**

Vnitřní části reaktoru jsou vyrobeny z nerezové oceli třídy 17 až na nosnou desku AZ, která je vyrobená z čistého hliníku. Vnitřní části jsou stejné pro obě nádoby H01 i H02, pouze v nádobě H01 je navíc koš aktivní zóny a nosný systém regulace.

Nosný systém aktivní zóny je v obou nádobách a slouží k usazení roštů a nosné desky aktivní zóny, je největším a nejtěžším kusem materiálu v nádobě. Nosná deska aktivní zóny slouží k jednoznačnému ustavení spodních koncových palivových článků, které tvoří aktivní zónu. Do nosné desky AZ se také vkládají hydraulické tlumiče absorpčních tyčí, které mohou sloužit i k fixaci přesné polohy vertikálních ozařovacích kanálů. Rošty jsou uchyceny v nosném systému AZ a vytvářejí plošinu v nádobě ve výšce koncové spodní části AZ. Rošty jsou využívány pro umístění experimentálního vybavení nebo pro pohyb osob na této plošině. Koš aktivní zóny v nádobě H01 je lehká konstrukce určená pro vymezení tvaru aktivní zóny reaktoru. Horní koncovky palivových článků se v koši AZ fixují pomocí

pravítek jejichž pozici lze upravovat podle požadavků konfigurace AZ. Vnitřní části nádoby H01 jsou zobrazeny na obr. 12.

Nosný systém regulace v nádobě H01 je konstrukce určená pro zavěšení a upevnění absorpčních tyčí a měřících kanálů umístěných v aktivní zóně reaktoru. Nachází se v prostoru nad hladinou moderátoru a pod horní plošinou H01.



Obr. 12: Vnitřní části nádoby H01 (počítačový model)

Součástí nádoby H01 je radiální kanál, který je neoddělitelnou součástí stínění a reaktorové nádoby. Čelo kanálu doléhá ke koši AZ. Vnější části, které zasahují do vody v nádobě H01, jsou vyrobeny z hliníku a vyplňeny demineralizovanou vodou, části procházející betonovým stíněním jsou z nerezové oceli. V době, kdy kanál není využíván, je uzavřen pomocí systému zátek radiálního kanálu.

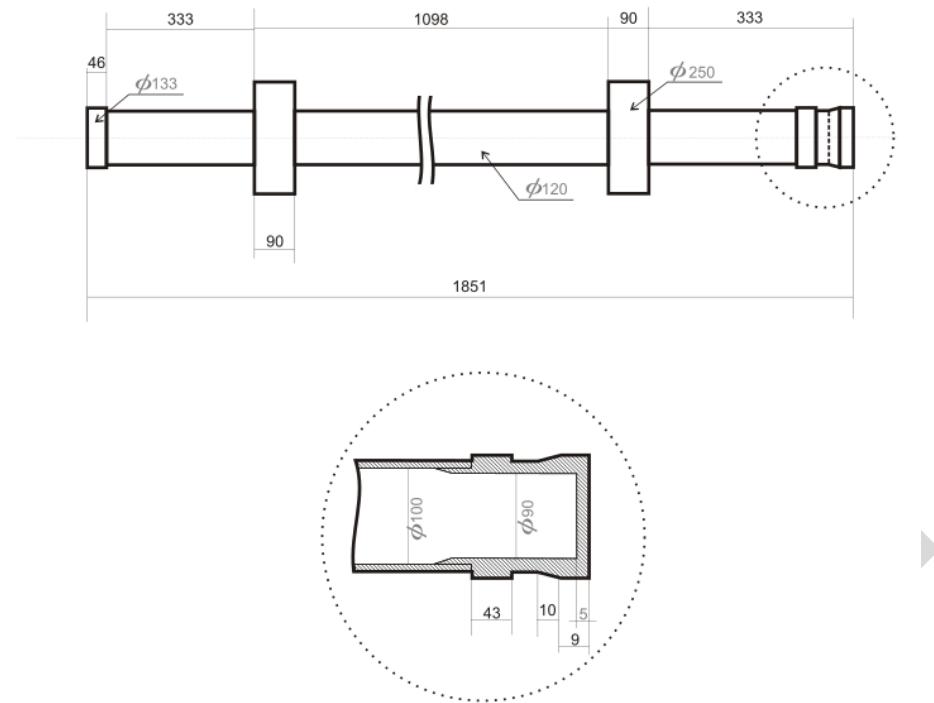
Provozní a měřicí potrubí vodního hospodářství v nádobách H01 a H02 umožňuje manipulaci s demineralizovanou vodou, její napouštění a vyčerpání podle potřeb provozu a její kontrolu, tj. měření vodivosti v nádobě H01 a teplot v obou nádobách.

#### 5.2.4 Vložený kanál (tangenciální kanál)

Vložený kanál slouží pro vyvádění svazků neutronového záření z reaktoru. Z prostorového hlediska se jedná o tangenciální kanál. Kanál vložený v H01 je volným pokračováním průchodu tangenciálního kanálu stíněním reaktoru. Čelo stínění a čelo vloženého kanálu (obě z hliníku) se dotýkají bez vodní mezery (nedochází k významnému zeslabení svazku záření). Z druhé strany je kanál uzavřen závitovou zátkou s těsnicím „o“ kroužkem. Kanál může být uložen jak v manipulační nádobě H02, tak v reaktorové nádobě H01, kde válcovou stěnou přiléhá k AZ. Dle potřeby může být tangenciální kanál zaplněný lehkou vodou nebo těžkou vodou.

Kanál je vyroben z hliníku (Al min 93 %, Mg max. 6 %). Vnitřní průměr tangenciálního kanálu je 100 mm, vnější průměr je 120 mm, délka je 1850 mm. Další rozměry jsou patrné z obr. 13. Hmotnost prázdného kanálu je 87 kg (je opatřen přídavným závažím), kanál neplave.

Obě nádoby jsou vybaveny zařízením na jeho ukládání, tzv. podpěrami, vyrobenými z nerezové oceli. Speciálním jednoúčelovým nosičem lze kanál přemístit z reaktorové nádoby H01 do přípravného prostoru v manipulační nádobě H02.



Obr. 13: Schéma tangenciálního kanálu

### 5.2.5 Kanály o průměru 56 mm

Slouží především k umisťování detektorů ovládacího zařízení nebo jiných detektorů pro experimentální účely a k ozařování menších předmětů v blízkosti aktivní zóny.

Kanály jsou vyrobeny z hliníku (Al min 93 %, Mg max. 6 %), jsou uzavřené na spodní straně víčkem se šroubem, na kterém je připevněn vodicí čep. Hlavice kanálu jsou vyrobeny z nerezové oceli. Vnitřní průměr hlavice kanálu je 56 mm, samotná trubka má vnitřní průměr 60 mm a vnější průměr 70 mm, délka kanálu je 4400 mm. Do hlavice kanálů lze pomocí bajonetového uzávěru upevnit závěs detektoru, stínění nebo manipulační držák.

Kanály se upevňují standardním způsobem do nosného systému regulace nebo na pohyblivé upínací nosníky. V případě upevnění v nosném systému regulace (v nádobě H01) musí být dolní koncovka kanálu vložena do pouzdra zajišťujícího přesnou fixaci kanálu v dané poloze. Při zavěšení kanálů na pohyblivých upínacích nosnicích (v nádobě H01 i H02) je nutné spodní část kanálu opatřit závažím, aby kanál nemohl vyplavat. Kanály o průměru 56 mm v počtu 12 ks byly součástí dodávky technologie reaktoru.

### 5.2.6 Kanály o průměru 32 mm, 25 mm a 14 mm

Kanály jsou tvořeny tenkostěnnými trubkami se zavařeným nebo lepeným dnem. Jsou vyrobeny z hliníku s příměsí hořčíku (Al min 95 %, Mg max. 4 %). K dispozici jsou 2 kanály o vnějším průměru 32 mm a vnitřním 30 mm v délkách od 4500 do 5000 mm, dále 5 kanálů o vnějším průměru 25 mm a vnitřním 23 mm v délkách od 4470 do 4720 mm a 6 ks kanálů o vnějším průměru 14 mm a vnitřním 12 mm v délkách od 4005 do 4505 mm. Vzhledem k délkám kanálů je možné je založit i v místech, kde nejsou pouzdra pro přesnou fixaci polohy. Konce kanálů pak procházejí nosnou deskou AZ tak, aby jejich dna dosahovala cca

350 mm pod nosnou desku AZ (tj. až na dno reaktorové nádoby).

Kanály se upevňují na nosná pravítka regulace pomocí speciálních držáků podobným způsobem jako absorpční tyče, kanály o průměru 32 a 25 mm přímo a kanály o průměru 14 mm pomocí redukce. Proti vyplavání se kanály opatřují olověným závažím umístěným nad vodní hladinou. Kanály lze zakrýt plastovým víčkem s výrezem pro průchod kabelu nebo závěsu. Víčka jsou ke kanálu upevněna silonovým vláknem.

### 5.2.7 Plošiny a žebříky

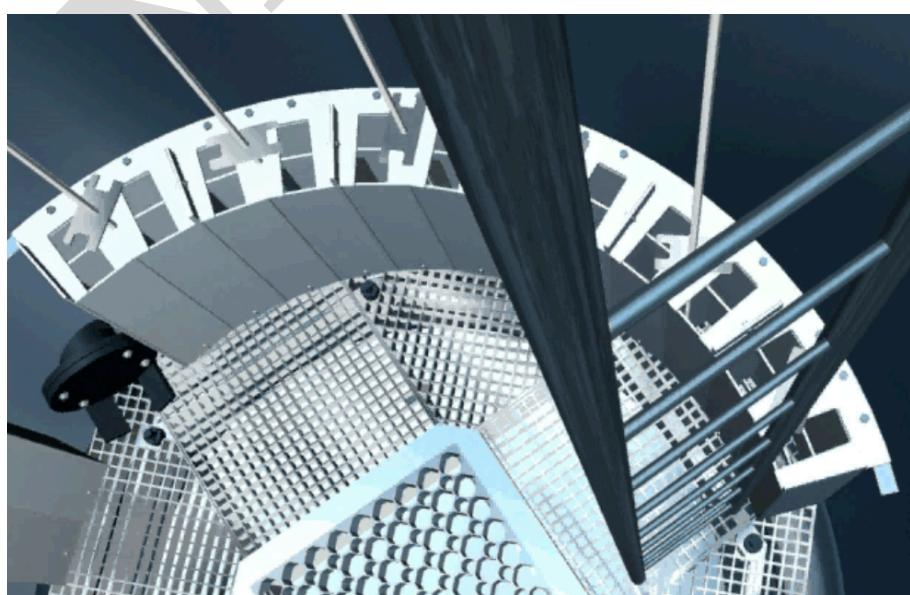
Horní plošina u obou nádob H01 a H02 je samostatný celek, vyrobený z nerezové oceli třídy 17, který je připojen montážními svary k hornímu lemu nádob. Poklop, který je její součástí, je uzamykatelný pro zamezení vstupu neoprávněných osob do vnitřku nádob reaktoru.

Dolní plošina nádoby H01 je samostatný celek, vyrobený z nerezové oceli třídy 17, který je zavěšený pod horní plošinu na závěsech na vnitřní stěně nádoby H01 pod hladinou moderátoru.

Žebřík H01 umožňuje sestup do nádoby H01 na dolní plošinu, resp. až do prostoru aktivní zóny na dně nádoby H01. Na dolní plošinu lze sestoupit po snížení hladiny moderátoru na tzv. sníženou hladinu. Z dolní plošiny lze sestoupit na rošty do prostoru AZ. Podobně žebřík H02 umožňuje sestup do nádoby H02. Žebřík v H01 i v H02 je vyroben z nerezové oceli.

### 5.2.8 Chrániliště

Chrániliště je provozním skladem palivových článků. Nachází se v nádobě H02 podél části jejího vnitřního obvodu ve stejné hloubce jako je v H01 aktivní zóna. Chrániliště se skládá z šesti hliníkových buněk, do každé lze umístit vždy až čtyři články, viz obr. 14. Konstrukčně je zajištěna podkriticnost ve všech situacích, i v případě úplného zaplnění chrániliště palivem typu IRT-M. Do chrániliště se palivové články ukládají ručně pomocí manipulátoru na palivo. Všechny buňky jsou opatřeny uzamykatelnou zajišťovací vidlicí.



Obr. 14: Chrániliště pro uložení palivových článků v nádobě H02 (počítačový model)

### 5.2.9 Kryt reaktoru

Kryt reaktoru slouží k zakrytí nádob H01 a H02. Zabraňuje vniknutí nečistot a pádu předmětů do nádob. Kryt je vyroben z průhledného plexiskla v ocelovém rámu. Kryt nad nádobou H01 i H02 se skládá ze tří částí, které volně leží na lemu nádob. Mezi částmi zakrývajícími nádoby je nad koridorem ještě část spojovací.

### 5.2.10 Trubkovnice

Trubkovnice slouží k odkládání absorpčních tyčí a kanálů o průměru 56 mm v době, kdy nejsou umístěny v nádobě H01 nebo H02. Trubkovnice je umístěna v periferní části betonového stínění nádoby H01 a skládá se z 10 nerezových odkládacích trubek. Každá trubka má ve své horní části břit, na který se zavěšuje odkládaná absorpční tyč nebo kanál. K ochraně před nečistotami i před mechanickým poškozením absorpčních tyčí a měřicích kanálů, které jsou umístěny v trubkovnici, slouží nerezové kryty trubkovnice. Ve spodní části trubkovnic je odvodnění, vyvedené do výklenku ve stínění.

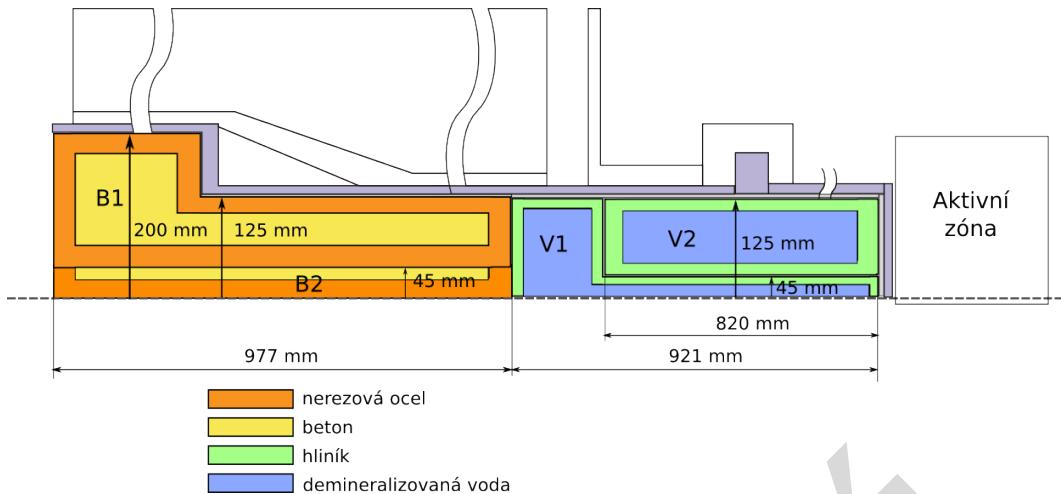
### 5.2.11 Stínění reaktoru

V horizontálním směru je stínění reaktoru zajišťováno demineralizovanou vodou a stínicím betonem, kterým je vyplněna konstrukce tělesa reaktoru. Boční stínění reaktoru je tedy tvořeno nejméně 850 mm demineralizované vody (podle velikosti a symetrie AZ), kterou je naplněna nádoba H01, a zvlášť těžkým barytovým betonem. Do výšky přibližně 2200 mm od podlahy haly je použit barytový beton s příměsí litiny o průměrné hustotě  $3826 \text{ kg/m}^3$ , výše přechází do těžkého barytového stínění bez litiny s průměrnou hustotou  $3071 \text{ kg/m}^3$ . Tloušťka betonového stínění se pohybuje od 950 mm v nejužším místě do 1050 mm v místě nejšířím. V místě trubkovnice je úbytek stínicího betonu kompenzován stěnou z litinových tvarovek.

Zátky radiálního a tangenciálního kanálu jsou vyplněny stínicím materiélem odpovídajícím jejich umístění v tělese reaktoru a v nádobě H01, tj. zvlášť těžký beton nebo demineralizovaná voda.

Zátky radiálního kanálu, které zasahují do oblasti nádoby H01 jsou tvořeny hliníkovým pláštěm a jsou vyplněny demineralizovanou vodou. K dispozici jsou tři zátky vodního stínění V1, V2 a V3. Hlavní rozměry vodního stínění jsou  $\varnothing 250 \text{ mm}/90 \text{ mm}$  a délka 921 mm pro stínění V1, resp. 820 mm pro stínění V2, resp. 101 mm pro V3. Zátky v betonovém stínění jsou tvořeny pláštěm z nerezové oceli a jsou vyplněny barytovým betonem se složením odpovídajícímu stínění reaktoru. Jedná se o tři zátky B1, B2 a B3. Zátky B1 a B2 jsou spojeny v jeden celek a hlavní rozměry jsou  $\varnothing 400 \text{ mm}/250 \text{ mm}$  a délka 977 mm, celková hmotnost betonové zátky je 293 kg. Zátnka B3 (mezikruží) má vnější průměr 400 mm, vnitřní průměr 250 mm a délku 360 mm. Volbou použití zátek lze volit vnitřní průměr kanálu 250 mm, 90 mm nebo vnitřní objem zcela vyplnit stíněním. Návrh systému zátek je koncipován tak, aby nedocházelo k průniku ionizujícího záření z AZ. Betonové zátky jsou opatřeny 4 ložisky pro usnadnění pohybu. Vodní zátky lze vysunout pomocí hliníkových manipulátorů. Zátky radiálního kanálu lze zajistit závorou a uzamknout. Znázornění jednotlivých zátek radiálního kanálu je na obr. 15.

Ve vertikálním směru nad AZ je stínění tvořeno vrstvou demineralizované vody o tloušťce přibližně 3000 mm.



Obr. 15: Schéma zátek radiálního kanálu

### 5.2.12 Revizní a manipulační chodba

Pod betonovým stíněním reaktoru je vybudována revizní a manipulační chodba, která umožňuje přístup pod nádoby H01 a H02. Nachází se zde některá důležitá reaktorová zařízení - zařízení pro vstřelování neutronového zdroje, komory kanálů NVO a gama čidlo dozimetrického systému. Za provozu reaktoru není chodba přístupná, protože se jedná o nestíněný prostor. Z tohoto důvodu je také vchod do revizní chodby trvale uzamčen a vstup je možný pouze při odstaveném reaktoru a po proměření a vyhodnocení aktuální dozimetrické situace.

### 5.2.13 Materiály

Výběr konstrukčních materiálů, paliva i absorpčních materiálů ovlivňuje spolehlivost jaderného zařízení, proto všechny materiály musí splňovat následující kritéria:

- spolehlivě plnit svou základní funkci včetně mechanických požadavků, a to po celou dobu životnosti reaktoru,
- být konstrukčně a provozně ověřené,
- vykazovat nízkou absorpci neutronů,
- vykazovat nízkou sekundární aktivaci,
- být radiačně a chemicky stabilní (vysoká odolnost proti korozi).

Na základě výše uvedených kritérií byly pro konstrukční části reaktoru vybrány především nerezové oceli a čistý hliník.

Nádoby H01, H02, H03 a hradítko jsou vyrobeny z nerezové oceli 08CH18N10T. Podobně jako reaktorové nádoby, je i většina vnitřních částí nádob vyrobena z nerezové oceli 08CH18N10T. Základová deska, vertikální kanály, zátky radiálního kanálu a chrániliště jsou vyrobeny z čistého hliníku. Plošiny a žebříky v nádobách jsou vyrobeny z nerezové oceli třídy 17.

Nádoby H01 a H02, včetně koridoru, patří mezi vybraná zařízení [41], na ostatní vnitřní konstrukční části se programy zajištění jakosti nevztahují. Nicméně v rámci pravidelných

provozních kontrol vybraných zařízení se provádí i podrobné vizuální kontroly všech vnitřních částí reaktoru. Výsledky těchto kontrol se uvádějí v protokolech, které jsou archivovány. V případě výskytu drobných vad, zejména povrchové koroze, se tyto vady okamžitě odstraňují.

Palivové články IRT-4M jsou tvořeny palivovou vrstvou ze směsi  $\text{UO}_2$  a hliníku, která je chráněna pokrytím vyrobeného ze slitiny SAV-1 ( $\text{AlMg}_2$ ). Ostatní konstrukční části palivových článků, tj. hlavice, patice a vytěsnitel, jsou vyrobeny z SAV-1. Makety používané v některých konfiguracích aktivní zóny jsou vyrobeny z čistého hliníku.

Regulační tyče jsou také vyrobeny z nerezové oceli, vedení absorbátoru je z hliníku, vlastní absorbátor je kadmiový. Všechny regulační tyče jsou vybranými zařízeními a vztahují se na ně programy zajištění jakosti, jejich kvalita byla sledována a kontrolována jak v době výroby a montáže, tak je sledována i v době provozu [42].

Vertikální experimentální kanály jsou vyrobeny z hliníku. Hlavice kanálů o průměru 56 mm jsou vyrobeny z nerezové oceli. Tyto kanály jsou pravidelně vizuálně kontrolovány. U hliníkových kanálů se někdy objevuje bodová koroze, která nemá vliv na kvalitu kanálů a pravidelně se odstraňuje.

Zásady pro volbu vhodných materiálů byly uplatněny i u všech stávajících experimentálních zařízení a respektují se i při návrhu nových. Při dodržení kritérií nemají reaktorové materiály přímou souvislost s jadernou a radiační bezpečností reaktoru.

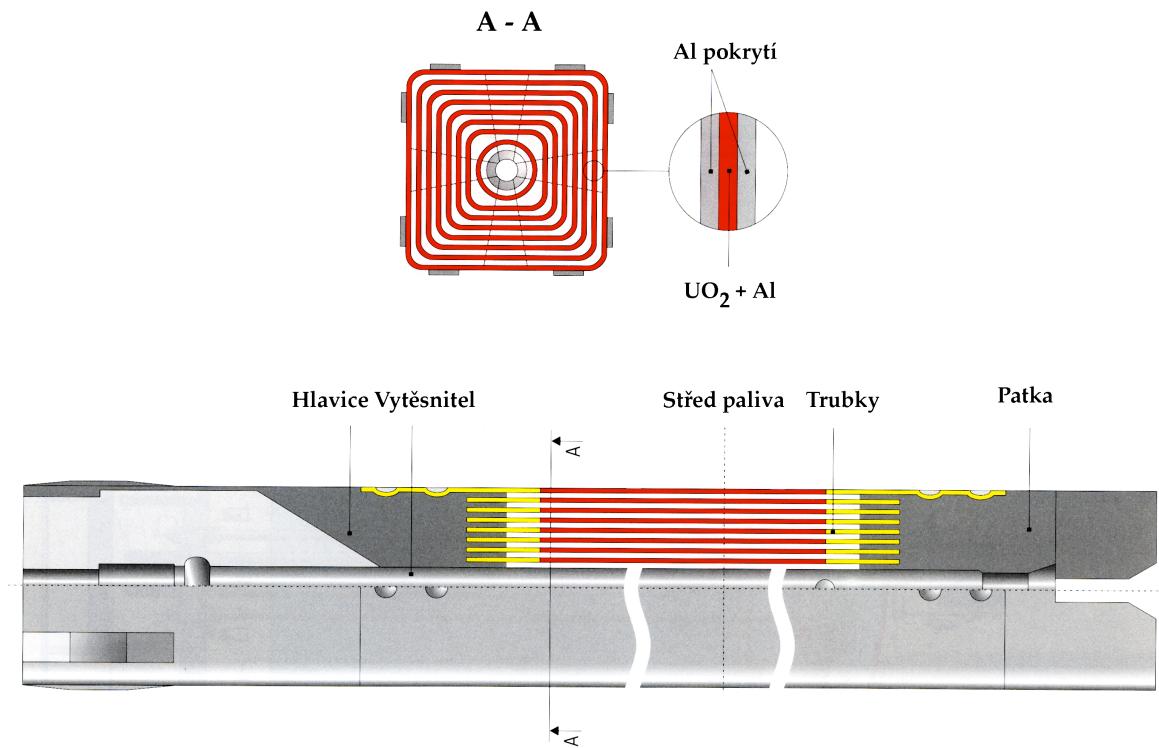
### 5.3 Jaderné palivo

Palivo IRT-4M, používané na reaktoru, je trubkové palivo tzv. sendvičového typu a jeho výrobcem je ruský závod NZCHK Novosibirsk [43], [44]. Palivový článek IRT-4M může být sestaven ze čtyř, šesti nebo osmi palivových trubek. Na reaktoru VR-1 je k dispozici celkem 1 čtyřtrubkový, 10 šestitrubkových a 10 osmitrubkových palivových článků.

Palivový článek tvoří koncentrické trubky čtvercového průřezu, kde jedna je zasunutá v druhé. Jednotlivé trubky jsou spojené dolní a horní koncovkou (spodní a horní hlavicí), které slouží k vymezení mezer pro průchod chladiva mezi trubkami a pro fixaci v nosné mříži aktivní zóny, resp. pro uchycení palivového článku při manipulaci. Vnější rozměr palivového článku je 69,6 mm. Celková délka palivového článku je 880 mm, délka aktivní části je 600 mm. Palivová vrstva článku IRT-4M je tvořena disperzí Al a  $\text{UO}_2$  o tloušťce 0,7 mm, která je z obou stran chráněna pokrytím tloušťky 0,45 mm ze slitiny SAV-1. Celková síla stěny trubky je 1,6 mm. Vnitřní trubka osmitrubkového palivového článku má kruhový průřez a dovnitř lze dále umístit vytěsnitel, který zvyšuje hydraulický odpor centrálního kanálu. Do šestitrubkových, resp. čtyřtrubkových palivových článků lze umístit absorpční části regulačních tyčí nebo jiné experimentální kanály (např. koncovku potrubní pošty). Schéma palivového článku je na obr. 16. Na obrázku 17 je zobrazena manipulace s palivovým článkem. Základní parametry jsou shrnutý v tab. 11 a 12.

Množství  $^{235}\text{U}$  v palivovém článku je závislé na počtu trubek. Ve čtyřtrubkovém článku je přibližně 200 g  $^{235}\text{U}$ , v šestitrubkovém 265 g  $^{235}\text{U}$  a v osmitrubkovém článku přibližně 300 g  $^{235}\text{U}$ . Celkové množství  $^{235}\text{U}$  v aktivní zóně je přibližně 5 kg (v závislosti na konfiguraci). S ohledem na malý výkon reaktoru VR-1 zůstává jeho palivo fyzikálně čerstvé, tzn. nedochází k měřitelnému vyhoření. Konkrétně v reaktoru VR-1 se spotřebuje za 1 rok méně než 0,01 g  $^{235}\text{U}$ . Přesné rozložení hmotnosti  $^{235}\text{U}$  v jednotlivých trubkách je v tab. 13.

Palivové články se mohou trvale nacházet pouze na třech místech halu reaktoru: ve skladu paliva, v aktivní zóně v nádobě H01 a v chránilišti palivových článků v nádobě H02.



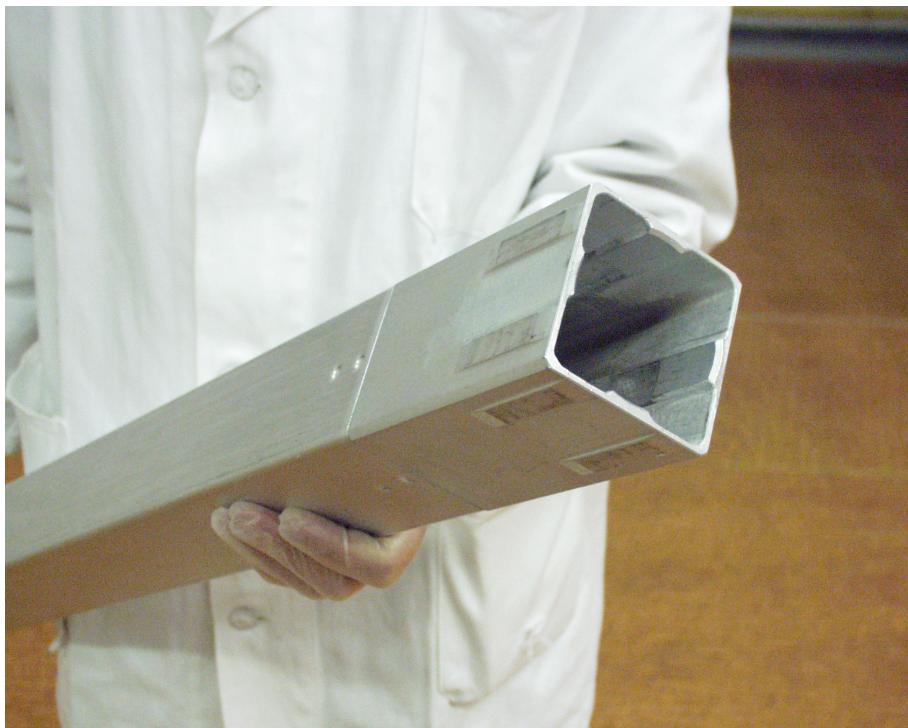
Obr. 16: Palivový článek IRT-4M

Ve skladu má každý článek svoji pozici pevně určenou v příslušném trezoru a je v ní uložen v plátěném obalu spolu s balíčkem silikagelu, který absorbuje vlhkost a zajišťuje vhodné skladovací podmínky.

Pro manipulaci s palivovými články slouží soubor speciálních manipulátorů. Všechny manipulace s jaderným palivem na reaktoru VR-1 jsou zaznamenávány do deníku paliva, elektronické evidence paliva a do evidenčních karet na základě identifikačních čísel jednotlivých palivových článků. Manipulace s palivem jsou vždy prováděny tak, aby nevznikla lokální kritičnost. V souladu s provozní dokumentací se manipuluje pouze s jedním článkem za součinnosti dvou pracovníků. Články se umisťují v definovaných místech aktivní zóny, chrániliště nebo skladu paliva a vždy se kontroluje jejich identifikace. Při každé manipulaci je také provedena vizuální kontrola stavu pokrytí palivových článků, využívají se pomůcky zlepšující rozlišitelnost hledaných vad. V pravidelných intervalech se provádí kontrola pomocí otěrové a vyluhovací zkoušky.

Podmínky pro provoz paliva v reaktoru jsou definovány průvodní dokumentací. Palivové články musí být v aktivní zóně ve vertikální pozici, tlak chladiva na vstupu aktivní zóny musí být v rozmezí 0,135 - 0,16 MPa, maximální teplota chladiva na vstupu do palivového článku je 45 °C, maximální přípustná teplota stěny palivového článku je 98 °C, var chladiva na povrchu není dovolen a maximální hustota tepelného toku z povrchu článku je 0,96 MW/m<sup>2</sup>. Doporučené parametry chladiva pro provoz paliva IRT-4M jsou shrnutы в tab. 14.

Vzhledem k zanedbatelnému vyhoření paliva na reaktoru nemůže při případném poškození dojít k úniku významného množství radioaktivních látek. Nepředpokládá se ani únik radioaktivních látek do životního prostředí, ale může vzniknout lokální kontaminace, kterou lze řešit technickými prostředky reaktorového pracoviště. Pro případ poškození palivového článku (při manipulacích nebo korozí během dlouhodobého pobytu ve vodě) je na pracovišti



Obr. 17: Manipulace s palivovým článkem IRT-4M

připraveno nerezové pouzdro, do kterého lze poškozený článek umístit, a které je dále skladováno ve standardním transportním obalovém souboru pro palivo do doby konečné likvidace. Tato manipulace byla prověřena i v rámci havarijního cvičení.

### 5.3.1 Kompatibilita paliva IRT-4M s reaktorem VR-1

Palivo typu IRT-M bylo používáno od počátku provozu reaktoru VR-1. Jednotlivé typy paliva IRT-M se od sebe liší obohacením, počtem trubek, tloušťkami trubek a hmotností uranu. Palivo je navrhováno tak, aby bylo v aktivní zóně jednoduše zaměnitelné, a aby nároky na úpravu reaktoru byly minimální.

Reaktor byl projektován a konstruován pro provoz s palivem typu IRT-2M, které bylo používáno od fyzikálního spuštění v roce 1990 do jara 1997. V rámci projektu snižování obohacení paliva byl reaktor až do podzimu 2005 provozován s palivem IRT-3M a poté se začalo používat palivo IRT-4M [43], [44]. Palivo IRT-4M se od paliva IRT-3M geometricky prakticky neliší, u obou typů paliva se používají čtyř, šesti a osmitrubkové palivové články. Hlavní rozdíly spočívají pouze v nižším obohacení (19,7 %  $^{235}\text{U}$  oproti původním 36 %  $^{235}\text{U}$ ) a pozměněné tloušťce palivové vrstvy a pokrytí o několik desetin mm. Tyto rozdíly však nemají žádný vliv na provoz reaktoru z hlediska kompatibility s vnitřními částmi reaktoru a řídícími tyčemi UR-70. Srovnání vybraných parametrů jednotlivých typů paliv IRT-M je v tab. 15.

## 5.4 Charakteristiky aktivní zóny

V této kapitole je popsána metodika neutronově-fyzikálních výpočtů prováděných na KJR a přehled vybraných charakteristik pro provozní konfiguraci AZ C12.

Maximální velikost aktivní zóny je dána rozměry nosné desky, na které je celkem  $8 \times 8$

Tab. 11: Parametry paliva IRT-4M

Parametr	Hodnota		
Počet trubek	4	6	8
Obohacení	$(19,7 \pm 0,3) \%$		
Množství $^{235}\text{U}$ v článcích (g)	$200,5 \pm 10,0$	$263,8 \pm 13,1$	$300,0 \pm 15,0$
Celková hmotnost palivového článku (kg)	4,1	5,2	6,0
Celková délka článku (mm)	882		
Tloušťka trubky (mm)	$1,6 \pm 0,1$		
Mezera mezi jednotlivými trubkami (mm)	min 1,35		
Hustota uranu ( $\text{g}/\text{cm}^3$ )	3		
Palivové jádro	materiál	$\text{UO}_2 + \text{Al}$	
	tloušťka (mm)	$1,6 \pm 0,1$	
	výška (mm)	$600 \pm 20$	
	tepelná vodivost ( $\text{W}/(\text{m}^\circ\text{C})$ )	80	
Pokrytí trubky	materiál	slitina SAV-1 ( $\text{AlMg}_2$ )	
	tloušťka (mm)	0,5 (min. 0,3)	
	tepelná vodivost ( $\text{W}/(\text{m}^\circ\text{C})$ )	175	
Teplosměnná plocha ( $\text{m}^2$ )	1,047	1,381	1,575

pozic, které lze zaplnit až 51 různými reaktorovými komponentami. Základní kritický experiment, při kterém se mění konfigurace AZ, se provádí minimálně jedenkrát ročně. Od počátku provozu bylo provozováno 6 různých konfigurací s palivem IRT-2M, 9 konfigurací s palivem IRT-3M a 13 konfigurací s palivem IRT-4M. Standardně je AZ reaktoru VR-1 tvořena 16–20 palivovými články typu IRT-4M s obohacením 19,7 %  $^{235}\text{U}$ .

Vzhledem k širokým možnostem variace konfigurace aktivní zóny, může docházet i k nezanedbatelným změnám neutronických vlastností AZ. Na druhou stranu jsou ve většině případů nově sestavené zóny použity pouze pro testování vybraných experimentálních zařízení nebo pro měření vybraných vlastností souvisejících se zpracováním řešených projektů, resp. studentských prací a poté je opět sestavena provozní konfigurace aktivní zóny.

#### 5.4.1 Výpočty neutronově-fyzikálních charakteristik

Od spuštění reaktoru do roku 1997 se neutronově-fyzikální výpočty aktivní zóny prováděly pomocí programů WIMS-D/4 a DIFER.

Transportní kód WIMS-D/4 se používal pro určení difuzních parametrů a účinných průřezů pro jednotlivé typy palivových článků i nepalivových elementů aktivní zóny. Vstupem pro výpočty jsou geometrické a materiálové charakteristiky všech prvků, které se mohou v aktivní zóně vyskytovat, provozní vlastnosti a numerické parametry pro upravující přesnost transportních výpočtů. Transportní výpočty byly prováděny Sn metodou pro  $n=4$  a využívaly 69 grupovou knihovnu jaderných dat. Vzhledem k vlastnostem provozu reaktoru VR-1 nebylo uvažováno vyhoření paliva. Výstupem transportního výpočtu

Tab. 12: Vnější rozměry jednotlivých trubek paliva IRT-4M

Číslo trubky	1	2	3	4	5	6	7	8
Vnější rozměr trubky (mm)	69,6	62,7	55,8	48,9	42,0	35,1	28,2	$\varnothing$ 21,3
Vnitřní rozměr trubky (mm)	66,4	59,5	52,6	45,7	38,8	31,9	25	$\varnothing$ 18,1
Vnější rozměr palivové vrstvy (mm)	68,7	61,8	54,9	48,0	41,1	34,2	27,3	$\varnothing$ 20,4
Vnitřní rozměr palivové vrstvy (mm)	67,3	60,4	53,5	46,6	39,7	32,8	25,9	$\varnothing$ 19,0
Vnější poloměr zakřivení (mm)	9,3	8,5	7,7	6,9	6,1	5,3	4,5	–
Vnitřní poloměr zakřivení (mm)	7,7	6,9	6,1	5,3	4,5	3,7	2,9	–

Tab. 13: Hmotnosti  $^{235}\text{U}$  v jednotlivých trubkách paliva IRT-4M

Číslo trubky	1	2	3	4	5	6	7	8
Hmotnost $^{235}\text{U}$ (g)	59,4	53,2	47,0	40,9	34,7	28,6	22,4	13,8

byla aplikační knihovna čtyřgrupových mikrokonstant, které zahrnovaly difuzní koeficient, účinný průřez pro přechod z grupy, produkční účinný průřez, rozptylovou matici a štěpné spektrum. Tato sada mikrokonstant byla napočítána pro všechny materiály, které se v té době používaly v reaktoru (jednotlivé varianty palivového článku IRT-2M, palivový článek IRT-2M se zasunutým absorbátorem regulační tyče, vodní reflektor, grafitový blok, beryliový blok apod.) Hranice jednotlivých grup byly 0,821 MeV; 5,53 keV a 0,625 eV.

Data připravená programem WIMS-D/4 sloužily spolu s geometrickým popisem aktivní zóny jako vstupní hodnoty pro 2-D difuzní kód DIFER. Výpočet byl prováděn dvougrupově a využíval metodu konečných diferencí. Aktivní zóna byla standardně rozdělena na tzv. hrubé oblasti s krokem 7,15 cm (krok mříže nosné desky aktivní zóny) a tyto potom byly ve výpočtu ještě děleny tzv. jemným dělením. Únik v axiálním směru byl vyjádřen pomocí axiální složky geometrického parametru Bz. Z důvodu malého výkonu reaktoru a konstantní teploty moderátoru v aktivní zóně nebylo nutné v normálním provozu reaktoru provádět výpočty teplotních a výkonových koeficientů reaktivity (na rozdíl od havarijních analýz), ani výpočty xenonových otrav. Výsledkem výpočtů bylo rozložení hustot toku neutronů v jednotlivých grupách ve zvolené síti, efektivní koeficient násobení a reaktivita zadané soustavy.

Další neutronické výpočty, které zahrnovaly například analýzu stínění reaktoru nebo relativního rozložení hustoty toku neutronů v rychlé i tepelné grupě, byly provedeny jednorozměrným transportním kódem ANISN.

V roce 1998 se pro výpočet neutronově-fyzikálních charakteristik reaktoru VR-1 začal používat jeden z nejpoužívanějších kódů pro modelování transportu částic v obecném prostředí využívající metodu Monte Carlo - MCNP. Jako první byla na KJR nainstalovaná verze 4A s knihovnami jaderných dat ENDF/B-4 a ENDF/B-5, která pak byla nahrazena verzí 4B s knihovnou ENDF/B-6. Na podzim 2000 proběhly na KJR první testovací výpočty verze 4C s knihovnami ENDF/B-6, JEFF 2.0, JENDL 3.2, BRONDL 2.2 a CENDL 2.1. V roce 2007 se začala využívat verze 5 s knihovnou ENDF/B-VII, která byla v roce 2010 zařazena na seznam schválených kódů SÚJB. Opakované oponentní řízení MCNP5 proběhlo v roce 2014 [8].

Tab. 14: Parametry chladiva v reaktoru VR-1

Ukazatel	Norma
pH chladiva při 25 °C	5,5–6,5
Vodivost chladiva při 25 °C	< 2 $\mu\text{S}/\text{cm}$
Tvrnost chladiva	< 1,5 $\mu\text{mol}/\text{kg}$
Koncentrace chloridů v chladivu	< 0,05 mg/kg
Koncentrace síranů v chladivu	< 0,05 mg/kg
Koncentrace mědi v chladivu	< 0,01 mg/kg
Koncentrace hliníku v chladivu	< 0,05 mg/kg
Koncentrace železa v chladivu	< 0,05 mg/kg

Od roku 1997, kdy byl program MCNP implementován na KJR, proběhlo mnoho testovacích výpočtů. Výpočtový model reaktoru byl mnohokrát prověřen experimenty, zejména při základních kritických experimentech, které se na reaktoru provádí pravidelně v rámci výuky studentů.

Pro neutronické výpočty reaktoru programem MCNP byl vytvořen třírozměrný model reaktoru, který obsahuje všechny důležité součásti aktivní zóny, včetně radiálního a tangenciálního kanálu, nosné desky AZ, nádoby H01 a H02 a stínění. Kromě míst, kde se nacházejí vertikální kanály a regulační tyče, je nad AZ vodní reflektor. Konfiguraci AZ si uživatel definuje podle potřeby a lze vybírat z těchto komponent:

- palivové články typu IRT-2M, IRT-3M a IRT-4M (ve všech variantách),
- maketa palivového článku,
- absorpční tyče,
- vertikální kanály o průměru 12, 22, 32 a 56 mm,
- radiální a tangenciální kanál,
- detektory neutronů - RJ 1300, SNM-10, SNM-12 a SNM-13, které se instalují do experimentálních vertikálních kanálů reaktoru,
- beryliové bloky plné, s centrálním otvorem, vyplněné beryliovou vložkou o průměru 25 mm nebo vložkou o průměru 34 mm,
- grafitové bloky s hliníkovým pokrytím (čtyřblok, dvoublok a jednoblok),
- koncovka zařízení pro měření zpožděných neutronů a koncovka potrubní pošty,
- zařízení pro vyvolávání dynamických změn v reaktoru,
- držáky s foliemi a dráty z různých materiálů, které jsou využívány na reaktoru při neutronové aktivační analýze apod.

Tab. 15: Srovnání parametrů paliv třídy IRT-M

	IRT-2M	IRT-3M	IRT-4M
Obohacení	36 %	36 %	19,7 %
Délka aktivní části (mm)	580	580	600
Celková délka (mm)	880	880	882
Vnější rozměr palivového článku (mm)	67,0	69,4	69,6
Tloušťka palivové vrstvy (mm)	0,9	0,54	0,6
Tloušťka pokrytí (mm)	0,55	0,43	0,5
Hmotnost $^{235}\text{U}$ (g) v článku:			
- třítrubkový článek	198	–	–
- čtyřtrubkový článek	230	235,3	200,5
- šestitrubkový článek	–	309,4	263,8
- osmitrubkový článek	–	352,0	300

Geometrie i materiálové složení paliva i dalších komponent bylo zadáváno co nejpřesněji podle popisů z katalogů výrobce paliva a dokumentace reaktoru. Avšak i tyto katalogy jsou pro vytvoření přesného modelu paliva nedostatečné, z čehož vyplývají neurčitosti (zejména v zadávání hustoty směsi palivového jádra  $\text{UO}_2 + \text{Al}$ ) ovlivňující přesnost výpočtu. Proto je i při pečlivém modelování nutné testování, prověřování výpočtů a také srovnávání s výsledky měření na reaktoru. Model byl postupně upravován tak, aby výsledky výpočtů byly v dobrém souladu s výsledky měření.

#### 5.4.2 Metodika neutronově-fyzikálních výpočtů

Použití výpočetních kódů, deterministických i statistických, je vždy zatíženo nejistotou. Připravený model je vždy jen přibližným popisem reálného zařízení a také nemusí být zahrnuty všechny jevy a faktory. Pro získání výsledků, které co nejvíce odpovídají realitě, je nutné:

- použít vhodný výpočetní prostředek, nejlépe validovaný a široce používaný výpočetní program,
- vytvořit a otestovat model, který reálné zařízení co nejvěrněji popisuje,
- podrobně otestovat výchozí, okrajové podmínky a konvergenci příslušného výpočtu,
- provést variační výpočty pro zjištění citlivosti na různá zjednodušení modelu a výrobní tolerance všech významných součástí modelu.

Vhodnost programu MCNP pro neutronově-fyzikálních charakteristiky potvrzuje rozsáhlá komunita uživatelů po celém světě, kteří si své zkušenosti mohou předávat na konferencích, pracovních setkání i v několika internetových diskusních fórech. V rámci studií a benchmarkových úloh byla provedena analýza správnosti vytvoření modelu a přesnosti

geometrie, optimalizace nastavení výpočtu a citlivostní analýza zahrnující například neurčitosti hmotnosti  $^{235}\text{U}$  nebo obohacení paliva, tloušťky palivové vrstvy a pokrytí, tloušťku vodní mezery mezi jednotlivými trubkami, resp. délku palivové vrstvy.

Výpočty prováděné v rámci stanovení neutronově-fyzikálních charakteristik lze obecně rozdělit do dvou skupin:

- Výpočty související s určením parametru  $k_{\text{ef}}$ : stanovení kritického stavu, tj. nalezení kritických poloh řídicích tyčí, hodnoty efektivního podílu zpožděných neutronů  $\beta_{\text{ef}}$ , výpočty vah jednotlivých absorpčních tyčí, hodnoty podkritičnosti v případě odstaveného reaktoru, určení maximálního a provozního přebytku reaktivity, kompenzační schopnosti a rychlosti uvolnění reaktivity při pohybu jednotlivých řídicích tyčí. Na základě výpočtů jsou také sestavovány kalibrační křivky pro regulační tyče R1 a R2 a určen teplotní koeficient reaktivity moderátoru a celkový teplotní koeficient reaktivity.
- Výpočty rozložení hustot toku neutronů v AZ: rozložení hustoty toku neutronů v radiálním i axiálním směru AZ. Dále určení maximální hodnoty hustoty toku neutronů v jednotlivých vertikálních kanálech pro nominální výkon reaktoru VR-1.

U hodnot  $k_{\text{ef}}$  je vždy uvedena hodnota směrodatné odchylky  $\sigma$  vyjadřující statistickou nejistotu výpočtu. Hodnoty koeficientu násobení vykazují normální rozdělení v jednotlivých cyklech výpočtu, interval  $k_{\text{ef}} \pm \sigma$  proto zároveň odpovídá 68% intervalu spolehlivosti,  $k_{\text{ef}} \pm 2\sigma$  95% intervalu spolehlivosti a  $k_{\text{ef}} \pm 3\sigma$  99% intervalu spolehlivosti. Normalita rozložení jednotlivých odhadů  $k_{\text{ef}}$  je testována samotným programem MCNP.

Hodnota reaktivity je určována z vypočtených hodnot  $k_{\text{ef}}$  podle vztahu (1). Její směrodatná odchylka se určuje na základě věty o přenosu chyby v případě nepřímo určované veličiny dle (2).

$$\rho = \frac{k_{\text{ef}} - 1}{\beta_{\text{ef}} \cdot k_{\text{ef}}} \quad (\beta_{\text{ef}}) \quad (1)$$

$$\sigma_\rho = \sqrt{\left( \frac{\partial \rho}{\partial k_{\text{ef}}} \cdot \sigma_{k_{\text{ef}}} \right)^2 + \left( \frac{\partial \rho}{\partial \beta_{\text{ef}}} \cdot \sigma_{\beta_{\text{ef}}} \right)^2} \quad (2)$$

Váhy jednotlivých tyčí se určují na základě rozdílu reaktivity v HKP a DKP, viz (3). Směrodatná odchylka váhy tyče je dána vztahem (4).

$$\Delta\rho = \rho_h - \rho_d \quad (3)$$

$$\sigma_{\Delta\rho} = \sqrt{\left( \frac{\partial \Delta\rho}{\partial \rho_h} \cdot \sigma_{\rho_h} \right)^2 + \left( \frac{\partial \Delta\rho}{\partial \rho_d} \cdot \sigma_{\rho_d} \right)^2 + \left( \frac{\partial \Delta\rho}{\partial \beta_{\text{ef}}} \cdot \sigma_{\beta_{\text{ef}}} \right)^2} \quad (4)$$

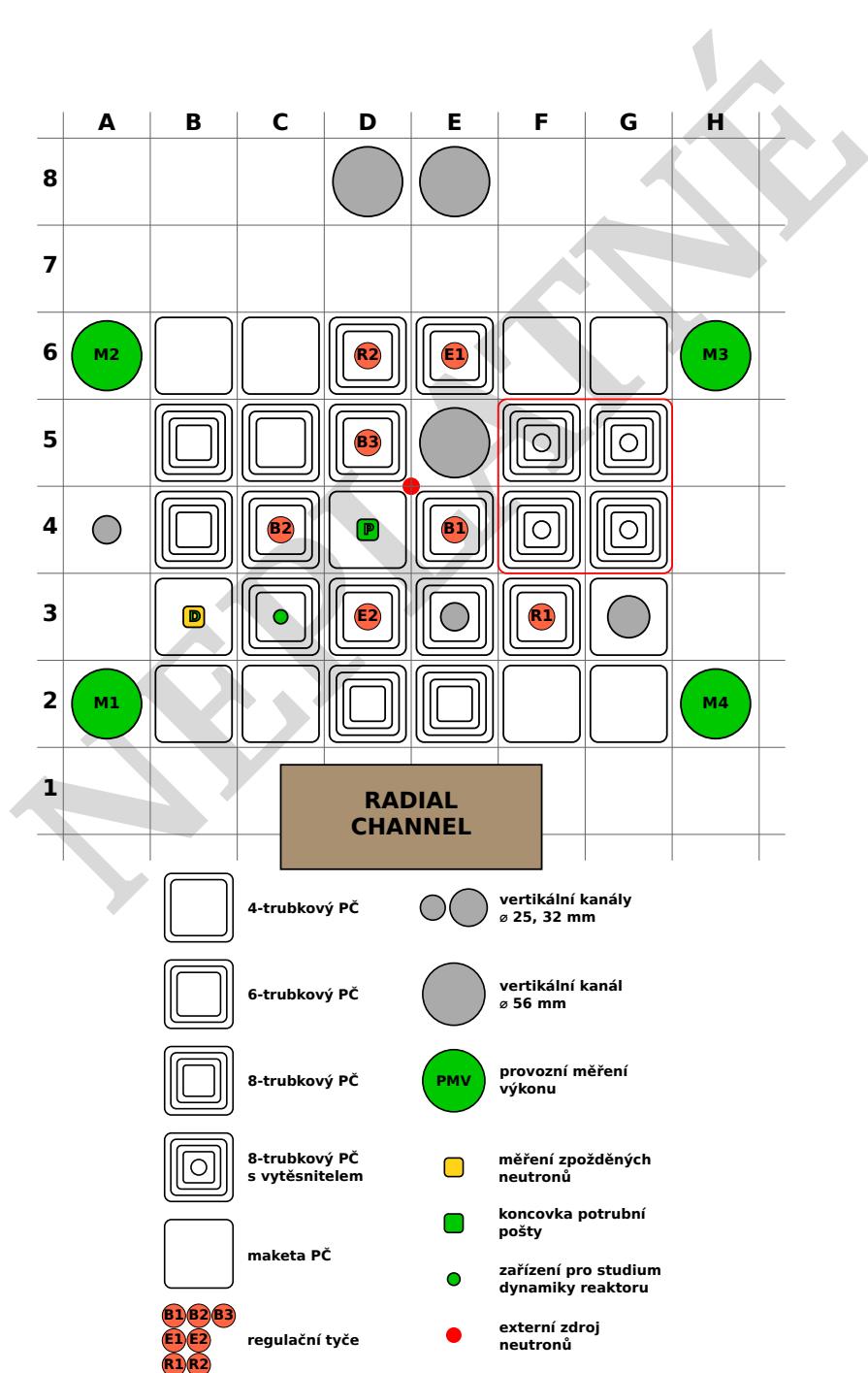
kde  $\rho_h$  je reaktivita v případě reaktoru s váženou tyčí v horní koncové poloze a  $\rho_d$  je reaktivita v případě reaktoru s váženou tyčí v dolní koncové poloze.

#### 5.4.3 Neutronově-fyzikální charakteristiky zóny C12

Aktivní zóna s označením C12 je v pořadí třináctou konfigurací AZ s palivem IRT-4M sestavovanou na reaktoru VR-1 a jedná se o provozní zónu. Zóna obsahuje celkem 18 palivo-vých článků typu IRT-4M, čtyři vertikální kanály PMV a šest experimentálních vertikálních kanálů různého průměru. Součástí konfigurace C12 jsou všechna standardně využívaná experimentální zařízení.

Schéma konfigurace AZ C12 je znázorněno na obr. 18. Přehled jednotlivých komponent AZ C12 je uveden v tab. 16.

V tabulkách 17, 18, 19, 20, 22, 23, 24 a na obrázcích 19, 20, 21, 22, 23, 24, 25, 26 jsou uvedeny výsledky výpočtů neutronově-fyzikálních charakteristik [9].



Obr. 18: Schéma konfigurace AZ C12, červený rámeček označuje PČ zahrnuté do ZMTE

Tab. 16: Základní charakteristika AZ C12

typ paliva	IRT-4M, obohacení 19,7 % $^{235}\text{U}$
celkový počet palivových článků	18
počet 8-trubkových PČ	8
počet 6-trubkových PČ	10
počet 4-trubkových PČ	0
počet maket PČ	11
počet absorpčních tyčí	7
počet kanálů PMV	4
počet experimentálních vertikálních kanálů	6 + PP

Tab. 17: Výsledky výpočtu kinetických parametrů AZ C12

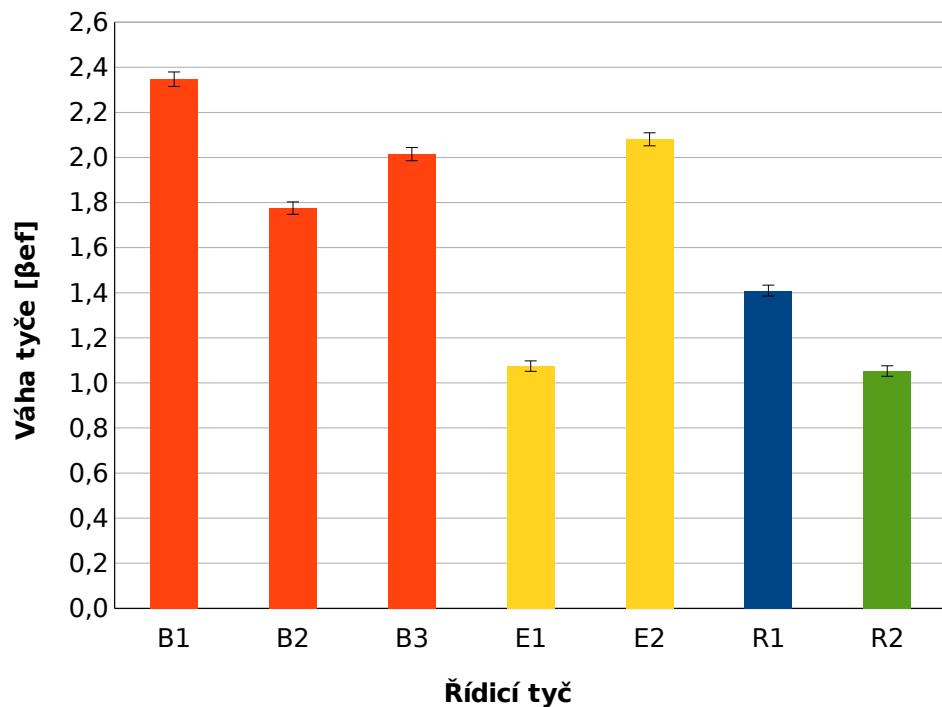
$\Lambda$	4,988E-05 $\pm$ 7,046E-08 s
$\beta_{\text{ef}}$	0,00766 $\pm$ 0,00008
$\tau^*$	0,08283 $\pm$ 0,00196 s
Skupina	$\beta_{\text{ef}}$
1	0,00025 $\pm$ 0,00002
2	0,00138 $\pm$ 0,00004
3	0,00126 $\pm$ 0,00003
4	0,00298 $\pm$ 0,00005
5	0,00125 $\pm$ 0,00003
6	0,00055 $\pm$ 0,00002
	$\lambda$
1	0,01334 $\pm$ 0,00000
2	0,03273 $\pm$ 0,00000
3	0,12081 $\pm$ 0,00000
4	0,30310 $\pm$ 0,00000
5	0,85085 $\pm$ 0,00001
6	2,85761 $\pm$ 0,00004

Tab. 18: Vypočtené hodnoty  $k_{\text{ef}}$  a  $\sigma$  pro různé polohy řídicích tyčí v AZ C12 (modře kritický stav)

B1	Polohy řídicích tyčí (mm)						$k_{\text{ef}}$	$\sigma$	$\rho(\beta_{\text{ef}})$	$\sigma_\rho$
	B2	B3	E1	E2	R1	R2				
0	0	0	0	0	0	0	0,92746	0,00011	-10,21	0,11
680	680	680	680	300	410	680	0,99999	0,00011	0,00	0,01
680	680	680	680	680	680	680	1,01588	0,00011	2,04	0,03
680	680	680	680	300	680	680	1,00465	0,00010	0,60	0,01
680	680	680	0	680	680	0	1,00138	0,00011	0,18	0,01
680	680	680	680	300	680	350	0,99979	0,00011	-0,03	0,01
0	680	680	680	300	410	680	0,98233	0,00011	-2,35	0,03
680	0	680	680	300	410	680	0,98657	0,00011	-1,78	0,02
680	680	0	680	300	410	680	0,98479	0,00011	-2,02	0,03
680	680	680	0	300	410	680	0,99183	0,00011	-1,08	0,02
680	680	680	0	0	680	0	0,98565	0,00011	-1,90	0,02
680	680	680	0	680	0	0	0,99067	0,00011	-1,23	0,02
680	680	680	680	300	410	0	0,99199	0,00011	-1,05	0,02
680	680	680	680	0	410	680	0,99591	0,00011	-0,54	0,02

Tab. 19: Váhy řídicích tyčí v AZ C12

Tyč	Pozice	$\Delta\rho(\beta_{\text{ef}})$	$\sigma_{\Delta\rho}$
B1	E4	-2,35	0,03
B2	C4	-1,78	0,03
B3	D5	-2,02	0,03
E1	E6	-1,07	0,02
E2	D3	-2,08	0,03
R1	F3	-1,41	0,02
R2	D6	-1,05	0,02
celkem		-11,75	0,07



Obr. 19: Váhy řídicích tyčí v AZ C12

Tab. 20: Maximální rychlosť uvolnení kladnej reaktivity pri pohybe řídicí tyče v AZ C12

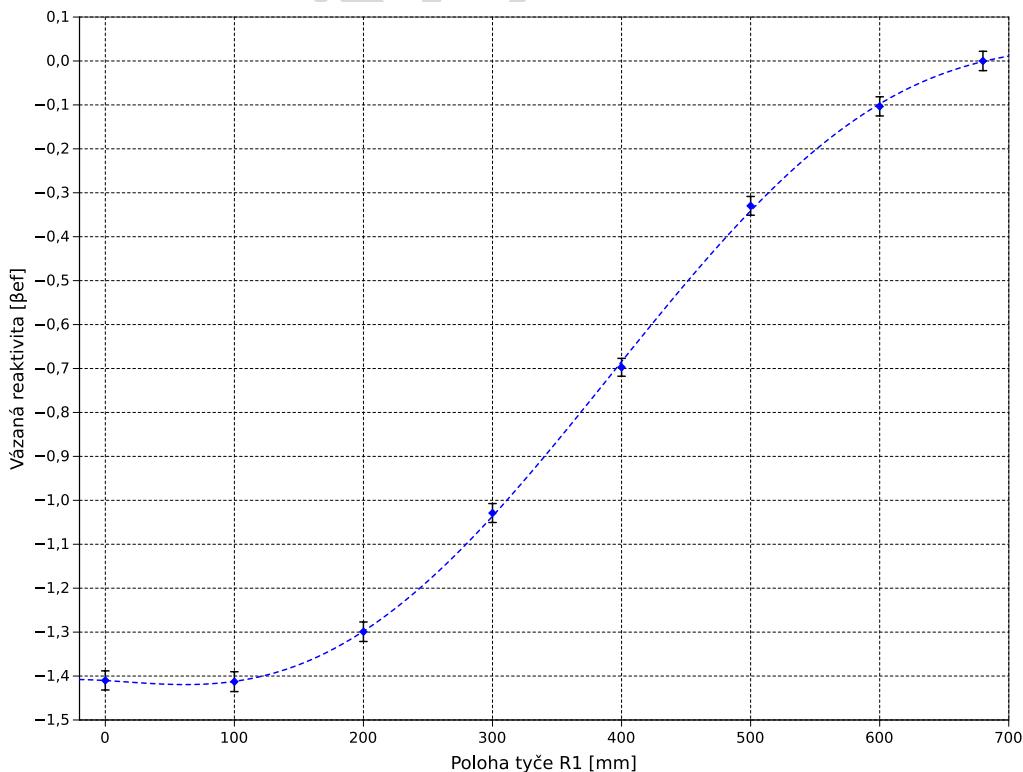
Tyč	v ( $\text{mm} \cdot \text{s}^{-1}$ )	$v_\rho (\beta_{\text{ef}} \cdot \text{s}^{-1})$	$\sigma$
B1	9	0,0621	0,0008
B2	9	0,0470	0,0007
B3	9	0,0533	0,0008
E1	6	0,0190	0,0004
E2	6	0,0367	0,0005
R1	5	0,0207	0,0004
R2	5	0,0155	0,0003

Tab. 21: Kompenzační schopnost reaktoru VR-1 s AZ C12 v kritickém stavu

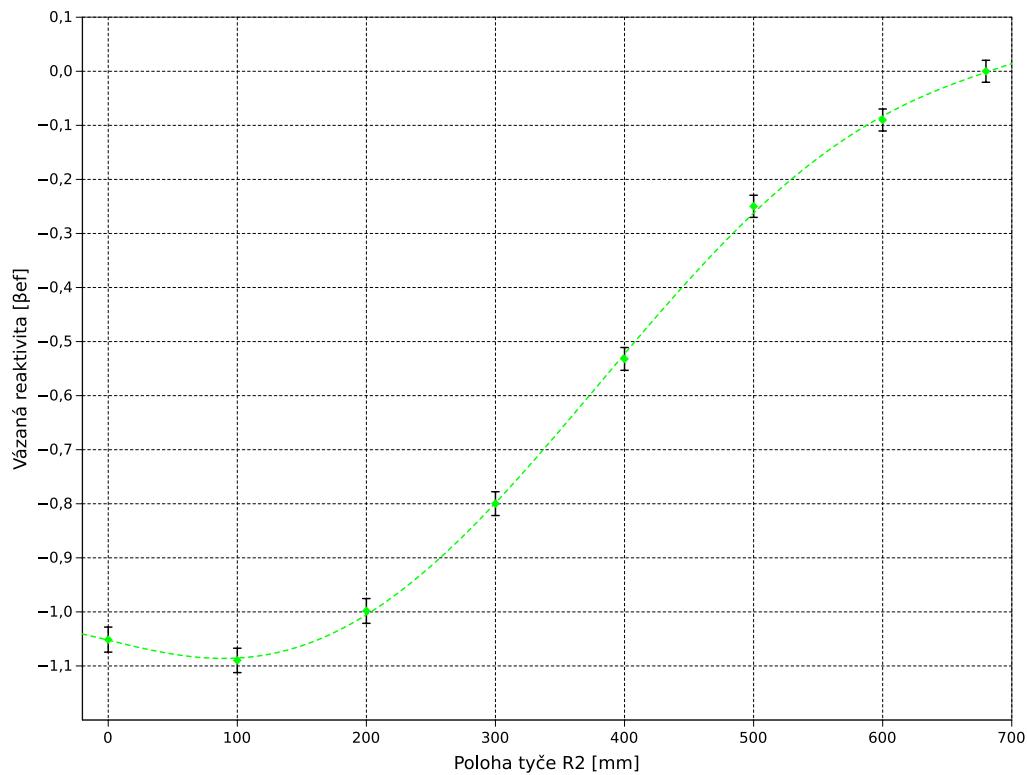
Tyč	Poloha (mm)	Kompenzační schopnost ( $\beta_{\text{ef}}$ )	$\sigma$
B1	680	-2,35	0,03
B2	680	-1,78	0,03
B3	680	-2,02	0,03
E1	680	-1,07	0,02
E2	300	-0,53	0,02
R1	410	-0,70	0,02
R2	680	-1,05	0,02
celkem		-9,5	0,07

Tab. 22: Výpočtem určené základní provozní hodnoty AZ C12

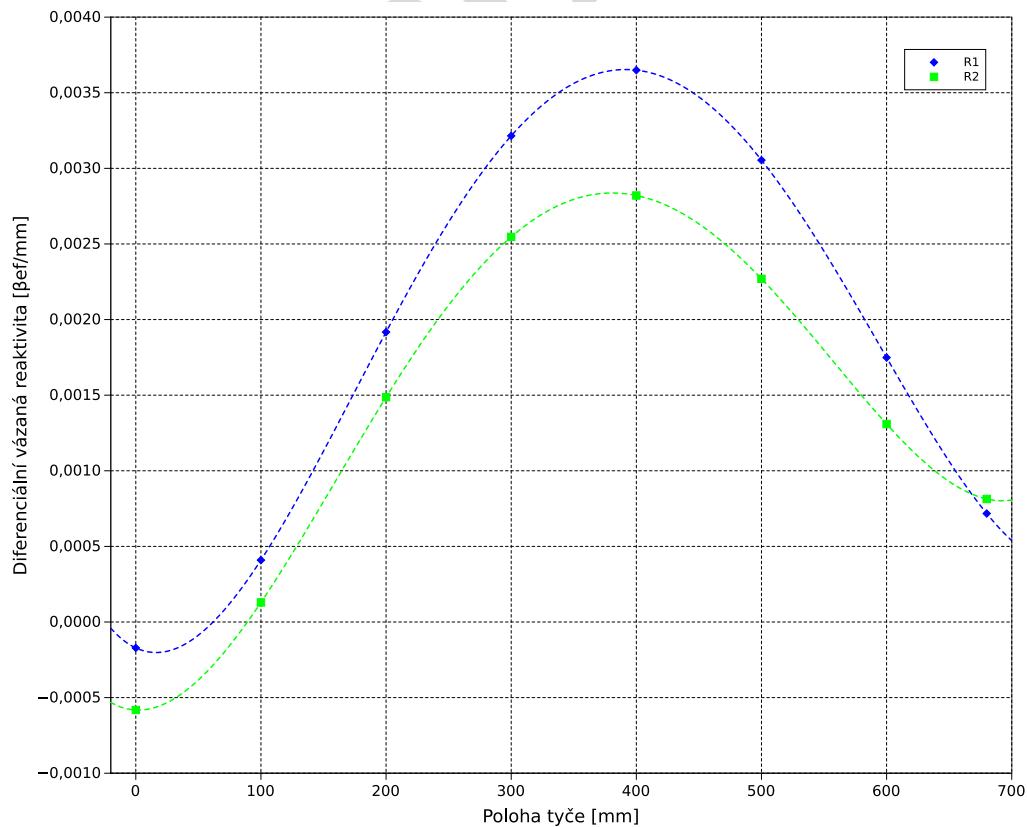
Hodnocený parametr	Zjištěná hodnota	Limitní hodnota
MPR	$2,04 \pm 0,03 \beta_{\text{ef}}$	není limitován
PPR	$0,60 \pm 0,01 \beta_{\text{ef}}$	$\leq 0,7 \beta_{\text{ef}}$
Účinnost bezpečnostních ochran	$2,65 \pm 0,02$	$\geq 1,5$
Podkritický stav pro odstavený reaktor	$-10,21 \pm 0,11 \beta_{\text{ef}}$	$\leq -3 \beta_{\text{ef}}$
Max. rychlosť uvolnení reaktivity pri pohybu tyče	viz tab. 20	$\leq -0,1 \beta_{\text{ef}} \cdot s^{-1}$



Obr. 20: Kalibrační křivka řídicí tyče R1 (integrální charakteristika)



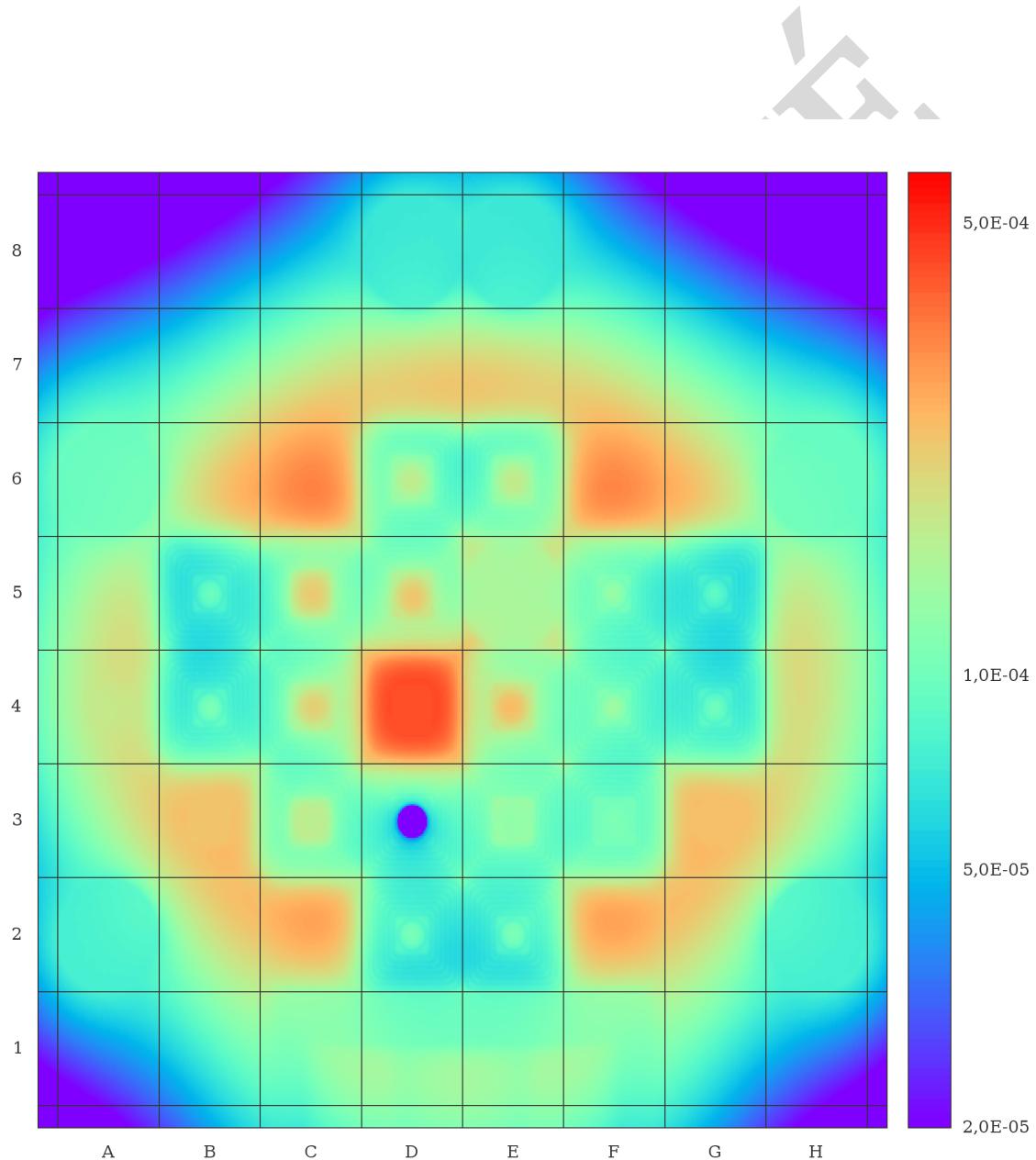
Obr. 21: Kalibrační křivka řídicí tyče R2 (integrální charakteristika)



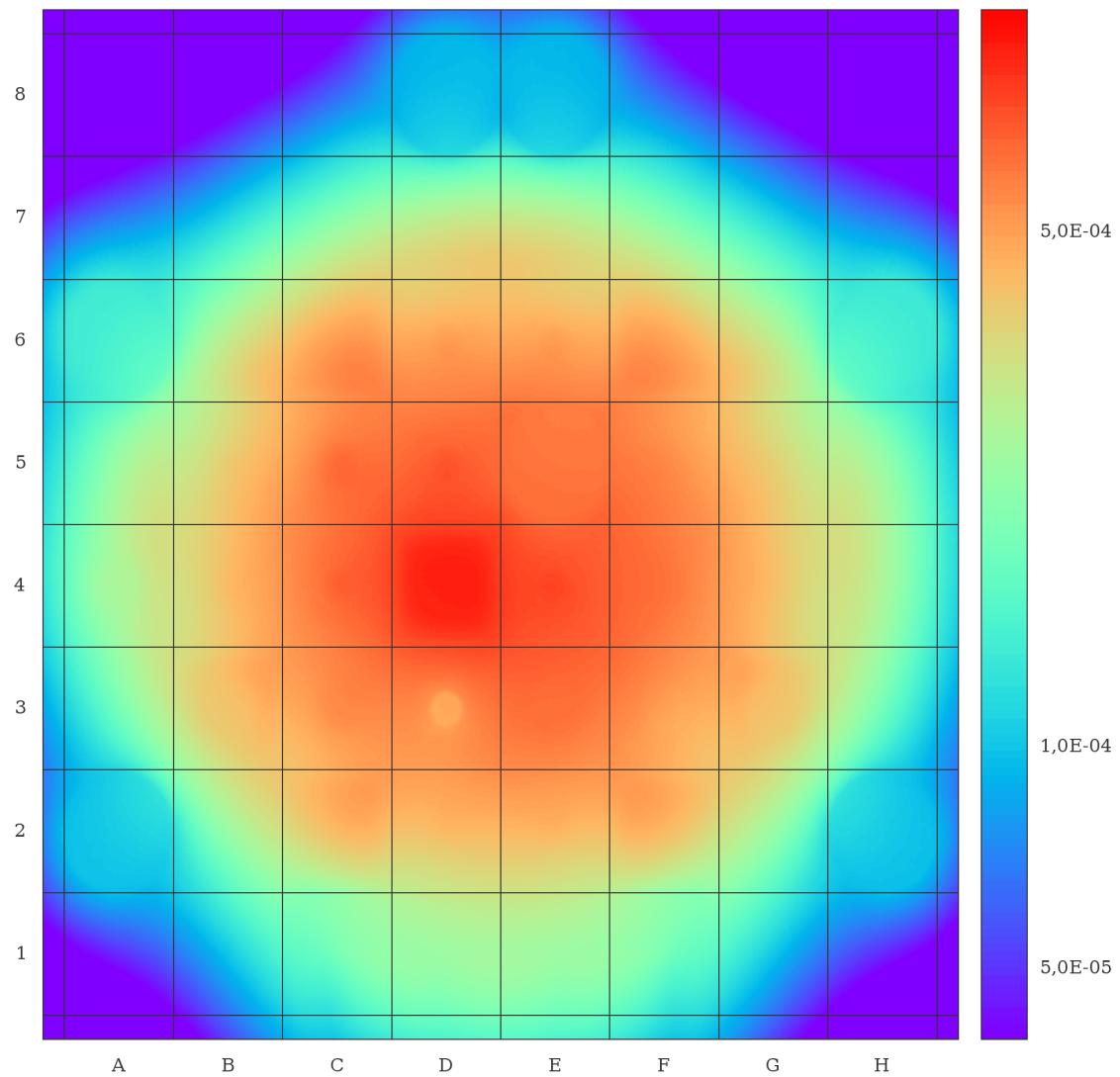
Obr. 22: Porovnání diferenciálních charakteristik řídicích tyčí R1 a R2

Tab. 23: Teplotní koeficienty reaktivity pro AZ C12

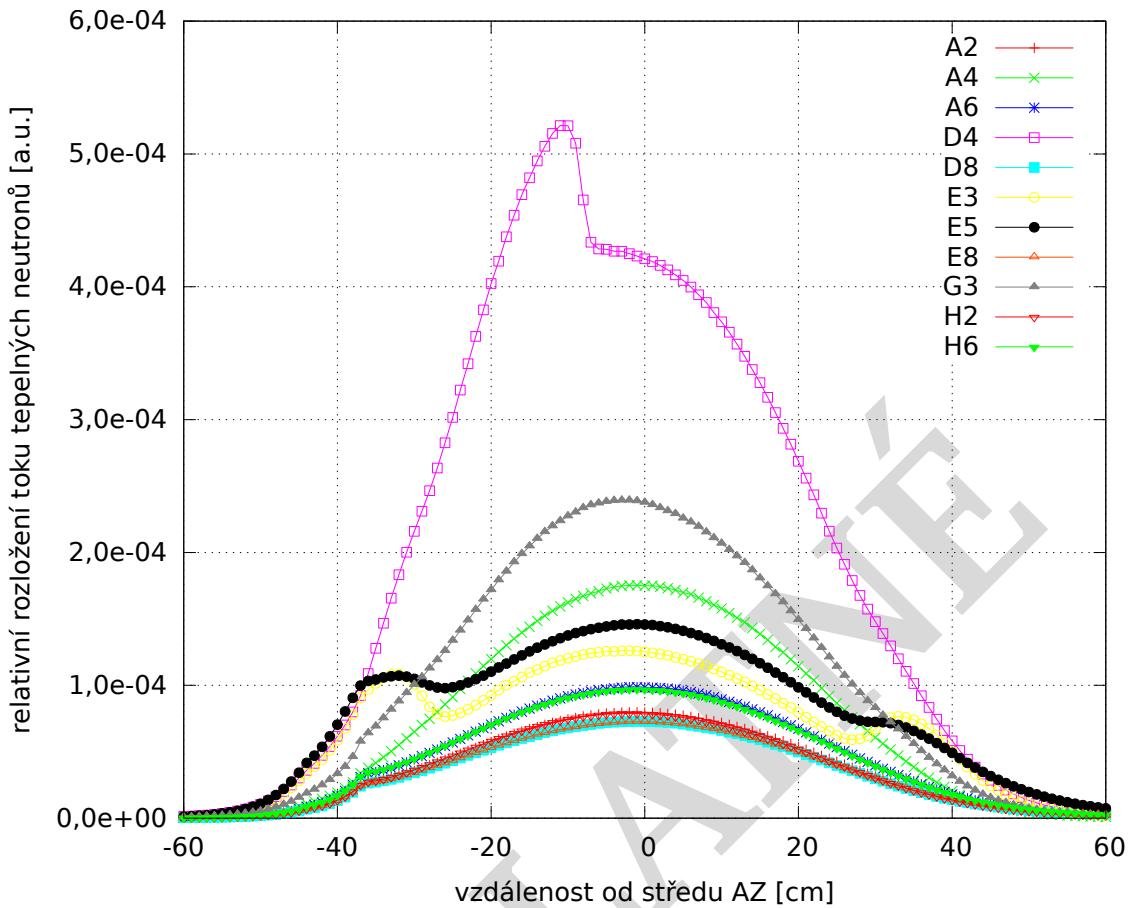
Koeficient	Rozdíl teplot	Hodnota ( $\text{K}^{-1}$ )
MTC	20 °C až 50 °C	$-1,07 \times 10^{-5} \pm 1,41 \times 10^{-6}$
	50 °C až 100 °C	$-1,12 \times 10^{-4} \pm 8,57 \times 10^{-7}$
ITC	20 °C až 50 °C	$-3,27 \times 10^{-5} \pm 1,42 \times 10^{-6}$
	50 °C až 100 °C	$-1,34 \times 10^{-4} \pm 8,60 \times 10^{-7}$



Obr. 23: Radiální rozložení hustoty toku tepelných neutronů (relativní jednotky), tepelná grupa: 0 - 0,6 eV



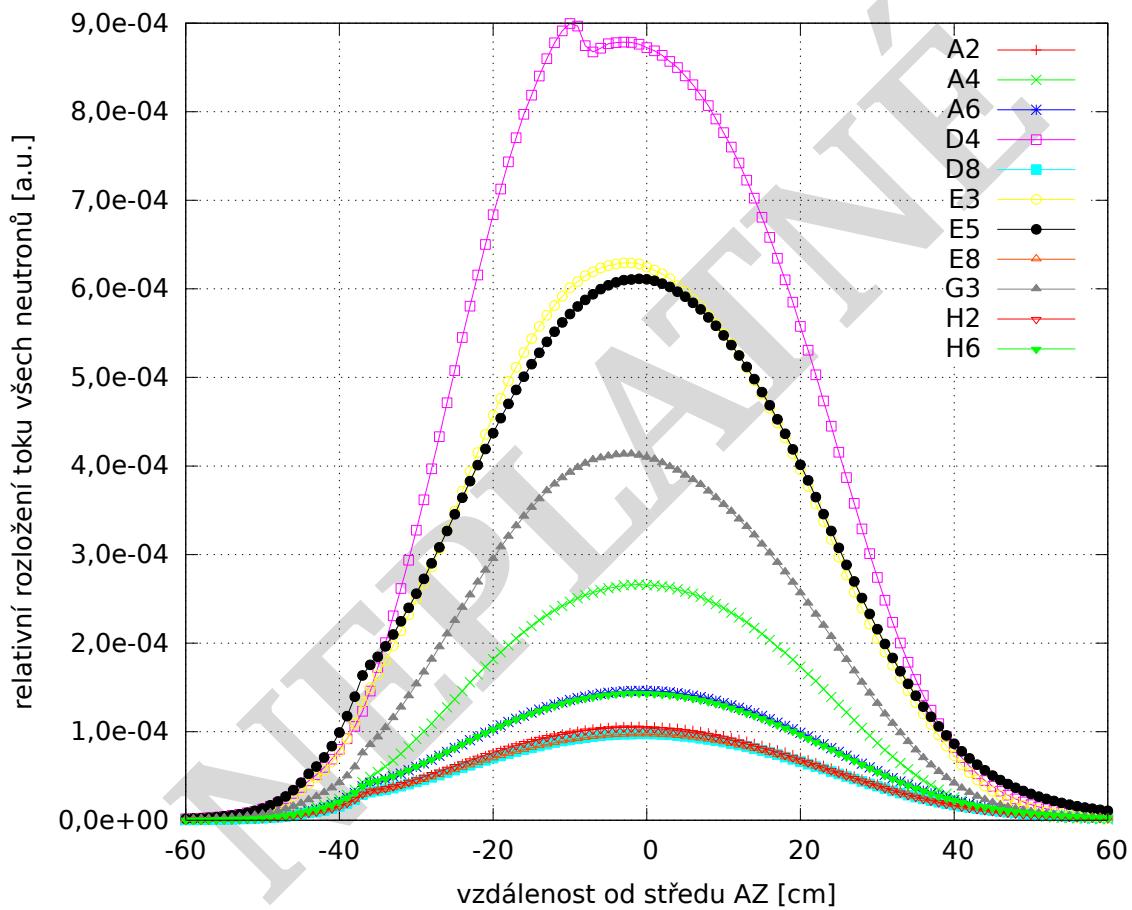
Obr. 24: Radiální rozložení hustoty toku neutronů všech energií (relativní jednotky), rychlá grupa: 0 - 10 MeV



Obr. 25: Axiální rozložení hustoty toku tepelných neutronů ve vertikálních kanálech, tepelná grupa: 0 - 0,6 eV

Tab. 24: Maximální absolutní hustota toku neutronů v AZ C12

Pozice v AZ	Hustota toku neutronů [ $cm^{-2} \cdot s^{-1}$ ]	
	0 - 0,6 eV	0 - 10 MeV
A2	6,59e+09	8,73e+09
A4	1,45e+10	2,20e+10
A6	8,16e+09	1,21e+10
B3	1,93e+10	3,39e+10
C3	1,36e+10	4,57e+10
D4	<b>4,31e+10</b>	<b>7,44e+10</b>
D8	6,03e+09	8,08e+09
E3	1,04e+10	5,21e+10
E5	1,21e+10	5,06e+10
E8	6,01e+09	8,04e+09
G3	1,98e+10	3,42e+10
H2	6,54e+09	8,66e+09
H6	8,04e+09	1,19e+10



Obr. 26: Axiální rozložení hustoty toku neutronů všech energií ve vertikálních kanálech, rychlá grupa: 0 - 10 MeV

## 5.5 Systém řízení reaktivity

Při provozu reaktoru VR-1 je reaktivita systému ovlivňovaná výhradně absorpčními tyčemi typu UR-70 (univerzální regulace 70 mm), které jsou určeny pro použití v bazénových reaktorech s palivem typu IRT-M [45], [46], [47], [48].

Absorpční tyč UR-70 je složena z několika samostatných částí, které jsou rozebíratelně spojeny. Jedná se o:

- Pohon absorpční tyče, kterým se rozumí komplet obsahující všechny mechanismy, ohraničený víkem krokového motoru a bajonetovým závěsem s pojistnou maticí. Jeho délka je 2666 mm, hmotnost 34 kg.
- Absorpční část (aktivní část absorpční tyče) je složena z hliníkové vložky s navinutým kadmiovým plechem o tloušťce 1 mm, uzavřené ocelové trubky, nástavce a koncovky. Délka je 2205 mm, vnější průměr ocelové trubky je 24,5 mm a průměr kadmiového absorbátoru je 20 mm. Hmotnost pohyblivé části je 5,1 kg.
- Vodicí pouzdro absorbátoru je vyrobeno z eloxovaného hliníku. Bajonetovým závěsem je připojeno ke spodnímu konci pohonu a zajištěné převlečnou maticí. Délka je 1846 mm a hmotnost je 1,9 kg.
- Blok řízení tyčí je samostatný celek, který zabezpečuje všechny funkce tyče, tj. řízení krokového motoru, informaci o poloze tyče, ovládání magnetu.

Tyč je zavěšena na pravítku nosného systému regulace, maximální rozměr tyče je  $70 \times 70$  mm, vodicí pouzdro absorbátoru může procházet čtyřtrubkovým nebo šestitrubkovým palivovým článkem, případně maketou palivového článku.

Pohon tyče zajišťuje rotační krokový motor se snímačem polohy pomocí výklopného ozubeného pastorku, který je elektromagnetem udržován v záběru s ozubeným hřebenem nesoucím absorbátor. Při podání bezpečnostního signálu dochází ke ztrátě napájení magnetů, vysmeknutí ozubeného pastorku a zasunutí absorbátoru volným pádem do AZ. Doba pádu absorpčních tyčí do aktivní zóny je kratší než 1,5 s. Pád je zabrzděn progresivním hydraulickým tlumičem. Dolní koncová poloha absorbátoru je světelně signalizována na ovládacím pultu. Tato signalizace představuje doklad o zastavení reaktoru (tyče v dolní koncové poloze), proto je napájena ze systému zajištěného napájení 48 Vss.

Z hlediska řízení reaktoru jsou absorpční tyče akčními orgány ovládacího zařízení a jsou vybranými zařízeními ve smyslu kontroly a řízení jakosti. Jejich výroba, provoz a provozní kontroly se řídí příslušnou dokumentací [42].

Na reaktoru VR-1 je k dispozici celkem 7 absorpčních tyčí UR-70. Tyče jsou konstrukčně shodné, liší se pouze funkcí, která je určována způsobem zapojení do ovládacího zařízení. Tři tyče jsou vždy zapojeny jako tyče bezpečnostní (označené B1, B2 a B3) a dvě tyče jsou vždy regulační (R1 – první regulační a R2 – druhá regulační). Podle typu aktivní zóny a typu prací vykonávaných na reaktoru může být v reaktoru jedna, dvě nebo žádná experimentální tyč (E1, E2), které slouží ke kompenzaci vlivu experimentálního zařízení na reaktivitu, příp. k dobudování AZ do žádoucího tvaru, při dodržení Limitů a podmínek bezpečného provozu [10]. V případě provozu v automatickém režimu je automatický regulátor zapojen na tyč R1.

Vstupními signály z ovládacího zařízení jsou povel k pohybu tyče nahoru či dolů, rychlosť pohybu tyče a napájení magnetu. Rychlosť pohybu absorbátoru je měnitelná v širokém rozsahu podle potřeb provozovatele a povolených maximálních rychlostí změn reaktivity.

Maximální rychlosť se volí pomocí dekadických přepínačů na ovládací jednotce tyče v rozmezí 1 až 29 mm/s. Výstupem do ovládacího zařízení je údaj o poloze tyče v číslicové formě s přesností 1 mm.

Tab. 25: Základní parametry absorpční tyče

Zdvih absorbátoru	704 mm
Rychlosť pohybu absorbátoru	1-29 mm/s
Změna polohy absorbátoru při pootočení motoru o 1 krok	0,5 mm
Max. hmotnosť zdvihaných částí	15 kg
Max. signál napájení motoru	+/-10V
Napájení elektromagnetu	48V
Celková hmotnosť	40,5 kg
Celková délka	4605 mm



Obr. 27: Demontovaná tyč UR-70

## 5.6 Tepelné a hydraulické charakteristiky aktivní zóny

Reaktor VR-1 je reaktor bazénového typu nulového výkonu. Tento design stanovuje důležité parametry tepelné a hydraulické charakteristiky AZ – přirozená cirkulace chladiva, pozdní vliv zpětnovazebních koeficientů a nulové vyhoření paliva. Schopnost měřit ohřátí chladiva (demineralizované vody, dále jen vody) je výrazně ztěžvena nízkými průtokovými rychlosťmi (řádově mm/s), přítomností komplexního trojrozměrného proudění a celkovým nízkým výkonem AZ. Přirozená cirkulace chladiva je dána ohrevem vody díky teplu produkovanému štěpením uranu. Toto teplo je předáváno chladivu, to se ohřívá, stoupá v bazénu vzhůru, zde se ochlazuje a klesá po stranách bazénu dolů pod aktivní zónu. Tím se při stacionárním provozu reaktoru na stálém výkonu ustálí proudění, závislé na hodnotě výkonu AZ. Výpočet teplotních poměrů a parametrů proudění byl proveden kódem RELAP5 [49].

Přechod z paliva IRT-2M (3M) na palivo IRT-4M způsobil pouze minimální rozdíly v analýzách. Fyzikální model zůstává stejný, geometrie paliva jej nezmění. Díky snížení obohacení paliva, resp. snížení hmotnosti  $^{235}\text{U}$  v jednom článku, je třeba k dosažení kritického stavu mít větší množství palivových článků v AZ, měrný výkon na jeden článek se tedy

obecně snižuje. Zachování průtočného průřezu a teplosměnné plochy palivových článků při přechodu na palivo IRT-4M zaručuje dosažení vyšší celkové výkonové rezervy. Mezní teploty důležité pro bezpečný provoz a projektové události jsou

- limitní hodnota teploty na povrchu pokrytí nejztíženějšího palivového článku při ustáleném provozu  $98\text{ }^{\circ}\text{C}$ ,
- pro krátkodobé havarijní stavy nesmí teplota na povrchu překročit  $500\text{ }^{\circ}\text{C}$ ,
- teplota fázové změny pokrytí paliva IRT-4M je  $550\text{ }^{\circ}\text{C}$ , teplota tavení pokrytí je  $580\text{ }^{\circ}\text{C}$ , teplota tavení vlastní uranové matrice  $\text{UO}_2$  je  $2827\text{ }^{\circ}\text{C}$ .

Bezpečnostní analýzy ukazují, že reaktor VR-1 má velkou, bezpečnou výkonovou rezervu konzervativně několik set kW, reálně více než 1 MW – z hlediska termohydrauliky a odolnosti palivových článků by jej bylo možno provozovat ustáleně na výkonu stovek kW. Teplotní poměry v aktivní zóně v závislosti na výkonu reaktoru jsou shrnutý v tab. 26.

Tab. 26: Chování AZ pro ustálené výkonové hladiny reaktoru VR-1.

Výkon	Teplotní a materiálové efekty
2 kW	Maximální ohřátí paliva je cca $2,5\text{ }^{\circ}\text{C}$ , ohřátí chladiva je cca $1,8\text{ }^{\circ}\text{C}$ .
0,65 MW	V nejteplejším místě je dosažena teplota povrchu pokrytí $98\text{ }^{\circ}\text{C}$ .
0,85 MW	V nejteplejším místě dosáhne teplota pokrytí paliva teploty sytosti.
2,5 MW	V nejteplejším místě dosáhne teplota chladiva teploty sytosti.

Z hlediska stacionárního stavu, termohydrauliky a odvodu tepla nepředstavuje reaktor VR-1 bezpečnostní problém. Limitních hodnot se dosahuje při výkonu reaktoru, který je několik řádů vzdálen od výkonu nominálního. Při základních projektových událostech i rozšířených provozních podmínek nemůže dojít k ohrožení pracovníků nebo obyvatel z důvodu tavení AZ a následnému úniku radionuklidů.

## 6 Chladicí systém a vodní hospodářství reaktoru

### 6.1 Technický popis vodního hospodářství reaktoru

Vodní hospodářství zajišťuje tyto provozní funkce:

- udržování potřebné kvality vody v obou reaktorových nádobách (H01 a H02),
- snižování a zvyšování hladiny v obou nádobách, a to od maximální hladiny na úrovni přepadu, až do úplného vyprázdnění,
- přečerpávaní vody z reaktorové nádoby H01 do manipulační H02 nebo zásobní nádoby H03 a naopak,
- ohřev vody v H01 nebo H02 nad teplotu 20 °C, (max 60 °C),
- přečerpání vody z H01 nebo H02 do systému likvidace kapalných odpadů,
- zabezpečení stlačeného vzduchu pro technologické funkce a regeneraci ionexů.

Vodní hospodářství se skládá z těchto hlavních částí:

- zásobní nádrž H03 (ležatá nerezová nádoba o objemu 19 m<sup>3</sup>), která slouží k uchovávání demivody v případě, že některá z nádob H01 nebo H02 musí být vyprázdněna, nádoba je umístěna na podlaží +0,00 v blízkosti demistanice,
- manipulační čerpadlo P01, odstředivé spirálové čerpadlo (0,5 - 2,0 l/s), nasává a přečerpává demivodu z H01 do H02 a zpět přímo nebo přes ohřívák E01,
- čerpadlo P02 čisticího okruhu, odstředivé spirálové čerpadlo (0,5 - 2,0 l/s), slouží k dopravě demivody z H01 do H02 a H03 do demistanice F01 a zpět,
- čerpadlo P03 plnicího okruhu, odstředivé spirálové čerpadlo (0,5 - 2,0 l/s), přečerpává demivodu z H03 do H01 nebo H02 a slouží k odvzdušnění potrubních tras,
- elektrický ohřívák E01 (30 kW), slouží k ohřevu demineralizované vody v H01 a H02; je průtokový s přívodem vody ze spodní části jedním hrdlem a výstupem nahoře dvěma hrdly,
- nerezová vana H04 pod demistanicí je určena ke sběru úkapů z demistanice, odvodu regeneračních roztoků a proplachových vod; do vany je vyvedeno potrubí odběru vzorků demivody z nádoby H03, přepad vody z H03 a drenážní potrubí ucpávky čerpadla P03; výpusť z vany je vedena do systému likvidace kapalných radioaktivních odpadů,
- nerezová vana H05 pod čerpadly je určena k záchytu úkapů demivody z čerpadel a ventilů. Je umístěná pod čerpadly P01 a P02 a pod ventily s elektropohony na technologické plošině +3,60. Výpusť z vany je vedena do systému likvidace kapalných radioaktivních odpadů,
- dvě oběhová čerpadla zajišťující pomalou cirkulaci vody v nádobách H01 a H02 v případě, že v AZ nebo v chránilišti je umístěno palivo. Pomalá cirkulace vody přes palivo má snížit potenciální riziko vzniku koroze na hliníkovém povrchu paliva,

- V celém vodním hospodářství se používají standardní armatury, dálkově nebo ručně ovládané. Plní funkci uzavíracích ventilů, zpětných klapek a pojistného ventilu. Všechny armatury určené pro vodu jsou třídy PN 16 DN 50, příp. DN 25. Armatury určené pro vzduch jsou PN 6.

Součástí vodního hospodářství je velkoplošná obrazovka ve velínu se schématem vodního hospodářství (viz obr. 28). Schéma zobrazuje aktuální stav vodního hospodářství a polohu neutronového zdroje. Schéma je využíváno především jako kontrola nastavení vodních tras a jako pomůcka při výuce. Podrobný popis a technické parametry je možné najít v [50] a [51].

Vzduch pro potřeby zařízení pro vstřelování neutronového zdroje, hladinoměrů a demistanice F01 je odebírána z centrálního rozvodu stlačeného vzduchu v areálu těžkých laboratoří. V případě výpadku tohoto zdroje může obsluha reaktoru použít stlačený vzduch ze záložního kompresoru K01. Všechny důležité součásti rozvodu, včetně kompresoru, jsou umístěny v místnosti č. 090. Stlačený vzduch 0,6 MPa je přiváděn přes uzavírací a zpětné armatury do odlučovačů vlhkosti OVO 150 a dále do vzduchového systému reaktoru.

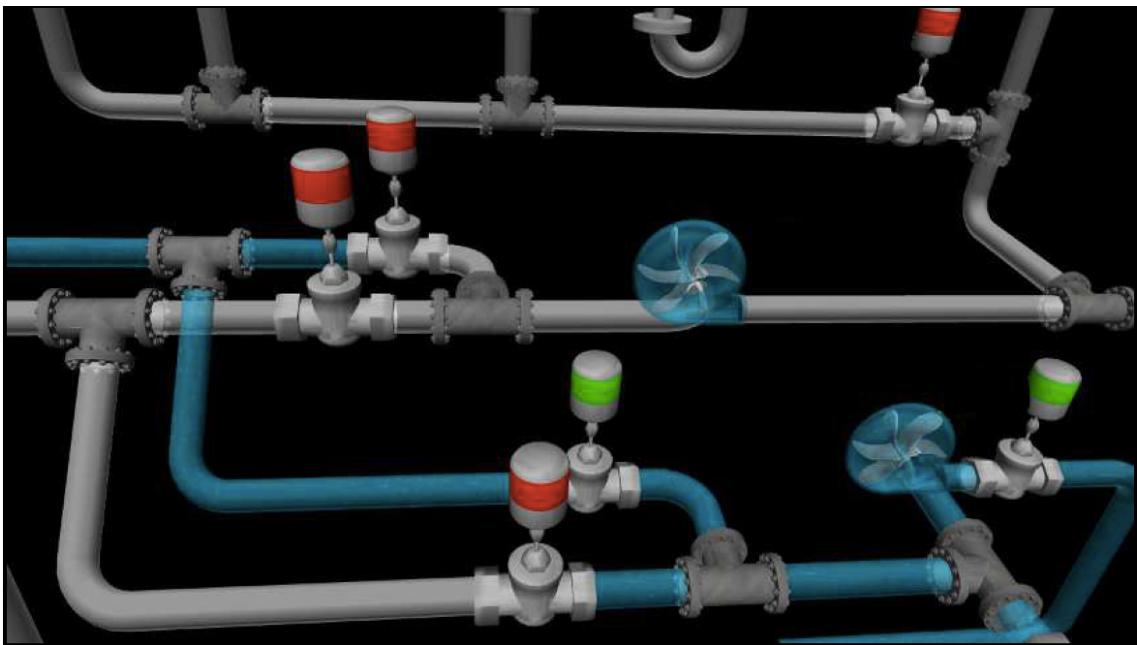
Provozní měření vodního hospodářství poskytuje informaci o stavu a kvalitě demivody. Skládá se z následujících částí:

- měření hladin v H01, H02 a H03 hladinoměry označenými LI 001, LI 002 a LI 003,
- měření vodivosti v nádobě H01 (označení QI 041),
- teploty se měří v nádobách H01, H02, H03 a elektrickém ohříváku E01.

Všechny měřicí a ovládací prvky, mimo ovládání demistanice, jsou soustředěny v rozvaděči ve velínu reaktoru.

Vzhledem ke konstrukci reaktoru a jeho nízkému výkonu, maximálně  $100 \text{ W}_t$  a krát-kodobě  $500 \text{ W}_t$ , nedochází k aktivaci komponent vodního hospodářství a není u reaktoru nutný nucený odvod tepla. Vodní okruh je pouze okruhem manipulačním (přečerpávání vody) a čisticím (úprava vody), který nemá bezprostřední souvislost s jadernou a radiační bezpečností reaktoru. Vliv vodního hospodářství na jadernou bezpečnost je možné uvažovat pouze v následujícím hypotetickém případě. Voda, která se používá v reaktoru, je čistá demineralizovaná  $\text{H}_2\text{O}$  prakticky bez příměsi [10]. V případě chybné manipulace s vodním okruhem, při které by došlo k rozpuštění nějakého materiálu v demineralizované vodě, který se běžně v hale reaktoru používá, vedlo by ke zvýšení absorpce neutronů v moderátoru a tím ke konzervativní odchylce od standardního stavu kritičnosti. Obsluha reaktoru by zaregistrovala zvýšenou vodivost, která je monitorována v průběhu provozu a její informace jsou vyvedeny do velínu reaktoru. Při překročení nastavené hodnoty vodivosti je uvedena do provozu světelná signalizace.

Náhlé zaplavení obnažených palivových článků demivodou (tj. moderátorem) a dosažení nekontrolované štěpné řetězové reakce je prakticky nemožné, protože i ve vyčerpané nádobě H01 jsou v palivu vždy zasunuty absorbátory regulačních tyčí. Za standardního provozu, kdy nádoba H01 je zaplněná vodou, jedinou známou poruchou je, že v důsledku chybné manipulace nebo poruchy aktivních členů vodního hospodářství (armatury nebo čerpadla) dojde k postupnému vyprazdňování nádoby H01. S poklesem hladiny se snižuje i tloušťka vodní vrstvy nad aktivní zónou a tím i stínicí schopnost demivody, což může nepříznivě ovlivnit radiační situaci v okolí reaktoru. Aby k tomu nedošlo, obsluha reaktoru má k dispozici tři nezávislé systémy, které ji na to upozorní. První je samotný fakt, že do nádoby je



Obr. 28: Snímek velkoplošné obrazovky ve velínu se schématem vodního hospodářství.

přímo vidět a při veškerých manipulacích v reaktoru nebo v jejím okolí lze hladinu vody v nádobě vizuálně kontrolovat. Druhým je hladinoměr v nádobě H01, který má vyvedeny informace o výšce hladiny do velínu reaktoru a při snížení pod tzv. „sníženou hladinu“ je spuštěna světelná signalizace. Třetím systémem je gama čidlo radiačního monitorovacího systému RMS pod plošinou nádoby H01, které v případě překročení nastavené signalizační úrovně gama záření nad nádobou H01 uvede do provozu světelnou i zvukovou signalizaci (kap. 12). V případě úplné ztráty primárního chladiva (moderátoru) dojde při provozu k zastavení štěpné řetězové reakce, protože aktivní zóna je navržena jako podmoderovaná. V odstaveném reaktoru ze stejného důvodu způsobí ztráta chladiva prohloubení podkritičnosti. Podrobný popis úpravy vody a její parametry jsou uvedeny v [51]. Vzhledem k nízkému výkonu reaktoru a také nízké koncentraci rozpuštěných látek ve vodě, nedochází během provozu k její výrazné aktivaci. Přípustné chemické parametry moderátoru jsou uvedeny v Limitech a podmínkách [10].

## **7 Zhodnocení technického řešení reaktoru z hlediska jaderné bezpečnosti**

Školní reaktor VR-1 se vyznačuje vysokou inherentní bezpečností a nízkými potenciálními dopady případné havárie (viz kapitola 16). Z tohoto důvodu není reaktor vybaven kontejnментem ani systémem nouzového odvodu tepla. Samotný popis reaktoru je součástí Kap. 5. Systém řízení a ochran je podrobně rozebrán v Kap. 8.

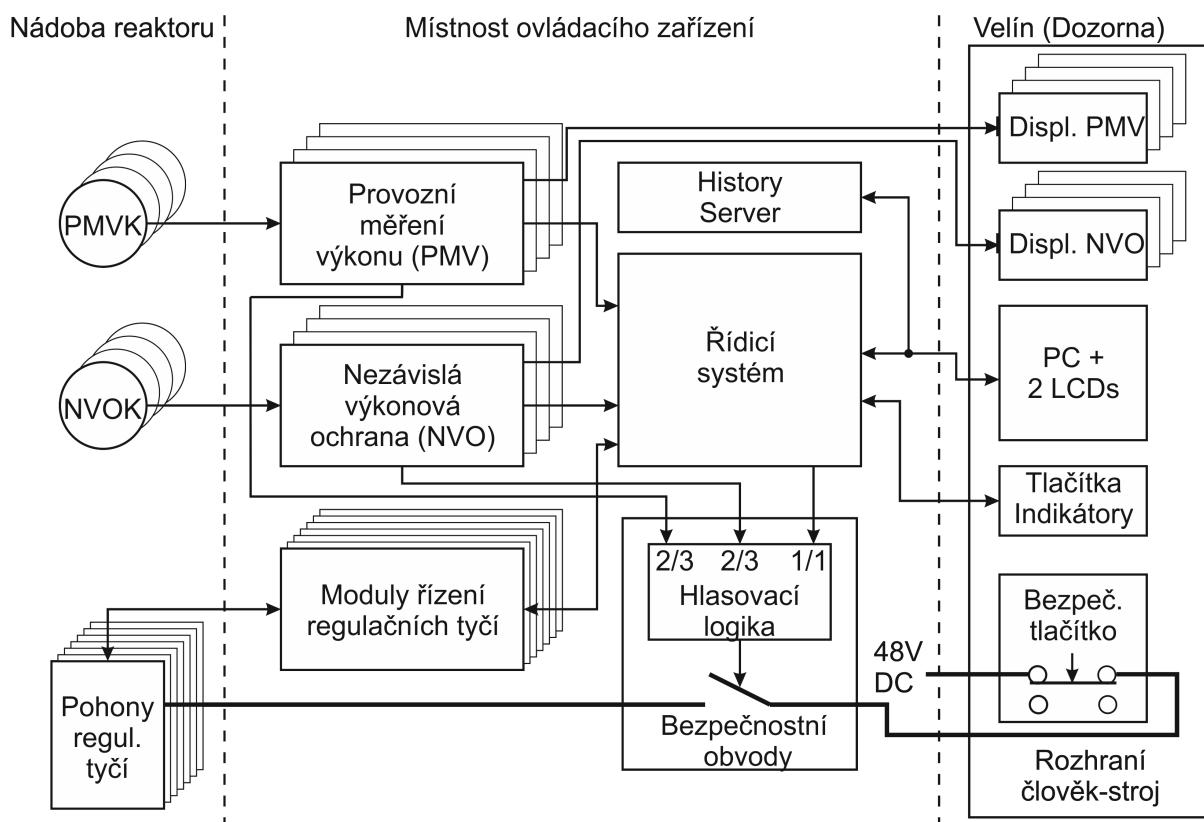
Pro bezpečný provoz školního reaktoru VR-1 je klíčové zajistit za všech okolností odstavení reaktoru a udržení podkritického stavu. Odstavení reaktoru je provedeno pomocí absorpčních tyčí typu UR 70. Každá provozovaná konfigurace aktivní zóny školního reaktoru VR-1 musí být navržena tak, aby kompenzační schopnost absorpčních tyčí bezpečně převyšovala maximální hodnotu kladné reaktivity AZ.

Vzhledem k nízkému výkonu školního reaktoru VR-1 nedochází v AZ ke kumulaci  $^{135}\text{I}$  a  $^{135}\text{Xe}$ . Podobně je to s provozní teplotou, která odpovídá teplotě okolního prostředí. Z těchto důvodů nedochází po odstavení reaktoru k potenciálnímu nárůstu reaktivity v důsledku přeměny  $^{135}\text{Xe}$  a chladnutí AZ. Ze stejného důvodu také jaderné palivo negeneruje žádný zbytkový tepelný výkon, který by bylo nutné odvádět z AZ nuceným prouděním.

# 8 Systém ochran a řízení reaktoru

## 8.1 Celková koncepce systému ochran a řízení

Systém ochran a řízení (SOŘ) jaderného reaktoru slouží k zajištění jaderné bezpečnosti a řízení reaktoru. Na pracovišti jaderného reaktoru VR-1 je tradičně pro systém ochran a řízení používán název ovládací zařízení (OZ). Blokové schéma SOŘ školního jaderného reaktoru VR-1 je na obr. 29. Fotografie SOŘ je pak na obr. 30. SOŘ školního jaderného reaktoru lze z hlediska vlivu na jadernou bezpečnost dělit na tři základní části – ochranný systém, řídící systém a rozhraní člověk-stroj.



Obr. 29: Blokové schéma ovládacího zařízení školního jaderného reaktoru VR-1

### 8.1.1 Ochranný systém

Nejdůležitějším systémem SOŘ z hlediska jaderné bezpečnosti je ochranný systém jaderného reaktoru. Ochranný systém se skládá ze 4 kanálů provozního měření výkonu PMV, 4 kanálů nezávislé výkonové ochrany (NVO) a bezpečnostního řetězce. Aktivní, tj. v režimu „měření“, jsou však nejvíce tři kanály PMV, resp. NVO vyhodnocované v logice „dva ze tří“, čtvrtý kanál je v režimu „záloha“ s rozpojeným bezpečnostním relé a může po přepnutí do režimu „měření“ řídícím počítačem nahradit výpadek jednoho původně aktivního kanálu. Bezpečnostní řetězec kontroluje, aby nemohly 4 kanály PMV nebo NVO být současně v režimu „měření“; v takovém případě dochází k rozpojení bezpečnostního řetězce a odstavení reaktoru.

## Kanály PMV

Kanály PMV založené na průmyslových PC (Personal Computer) doplněných obvody pro zpracování signálů z komor, komunikaci v rámci SOŘ a řízení bezpečnostních signálů (iniciaci bezpečnostní akce) zpracovávají signály ze širokopásmových nekompenzovaných štěpných komor PMVK typu RJ1300 v závislosti na výkonu reaktoru v impulzním, Campbellovském a proudovém režimu, určují v celém výkonovém rozsahu reaktoru jeho očekávaný výkon a rychlosť změny výkonu, porovnávají zjištěné hodnoty s bezpečnostními úrovněmi a pokud tyto úrovně jsou překročeny, rozpojením svých bezpečnostních relé aktivují bezpečnostní řetězec, který v logice „2 ze 3“ rozhoduje o bezpečnostním odstavení reaktoru. Dále posílají provozní data řídicímu systému a na individuální displeje jednotlivých kanálů.



Obr. 30: Fotografie inovovaného SOŘ školního jaderného reaktoru VR-1

## Kanály NVO

Kanály NVO vybavené speciálně vyvinutými obvody na bázi jednočipových mikropočítačů snímají stav reaktoru pomocí bórových komor NVOK typu SNM-12, vyhodnocují signály z komor v impulzním režimu, měří výkon pouze v cca posledních dvou dekádách výkonového rozsahu reaktoru, rovněž vyhodnocují výkon a rychlosť změny výkonu, sledují bezpečnostní úrovně a při jejich překročení rozpojují svá bezpečnostní relé, čímž aktivují bezpečnostní řetězec opět s logikou „2 ze 3“. Dále vysílají zjištěná data řídicímu systému a na své individuální displeje.

## Bezpečnostní řetězec

Bezpečnostní řetězec SOŘ představuje reléový systém s použitím vysoce kvalitních bezpečnostních relé. Zajišťuje vyhodnocování logiky „2 ze 3“ pro bezpečnostní signály z PMV a NVO, dále zpracovává bezpečnostní signál z řídicího počítače v logice „1 z 1“. Pokud bezpečnostní signály „2 ze 3“ PMV nebo „2 ze 3“ NVO nebo bezpečnostní signál od řídicího počítače jsou aktivovány, rozpojí se bezpečnostní řetězec. Tím se přeruší napájení magnetů absorpčních tyčí, tyče spadnou do svých dolních koncových poloh, zastaví štěpnou řetězovou reakci a odstaví reaktor.

## Bezpečnostní a varovné úrovně

SOŘ rozhoduje o bezpečném provozu školního jaderného reaktoru na základě vyhodnocování bezpečnostních proměnných výkonu, rychlosti změny výkonu a odchylky od zadaného výkonu (popsána v kapitole o řídicím systému). Tyto hodnoty porovnává s bezpečnostními úrovněmi a v případě jejich překročení odstavuje reaktor pádem absorpčních tyčí do aktivní zóny. V případě PMV a NVO kanálů je bezpečnostním řetězcem vyhodnocována logika „2 ze 3“, v případě řídicího systému „1 z 1“. Seznam bezpečnostních úrovní je následující:

- 7,5E8 imp./s (PMV), 1,5E8 imp./s (řídicí systém), resp. 5E3 imp./s (NVO) pro výkon,
- +6 %/s (PMV, NVO i řídicí systém) pro rychlosť změny výkonu,
- +25 % pro odchylku od zadaného výkonu (vyhodnocuje pouze řídicí systém).

Uvedené hodnoty bezpečnostních a varovných úrovní jsou implicitně nastaveny po spuštění SOŘ nebo po provedení příkazu KONTROLA. Obsluha reaktoru může pomocí příkazu NASTAV z klávesnice rozhraní člověk-stroj určit přísnější bezpečnostní a varovné úrovně.

Implicitně nastavená bezpečnostní úroveň výkonu pro řídicí systém je 1,5E8 imp./s a její zvýšení na hodnotu 7,5E8 imp./s (jediná situace, kdy je možné zadat méně přísnou bezpečnostní úroveň) je třeba provést manuálně v příkazu NASTAV. Důvodem pro toto řešení je skutečnost, že trvalý maximální nominální výkon reaktoru je 1E8 imp./s (cca 100 W) a pouze po stanovenou dobu během roku (70 hodin) za dodržení dalších bezpečnostních opatření je možné reaktor provozovat až do výkonu 5E8 imp./s (cca 500 W), tomu odpovídá bezpečnostní úroveň pro výkon reaktoru 7,5E8 imp./s (1,5krát vyšší než nominální výkon 5E8 imp./s). Řešení s nutností ručně nastavit vyšší bezpečnostní úroveň pro případ provozu na výkonu 5E8 imp./s bylo zvoleno proto, aby si operátor uvědomil výjimečnost situace a byl upozorněn na to, že má provést i další opatření spojená s provozem na této zvýšené výkonové úrovni.

Významně nižší hodnota bezpečnostní úrovně kanálů NVO oproti PMV je způsobena tím, že kanály NVO využívají signály z komor umístěných pod dnem nádoby reaktoru vzdálených od aktivní zóny a s výrazně menší citlivostí než u kanálů PMV.

Bezpečnostní odstavení reaktoru může nastat nejen při překročení uvedených bezpečnostních proměnných (výkon, rychlosť, odchylka), ale i při celé řadě provozních či poruchových stavů SOŘ, které vyhodnocuje řídicí systém reaktoru.

Dále má SOŘ implementovány varovné úrovně nastavené přísněji než bezpečnostní. Jejich účelem je aktivovat varovné signály a tím upozornit operátora, že se přibližuje

k bezpečnostním úrovním a měl by neprodleně zahájit takové činnosti, které povedou k obnovení standardních provozních stavů, jinak bude reaktor při dosažení bezpečnostních úrovní odstaven. Seznam varovných úrovní je následující:

- 6,25E8 imp./s (PMV), 1,25E8 imp./s (řídicí systém), resp. 4,166E3 imp./s (NVO) pro výkon,
- +4 %/s (PMV, NVO i řídicí systém) pro rychlosť změny výkonu,
- +10 % pro odchylku od zadaného výkonu (vyhodnocuje pouze řídicí systém).

Pokud je dosaženo varovných úrovní, tak není možné zvyšovat zadaný výkon ani zvyšovat polohy absorpčních tyčí.

### 8.1.2 Řídicí systém

V inovovaném SOŘ je řídicí systém realizován na základě jednoho počítače (průmyslové PC), který zastává funkce tří komunikačních počítačů v původním SOŘ před jeho inovací.

Řídicí systém přijímá data z kanálů PMV a NVO, provádí vyhodnocování stavu reaktoru a v případě překročení bezpečnostních úrovní (znovu testuje i data z jednotlivých kanálů PMV a NVO s logikou „2 ze 3“) nezávisle na PMV nebo NVO odstavuje reaktor pomocí svého bezpečnostního relé vyhodnocovaného bezpečnostním řetězcem v logice „1 z 1“. Rovněž vypočítává střední hodnoty výkonu a rychlosti změny výkonu, které pak předává rozhraní člověk-stroj, porovnává s varovnými a bezpečnostními úrovněmi, generuje varovný nebo bezpečnostní signál, pokud jsou příslušné úrovně překročeny.

Řídicí systém ovládá na základě příkazů z rozhraní člověk-stroj hodnotu zadaného výkonu, vypočítává odchylku od zadaného výkonu (procentuální odchylka skutečného výkonu od zadaného); je-li její hodnota vyšší než bezpečnostní úroveň, provede prostřednictvím bezpečnostního řetězce odstavení reaktoru. Řídicí systém rovněž testuje odchylky vyhodnocovaných dat mezi jednotlivými kanály PMV, na jejich základě rozhoduje o důvěryhodnosti dat a řídí konfiguraci kanálů PMV, případně odstavuje reaktor, pokud nedokáže systém PMV uspokojivě rekonfigurovat. Řídicí počítač rovněž vyhodnocuje stavy provozu reaktoru (poloha tyčí, poloha neutronového zdroje, stav technologie) a v případě nutnosti odstavuje reaktor.

Systém přijímá příkazy od rozhraní člověk-stroj a provádí je za předpokladu, že jsou splněny podmínky pro jejich vykonání.

Řídicí systém ovládá polohy absorpčních tyčí a zajišťuje funkci automatického regulátoru výkonu reaktoru.

### 8.1.3 Absorpční tyče

Štěpnou řetězovou reakci v jaderném reaktoru řídí absorpční tyče. V reaktoru může být podle konfigurace aktivní zóny 5 až 7 tyčí. Tyče jsou konstrukčně shodné, jejich funkce je definována podle připojení k SOŘ. V rámci SOŘ rozlišujeme 3 různé typy tyčí dle funkce – bezpečnostní, experimentální a regulační. Bezpečnostní tyče jsou 3 (B1 až B3), za standardního provozu jsou vytaženy do horních koncových poloh a po odpojení napájení magnetů tyčí spadnou (spolu s ostatními tyčemi) do aktivní zóny a zastaví štěpnou řetězovou reakci. Experimentální tyče mohou být 0 až 2 (E1, E2) podle konfigurace aktivní zóny a slouží k vykompenzování vlivu experimentálních zařízení v reaktoru na reaktivitu. V režimu OZ

„standard“ se tyče vysunou do předem nastavených horních koncových poloh a zůstávají tam po celou dobu provozu. V režimu OZ „dynamické experimenty“ (DE), resp. „základní kritický experiment“ (ZKE) je možné pohybovat tyčemi E1 a E2, resp. i B1 až B3. Dvě regulační tyče (R1, R2) řídí štěpnou reakci. Využívá je pro řízení i automatický regulátor výkonu reaktoru.

Polohy absorpčních tyčí jsou nastavovány krokovými motory, které jsou řízeny pomocí PLC Simatic S7-200. Komunikace mezi řídicím systémem a PLC jednotlivých tyčí je zajišťována sběrnicí Profibus.

#### 8.1.4 Rozhraní člověk-stroj

Pomocí rozhraní člověk-stroj (human machine interface - HMI) řídí operátor jaderný reaktor. HMI se skládá z počítače, pultu operátora (Obr. 31) se dvěma monitory pro alfanumerickou komunikaci a grafické zobrazení dat, individuálními displeji pro sledování hodnot z jednotlivých kanálů PMV a NVO, klávesnicí pro zadávání příkazů, tlačítka, indikátory, myší a tiskárnou (resp. notebookem, který ji nahrazuje).

Řídicí systém předává HMI data o stavu reaktoru. Jsou to průměrný výkon, průměrná rychlosť změny výkonu reaktoru, odchylka od zadaného výkonu, stav systému – údaje o kanálech, zda jsou v režimu „měření“, „záloha“, resp. poruše a hlášení o dosažení varovných nebo bezpečnostních úrovní. Zároveň přijímá přes HMI příkazy z klávesnice a tlačítek na pultu operátora a vykonává příslušné činnosti, pokud jsou povoleny.



Obr. 31: Fotografie pultu operátora rozhraní člověk-stroj

Komunikace mezi operátorem a HMI probíhá pomocí klávesnice a ovládacích tlačítek. Operátor má na jednom monitoru v grafické podobě k dispozici informace o stavu SOŘ

(provozní stav systému, varovné a havarijní signalizace, časový průběh výkonu reaktoru, eventuálně další zvolené parametry apod.). Druhý monitor pak funguje jako alfanumerická konzole, kde jsou zobrazována hlášení systému a pomocí ní zadává operátor SOŘ příkazy. V případě výpadku jednoho z monitorů lze důležité informace převést z nefunkčního monitoru na monitor funkční. Jazyk uživatelského rozhraní je volitelný – český nebo anglický.

Velmi důležitým tlačítkem na pultu operátora je tlačítko pro manuální odstavení reaktoru, po stisknutí tohoto tlačítka dochází k okamžitému odstavení reaktoru. Toto tlačítko pro odstavení není však v SOŘ jediné, další tlačítko je nad bazénem s aktivní zónou, u radiálního kanálu na dolním podlaží, v místnosti SOŘ a před vstupem do reaktorové haly pro odstavení reaktoru v případě nemožnosti pobývat v hale reaktoru.

Dále je na pultu operátora indikace dolních koncových poloh absorpčních tyčí. Toto jednoduché zařízení skládající se z koncových spínačů v tělesech absorpčních tyčí, propojovaných vodičů, zdroje napájení a LED indikátorů signalizuje dolní koncové polohy absorpčních tyčí. Pokud jsou indikátory aktivní (svítí), je reaktor bezpečně odstaven.

Systém HMI poskytuje rovněž varovnou a bezpečnostní signalizaci, která je optická i akustická. Varovné signály jsou zobrazovány na grafickém monitoru žlutě, bezpečnostní červeně. Varovná akustická signalizace poskytuje příjemnější a bezpečnostní méně příjemný zvukový signál. Na pultu operátora jsou individuální displeje kanálů PMV a NVO. Tyto displeje jsou spojeny s příslušnými kanály pomocí vláknové optiky a jsou z nich i napájeny. V případě selhání řídicího systému nebo rozhraní člověk-stroj (oba systémy nejsou redundantní), poskytují tyto displeje informace o výkonu a rychlosti změny výkonu reaktoru.

Systém HMI byl v rámci inovace doplněn tzv. history serverem, který zaznamenává všechna provozní data i zadávané příkazy v rámci SOŘ. Systém uchovává kompletní provozní historii SOŘ a reaktoru. Lze ho využívat pro vyhodnocování experimentů, dokládání bezpečného provozu reaktoru nebo pro účely kalibrace.

HMI je propojen s počítačem pro vyhodnocování experimentů v dozorně (velínu) reaktoru pomocí jednosměrné optické linky (od HMI k počítači), protože počítač je připojen ke standardní fakultní počítačové síti a HMI spolu s celým SOŘ je třeba chránit proti virům nebo spyware z počítačové sítě. Na počítač je pak možné přenášet online data z provozu reaktoru nebo data uložená na history serveru a provádět jejich další zpracování nebo přenos dle potřeby.

### 8.1.5 Systém zálohovaného napájení

Ovládací zařízení reaktoru je napájeno systémem zálohovaného napájení 230 V<sub>st</sub> a 48 V<sub>ss</sub>. Systém zálohovaného napájení 230 V<sub>st</sub> je tvořen šesti zdroji zálohovaného napájení pro počítače (UPS - Uninterruptable Power Supply). UPS1 až UPS4 napájejí vždy dvojici kanálů PMV1/NVO1 až PMV4/NVO4 včetně jejich individuálních displejů na pultu operátora. UPS5 poskytuje napájení řídicímu systému a UPS6 pak rozhraní člověk-stroj (HMI). Server pro záznam historie provozu reaktoru (history server) pak používá svou nezávislou jednotku UPS. Zálohované napájení 48 V<sub>ss</sub> je tvořeno čtyřmi bezúdržbovými akumulátory zapojenými do série a nabíječkou.

V závislosti na stavu nabití UPS systém zálohovaného napájení zajišťuje normální provoz reaktoru až po dobu 10 minut po ztrátě napětí v síti. Dále zálohovaný systém napájení zajišťuje nepřetržitou funkci provozního měření výkonu, nezávislé výkonové ochrany a signalizace dolních poloh absorpčních tyčí minimálně po dobu dalších 20 minut po

odstavení reaktoru z důvodu ztráty napětí v síti. Informace o stavu systému napájení jsou vyvedeny na pult operátora a do řídicího systému reaktoru.

## 8.2 Ochranný systém pro spouštění systému rychlého odstavení jaderného reaktoru a pro spouštění a řízení zásahů výkonných bezpečnostních systémů

Ochranný systém školního jaderného reaktoru se skládá z kanálů PMV, NVO a bezpečnostního řetězce. Kanály PMV a NVO jsou redundantní, systém obsahuje 4 kanály PMV a 4 kanály NVO s tím, že vždy trojice kanálů PMV a NVO je v režimu „měření“, měří výkon a rychlosť změny výkonu reaktoru, na jejich základě vyhodnocuje bezpečnostní signály a řídí svá bezpečnostní relé, čtvrté kanály jsou v režimu „záloha“ s trvale rozpojenými bezpečnostními relé připraveny přejít do režimu „měření“ na příkaz řídicího systému reaktoru, pokud by některé z kanálů v režimu „měření“ ztratil svou funkčnost. Kanály v režimu „měření“ generují dle aktuálního provozního stavu bezpečnostní signály pomocí stavu svých bezpečnostních relé. Pokud je provozní stav v rámci bezpečnostních úrovní, mají sepnutá svá bezpečnostní relé. V případě překročení bezpečnostních úrovní kanály svá bezpečnostní relé rozepínají a tím generují bezpečnostní signál. Důvodem generování bezpečnostních signálů může být v případě kanálů PMV a NVO překročení bezpečnostní úrovně pro výkon reaktoru nebo rychlosť změny výkonu reaktoru. Kanály PMV a NVO v „záloze“ rovněž měří výkon a rychlosť změny výkonu reaktoru, svá bezpečnostní relé mají trvale rozepnuta.

Bezpečnostní signály jsou pak vedeny do bezpečnostního řetězce, který je pro kanály PMV i NVO vyhodnocuje v logice „2 ze 3“. Je-li podmínka „2 ze 3“ pro kanály PMV nebo NVO splněna, provádí se inicializace bezpečnostní funkce odstavení reaktoru. Přeruší se napájení absorpčních tyčí, které spadnou do aktivní zóny a reaktor odstaví.

Ochranný systém splňuje kritérium jednoduché poruchy, kanály PMV a NVO jsou redundantní a nezávislé (galvanické oddělení, komunikace s řídicím počítačem pomocí vláknové optiky), 4 kanály PMV a 4 kanály NVO. Jednoduchá porucha může vyřadit nejvíce jeden kanál PMV nebo NVO. Bezpečnostní řetězec má ve své logice vždy kontakty dvojice relé v sérii, jednoduchá porucha může způsobit nechtěné sepnutí maximálně jednoho relé, druhé v sérii zůstane rozpojeno. Rovněž zálohované napájení 230 V<sub>st</sub> kanálů PMV a NVO je redundantní – 4 jednotky UPS, každá napájí jeden páru PMV a NVO. V případě jednoduché poruchy UPS ztrácí funkčnost 1 páru PMV a NVO, zbývající 3 páry zůstávají funkční. Výpadek napájení 48 V<sub>ss</sub>, které redundantní není, může způsobit nefunkčnost bezpečnostního řetězce, ale zároveň způsobí přerušení napájení absorpčních tyčí, jejich pád do aktivní zóny reaktoru, zastavení štěpné řetězové reakce a odstavení reaktoru.

Funkce ochranného systému reaktoru je podporována i řídicím systémem. Řídicí systém jaderného reaktoru vyhodnocuje bezpečnostní signály od výkonu a rychlosti změny výkonu na základě dat, která přijímá z kanálů PMV a NVO. Pokud „2 ze 3“ kanálů PMV nebo NVO překračují některou bezpečnostní úroveň, aktivuje svůj bezpečnostní signál opět na bázi rozepnutí bezpečnostního relé. Tento bezpečnostní signál je bezpečnostním řetězcem vyhodnocován v logice „1 z 1“ (řídicí systém má jen jeden kanál, není redundantní) a pokud je bezpečnostní signál od řídicího systému aktivní, dochází neprodleně k iniciaci bezpečnostní funkce – přerušení napájecího napětí absorpčních tyčí, jejich pád do aktivní zóny a odstavení reaktoru.

Ochranný systém jaderného reaktoru využívá počítačovou technologii a software. Při vývoji software byla důsledně prováděna jeho verifikace a po instalaci software na cílový hardware byl ochranný systém důsledně validován simulací vstupních signálů z neutronových komor (impulzy z frekvenčního generátoru a proud z proudového generátoru) a testováním správné odezvy systému, bylo prověřeno i správné generování varovných a bezpečnostních signálů. Na závěr byla prováděna validace celého systému SOŘ včetně řídicího systému a rozhraní člověk-stroj opět simulací vstupních signálů z komor a testování správné odezvy celého systému včetně prověření všech bezpečnostních funkcí.

### 8.3 Systémy zajišťující bezpečné odstavení jaderného reaktoru

Systém zajišťující bezpečné odstavení reaktoru (výkonné prvky ochrany) je tvořen absorpčními tyčemi reaktoru. Reaktor obsahuje minimálně 5, maximálně 7 absorpčních tyčí. Vždy má osazený 3 bezpečnostní a 2 regulační tyče. Experimentální (kompenzační) tyč nemusí být osazena žádná, může však být použita i jedna nebo dvě experimentální tyče v závislosti na konfiguraci aktivní zóny reaktoru.

Absorpční tyče mají ve svém mechanizmu tyč s ozubením a ozubený pastorek. Pastorek je otáčen krokovým motorem tyče a posouvá tyč s ozubením, na kterou je připojen kadmiový absorbátor, nahoru nebo dolů. Vazba mezi tyčí s ozubením a pastorkem je zajišťována elektromagnetickou silou, která zajišťuje mechanický kontakt mezi oběma komponentami. Pokud je přerušeno napájení tyče, pérový mechanizmus vzdálí pastorek od tyče s ozubením, ta pak není udržována ve své poloze a padá spolu s absorbátorem gravitační silou do své dolní koncové polohy. Tím se zavádí záporná reaktivita do aktivní zóny reaktoru a provádí se jeho odstavení.

### 8.4 Informační systémy důležité z hlediska jaderné bezpečnosti

Většinu informací důležitých z hlediska jaderné bezpečnosti poskytuje HMI. Zde jsou dostupné informace o průměrném aktuálním výkonu, rychlosti změny výkonu reaktoru, odchylce od zadaného výkonu, poloze absorpčních tyčí, varovných a bezpečnostních signálech, režimu provozu a režimu OZ, časovém průběhu výkonu i dalších zvolených parametrech.

HMI získává data z řídicího systému, oba systémy nejsou redundantní (pouze jeden řídicí systém a jeden HMI) a v případě jednoduché poruchy v některém z nich se ztrácí výše uvedené informace. Proto je rozhraní člověk-stroj vybaveno individuálními displeji kanálů PMV a NVO (celkem 8 displejů). Tyto LED displeje jsou připojeny optickými linkami k příslušným kanálům, napájení dostávají rovněž od nich a poskytují informace o výkonu a rychlosti změny výkonu. V případě jednoduché poruchy se ztratí informace z nejvýše jednoho displeje, ostatní zůstávají provozuschopné.

Důležitým informačním systémem jsou také indikátory dolních koncových poloh absorpčních tyčí. Tyto indikátory jsou nezávislé na počítačových systémech, jsou tvořeny mechanickými koncovými spínači v tělesech absorpčních tyčí, propojovací kabeláží, napájecím zdrojem (zálohovaných  $48\text{ V}_{ss}$ ) a zobrazovači stavu na bázi LED. Pokud svítí všechny zobrazovače, jsou všechny tyče v dolních koncových polohách (eventuálně jedna absorpční tyč nemusí být v dolní koncové poloze z důvodu jednoduché poruchy) a reaktor je bezpečně odstaven.

## 8.5 Ostatní systémy důležité z hlediska jaderné bezpečnosti

Dalšími systémy důležitými z hlediska jaderné bezpečnosti jsou obvody řízení absorpčních tyčí. Tyto obvody na příkaz z řídicího systému zajišťují ovládání pohybu absorpčních tyčí, dále snímají jejich polohy a předávají je řídicímu systému. Skládají se z PLC Siemens Simatic S7-200 a výkonové elektroniky pro ovládání krokových motorů. Obvody řízení absorpčních tyčí umožňují nastavení maximální rychlosti pohybu tyčí a tím omezují maximální rychlosť zvyšování reaktivity, která smí být maximálně  $0,1 \beta_{ef}/s$ .

Z hlediska jaderné bezpečnosti je důležitý i zálohovaný systém napájení SOŘ. SOŘ je napájen systémem zálohovaného napájení 230 V<sub>st</sub> a 48 V<sub>ss</sub>. Systém zálohovaného napájení 230 V<sub>st</sub> je tvořen šesti zdroji zálohovaného napájení pro počítače (UPS). UPS1 až UPS4 napájejí vždy dvojice kanálů PMV1/NVO1 až PMV4/NVO4 včetně jejich individuálních displejů na pultu operátora. Jednoduchá porucha v systému UPS, vyřadí nejvýše jednu UPS a jeden páru kanálů PMV/NVO. Ostatní budou dále plnit své funkce. UPS5 poskytuje napájení řídicímu počítači a UPS6 pak rozhraní člověk-stroj (HMI). Server pro záznam historie provozu reaktoru (history server) pak používá svou nezávislou jednotku UPS. Zálohové napájení 48 V<sub>ss</sub> je tvořeno čtyřmi bezúdržbovými akumulátory zapojenými do série a nabíječkou.

## 8.6 Řídicí systémy podílející se na zajišťování jaderné bezpečnosti

Řídicí systém SOŘ školního reaktoru VR-1 zajišťuje jeho provoz. Přijímá data z kanálů PMV a NVO, vypočítává průměrný výkon a průměrnou rychlosť změny výkonu, určuje další bezpečnostní proměnnou pro provoz reaktoru – odchylku od zadaného výkonu. Systém řídí pohyb absorpčních tyčí buď na pokyn operátora reaktoru z HMI, nebo sám při funkci automatického regulátoru výkonu. Řídicí systém také přijímá příkazy z HMI, jsou-li povolené, tak je vykonává, jinak předá rozhraní člověk-stroj informaci – nelze vykonat. Řídicí systém zajišťuje celou řadu bezpečnostních funkcí – viz dále. Řídicí systém je realizován průmyslovým PC.

Řídicí systém rovněž poskytuje celou řadu bezpečnostních funkcí. Porovnává přijatá data z kanálů PMV a NVO se svými bezpečnostními úrovněmi a v logice „2 ze 3“ generuje bezpečnostní signál od překročení maximálního výkonu reaktoru nebo maximální rychlosť změny výkonu reaktoru. Bezpečnostní signál je generován ovládáním bezpečnostního relé řídicího systému, rozepnuté relé indikuje generování bezpečnostního signálu. Bezpečnostní signál je pak veden do bezpečnostního řetězce a vyhodnocován v logice „1 z 1“ (řídicí systém není redundantní, pouze jeden kanál). Dále řídicí systém vypočítává odchylku od zadaného výkonu a porovnává ji s varovnou a bezpečnostní úrovněmi, při překročení generuje varovný nebo bezpečnostní signál (opět rozpojení bezpečnostního relé).

Řídicí systém sleduje další provozní parametry – povinné horní koncové polohy příslušných absorpčních tyčí při provozu reaktoru, neutronový zdroj v aktivní zóně během spouštění reaktoru, před přechodem do provozu bylo pohybováno regulační tyčí R2 (jinak překročen maximálně povolený provozně uvolnitelný přebytek reaktivity  $0,7 \beta_{ef}$ ), kontrola minimálního výkonu kanálů NVO při dosažení výkonu  $5E7 \text{ imp./s}$  na kanálech PMV, minimální výkon reaktoru během provozu, přiměřené odchylky měření výkonu mezi kanály PMV, funkční komunikace s řídicími obvody absorpčních tyčí. Pokud některý ze sledovaných parametrů není dodržen, dochází opět ke generování bezpečnostního signálu řídicím systémem rozpojením jeho bezpečnostního relé a k odstavení reaktoru.

Řídicí systém komunikuje s ochranným systémem (kanál PMV a NVO) pomocí vláknové optiky. Většina komunikace je ze strany PMV nebo NVO do řídicího počítače. Nicméně řídicí počítač může posílat data i do kanálů PMV a NVO. V tomto případě se jedná např. o nové hodnoty varovných a bezpečnostních úrovní, ale kanály PMV/NVO akceptují jen stejné nebo přísnější než standardní úrovně. Dále řídicí systém může posílat požadavek na potlačení (bypass – přemostění) bezpečnostního signálu od rychlosti změny výkonu pro kanály PMV/NVO (např. po vstřelení neutronového zdroje při experimentu source jerk), po 20 s musí řídicí systém zrušit toto potlačení bezpečnostního signálu. Pokud tak neučiní, kanály PMV/NVO toto potlačení zruší samy po 25 s.

## 8.7 Prostředky a opatření pro diverzní iniciaci a řízení bezpečnostních funkcí

Kanály PMV a NVO jako součást ochranného systému jsou diverzními systémy pro iniciaci bezpečnostní funkce – odstavení reaktoru pádem absorpčních tyčí. Kanály PMV a NVO jsou diverzní jak z hlediska svých senzorů, tak technického i programového vybavení.

Kanály PMV používají pro měření hustoty neutronového toku štěpné komory RJ1300, které pracují podle výkonu reaktoru buď v impulzním, Cambellovském nebo stejnosměrném proudovém režimu a v plném rozsahu pokrývají měření výkonu reaktoru. Technické vybavení kanálu PMV představuje průmyslové PC s mikroprocesorem Intel Pentium doplněné některými speciálními obvody pro vyhodnocování signálu z neutronové komory, komunikaci a řízení bezpečnostního relé. Programové vybavení bylo vyvinuto firmou dataPartner České Budějovice.

Kanály NVO měří hustotu neutronového toku pomocí bórových komor SNM12, které pracují jen v impulzním režimu a pokrývají pouze 2 nejvyšší dekády výkonového rozsahu reaktoru. Technické vybavení je založeno na speciálně vyvinuté elektronice s použitím jednočipových mikropočítačů Silicon Laboratories kompatibilních s I8051 a programovatelných obvodů doplněných analogovou elektronikou pro zpracování signálu z neutronové komory. Programové vybavení bylo připraveno v rámci řešení dizertační práce na Katedře jaderných reaktorů FJFI ČVUT v Praze.

Vývoj software obou systémů byl doprovázen jejich verifikací, na závěr po instalaci software na hardware příslušných kanálů byla provedena jejich validace.

Vzhledem k odlišnému technickému vybavení kanálů PMV a NVO (mikroprocesory Intel Pentium versus jednočipové mikropočítače Silicon Laboratories kompatibilní s I8051) byly pro vývoj software v PMV a NVO kanálech použity zásadně odlišné nástroje (kompilátory, linkery, knihovny), což rovněž přispívá ke zvýšení jejich diverzity. Popsaná diverzita mezi kanály PMV a NVO přispívá k omezení vlivu chyby ze společné příčiny (systematické chyby) v ochranném systému jaderného reaktoru VR-1.

Bezpečnostní signály z kanálů PMV a NVO jsou pak vedeny do bezpečnostního řetězce, kde jsou vyhodnocovány v logice „2 ze 3“. Pro iniciaci bezpečnostní akce – přerušení napájení absorpčním tyčím, jejich pád do aktivní zóny a odstavení reaktoru, je potřeba splnit podmínu „2 ze 3“ alespoň pro jeden systém - PMV nebo NVO.

## 8.8 Systémy pro přenos dat

SOŘ školního reaktoru VR-1 používá 3 systémy pro přenos dat. Pro komunikaci mezi kanály PMV, NVO a řídicím systémem jsou používány obousměrné asynchronní sériové linky na bázi vláknové optiky, která zajišťuje vysokou odolnost proti rušení i vysoký stupeň nezávislosti mezi komunikujícími systémy.

Komunikace mezi řídicím systémem, rozhraním člověk-stroj a history serverem je realizována na bázi standardní počítačové sítě Ethernet.

Komunikace mezi řídicím systémem a obvody pro řízení absorpčních tyčí využívá standard Profibus, který pracuje se synchronní datovou komunikací na bázi RS485.

Komunikace mezi rozhraním člověk-stroj a počítačem pro vyhodnocování experimentů (připojen ke standardní počítačové síti univerzity) je realizována jednosměrnou vysokorychlostní optickou linkou z rozhraní člověk-stroj do počítače pro vyhodnocování experimentů, aby nemohlo dojít k přenosu nežádoucího software nebo dat (např. viry, spyware, malware) do systému rozhraní člověk-stroj nebo dalších systémů SOŘ.

## 9 Elektrické napájení

### 9.1 Celková koncepce elektrických systémů

Elektrické zařízení je provedeno pro prostředí základní, ochrana před úrazem elektrickým proudem automatickým odpojením od zdroje, doplňková ochrana doplňujícím pospojováním a chrániči. Použité napěťové soustavy jsou:

- 3PEN 400 V 50 Hz/TN-C-S nezálohované síťové napájení,
- 2PE 48 V/TN-S zálohované napájení 48 V<sub>ss</sub>,
- 2PE 24 V/TN-S zálohované napájení 24 V<sub>ss</sub>,
- 1NPE 230 V 50 Hz/TN-S zálohované napájení 230 V<sub>st</sub>.

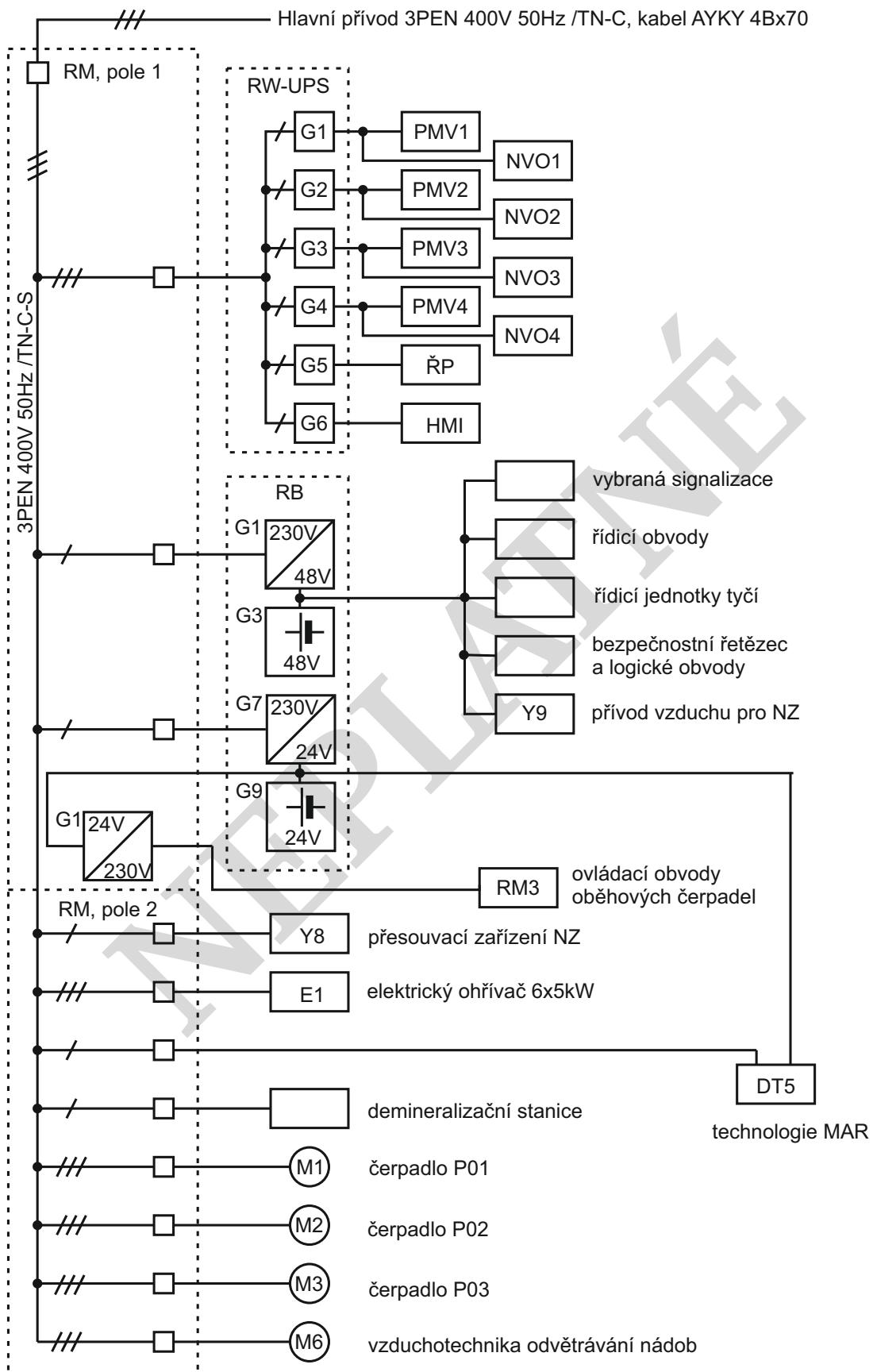
Systém ochran a řízení reaktoru je napájen zálohovaným napájením 230 V<sub>st</sub> a 48 V<sub>ss</sub>. Systém zálohovaného napájení 230 V<sub>st</sub> je tvořen šesti zdroji zálohovaného napájení pro počítače UPS (RW-UPS-G1 až RW-UPS-G6) typu APC SmartUPS 1400. RW-UPS-G1 až RW-UPS-G4 napájí vždy po dvojici kanálů PMV1/NVO1 až PMV4/NVO4, včetně jejich individuálních displejů na pultu operátora. RW-UPS-G5 poskytuje napájení řídicímu systému a RW-UPS-G6 pak rozhraní člověk-stroj.

V závislosti na stavu nabité UPS systém zálohového napájení zajišťuje normální provoz reaktoru až po dobu 10 minut po ztrátě napětí v síti. Dále zálohovaný systém napájení zajišťuje nepřetržitou funkci kanálů provozního měření výkonu, nezávislé výkonové ochrany a signalizaci dolních poloh regulačních tyčí minimálně po dobu 20 minut po ztrátě napětí v síti. Informace o stavu systému napájení jsou vyvedeny na pult operátora a do řídicího systému reaktoru.

Celý systém je situován v elektrorozvodně (místnost č. 136) s výjimkou systému zálohovaného napájení 230 V<sub>st</sub>, který je umístěn v místnosti č. 193. Přehledové schéma systému napájení je na obr. 32.

### 9.2 Koncepce vnějších elektrických systémů

Hlavní přívod napájení je přiváděn z rozvodny areálu MFF-UK, je realizován kabelem AYKY 4Bx70. Je přiveden do elektrorozvodny VR-1 na vstupní svorkovnici rozvaděče RM1. Na straně rozvodny areálu MFF-UK je jištění 3 x 400 A, na straně rozvaděčů RM na pracovišti reaktoru je na přívodu jištění pojistkami 3 x 100 A. Přepěťová ochrana je realizována svodiči přepětí SPD, typ 2. V rozvaděči RM je použita síť TN-C-S, v poli 1 je vodič PEN rozdělen na PE a N a v místě rozdělení přizemněn. Stupeň dodávky elektrické energie napájení z rozvodny areálu MFF-UK spadá do 3. stupně důležitosti.



Obr. 32: Přehledové schéma systému napájení

## 9.3 Koncepce vnitřních elektrických systémů

Vnitřní elektrické rozvody se skládají z obvodů napájených z nezálohovaného napětí 400/230 V<sub>st</sub>, obvodů napájených ze zálohovaného střídavého napájení 230 V<sub>st</sub> a zálohovaného stejnosměrného napájení 48 V<sub>ss</sub> a 24 V<sub>ss</sub>.

### 9.3.1 Systémy zálohovaného střídavého napájení

Systém střídavého zálohovaného napájení se skládá ze 6 zdrojů UPS (RW-UPS-G1 až RW-UPS-G6). Tyto zdroje UPS se nacházejí v místnosti č. 193 v rozvaděči RW-UPS. Z těchto zdrojů je napájeno střídavým napětím 230 V<sub>st</sub> zařízení PMV1-4, NVO1-4 (1 UPS – jeden pár PMV a NVO), řídicí systém a rozhraní člověk stroj. Ze zdrojů UPS jsou vyvedeny stavové signály (obecná chyba, výpadek sítě, malá kapacita baterie) na svorkovnici X2 v rozvaděči RW, kde jsou paralelně propojeny a výsledné signály jsou vedeny na moduly Adam 4051 a přes ně na modul číslicových vstupů a výstupů PLC Simatic S7-200.

Jednotky UPS, ze kterých jsou napájeny kanály PMV a NVO se spotřebou cca 100 VA, jsou schopny dodávat energii po ztrátě vnějšího napájení cca 180 minut, požadováno je 10 minut pro provoz reaktoru a dalších 20 minut po odstavení reaktoru. Jednotka UPS, která napájí řídicí počítač se spotřebou cca 210 VA, je schopna dodávat energii po dobu cca 90 minut, požadováno je 10 minut pro provoz reaktoru. Jednotka UPS, která napájí rozhraní člověk-stroj se spotřebou cca 225 VA, je schopna dodávat energii po dobu cca 80 minut, požadováno je 10 minut pro provoz reaktoru.

### 9.3.2 Systémy zálohovaného stejnosměrného napájení

Systém zálohovaného stejnosměrného napájení se sestává z dvou systémů – 48 V<sub>ss</sub> a 24 V<sub>ss</sub>.

#### Zdroj soustavy 48 V<sub>ss</sub>

Zdroj 48 V<sub>ss</sub> je určen pro napájení vybrané signalizace, řídicích obvodů (hlavní stykač, pohon neutronového zdroje a pohony regulačních tyčí, bezpečnostní a logické obvody). Zdroj se skládá ze staniční akumulátorové baterie RB-G3 a nabíjecího zařízení RB-G1. Staniční akumulátorová baterie je sestavena ze 4 ks monobloků typu Dryfit A412/48,0 M8. Nabíjecí zařízení je automatické bezúdržbové typu Dryfit COMPACT 19inch 230/48 V/25 A. Toto zařízení je napájeno napětím 230 V<sub>st</sub> z rozvaděče RM. Za normálního provozu dobíví zařízení RB-G1 baterii RB-G3 a zároveň napájí vybranou signalizaci a výše uvedené řídicí obvody reaktoru. V případě výpadku sítě 3PEN-50 Hz 400 V jsou tyto obvody napájeny pouze z baterie RB-G3. Staniční akumulátorová baterie RB-G3 i nabíjecí zařízení RB-G1 jsou umístěny v rozvaděči RB v rozvodně, místnost č. 136.

Zdroj 48 V<sub>ss</sub> používá staniční akumulátorové bezúdržbové baterie 4 x 12 V o kapacitě 48 Ah. Maximální odběr je do 12 A, do úplného vybití baterií by zálohování mělo být poskytováno až na dobu 4 hodin, pro provoz reaktoru po ztrátě vnějšího napájení bude zdroj využíván 10 minut, poté bude reaktor automaticky odstaven. Dále musí zdroj poskytovat energii pro indikaci koncových poloh regulačních tyčí s minimální zátěží po dobu 20 minut.

## Zdroj soustavy 24 V<sub>ss</sub>

Zdroj 24 V<sub>ss</sub> napájí ovládací a zobrazovací obvody technologie v rozvaděči DT5 a přes střídač DC/AC (ozn. RM.1-G1) napětím 230 V<sub>st</sub> ovládací obvody čerpadel demineralizované vody v nádobách H01, H02. Zdroj se skládá ze staniční akumulátorové baterie RB-G9 a nabíjecího zařízení RB-G7. Staniční akumulátorová baterie je sestavena z 8 ks serioparalelně zapojených monobloků typu Dryfit A412/48,0 M8. Nabíjecí zařízení je automatické bezúdržbové typu Dryfit Compact 19'' 230/24 V/25 A. Toto zařízení je napájeno napětím 230 V<sub>st</sub> z rozvaděče RM, pole 1. Za normálního provozu dobíjí zařízení RB-G7 baterii RB-G9 a zároveň napájí střídač RM.1-G1. Staniční akumulátorová baterie i nabíjecí zařízení jsou umístěny v rozvaděči RB v rozvodně nn, místo č. 136.

Zdroj 24 V<sub>ss</sub> slouží již jen jako napájecí zdroj některých indikačních obvodů technologie a ovládacích obvodů oběhových čerpadel. Zdroj používá staniční akumulátorové bezúdržbové baterie 8 x 12 V o kapacitě 48 Ah (celková kapacita 192 Ah). Odběr pro indikace a ovládací obvody je do 4 A, do úplného vybití baterií by zálohování mělo být poskytováno až na dobu 48 hodin, požadovaná doba funkce je 10 minut v souvislosti s dobou provozu reaktoru po ztrátě vnějšího napájení. Oběhová čerpadla již nejsou tímto zdrojem zálohována, neboť napájecí síť je spolehlivější než v minulosti a proto bylo od zálohování čerpadel upuštěno.

### 9.3.3 Ostatní elektrické systémy

Ostatní elektrické systémy zajišťují napájení radiačního monitorovacího systému RMS, cirkulačních čerpadel a obvodů technologie. Jedná se o nezálohované systémy napájení 400/230 V<sub>st</sub>.

## 9.4 Kabeláže a kabelové trasy

Hlavní přívod elektrické energie z rozvodny areálu MFF-UK je realizován kabelem AYKY 4Bx70. Pro rozvod elektrické energie na reaktoru VR-1 jsou použity kably CXKE R a CHKE R. Jedná se o bezhalogenové kably se zvýšenou odolností proti šíření plamene. Tyto kably mají měděné vodiče a dovolené provozní napětí 0,6/1 kV. Všechny kably jsou vedeny v kovových kabelových žlabech. Dle účelu se kably v kabelových trasách dělí na napájecí - silové, ovládací a signálové. Kably jsou vedeny odděleně v kovových kabelových žlabech z důvodu odstínění rušivých signálů. Silové a ovládací kably jsou ve společných kabelových žlabech, kabely systému 24 V<sub>ss</sub> a signálové kably (koaxiální) v samostatných kabelových žlabech. Nejsou použity protipožární přepážky, kabeláž se nachází v jednom požárním prostoru.

Použité silové kably jsou AYKY 4Bx70, CXKE-R a HO5V, ovládací kably CXKE-R a CXKH-R, signálové RG58 a RG223.

## 9.5 Systémy uzemnění

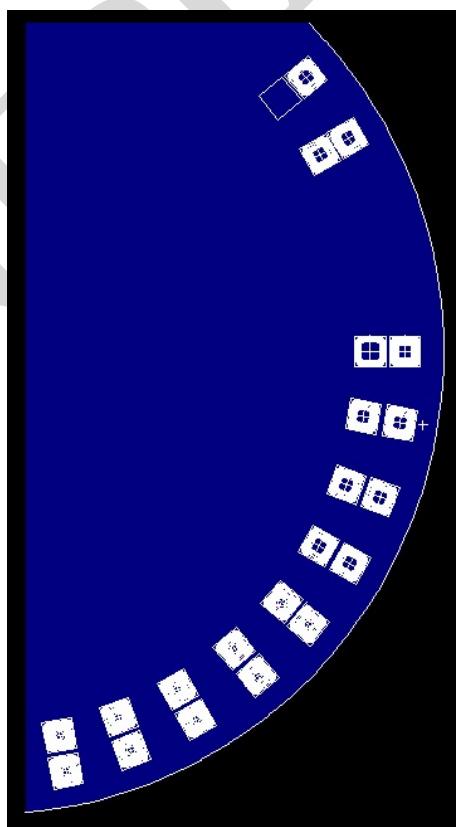
Všechny rozvaděče jsou vodivě propojeny s uzemněnou kovovou konstrukcí budovy. Veškeré neživé části jsou opatřeny doplňkovou ochranou před úrazem elektrickým proudem pospojováním.

## 10 Pomocné systémy

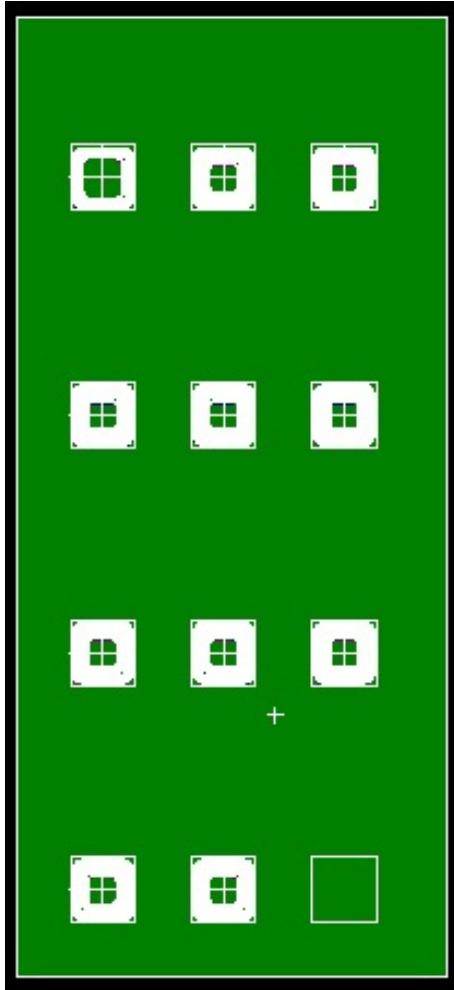
### 10.1 Skladování jaderného paliva

Pracoviště reaktoru VR-1 má k dispozici dvě skladovací místa:

1. Suchý sklad paliva (popis místnosti č. 084 je uvedený v kap. 4 slouží k suchému skladování jaderného paliva IRT-4M (dále PČ) a dalšího jaderného materiálu (dále JM) skladovaného na pracovišti. Suchý sklad JM se skládá ze dvou kusů ohnivzdorných dvoudveřových trezorových skříní A 860 označených jako R a T. Každá skříň má čtyři police, na něž je možno umístit až 3 PČ se zajistěním pomocí speciálně konstruovaných úchytů. Palivo je rozděleno do skříní tak, aby za všech okolností (poškození skříně a následné zaplavení vodou), i při maximálním možném množství paliva v jedné skříně, byl vyloučen vznik nekontrolované štěpné reakce. Ostatní JM jsou uloženy v uzamykatelných skříních a boxech vyrobených na míru těmto materiálům. Rozmístění ostatních JM je realizováno tak, aby i při maximálním možném množství JM v jednotlivých skříních, byl vyloučen vznik nekontrolované štěpné reakce.
2. Chrániliště (přechodný mokrý sklad) v nádobě H02, kde lze krátkodobě ukládat palivové články IRT-4M. Chrániliště paliva se skládá ze 7 kazetnic, přičemž každá je tvořena 4 ukládacími buňkami, které slouží k přechodnému skladování PČ. Kazetnice jsou rozmístěny po vnitřním obvodu nádoby H02 a jsou uzamykatelné otočným zámkem. Rozmístění a konstrukční řešení kazetnic zajišťuje bezpečnou podkritičnost i za podmínek jejich kompletního zaplnění palivem a optimální moderace.



Obr. 33: Model chrániliště (program MCNP)



Obr. 34: Model trezoru T (program MCNP)

### Výpočty podkritičnosti trezorů ve skladu paliva a chrániliště

Z analýzy podkritičnosti [52] plyne, že i v nejnepříznivějším případě, kdy se veškeré jaderné palivo IRT-4M, které je na reaktoru k dispozici, umístí do chrániliště, v plně zaplněné nádobě H02 je  $k_{ef} = 0,64611$  se směrodatnou odchylkou  $\sigma = 0,00043$ . V případě úplně zaplněných trezorů ve standardním provozním stavu, tj. když jsou oba trezory suché, byla pro trezor T vypočítána hodnota  $k_{ef} = 0,01066$  se směrodatnou odchylkou  $\sigma = 0,00001$  a pro trezor R hodnota  $k_{ef} = 0,01220$  se směrodatnou odchylkou  $\sigma = 0,00001$ . Při hypotetickém havarijním stavu, kdy dojde ke kompletnímu zaplavení skladu paliva vodou a voda úplně zaplaví oba úplně zaplněné trezory, byla pro trezor R vypočítána hodnota  $k_{ef} = 0,51221$  se směrodatnou odchylkou  $\sigma = 0,00037$ .

Výpočty byly provedeny programem MCNP ve verzi 5 s metodikou odpovídající neutronickým výpočtům AZ viz kap. 5.

Použití termínu hypotetický havarijní stav je namísto, protože v roce 2002 při záplavách došlo k zaplavení haly reaktoru vodou do výše 1 m a nově vybudované protipovodňové bariéry podobné zaplavení prakticky vylučují (viz kap. 2).

Z vypočtených hodnot vyplývá dostatečná podkritičnost pro různé varianty umístění jaderného paliva v chránilišti a skladu paliva ve standardních i havarijních podmírkách.

## Manipulace s palivem

Manipulacím s PČ je věnována zvýšená pozornost a veškeré pohyby jsou přísně sledovány z několika důvodů:

- dodržování zásad jaderné bezpečnosti, tj. aby nikdy nemohlo dojít k stavu, kdy se v AZ reaktoru rozeběhne nekontrolovatelná štěpná řetězová reakce,
- dodržování zásad radiační ochrany, tj. aby nedošlo k nežádoucímu ozáření personálu např. při vytažení paliva z reaktoru krátce po provozu na vysokém výkonu (kap. 12),
- dodržování zásad havarijní připravenosti, tj. aby nedošlo k poškození paliva (kap. 20),
- dodržování zásad fyzické ochrany, tj. aby nedošlo k nepovolené manipulaci s palivem (kap. 13),
- nutnosti naplňovat zárukový program a dodržovat požadavky evidence jaderných materiálů (kap. 13).

Pro manipulace s jaderným palivem se používají následující zásady:

- Veškeré manipulace mohou provádět pouze proškolení pracovníci reaktoru a to nejméně dva. Ve výjimečných případech i účastníci praktických cvičení, vždy však výhradně pod přímým vedením pracovníků základní směny reaktoru a na jejich plnou odpovědnost. Manipulace musí být plánovány.
- Manipulace s PČ je možné provádět pouze se schválením vedoucího evidence jaderných materiálů VEJM, schváleného písemného postupu nebo platného směnového příkazu.
- Všechny manipulace s PČ musí být zaznamenány do deníku jaderných materiálů a evidenčního elektronického systému Enmas. Manipulace v AZ a chránilišti musí být zaznamenány i do provozního deníku.
- Při práci s PČ je možno manipulovat současně s maximálně jedním článkem.
- Při manipulaci s PČ, zejména při jeho vytahování z AZ musí být zajištěna a prováděna dozimetrická kontrola.
- S PČ se manipuluje zásadně pomocí manipulátorů. Je zakázán dotyk paliva holýma rukama, vždy je nutné používat rukavice. Plochy, na které se palivo ukládá, musí být pokryty čistým textilním materiélem nebo plastovou fólií. Pro zachycení skapávající vody je nutno mít k dispozici misku.
- Před umístěním PČ do nádoby H01 resp. H02 musí být vždy umyt čistým lihem. Před uložením do trezoru suchého skladu je provedeno jeho omytí čistým lihem a úplné vysušení.

K manipulaci s jaderným palivem se využívají dva typy ručních manipulátorů, tzv. dlouhý a krátký manipulátor. Blíže jsou manipulace popsány v [53]. Přesuny jednotlivých PČ probíhají v rámci reaktorové haly a jejich uložení je možné pouze v místech k tomu definovaných, v tzv. KMP.

## 10.2 Vodní hospodářství a chlazení

Vodní hospodářství reaktoru VR-1 využívá lehkou demineralizovanou vodu (dále demivoda). Demivoda je vyráběna pomocí dvoustupňové demineralizace na demineralizační stanici MIX 250 PP, která je umístěna v přízemí haly reaktoru. Podrobný popis demineralizační stanice a procesu čištění vody je popsána v [51].

Demineralizační stanice umožňuje:

- výrobu demivody z pitné vody z veřejné vodovodní sítě - průtok vody přes první i druhý čisticí stupeň,
- dočištění již využívané demivody do požadované kvality - průtok vody pouze přes druhý čisticí stupeň.

Vodní hospodářství reaktoru VR-1 zajišťuje tyto základní funkce:

- Udržování kvality vody v obou reaktorových nádobách během provozu (elektrická vodivost pod hodnotou  $2 \mu\text{S cm}^{-1}$ ).
- Snižování a zvyšování hladiny v nádobě reaktoru H01 a manipulační nádobě H02 od maximální hladiny na úrovni přepadu, až do úplného vyprázdnění.
- Ohřev vody v H01 nebo H02 elektrickým ohřívákem.
- Přečerpání vody z reaktorové nádoby H01 do manipulační H02 anebo zásobní H03 a naopak.
- Přečerpání vody z H01 nebo H02 do systému likvidace odpadních vod.
- Zajištění nepřetržitého průtoku demivody přes aktivní zónu a chrániliště v případě, že se v nich nachází palivo.

## Systémy chlazení a nucené cirkulace

Chlazení reaktoru VR-1 je zajištěno lehkou demineralizovanou vodou, která dále plní funkci moderátoru a stínění proti emitovanému záření. Nízký výkon reaktoru nevyžaduje nucené chlazení AZ ani vybraných zařízení. Nízký tepelný výkon vznikající během provozu je bezpečně odveden samovolně.

Nepřetržitý oběh vody je realizován v AZ a chránilišti na základě požadavků výrobce PČ. Tento oběh neplní funkci chlazení, ale zajišťuje pohyb vody ve všech místech palivových článků umístěných v AZ, resp. chránilišti. Permanentní pohyb vody předchází úsadám a korozi PČ, ke kterým může docházet v místech se stojatou vodou. Pokud je v AZ nebo chránilišti umístěno palivo, musí být příslušné čerpadlo nepřetržitě v provozu.

Okruh nepřetržitého oběhu současně zajišťuje trvalé měření specifické vodivosti. Vodivost je měřena měřiči vodivosti a údaj o hodnotě je zobrazován na displeji pole technologie ve velínu. Hodnota parametru vodivosti je sledována a zaznamenávána před každým spouštěním reaktoru. Dále jsou v okruhu instalovány odpouštěcí kohouty umožňující odběr vzorku demivody z nádoby H01 resp. H02 k její chemické analýze v rámci pravidelných provozních kontrol.

## Systémy pitné a užitkové vody

Rozvod pitné vody na pracovišti reaktoru VR-1 je zajištěn z vodovodního rozvodu areálu MFF UK, který je napájen z veřejné vodovodní sítě. Reaktorová hala je vybavena dvěma umyvadly. Využití pitné vody v prostorách reaktorové haly je povoleno pouze k užitkovým účelům a je striktně zakázáno její pití z důvodů vymezení kontrolovaného pásma KP. Dalším zdrojem pitné vody je umyvadlo v šatně, která se nachází mimo KP. Současně je v šatně k dispozici automat na pitnou barelovou vodu.

## Systémy zachycení a vypouštění odpadní vody

V hale reaktoru jsou umístěna 2 umyvadla, 4 sběrné podlahové výpusti, 2 záhytné vany pod čerpadly a demineralizační stanice (blíže v [50]). Veškeré uvedené výpusti včetně přepadů nádob a výpustí ze systému vodního hospodářství jsou svedeny do havarijní jímky, která se nachází v suterénu TL (popis místočasti č. 090 uvedený v kap. 4). Tato jímka slouží k záhytu všech odpadních vod z reaktoru a přilehlých laboratoří. Havarijní jímka je vybavena signalizací zaplnění, které je vyvedeno do vrátnice TL v MFF UK. Vrátný mající službu je povinen informovat o spuštění signalizace pracovníky reaktoru. Zaplněnou jímku lze vyprázdnit pouze pomocí čerpadla přečerpáním do Likvidační stanice odpadních vod (LSOV).

LSOV se nachází v suterénu TL (popis místočasti č. 089 uvedený v kap. 4) a skládá se ze dvou nádrží a technologií k jejich obsluze. Nádrže slouží k uchování přečerpané vody z havarijní jímky. Nádrže umožňují probublání vody stlačeným vzduchem, které zajistí promíchání vody. Pro odběr vzorku z nádrže lze využít odpouštěcí kohouty. Po změření vzorku na objemovou aktivitu lze vodu odvést speciálním potrubím do záhytných betonových jímek k další manipulaci. V případě podlimitní úrovně aktivity je voda vypuštěna do veřejného systému odpadních vod, v opačném případě je její likvidace řešena s externí firmou.

### 10.3 Pomocné provozní systémy

#### Systémy stlačeného vzduchu

Stlačený vzduch je při provozu reaktoru využíván k několika účelům:

- Pohyb externího neutronového zdroje NZ - přistřelení resp. odstřelení NZ.
- Provoz demineralizační stanice - otevřání resp. zavírání ventilů.
- Provoz experimentálního zařízení pro simulaci bublinkového varu reaktoru.
- Provoz experimentálního zařízení pro studium dynamiky reaktoru.
- Provoz experimentálního zařízení ZMTE.

Stlačený vzduch je odebírána z centrálního rozvodu v budově TL. V místočasti č. 090 (viz kap. 4) je umístěno ovládání přívodu z centrálního rozvodu a záložní kompresor Orlík. Distribuce vzduchu je zajišťována Správou budov Trója (dále SBT) MFF UK z centrálního kompresoru. Přívod stlačeného vzduchu o tlaku 0,6 MPa lze otevřít resp. uzavřít ventilem v kompresorové reaktoru, která je v přízemí budovy TL. Záložní kompresor Orlík je

využíván v případě výpadku stlačeného vzduchu z centrálního rozvodu. Každý plánovaný výpadek centrálního rozvodu vzduchu je hlášen pracovníky SBT MFF UK tak, že obsluha reaktoru má možnost v předstihu spustit záložní kompresor.

Bližší specifikace rozvodů stlačeného vzduchu, jeho provoz včetně údržby a kontroly je uveden v příslušném provozním předpisu [54].

## Systémy odběru vzorků médií

V případě reaktoru VR-1 dochází pouze k odběru vzorků demineralizované vody z nádob H01, H02 a H03. Vzorky z nádob H01 a H02 jsou odebírány z okruhu nepřetržitého oběhu v souladu s programem provozních kontrol [17]. V okruhu cirkulace jsou osazeny kohouty, které umožňují okamžitý odběr vzorku. Díky nepřetržité cirkulaci, která současně zajišťuje míchání chladiva, je odebraný vzorek dobrým ukazatelem vypovídajícím o kvalitě demineralizované vody v celé nádobě. Odběr vzorků z nádoby H03 je prováděn odpouštěcím kohoutem z okruhu vodního hospodářství s výtokem do záhytné vany u demineralizační stanice. Odběr vzorku z nádoby H03 je prováděn v případě potřeby.

## Hygienická smyčka

Hygienická smyčka slouží k očištění pracovníků a případné dekontaminaci. Smyčka je umístěna v místnosti č. 280 (popis místnosti je uvedený v kap. 4) objektu TL. Smyčky se skládají z jedné sprchy s odtokem do havarijní jímky a druhé s odtokem do systému běžné odpadního systému. Využití hygienické smyčky se předpokládá v případě vzniku radiační nehody. Provoz hygienické smyčky je blíže popsán v kap. o radiační ochraně (kap. 12).

## 10.4 Vzduchotechnické systémy

### Aktivní odtah

Reaktor VR-1 je vybaven aktivním odtahem nad reaktorovou nádobou H01. Vzhledem k nízkému výkonu reaktoru je během normálního provozu koncentrace radioaktivních aerosolů v reaktorové hale na úrovni přírodního pozadí a není aktivně odsávána. Aerosoly jsou odsávány aktivní odtahovou ventilací jen v případě, je-li výkon reaktoru  $N > 1E7$ . Aktivní odtah je zajištěn vysokotlakým ventilátorem a filtračním zařízením, které umožňuje vícestupňovou filtraci radioaktivních aerosolů. V potrubí za ventilátorem je měřena přítomnost alfa-beta aerosolů. Odtažený vzduch je následně vyveden volně nad střechu objektu.

K uvolnění většího množství radioaktivních aerosolů může dojít pouze při vzniku velké výkonové exkurze. V tomto případě je směna reaktoru povinna zabezpečit zastavení větrání haly, vypnout aktivní ventilaci a uzavřít speciální plynотěsné klapky, které se nacházejí v blízkosti reaktorových nádob. Tím je zabezpečeno, že uvolněné aerosoly mohou být rozptýleny maximálně do prostoru reaktorové haly a nemohou uniknout do okolí. Podrobný popis zařízení aktivního odtahu, jeho provoz včetně údržby a kontroly je uveden v příslušném provozním předpisu [54].

## Vzduchotechnický systém haly reaktoru

Hala reaktoru VR-1 je větrána a vytápěna zařízením, které je spravováno z velínu areálu MFF UK. Přívodní systém je osazen průduchy v čelní stěně haly a ventilační jednotka je situována ve strojovně sousedící s halou reaktoru. Příslušné průduchy zajišťují jak přívod vzduchu do haly reaktoru, tak jeho odtah z haly reaktoru. Vzduch vstupující do haly reaktoru je v zimním období ohříván a zajišťuje vytápění haly reaktoru.

Ventilační systém haly reaktoru je ovládán pracovníky areálu MFF UK z centrálního velínu nebo pracovníky reaktoru pomocí centrálního vypínače umístěného ve spojovací chodbě vedle likvidační stanice odpadních vod. V případě potřeby je cirkulace vzduchu v hale reaktoru okamžitě zastavena z centrálního velínu na telefonickou výzvu reaktorového personálu nebo odstavení systému provedou pracovníci reaktoru ve spojovací chodbě.

Podrobný popis zařízení vzduchotechnického systému, jeho provoz včetně údržby a kontroly je uveden v příslušném provozním předpisu [54].

## Klimatizace velínu

Velín reaktoru je vybaven parapetní klimatizací Fujitsu. Klimatizace zajišťuje teplotní komfort pro osoby vyskytující se ve velíně, zejména pak pro operátora reaktoru. Její ovládání a nastavení teploty či příslušného provozního módu je prováděno dálkovým ovladačem umístěným na pultu operátora. Operátor reaktoru po ukončení směny zajistí vypnutí klimatizace.

Bližší popis klimatizace velínu, jeho provoz včetně údržby a kontroly je uveden v příslušném provozním předpisu [54].

## 10.5 Další pomocné systémy

### Protipožární systém

Reaktor VR-1 je v budován do haly v objektu TL MFF UK, pro který bylo zpracováno řešení požární ochrany v Technické zprávě protipožárních opatření objektu těžkých laboratoří. Tato zpráva byla součástí schvalované dokumentace nutné pro vydání kolaudačního rozhodnutí ze dne 19. 12. 1980, která je uložena u správce SBT MFF UK. Vestavba reaktoru VR-1 vedla ke snížení požárního zatížení na  $28,9 \text{ kg/m}^2$  z v původním projektu uvažovaných  $40 \text{ až } 60 \text{ kg/m}^2$ , což je uvedeno v projektové dokumentaci Jednostupňový projekt - Souhrnné části v dílu B2.3 - Požární ochrana [55]. Shodný dokument deklaruje, že vestavba reaktoru VR-1 do haly v objektu TL nezasáhla do požárně dělicích konstrukcí, kapacita, délka a provedení únikových cest zůstaly v platnosti dle původní dokumentace. Ve smyslu dělení pracoviště do požárních úseků je reaktorová hala samostatným požárním úsekem. Všechny vstupy reaktorové haly, včetně únikových, jsou vybaveny schránkou s uloženým dokumentem Dokumentace zdolávání požáru na školním reaktoru VR-1 [56], který dokumentuje rozmístění radioaktivních a hořlavých materiálů na pracovišti pro účely zasahujících složek v případě požáru. Rozsah protipožárních opatření reaktorové haly je plně v souladu s platnou normou ČSN 73 0802 a vyhláškou č. 246/2001 Sb. [57].

Na všech důležitých místech reaktorové haly jsou umístěny vhodné hasící přístroje a současně na přízemí haly jsou dva hydranty k okamžitému využití. 1. NP je vybaveno čtyřmi kusy a 2. NP je vybaveno šesti kusy hasicích přístrojů CO<sub>2</sub>. Jejich dostatečnost je plně v

souladu s projektovou dokumentací Jednostupňový projekt - Souhrnné části [55] a s §2 odst.5 vyhlášky č. 246/2001 Sb. [57]. Revize hasicích přístrojů a funkčnost hydrantů je prováděna jedenkrát ročně externí firmou, jejíž oprávněnost je doložena platnými osvědčeními u správce SBT). Reaktor je vybudován výhradně z nehořlavých materiálů a v hale reaktoru se nacházejí hlásiče elektrické požární signalizace EPS typu multisenzor 801 PH. Ústředna EPS typu ZETTLER Expert je umístěna ve velínu EPS areálu SBT. Ve velínu je zajištěna 24hodinová služba.

Funkčnost a provozuschopnost systému EPS je kontrolována osobou pověřenou (zaměstnanec SBT) a externí firmou, se kterou má MFF UK uzavřenou servisní smlouvu. Platná osvědčení pracovníků externí firmy pro vykonávání požadovaných činností jsou uloženy u správce SBT. Ověřování funkčnosti a provozuschopnosti probíhá následovně:

- Kontrola osobou pověřenou - jedenkrát měsíčně - záznam do provozní knihy EPS.
- Zkouška servisní firmou - jedenkrát za šest měsíců - záznam do provozní knihy EPS.
- Revize servisní firmou - jedenkrát ročně - protokol o revizi (u správce SBT).

V případě vzniku požáru jsou pracovníci směny reaktoru povinni pokusit se požár uhasit vlastními silami, pokud to není možné, oznamuje vedoucí směny vznik požáru místní ohlašovně požáru na centrální požární ústřednu areálu a zároveň ohlašuje požár Hasičskému záchrannému sboru. Pro snadnou orientaci hasičského záchranného sboru je na přístupových místech reaktorové haly rozmístěna Dokumentace zdolávání požáru na školním reaktoru VR-1 [56]. V případě nepřítomnosti pracovníků na hale reaktoru je vznik požáru signalizován v ústředně EPS. Veškerá požární opatření a postupy jsou definovány požární poplachovou směrnicí, požárním řádem a evakuačním plánem, které jsou umístěny v hale reaktoru VR-1 a na dalších vybraných místech TL MFF UK. Přístupové trasy a cesty pracoviště, včetně evakuačních, jsou udržovány volné a průchodné.

Používání hořlavých, toxických nebo výbušných materiálů je na reaktoru omezeno na minimum. V prostoru reaktorové haly je dlouhodobě skladován a využíván pouze potravinářský líh využívaný k dezinfekci všech komponent vkládaných do reaktorových nádob. Množství skladované lihu je drženo na minimu a nikdy nepřevyšuje 10t.

Požár na reaktoru je jednou z potenciálních radiačních mimořádných událostí a způsob jejího zvládání je popsán v kap. 20.

## Komunikační a zabezpečovací systém

Hala reaktoru je vybavena třemi telefonními linkami. Dvě místní linky napojené na ústřednu areálu MFF UK jsou určeny zejména k místním hovorům mezi reaktorovou halou, kancelářemi pracovníků, laboratořemi a dalšími prostory nacházejícími se v areálu MFF UK. Jeden telefonní přístroj místní linky je umístěn ve velínu reaktoru a druhý u vstupu do skladu JM.

Ve velínu reaktoru je dále státní linka s přímým spojením do telefonní sítě. Tento přístroj slouží především ke svolávání zasahujících osob a přímému spojení s Policií ČR. Pro spojení s jednotlivými zasahujícími osobami je přístroj vybaven jedno-tlačítkovou rychlou volbou.

Ke komunikaci mezi pracovníky uvnitř haly reaktoru a sousedícími laboratořemi slouží dorozumívací systém Sonicom 2000. Systém nemá jednotnou ústřednu, takže z každé stanice se dá dovolat do kterékoliv jiné. Komunikovat lze duplexně bud' s jednotlivou zvolenou

stanicí, nebo se skupinou účastníků. Seznam stanic a jejich čísel je umístěn ve velínu a na zadní straně každé stanice.

Pracoviště reaktoru VR-1 je vybaveno systémem elektronického zabezpečení.

Vzhledem k charakteru JZ a JM, se kterými je na pracovišti nakládáno, je vymezen chráněný prostor a s tím spojená administrativní, technická a organizační opatření.

Základním prvkem systému zabezpečení reaktoru je Elektronická zabezpečovací signifikace (dále EZS), která je podrobněji popsána v kap. 13 této bezpečnostní zprávy.

Zabezpečení JZ a JM je podrobně popsáno v dokumentu Způsob zajištění fyzické ochrany na pracovišti školního reaktoru VR-1 [58].

## Mostový jeřáb GIGA

Reaktorová hala je vybavena mostovým jeřábem GIGA s ovládáním ze země. Jeřáb slouží k přemisťování břemen v hale reaktoru, při vyjímání a vkládání komponent do/z AZ. Jeřáb je vybaven pojezdem hlavního mostu a pojezdem zdvihacích kladkostrojů. Hlavní kladkostroj má nosnost 5000 kg a pomocný kladkostroj pro přesné zavážení komponent do nádob 100 kg. Oba kladkostroje jsou vybaveny možností rychlého a pomalého zdvihu. Jeřáb lze používat, pokud jsou manipulacím přítomni minimálně 2 pracovníci - jeřábník a vazač. Oba pracovníci musí mít platný jeřábnický resp. vazačský průkaz s platným školením. Všechny manipulace s jeřábem jsou zaznamenávány v Deníku zdvihacího zařízení.

Podrobný popis jeřábu, jeho provoz včetně údržby a kontroly je uveden v příslušném provozním předpisu [59].

## 10.6 Závěry k pomocným systémům

### Skladování jaderného paliva

Kontroly skladu jako stavební součásti objektu TL, ve kterém je reaktor umístěn, je stanoven, podobně jako u ostatních stavebních částí, Harmonogram pravidelných revizí areálu Trója. Tento dokument stanovuje rozsah a frekvenci kontrol. Periodicitu kontrol stavebních součástí je jeden rok.

Výstupem těchto kontrol jsou zprávy, které jsou archivovány u SBT MFF UK.

Chrániliště je součástí nádoby H02, která je vybraným zařízením. Pravidelné revize reaktorových nádob včetně chrániliště jsou prováděny pracovníky reaktoru a s delší periodou také externí organizací podle programu provozních kontrol [17]. Výsledek kontrol je zaznamenán v deníku provozních kontrol.

### Vodní hospodářství

Systém vodního hospodářství je obsluhován pouze pracovníky, kteří jsou seznámeni s jeho principem a funkčností. Vybrané komponenty vodního hospodářství podléhají pravidelným kontrolám. Plán kontrol vyplývá z Programu provozních kontrol [17]. Výsledek kontrol je zaznamenán v Deníku provozních kontrol a v Deníku demineralizační stanice.

## **Systém chlazení a cirkulace**

Demineralizovaná voda využívaná jako chlazení musí splňovat požadovanou kvalitu definovanou v [10]. Kvalita je sledována pravidelnými rozbory, které jsou zaznamenány jako součást výsledku provozní kontroly v přiložených protokolech. Frekvence těchto kontrol je uvedena v programu provozních kontrol [17]. Současně musí být v nádobách dostatečné množství demineralizované vody v rozmezí limitů uvedených v [10].

Dostatečné množství vody v nádobách H01, H02 a H03 je kontrolováno v rámci provozních kontrol před každou směnou reaktoru, se záznamem v oknu provozních kontrol na počítači HMI.

Kontrola nepřetržité cirkulace demineralizované vody je prováděna obsluhou před každým spouštěním reaktoru. Průtok je indikován na pultu operátora. V případě indikace krátkodobých ztrát průtoku je provedena kontrola a vyčištění filtru cirkulace v souladu s [50]. Případná ztráta průtoku v cirkulačním oběhu nemá vliv na bezpečný provoz reaktoru a chlazení AZ.

## **Dodávky vody a nakládání s odpadní vodou**

Technologie zajišťující dodávky pitné a užitkové vody a také technologie zajišťující nakládání s odpadní vodou (včetně záchytných nádrží odpadní vody) jsou kontrolovány v souladu s Harmonogramem pravidelných revizí areálu Trója. Tento dokument stanovuje rozsah a frekvenci kontrol. Periodicitu kontrol technologií pro nakládání s vodou je jeden rok. Výstupem těchto kontrol jsou zprávy, které jsou archivovány u SBT MFF UK.

## **Systém stlačeného vzduchu**

Součásti k zjištění centrální dodávky stlačeného vzduchu jsou prováděny v souladu s Harmonogramem pravidelných revizí areálu Trója. Tento dokument stanovuje rozsah a frekvenci kontrol. Periodicitu kontrol technologií pro nakládání s vodou je jeden rok. Výstupem těchto kontrol jsou zprávy, které jsou archivovány SBT MFF UK.

Záložní kompresor je kontrolován jednou ročně externí firmou. Výsledkem kontroly je zpráva o revizi uložená na pracovišti reaktoru.

## **Hygienická smyčka**

Kontroly hygienické smyčky jako stavební součásti objektu TL, ve kterém je reaktor umístěn, jsou stanoveny, podobně jako u ostatních stavebních částí, Harmonogramem pravidelných revizí areálu Trója. Tento dokument stanovuje rozsah a frekvenci kontrol. Periodicitu kontrol stavebních součástí, včetně rozvodů vody je jeden rok. Výstupem těchto kontrol jsou zprávy, které jsou archivovány u SBT MFF UK.

## **Vzduchotechnické systémy**

Všechny vzduchotechnické systémy zajišťované centrálně v areálu TL jsou kontrolovány v souladu s Harmonogramem pravidelných revizí areálu Trója. Tento dokument definuje revizi a servis zařízení s periodicitou 1 rok. Výstupem těchto kontrol jsou zprávy, které jsou archivovány u SBT MFF UK.

Funkčnost klimatizace velínu zajišťuje komfortní podmínky pro obsluhu reaktoru. Plná účinnost klimatizace je zajištěna pravidelnou revizí a údržbou, která je prováděna externí firmou s periodicitou jednou za rok. Zpráva o revizi je uložena na pracovišti reaktoru.

Aktivní klimatizace podléhá provozní kontrole v souladu s [17]. Kontrola funkčnosti aktivní klimatizace je prováděna obsluhou před každým spouštěním reaktoru. Záznam o kontrole je uveden v oknu provozních kontrol na počítači HMI. Kontrola filtrů klimatizace je prováděna podle programu provozních kontrol [17] se záznamem o jejím výsledku v Deníku provozních kontrol.

## Protipožární systém

Protipožární zabezpečení reaktoru vychází ze směrnic vlastníka budovy. Jedná se o Požární řád, Požární evakuační plán a Požární poplachové směrnice. Každý rok je prováděna kontrola požární ochrany a bezpečnosti práce, která zahrnuje revizi ústředny EPS, kontrolu ručních hasicích přístrojů a hydrantů. Zprávy z těchto kontrol jsou archivovány u SBT MFF UK.

## Komunikační a zabezpečovací systém

Kontrolu systému pro komunikaci obsluhy reaktoru provádí pověřený pracovník v termínech s periodicitou jednou za rok. Termíny a jméno prověřující osoby jsou uvedeny v protokolu, který je uložen na pracovišti reaktoru.

Revize EZS je prováděna servisní organizací jedenkrát ročně dle požadavků. Výsledky jsou shrnuty v revizní zprávě a zaznamenány v Knize obsluhy EZS.

## Mostový jeřáb GIGA

Mostový jeřáb podléhá pravidelným kontrolám a revizím v souladu s [59]. Pro zajištění bezpečného provozu jeřábu je vedením FJFI ČVUT písemně jmenována pověřená osoba, která je mimo jiné zodpovědná za provádění prohlídek, inspekcí a údržby jeřábu. Inspekce jsou prováděny s periodicitou jednou za rok nebo po 100 hodinách provozu. Záznamy o výsledku inspekcí jsou uvedeny v Deníku zdvihacího zařízení. Současně je prováděna pravidelná revize jeřábu s periodicitou jednou za 3 roky a revizní zkouška s periodicitou jednou za 6 let. Výsledek těchto revizních činností je uveden v revizních zprávách, které jsou archivovány na pracovišti reaktoru. Pověřená osoba zajišťuje roční prokazatelné školení všech jeřábníků a vazačů.

Všechny pomocné systémy zajišťované vlastníkem budovy MFF UK a činnosti ovlivňující funkčnost těchto systémů jsou důležitým předmětem komunikace mezi pracovištěm reaktoru VR-1 a SBT MFF UK. Obě strany mají nastavený efektivní systém komunikace, který zajišťuje nutnou kooperaci a okamžitou výměnu informací.

Z hlediska činnosti pomocných systémů lze konstatovat, že jsou splněny všechny požadavky jaderné a radiační bezpečnosti a že nemůže dojít k ohrožení životního prostředí ani osob v důsledku jejich selhání či nesprávné činnosti. Pomocné systémy v potřebném rozsahu a s dostatečnou rezervou doplňují hlavní technologická zařízení reaktoru a umožňují provoz reaktoru v souladu s nároky na jadernou bezpečnost, radiační ochranu, fyzickou ochranu a havarijní připravenost.

# 11 Využívání reaktoru

## 11.1 Experimentální program

Školní reaktor VR-1 patří do kategorie výzkumných reaktorů s hlavním zaměřením na výuku a výcvik. Hlavním důvodem pro výstavbu reaktoru bylo vytvoření experimentálního zařízení, na kterém by probíhala výuka studentů vysokých škol, provozního personálu jaderných elektráren a dalších specialistů z jaderné energetiky. V současnosti kromě výuky studentů probíhají na reaktoru i specializované výcvikové kurzy pro přípravu odborníků pro český, slovenský, ale také zahraniční jaderný program a výzkumné a vývojové práce. Nedílnou součástí využívání reaktoru je i informační a osvětová činnost. V posledních letech je největší provozní čas (až 70 % celkového provozu reaktoru) věnován výuce (včetně tréninku a exkurzí), přibližně 15 % výzkumu a vývoji a zbylý čas (tj. přibližně 15 %) údržbě a inovacím reaktoru.

### Výuka pro studenty českých vysokých škol

Reaktor je využíván pro výuku studentů technických vysokých škol v oblasti reaktorové a neutronové fyziky, dozimetrie ionizujícího záření, jaderné bezpečnosti a systémů řízení jaderných zařízení. Reaktor, jakožto specializované výukové zařízení v působnosti Ministerstva školství, mládeže a tělovýchovy, je kromě studentů Fakulty jaderné a fyzikálně inženýrské otevřený i posluchačům ostatních vysokých škol v České republice. Od doby, co byl reaktor uveden do provozu, byla výuka na něm postupně a v různé míře zahrnuta do učebních plánů těchto fakult:

- České vysoké učení technické v Praze: Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, Strojní fakulta, Elektrotechnická fakulta,
- Vysoké učení technické v Brně: Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, Fakulta strojního inženýrství,
- Západočeská univerzita v Plzni: Elektrotechnická fakulta, Strojní fakulta,
- Masarykova univerzita v Brně: Přírodovědecká fakulta,
- Vysoká škola báňská - Technická Univerzita Ostrava: Strojní fakulta,
- Univerzita Karlova v Praze: Matematicko-fyzikální fakulta.

V menší míře, zejména formou rozšířené odborné exkurze, se výuky na reaktoru zúčastňují studenti Fakulty technologie ochrany prostředí VŠCHT v Praze, Fakulty elektrotechniky a informatiky VŠB-TU v Ostravě, Přírodovědecké fakulty UK v Praze a První lékařské fakulty UK v Praze. Většina výuky pro studenty českých vysokých škol se uskutečňuje v rámci činnosti sdružení CENEN, neformálního sdružení českých vysokoškolských vzdělávacích institucí (kateder a ústavů) zabývajících se výukou jaderného inženýrství. Cílem sdružení CENEN, které je součástí evropské sítě ENEN, je zefektivnění a zkvalitnění výchovy odborníků v oblasti jaderného inženýrství v České republice.

V závislosti na studijních plánech a zaměřeních jednotlivých fakult probíhá výuka v pravidelném týdenním rozvrhu (např. studenti pražských fakult) nebo turnusovou formou

jednorázových dvou, tří nebo pětidenních kurzů (např. studenti Strojní fakulty VUT z Brna nebo Strojní fakulty VŠB-TU z Ostravy). Podle požadavků učitelů z jednotlivých fakult jsou pak sestavovány konkrétní náplně kurzů nebo pravidelné výuky. V současnosti je na reaktoru připraveno více než 25 experimentálních úloh, z nichž se ve výuce nejčastěji využívají:

- základy detekce neutronů s plynovými detektory,
- stanovení mrtvé doby plynových detektorů neutronů,
- studium vlastností detektorů neutronů pro řízení jaderného reaktoru,
- měření zpožděných neutronů,
- měření rozložení hustoty toku neutronů malými plynovými detektory neutronů,
- měření reaktivity (např. metody Rod Drop, Source Jerk, kladná perioda, reaktimetr),
- kalibrace řídicích tyčí reaktoru (např. metodou inversní četnosti nebo dynamickou metodou),
- studium vlivu různých materiálů na reaktivitu reaktoru,
- přibližování ke kritickému stavu a základní kritický experiment,
- studium dynamiky jaderného reaktoru,
- spouštění, řízení a provoz jaderného reaktoru,
- studium vlivu simulovaného bublinkového varu a teplotních změn moderátoru na reaktivitu,
- krátkodobá instrumentální neutronová aktivační analýza.

Mezi méně časté specializované experimentální úlohy zaměřené na vybrané analytické metody pro ochranu životního prostředí a rozšíření experimentální výuky číslicových řídicích systému patří:

- měření reaktivity metodou násobení zdroje,
- měření rozložení hustoty toku neutronů aktivačními detektory (Au fólie, Au drát aj.),
- kalibrace řídicích tyčí reaktoru metodou vzájemné kalibrace,
- studium podkritické násobicí soustavy s vnějším neutronovým zdrojem,
- měření hustoty toku neutronů Campbellovou metodou,
- měření hustoty toku neutronů kompenzovanou ionizační komorou,
- studium nelinearity odezvy neutronových detekčních systémů,
- biomonitoring životního prostředí,

- polovodičová gama-spektrometrie s vysokým rozlišením,
- měření množství mědi a niklu v mincích a zinku v potravinových doplňcích stravy,
- stanovení štěpitelných izotopů pomocí zpožděných neutronů,
- identifikace štěpných produktů v životním prostředí,
- příprava a studium neutronových zdrojů ( $\gamma, n$ ),
- nácvik dekontaminace povrchů.

Většina úloh je k dispozici ve třech úrovních: demonstrační, standardní a rozšířené. Demonstrační úroveň je určena k základnímu pochopení fyzikálního jevu, který je v metodice aplikován a studenti jsou zde spíše pasivními pozorovateli. Ve standardní úrovni se studenti již aktivně zúčastňují experimentu a samostatně vyhodnocují naměřené výsledky. Rozšířená úroveň je určena k podrobnému studiu dané problematiky, vyžaduje hlubší teoretické znalosti studentů a jejich aktivní účast při přípravě měření, jeho průběhu i vyhodnocení a interpretaci získaných hodnot. Studovaný jev nebo proces se často sleduje z několika různých přístupů nebo podmínek. Například měření zpožděných neutronů se standardně provádí pomocí vzorku palivového proutku EK-10 při přesně definovaných ozařovacích a měřicích podmínkách. V rozšířené úrovni, zejména pro studenty FJFI, se měření zpožděných neutronů provádí navíc i se vzorkem uranové rudy (smolince) a folií z ochuzeného uranu. Ukazuje se tak možnost identifikace štěpitelných produktů v přírodních vzorcích. Pro všechny často používané experimentální úlohy jsou zpracovány a publikovány učební texty (skripta), metodické návody k úlohám, funkční schémata, protokoly pro zaznamenávání naměřených hodnot apod.

Rozšiřování učebních osnov se zachováním stávajícího celkového počtu výukových hodin na většině vysokých škol v ČR v devadesátých letech vytvořilo na pracovníky reaktoru tlak na snížení celkové doby měření při zachování počtu experimentů. Z toho důvodu došlo ke sdružování příbuzných resp. provozně navazujících experimentů do 2,5 – 3 hodinových výukových bloků, což v současnosti představuje standardní délku jedné výukové lekce na reaktoru. Z uvedených bloků jsou sestavovány i ucelené výukové kurzy.

### **Výuka pro provozní personál jaderných elektráren**

Kromě výuky studentů vysokých škol probíhají na reaktoru specializované výcvikové kurzy pro přípravu odborníků pro český a slovenský jaderný program v rámci standardní přípravy provozního personálu. Budoucí operátoři a kontrolní fyzici obou našich i slovenských jaderných elektráren se v třídenních intenzívních kurzech zaměřují zejména na praktické aplikace reaktorové fyziky v jaderné elektrárně (např. měření zpožděných neutronů, měření reaktivity, kalibrace regulační tyče nebo dosahování kritického stavu v energetických reaktorech). Ročně proběhnou na reaktoru dva až čtyři výcvikové kurzy.

### **Výuka pro zahraniční studenty a specialisty**

Nedílnou součástí výuky na reaktoru je i výuka studentů, kteří přijíždějí ze zahraničí. Dlouhodobá spolupráce probíhá se školami ze Slovenska (Fakulta elektrotechniky a informatiky

STU v Bratislavě), Německa (TU Dresden, Fachhochschulle Aachen), Maďarska (TU Budapest), USA (The University of Tennessee, Knoxville), Anglie (Defence Academy of the UK, Dalton Nuclear Institute - University of Manchester) a Rakouska (Atominstytut TU Vienna). V rámci spolupráce s Mezinárodní agenturou pro atomovou energii a Eastern European Research Reactor Initiative (EERRI) probíhá pravidelně na reaktoru dvoutýdenní kurz pro účastníky ze zemí, které začínají nebo plánují budovat vlastní jaderný program.

## Informační a osvětová činnost

Velmi důležitou součástí využívání reaktoru je i informační a osvětová činnost. V jejím rámci přichází na reaktor velké množství návštěvníků, nejčastěji studentů středních a vysokých škol. Je pro ně připraven zajímavý a atraktivní program, tzv. exkurze s ukázkou provozu reaktoru. Každoročně navštíví reaktor 1000 – 1500 studentů středních škol. Odezva na tyto exkurze je velmi dobrá, návštěvníci mají možnost se při nich seznámit se všemi důležitými aspekty využívání jaderné energie. Poměrně časté jsou také exkurze pro návštěvy ze zahraničí.

## Výzkum a vývoj na reaktoru

Výzkumné práce jsou na reaktoru limitovány především jeho relativně malým výkonem. Proto jsou zaměřeny především na přípravu a zdokonalování pedagogických úloh, srovnání výpočtů různých reaktorových parametrů s experimentálními výsledky, studium dynamických vlastností násobících soustav, vývoj řídicích systémů, kalibraci detektorů apod. Jako typický příklad lze uvést testování detektorů a reaktimetru pro jadernou elektrárnu Temelín, které na reaktoru VR-1 prováděli pracovníci VÚJE Trnava. V poslední době začíná být reaktor využíván i pro multidisciplinární výzkum, např. v oblasti archeologie, analýz potravinových doplňků apod.

## 11.2 Experimentální vybavení

Experimentální vybavení reaktoru, přístrojové vybavení a manipulační prostředky odpovídají typu reaktoru, jeho výkonu a využívání reaktoru. Původní vybavení reaktoru je neustále v průběhu provozu postupně doplňováno a inovováno tak, aby odpovídalo současné úrovni techniky a elektroniky a aby umožňovalo jeho co nejširší využívání. Reaktor je vybaven:

- horizontálním radiálním kanálem se zátkou RK,
- horizontálním tangenciálním kanálem se zátkou TK,
- zavážecím vozem pro zátky RK a TK,
- vertikálními kanály různých průměrů (90, 56, 32, 25 a 14 mm), které mohou být zavezeny do AZ nebo reflektoru,
- beryliovými a grafitovými bloky,
- obrysovými maketami palivových článků,
- potrubní poštou,
- experimentálním zařízením Dojička pro detekci zpožděných neutronů,

- experimentálním zařízením Bublinky pro simulaci bublinkového varu a studium dutinového koeficientu reaktivity,
- experimentálním zařízením Hopík pro studium rychlých změn reaktivity ve výzkumných reaktorech s malým výkonem,
- experimentálním zařízením pro studium dynamiky reaktoru – rotační oscilátor,
- experimentálním zařízením pro měření teplotních efektů ZMTE,
- zařízením Shutter s měřicími boxy.

Experimentální vybavení reaktoru je v krátkosti popsáno v následujícím textu, další podrobnosti včetně obsluhy, manipulace, údržby a kontroly jsou uvedeny v příslušném provozním předpisu [60].

Mezi přístrojové vybavení reaktoru, které odpovídá požadavkům na stávající využívání reaktoru, patří několik mnohokanálových analyzátorů různého typu, tří-kanálový analyzátor, polovodičový HPGe gama spektrometr, scintilační a polovodičové detektory, měřič nízkých aktivit, přenosné dozimetrické přístroje, aktivační materiály, štěpné a bórové komory apod. Přístrojové vybavení doplňuje výpočetní technika založená na osobních počítačích a noteboocích vzájemně propojených vysokorychlostní sítí Ethernet 1 Gb/s, která slouží rovněž k připojení některých modernějších měřicích přístrojů.

Uplatňování zásad jaderné bezpečnosti se týká i provozu a rozšiřování experimentálního zařízení reaktoru. Proto používání každého nového experimentálního zařízení je z hlediska jaderné bezpečnosti a radiační ochrany předem pečlivě analyzováno. Podle výsledku analýzy lze používaná zařízení rozdělit na zařízení, jejichž instalace a provoz vyžaduje zpracování samostatné bezpečnostní studie (zprávy) a na zařízení, u kterých není potřebné bezpečnostní studii vypracovat. Způsob zavádění nových experimentálních zařízení je popsán v Řídicím postupu č. 3 - Řízení údržby, oprav a změn zařízení reaktoru [19].

## **Horizontální radiální kanál se zátkou RK**

Radiální kanál je neoddělitelná součást stínění a reaktorové nádoby. Čelo kanálu doléhá ke koši AZ. Vnější části, které zasahují do vody v nádobě H01, jsou vyrobeny z hliníku, části procházející betonovým stíněním jsou z nerezové oceli. V době, kdy kanál není využíván, je uzavřen pomocí systému zátek radiálního kanálu. Zátky radiálního kanálu, které zasahují do oblasti nádoby H01, jsou tvořeny hliníkovým pláštěm a jsou vyplněny demineralizovanou vodou. Zátky, které se nacházejí v betonovém stínění reaktoru, jsou tvořeny pláštěm z nerezové oceli a jsou vyplněny barytovým betonem se složením odpovídajícímu stínění reaktoru. Zátky umožňují redukci základního průměru radiálního kanálu 250 mm na průměr 90 mm. Návrh systému zátek je koncipován tak, aby nedocházelo k průniku ionizujícího záření z AZ. Zátky radiálního kanálu lze zajistit závorou a uzamknout. Kromě uvedených zátek lze k odstínění záření z RK použít zařízení Shutter, popsané dále.

## **Horizontální tangenciální kanál se zátkou TK**

Systém tangenciálního kanálu je tvořen průchodkou ve stínění reaktoru s uzavíracími zátkami, závesy na stěně H01 (podpěry, které slouží k uložení kanálu) a samotným kanálem. Čelo kanálu těsně přiléhá k nerezové stěně závěsu a systém tak lze využít k vyvedení svazku

neutronů. Součástí kompletu je i nosič tangenciálního kanálu k jeho zakládání a vyjímání z nádoby H01. Kanál je vyrobený z hliníku. Jeho vnitřní průměr je 100 mm, vnější průměr je 120 mm, délka je 1 850 mm. Z jedné strany je kanál uzavřen závitovou zátkou s kroužkem. Vnitřní objem lze podle potřeby vyplnit vhodným materiálem, zpravidla těžkou vodou. Zátna TK je určena k uzavíraní TK v době, kdy se s kanálem nepracuje.

### **Vertikální kanály**

Vertikální kanály o vnějším průměru 10, 14, 25 a 32 mm jsou vyrobeny z tenkostěnných hliníkových trubek se svařeným nebo lepeným dnem, přičemž jejich délky jsou různé a pohybují se od 4 500 do 5 000 mm, konec kanálu může procházet reaktorovou mříží a končí pod nosnou deskou. Na nosný systém reaktoru jsou upevňovány pomocí odnímatelných hlavic vyrobených z nerezavějící oceli. Do hlavice jsou kanály upevňovány tak, aby se dno kanálu nacházelo pod nosnou deskou. Kanály o vnějším průměru 70 mm jsou vyrobeny z hliníkové trubky uzavřené na spodní straně víckem se šroubem, na kterém je připevněn vodicí čep. Horní část kanálu je opatřena nerezovou hlavicí pevně spojenou s kanálem. Vnitřní průměr hlavice je 56 mm. Do hlavice kanálů lze pomocí bajonetového uzávěru upevnit závěs detektoru neutronů/gama, stínění nebo manipulační držák. Délka kanálu o vnějším průměru 70 mm je 4 400 mm a dolní vodicí čep kanálu zapadá do nosné desky AZ.

### **Zavážecí vůz**

Zavážecí vůz je určen pro usnadnění manipulace se zátkami horizontálních kanálů, k jejich přemisťování po hale reaktoru a k jejich uskladnění při experimentech s otevřeným radiálním nebo tangenciálním kanálem. Jedná se o vozík z lehké svařené konstrukce, který se může pohybovat po dolním podlaží haly reaktoru.

### **Beryliové a grafitové bloky**

Na pracovišti jsou k dispozici grafitové jednobloky, dvoubloky a čtyřbloky, které zabírají 1, 2 nebo 4 pozice AZ a beryliové jednobloky, které zabírají 1 pozici v AZ. Tyto bloky mohou být použity jako součást navržené konfigurace AZ. U všech bloků je horní koncovka určena k manipulaci a transportu a dolní koncovka slouží pro usazení v nosné desce AZ. Grafitové bloky i beryliové bloky jsou pokryty čistým hliníkem a některé bloky jsou vybaveny otvorem pro možnost vložení vertikálních kanálů.

### **Obrysové makety palivových článků**

Obrysové palivové makety jsou vyrobeny z hliníku a slouží k vymezení prázdné pozice, tzv. vodní pasti, v AZ. Maketa má čtvercový průřez se zakulacenými rohy a s délkou strany cca 70 mm a délku 880 mm, tj. odpovídá vnějším rozměrům palivového článku IRT-4M. Horní koncovka je opatřena háčkem pro uchycení manipulátoru, dolní koncovka přesně zapadá do mříže AZ.

## Potrubní pošta

Systém potrubní pošty slouží k přepravě vzorků uložených v kapsli z koncových stanic do suchého kanálu uloženého v AZ reaktoru VR-1 pomocí tlakového vzduchu. Po ozáření zkoumaného vzorku se kapsle odešle do jedné vybrané koncové stanice. Koncové stanice jsou dvě, jedna je v suterénu reaktorové haly poblíž ústí radiálního kanálu a druhá se nachází v laboratoři s HPGe detektorem. Vkládání a odebírání kapslí je přes koncové stanice, případně při přesunu vzorku z AZ může vzorek stanicí proletět a pokračovat trubkou dál např. do sběrného kontejneru či jiného experimentálního zařízení.

## Experimentální zařízení Dojička pro detekci zpožděných neutronů

Zařízení Dojička pro studium zpožděných neutronů je instalováno v reaktorové nádobě H01. Skládá se z krokového motoru, který zajišťuje pohyb vzorku, válcové nádoby vyplněné parafínem s pozicemi pro detektory neutronů, které slouží pro měření aktivovaného vzorku a transportní trubice, která vede od měřicí nádoby až do AZ reaktoru. Pozice, na kterou je zasunuta koncovka transportní trubice, se liší podle konfigurace AZ. Ozařovaný vzorek je zavěšen na lanku. V dojičce je možné ozařovat zkrácený proutek EK-10 nebo ampule s připravenými vzorky obsahující štěpný nebo štěpitelný materiál.

## Zařízení Bublinky pro studium vlivu bublinkového varu na reaktivitu

Experimentální zařízení bublinky umožňuje simuloval vliv bublinkového varu na reaktivitu. Systém je tvořen řídicí jednotkou, která slouží k regulaci průtoku vzduchu, dále vedením stlačeného vzduchu a dvěma koncovkami se vzduchovacími kamínky, které jsou umístěny v nosné desce AZ. Ve standardním rozmístění je jedna koncovka pod palivovým článkem a jedna pod obrysovou maketou. Přívod stlačeného vzduchu je zajišťován z centrálního rozvodu stlačeného vzduchu, případně kompresorem.

## Experimentální zařízení Hopík pro studium rychlých změn reaktivity

Hopík je experimentální zařízení pro studium dynamických změn reaktoru. Jedná se o vertikální kanál, uvnitř kterého se pohybuje pouzdro se vzorkem ovlivňujícím reaktivitu. Koncovka kanálu je umístěna do šestitrubkového nebo čtyřtrubkového PČ. Pohyb pouzdra je zajištěn pomocí stlačeného vzduchu. Samotné pouzdro je vyrobeno z hliníku. Jako vzorek ovlivňující reaktivitu se nejčastěji používá kadmiový kroužek o tloušťce 1 mm, lze však použít i jiné vzorky (absorbéry, štěpitelný materiál, moderátor).

## Experimentální zařízení pro studium dynamiky reaktoru – rotační oscilátor

Jedná se o vertikální experimentální kanál s kadmiovým absorbérem, který umožňuje vyvolávat periodické změny reaktivity s frekvencí až 50 Hz. Suchý kanál s vnitřním průměrem 56 mm je vyroben z hliníku. Na vnější straně dna kanálu je koncovka z polyetylenu, která slouží pro usazení v nosné desce AZ a k tlumení vibrací při rotaci. Uvnitř kanálu se nachází válcový tlumič z polyetylenu, polyetylenový válec s absorbérem a 2 polyetylenové kroužky s ložisky, která zajišťují plynulý pohyb oscilátoru. Pohyb oscilátoru zajišťuje krokový motor umístěný na vrchu kanálu. Periodické změny reaktivity jsou vyvolávány pomocí kadmiových drátků, které jsou umístěny v drážkách polyetylenového válce.

## **Experimentální zařízení pro měření teplotních efektů ZMTE**

Zařízení pro měření teplotních efektů ZMTE je určeno ke studiu odezvy reaktoru na teplotní a dutinové efekty. Smyčka ZMTE se skládá z experimentálního modulu umístovaného do AZ, pomocných zařízení (ohřívák, kompenzátor, čerpadlo, propojovací hadice a potrubí) a systému doplňování úniků do smyčky, hlavního rozvaděče a řídicí jednotky. Zařízení má podobu teplovodní snyčky umožňující ohřev vymezené části AZ. Potrubí pro cirkulaci vody jsou vyrobena z polyamidu Tecamid 6. Ostatní konstrukční části jsou vyrobeny z austenitické nerezové oceli. Smyčka je vybavena senzory teploty, tlaku, průtoku a měření hladiny v kompenzátoru.

### **Zařízení Shutter s měřicími boxy**

Měřicí boxy slouží k provádění experimentů na svazcích neutronů a gama záření vyvedených z radiálního, resp. tangenciálního kanálu. Zařízení Shutter slouží jako stínicí uzávěr horizontálních kanálů reaktoru VR-1. Uzávěr horizontálního kanálu je tvořen kovovým boxem se stíněním, které se pohybuje po vodicích kolejnicích. Stínění je složeno ze 150 mm silné polyetylenové desky a 100 mm vrstvy olova. Pohyb stínění je realizován pomocí lineárního elektromotoru. Shutter je umístěn na vozíku společně s prvním měřicím boxem, nicméně může být u ústí kanálu umístěn i samostatně. Druhý měřicí box je umístěn na samostatném vozíku a lze jej připojit za první box.

## **11.3 Ostatní experimentální zařízení**

### **Experimentální zařízení drát**

Experimentální zařízení je určeno pro skenování gama-záření radionuklidů ze vzorku ozářeného v reaktoru (aktivacní detektory ve tvaru drátů, palivový proutek EK-10). Zařízení se skládá z plexi nosiče, detektoru gama-záření (polovodičový HPGe nebo scintilační NaI(Tl) detektor), olověného kolimačního stínění, posuvného mechanismu s krokovým motorem a řídicí jednotky. Maximální délka skenovaného vzorku je 1 000 mm. Zařízení je umístěno a provozováno v samostatné laboratoři L292.

### **Polovodičový gama-spektrometrický systém**

Polovodičový gama-spektrometrický systém je určen pro měření gama-záření vzorků ozářených v reaktoru, případně pro stanovení přirozené radioaktivity ve vzorcích. Zařízení se skládá z polovodičového HPGe detektoru Canberra, zesilovače, vysokonapěťového zdroje a karty mnohakanálového amplitudového analyzátoru. Polovodičový detektor je umístěn ve stínicím olověném boxu s tloušťkou stěny 50 mm. Celé zařízení je umístěno a provozováno v laboratoři L299.

### **Zařízení MONTE-1**

Zařízení MONTE-1 slouží pro pokročilé testování detekčních systémů a čidel sítí včasného zjištění a také pro výcvik monitorovacích a zasahujících skupin v prostředí reálného směsného spektra štěpných radionuklidů. Jako zdroj směsného pole záření slouží ozářený palivový článek IRT-4M, ozářený palivový proutek EK-10 nebo ozářená palivová peleta.

Zařízení se skládá z centrálního stojanu, na který se umisťuje olověný kolimační kontejner pro založení ozářeného vzorku. K centrálnímu stojanu se připojují měřicí lavice s dálkově ovládanými vozíky pro umístění testovaných detekčních systémů. Zařízení je nejčastěji používáno v suterénu haly reaktoru, což umožňuje snadný, rychlý a bezpečný transport ozářených vzorků z AZ do kolimačního kontejneru.

## 11.4 Materiály zakázané na experimentech

V experimentech na reaktoru VR-1 není povoleno bez speciálních opatření používat materiály, které jsou otěrné, kapalné či těkavé a které by mohly způsobit kontaminaci experimentálního vybavení reaktoru (stěny ozařovacích kanálů, moderátor apod.). V případe vzorků, u kterých by hrozilo nebezpečí kontaminace experimentálního vybavení, je nutno takové vzorky vhodným způsobem zapouzdřit (např. polyetylenové ampule, pytlíčky, apod.). Dále není povoleno vkládat do reaktoru materiály, u kterých by aktivací došlo k produkci radionuklidů s dlouhým poločasem rozpadu (např. kobalt  $^{60}\text{Co}$  s poločasem 5,3 roku a další).

V případe ozařovacího experimentu se vzorkem o neznámém složení je nutné nejdřív vykonat krátké předozáření na nízkém výkonu a pokud gama-spektrometrická analýza nepotvrdí přítomnost nežádoucích radionuklidů, tak následně je možné vzorek ozářit na vyšším výkonu. Pro vzorky větších rozměrů anebo vzorky s obsahem absorpčních materiálů je nutno předem provést ověřovací výpočty vlivu na neutronové pole a reaktivitu systému. Provedení všech nových experimentů (i s materiály dříve neozařovanými) je individuálně posuzováno a schvalováno.

## 12 Provozní radiační bezpečnost

Tato kapitola popisuje pro běžné provozní podmínky program zajištění radiační ochrany, zdroje záření na pracovišti reaktoru, projekt reaktoru z hlediska radiační bezpečnosti, systém nakládání s odpady a zhodnocení dávek pro běžný provoz.

### 12.1 Program zajištění radiační ochrany

#### Způsob a cíle zajištění radiační ochrany provozovatele

Školní reaktor VR-1 se ve smyslu Vyhlášky č. 422/2016 Sb. O radiační ochraně a zabezpečení radionuklidového zdroje [31] řadí mezi velmi významné zdroje ionizujícího záření, z hlediska vykonávání radiačních činností se jedná o pracoviště IV. kategorie. Pracuje se zde s uzavřenými i otevřenými radionuklidy a generátory záření, jsou zde vymezena kontrolovaná a sledovaná pásma pro práci s IZ. Na pracovišti reaktoru VR-1 je zaveden a plněn princip ALARA a systém limitů pro omezování ozáření vstupujících osob a pracovníků.

Cílem radiační ochrany na pracovišti reaktoru VR-1 je zabezpečení dostatečné úrovni ochrany při pozitivním přínosu plynoucím z využití zdrojů IZ a jaderné energie. Pracoviště reaktoru VR-1 slouží jako vzdělávací a výzkumné zařízení v oblasti reaktorové fyziky a dosimetrie. Je unikátním zařízením s celorepublikovou působností používaným při praktické výuce vysokoškolských studentů jakožto budoucích odborníků v jaderných a energetických oborech, podílí se na přípravě provozního personálu jaderných elektráren a slouží i pro obeznámení studentů středních škol s požadavky na bezpečný provoz jaderných zařízení. Zařízení zároveň slouží k vědeckým účelům a přispívá k výchově mladých vědeckých pracovníků v jaderných oborech. Provoz zařízení přispívá k naplnění energetické koncepce v oblasti jaderné energetiky v České republice. Reaktor VR-1 je zároveň využíván k výuce i výzkumu i mnoha zahraničními institucemi a spolupracuje s IAEA na přípravě budoucích odborníků ze zemí s málo či zcela nerozvinutou jadernou infrastrukturou. Naplnění výše uvedeného nezbytně vyžaduje práci s ionizujícím zářením, používání radioaktivních zářičů, vymezení kontrolovaného i sledovaného pásma pro práci se zdroji atd. Díky odborné způsobilosti personálu pracoviště, míře nakládání s radioaktivními zářiči, rozsahu provozu reaktoru, míře jeho technického vybavení, výsledkům programu monitorování a dodržování legislativních předpisů jsou obdržené dávky pro pracovníky, studenty i návštěvníky udržovány trvale na velmi nízké úrovni. Lze konstatovat, že u činností vedoucích k ozáření výše uvedený pozitivní přínos převyšuje prakticky zanedbatelné negativní důsledky provozu.

Radiační ochrana je zajištěna systémem technických a organizačních opatření vedoucích k omezení ozáření fyzických osob a k ochraně životního prostředí. Zahrnuje prevenci, nutnosti odůvodňování činností a prokazování havarijní připravenosti. Na pracovišti reaktoru VR-1 zajišťuje

- ochranu personálu a dalších osob vstupujících na pracoviště před účinky ionizujícího záření,
- včasné zjištění a zamezení nekontrolovatelného šíření radioaktivních látek do okolí,
- deklarování bezpečného provozu reaktoru VR-1,
- deklarování minimálního vlivu provozu reaktoru VR-1 na životní prostředí.

Zavedený systém radiační ochrany je popsán dokumenty [61, 62, 63, 64, 65, 66, 67, 68, 23, 69, 70].

Z hlediska radiační ochrany lze provoz reaktoru charakterizovat následujícími rysy:

- provoz dle aktuální potřeby „na klíč“ – reaktor lze kdykoliv zapnout nebo vypnout,
- provoz na relativně malém tepelném výkonu (< 0,5 kW),
- univerzálnost pracovníků z hlediska pracovní náplně,
- vedle standardizovaných úloh i provádění z hlediska zajištění radiační ochrany náročných nestandardních experimentů,
- časté změny konfigurace aktivní zóny reaktoru,
- časté manipulace s palivem,
- nízká úroveň radiační situace - výjimkou je provoz na vyšším výkonu (nad 50 W) nebo manipulace se zdroji IZ,
- prakticky nulové výpustě (nulové = hluboko pod limitem, na prahu měřitelnosti),
- prakticky nulová produkce radioaktivních odpadů a to včetně VJP,
- zajištění odborné výuky pro cca 150-250 vysokoškolských studentů za rok,
- odborné exkurze pro několik stovek středoškolských studentů za rok v rámci podpory jaderné gramotnosti.

Optimalizace radiační ochrany se při nakládání se zdroji ionizujícího záření na školním reaktoru VR-1 dosahuje následujícími postupy:

- volbou vhodného postupu a organizace při výuce, experimentálních činnostech, odborných exkurzích, údržbě, zkouškách a servisu zařízení, resp. dalších činností,
- obeznámením každého pracovníka, studenta, účastníka experimentu, návštěvníka s vykonávanými činnostmi, resp. experimenty a možnými radiačními riziky,
- zkrácením doby pobytu, doby manipulace (včetně možnosti nacvičení manipulace s maketou zdroje), zamezením přístupu osob do míst se zvýšenou radiací, omezeným přístupem nepovolaným osobám k ZIZ vytvořením fyzických zábran (uzamčením zdroje)
- použitím dostupných stínících prostředků jako jsou olověné a polyetylenové cihly a transportní stínící kontejnery,
- použitím pouze takového množství radioaktivní látky, které je potřebné pro zdárné provedení experimentu,
- použitím radionuklidů s relativně krátkým poločasem rozpadu (při aktivačních měřeních),
- omezením doby manipulace s radionuklidovými zdroji na nezbytně nutnou dobu,

- použitím manipulátorů,
- preferencí lokálního ozáření před celotělovým,
- minimalizováním možnosti povrchové a vnitřní kontaminace,
- dostatečným vybavením pracoviště dozimetrickými přístroji a jejich dostupností,
- vybavením pracovníků přímoodečítacími osobními dozimetry.

Při volbě těchto postupů a zajištění jejich plnění při provozu pracoviště IV. kategorie je zajištěna optimalizace radiační ochrany. Charakter zdrojů ionizujícího záření a zavedený systém radiační ochrany umožňuje provoz zařízení, při němž je vliv provozu zařízení a jeho výpustí na životní prostředí prakticky zanedbatelný a radiační dávky pracovníků a jedinců z populace jsou udržovány na velmi nízké úrovni, hluboko pod limity stanovenými Vyhláškou č. 422/2016 Sb. Používané interní optimalizační meze jsou  $100 \mu\text{Sv} / \text{experiment (činnost)}$ , používaná operativní hodnota pro exkurze odpovídá  $20 \mu\text{Sv}$ . Na pracovišti jsou dále zavedeny referenční úrovně pro monitorování pracoviště, výpustí a okolí, tak aby odchylky od běžného provozu byly včas identifikovány a jejich následky minimalizovány. Tyto limity jsou popsány v Programu monitorování [62]. Na pracovišti je zaveden systém monitorování kapalných a plynných výpustí. Za podmínek normálního provozu reaktoru kapalné radioaktivní odpady prakticky nevznikají a také plynné výpusti jsou na úrovni pozadí. Vzhledem k předchozímu byly pro výpusti stanoveny limity odpovídající hodnotám pro uvolňovací úrovně.

### **Organizace, personální zajištění a zodpovědnosti**

Na zajištění požadavků radiační ochrany se podílí dohlížející osoba, vedoucí radiační ochrany, osoby s přímým dohledem nad radiační ochranou a radiační pracovníci zařazení ve směnovém provozu jako dozimetristé-mechanici [15]. Dohlížející osoba je pověřena dohledem a dodržováním podmínek, za kterých byl vydán souhlas k provozování schválených činností, dodržování pravidel RO. Funkce dohlížejícího pracovníka je ustanovena k dohledu nad pracovištěm s jaderným reaktorem a s ním přímo souvisejícími zařízeními a nad pracovištěm s otevřenými a uzavřenými radioaktivními zářiči a neutronovým generátorem. K uvedené činnosti je pracovník ustanoven děkanem FJFI a v oblasti RO je pak podřízený a zodpovědný děkanovi FJFI. Vedoucí radiační ochrany je zodpovědný za zajištění plnění programu monitorování, zajištění provozuschopnosti měřících přístrojů, organizace servisu, provozní kalibrace a zajištění metrologického ověřování přístrojů a za radiační kontroly potenciálně radioaktivních odpadů.

Osoby s přímým dohledem nad radiační ochranou přímo řídí jednotlivé radiační činnosti prováděné v rámci směnového provozu reaktoru i mimo něj (např. v laboratořích) a trvale dohlíží na to, aby všichni pracovníci při své práci plnili požadavky ochrany zdraví i technické a administrativní požadavky k zajištění RO. Je-li radiační činnost prováděna v rámci směnového provozu reaktoru, jsou obvykle zároveň zařazeni do funkce vedoucí směny. V rámci směnového provozu reaktoru se na zajištění radiační ochrany podílí dozimetrista-mechanik. Kontroluje radiační situaci při spuštění reaktoru, experimentech a provádění údržbářských prací, instalaci experimentálních zařízení, přestavbách zóny apod. Má právo zakázat pokračování v práci, pokud by bylo nebezpečí překročení maximální hodnoty

povoleného dávkového příkonu. Ve funkci mechanika provádí veškeré manipulace na zařízení reaktoru. Kontroluje a řídí práce při instalaci a demontáži experimentálních zařízení a eviduje návštěvy.

## Zařízení, vybavení a instrumentace

Na pracovišti reaktoru VR-1 se nachází několik zařízení využívaných k zajištění radiační ochrany: Zařízení pro zajištění požadavků radiační ochrany při vstupu, resp. výstupu z KP, spektrometrická laboratoř, strojovna S3, kde se nalézá filtr odtahu vzduchu z haly reaktoru a monitor aktivity aerosolů a hygienické smyčky pro řešení kontaminace pracovníků většího rozsahu. Další využívaná zařízení se nalézají přímo v kontrolovaném a sledovaném pásmu. V KP reaktoru se jedná o Radiační monitorovací systém, přenosné přístroje pro monitorování, osobní ochranné a manipulační prostředky a přímoodečítací dozimetry pro dovybavení radiačních pracovníků pro specifické činnosti a hygienické zařízení pro řešení kontaminace malého rozsahu. Ve sledovaných pásmech se jedná zejména o Radiační monitorovací systém, přenosné přístroje a osobní ochranné pomůcky. V místnosti L294 se dále nachází trezor zářičů a přípravků používaných pro provozní kalibrace přístrojů.

Na vstupu, resp. výstupu z kontrolovaného pásma do šatny reaktoru (místnosti L180 a L181), je řešeno vybavení vstupujících osob osobními ochrannými prostředky (návleky, pláště), zajištění vybavení vstupujících osob osobními dozimetry (DIS-1) a vyhodnocení operativních elektronických dozimetru (čtečka osobních elektronických DIS-1 dozimetrů), zajištění monitorování povrchové kontaminace vystupujících, případně i vstupujících osob (stanovené měřidlo kontaminace rukou a nohou Rados Hand-Foot Fibre obsahující ruční sondu pro kontrolu kontaminace oděvu a záložní monitor Berthold LB145) a hygienické zařízení pro očistu pracovníků (umyvadlo). Nachází se zde i sběrná nádoba pro použité ochranné pomůcky (návleky).

Spektrometrická laboratoř v místnosti L299 slouží k monitorování vzorků vody (monitorování výpustí), půdy (monitorování okolí) či jiných vzorků. Pro měření související s radiační ochrannou je využíván spektrometrický systém se scintilačním detektorem typu NaI:Tl, pro detailní analýzy radionuklidů ve zkoumaných vzorcích je na pracovišti k dispozici spektrometrický systém s HPGe detektorem chlazeným tekutým dusíkem.

Ve strojovně S3 se nachází filtry aktivního odtahu a monitor alfa-beta aktivity aerosolů Canberra iCam využívaný pro monitorování plynných výpustí a pro monitorování ovzduší pracoviště.

Hygienické smyčky umístěné v místnosti č. 280 slouží v případě zachycení kontaminace většího rozsahu pracovníků na výstupu z KP reaktoru pro jejich dekontaminaci. Ve smyčkách jsou instalována hygienická zařízení (sprchy a umyvadla).

V kontrolovaném pásmu reaktoru (viz obr. 35, 36 a 38) je instalován stacionární radiační monitorovací systém příkonu dávkového ekvivalentu gama záření a neutronů a jsou k dispozici přenosné přístroje pro operativní měření (stanovené měřidlo RDS-120, pracovní měřidlo RDS-200 pro gama záření, pracovní měřidlo PNM-01 pro neutronové záření) a přenosné monitory povrchové kontaminace RDS-80 (stanovené měřidlo), resp. pracovní monitor LB 122. Na spodním podlaží haly reaktoru (místnost L083) se nachází hygienické zařízení (umyvadlo a dekontaminační roztoky) pro řešení dekontaminace malého rozsahu. Dále jsou v KP skladovány osobní ochranné pomůcky pro specifické činnosti (např. manipulace v reaktorové nádobě) – celotělový ochranný oděv Tyvek, dodatečné návleky, jednorázové rukavice, ochranné přilby. Jsou zde skladovány i manipulační prostředky pro práci se zdroji

– pistolové a klešťové manipulátory a manipulátory pro jednotlivé komponenty aktivní zóny. Dále jsou zde skladovány operativní signální přímoodečítací dozimetry DMC 2000, používané při činnostech, kdy příkon dávkového ekvivalentu na pracovišti může překročit hodnotu 1 mSv/h.

Ve sledovaných pásmech reaktoru jsou instalována čidla Radiačního monitorovacího systému a přenosné přístroje pro stanovení příkonu dávkového ekvivalentu či povrchové kontaminace.

V místnosti L294 jsou v trezoru uskladněny zářiče pro provozní kalibrace dozimetrických a spektrometrických systémů, včetně potřebných nástavců pro zajištění reprodukovatelné geometrie při těchto činnostech.

Při běžných činnostech na pracovišti reaktoru je možnost povrchové či vnitřní kontaminace prakticky zanedbatelná. Proto jsou kmenoví radiační pracovníci reaktoru vybaveni pouze pracovními halenami a pracovní obuví, případně mohou využít návleků na obuv. Pro manipulace se vzorky (otevřenými zářiči) či konstrukčními částmi reaktoru jsou k dispozici jednorázové rukavice.

Při těchto manipulacích mohou být pracovníci s ohledem na charakter činnosti dovybaveni pracovními kalhotami. Ostatní vstupující jsou vybaveni pláštěm a návleky na obuv. Pro manipulace v reaktorové nádobě jsou pracovníci dovybavováni celotělovým ochranným oblekem „Tyvek“, speciálními návleky na obuv a pracovní přilbou.

## **Metodiky a odborná příprava**

Postupy a metodiky pro jednotlivá měření související s radiační ochranou jsou rozvedeny v Programu monitorování [62] a Dílcím provozním předpisu č. 8 – Radiační ochrana a dozimetrie [69]. Způsob nakládání s odpadními vodami je popsán v Provozním řádu likvidační stanice odpadních vod [70]. Způsob provádění činností mající vliv na radiační ochranu je blíže specifikován v Řídicím postupu č. 5 – Řízení radiační ochrany [61]. Metodiky související s nakládáním s radioaktivními odpady jsou shrnutы v Doložení bezpečného nakládání s radioaktivními odpady na školním reaktoru VR-1 [23].

Řešení radiační ochrany při zavádění nových experimentů je součástí Řídicího postupu č. 8 – Řízení experimentů [71]. Zajištění radiační ochrany při havarijních situacích je součástí Vnitřního havarijního plánu školního reaktoru VR-1, resp. jeho zásahových instrukcí [72].

Odborná příprava radiačních pracovníků je řešena v Řídicím postupu č. 4 - Řízení odborné přípravy vybraných pracovníků [73]. Radiační pracovníci vstupující pravidelně do KP reaktoru jsou v oblasti radiační ochrany proškolováni alespoň jednou ročně. Ostatní radiační pracovníci a osoby vstupující do KP pro jednorázové (nahodilé) činnosti jsou poučeni o zásadách chování v KP před vstupem na pracoviště.

## **Program monitorování výpustí a okolí**

Monitorování výpustí se uskutečňuje sledováním, měřením, zaznamenáváním a hodnocením veličin a parametrů charakterizujících uvolňované látky, zejména jejich celkovou objemovou aktivitu. Slouží ke kontrole dodržování povolených výpustí nebo podmínek povolení a k včasnému zjištění a zhodnocení případných úniků a jejich důsledků na obyvatelstvo v okolí pracoviště a na životní prostředí.

Monitorování výpustí (viz [62]) na VR-1 zahrnuje monitorování odpadních vod a monitorování aktivity alfa–beta aerosolů. Monitorování odpadních vod se provádí podle "Provoz-

ního řádu likvidační stanice odpadních vod" [70], kde jsou i podrobně uvedeny požadavky na kvalitu vypouštěných odpadních vod a postupy pro související činnosti. Odpadní vody jsou z pracoviště reaktoru odváděny aktivní kanalizací do havarijní jímky umístěné v místnosti č. L090 v budově TL. Po zaplnění jímky na úroveň prahového signalizátoru se obsah jímky přečerpá do jedné z nádrží Likvidační stanice odpadních vod (LSOV). Odpadní voda z laboratoří je odváděna přímo do jedné z nádrží LSOV. Provoz LSOV detailně upravuje Provozní řád likvidační stanice odpadních vod [70]. Před vypouštěním je stanovováno pH a objemová aktivita odpadních vod spektrometrickým systémem s detektorem typu NaI:Tl. Kritérium přijatelnosti pro pH odpovídá 6,0 - 8,5, pro objemovou aktivitu musí být splněna podmínka  $\sum_i a_i \times h_i^{ing} \leq 10^{-2} \text{ Sv/m}^3$ , kde  $a_i$  je průměrná objemová aktivita i-tého vypouštěného radionuklidu,  $h_i^{ing}$  je maximální konverzní faktor pro příjem i-tého radionuklidu požitím dospělým jedincem z obyvatelstva podle tabulek přílohy vyhlášky č. 422/2016 Sb., o radiační ochraně, v platném znění. Monitorování alfa-beta aerosolů je prováděno v rámci provozu stacionárního dozimetrického systému RMS VR-1 měřičem alfa-beta aerosolů Canberra iCam, který je umístěn na výstupu aktivní vzduchotechniky (filtr FAH) ve strojovně S3. Na monitorování výpustí navazuje program monitorování okolí, založený na sadě termoluminiscenčních dozimetrů, spektrometrii vzorků půdy a monitorování příkonu dávkového ekvivalentu vně reaktorové haly (na střeše).

### Audity a revize programů

Kontrola provádění činností souvisejících s radiační ochranou obecně spadá do systému Ověřování a hodnocení systému řízení a je řízena Řídícím postupem č. 11 [74]. Revize související dokumentace se řídí Řídícím postupem č. 2 – Řízení a správa provozní dokumentace [75]. Audit systému řízení zajišťuje jednou ročně interní auditor. Interní auditor je jmenován vedoucím KJR a je nezávislý na provozu reaktoru. Audit organizuje vedoucí systému řízení, který zároveň připravuje internímu auditorovi veškeré potřebné podklady a součinnost. Periodicky je také prováděn externí audit, který provádí pracovníci se zkušeností z oblasti systémů řízení a zároveň odborníci na problematiku provozu jaderných zařízení.

## 12.2 Zdroje záření na pracovišti

Zdroje záření na pracovišti lze rozdělit na zdroje přímo související s provozem reaktoru a na zdroje související s širším experimentálním a výukovým zaměřením pracoviště reaktoru. Nejvýznamnějším zdrojem záření je aktivní zóna reaktoru, dále je na pracovišti nakládáno s uzavřenými a otevřenými zářiči a neutronovým generátorem.

### Aktivní zóna reaktoru VR-1

Jaderný reaktor VR-1 je v souladu s ustanovením Vyhlášky o radiační ochraně a zabezpečení radionuklidového zdroje [31], kategorizován jako velmi významný ZIZ. Zdrojem ionizujícího záření je aktivní zóna reaktoru VR-1, která obsahuje ve vhodném uspořádání palivo, moderátor, reflektor, regulační tyče a další konstrukční materiály tak, aby za přesně definovaných podmínek bylo dosaženo kritického stavu. Pronikavá složka záření emitovaného z palivového článku umístěného v aktivní zóně reaktoru je tvořena neutrony a fotony, resp. i beta zářením vyšších energií, které projde hliníkovým pokrytím palivových článků o tloušťce 0,5 mm. Slabě pronikavá složka, která je absorbovaná v pokrytí palivových

článků, je tvořena zářením alfa, beta a fotonů nižších energií. Intenzita emitovaných částic pak závisí na aktuálním výkonu reaktoru VR-1 a historii jeho provozu. Použité palivové články typu IRT-4M obsahují uran s obohacením <20 % 235U, jako moderátor je používána lehká voda a jako reflektor lehká voda, resp. jaderně čistý grafit či berylium. V případě provozu s částečně či zcela vyjmutými stínicími zátkami je zdrojem IZ (svazku neutronů a záření gama) otevřené ústí radiálního či tangenciálního kanálu. V případě provozu na vysokém výkonu reaktoru (1E7 imp./s na PMV) jsou zdroji IZ nezakrytá ústí vertikálních experimentálních kanálů – zejména o průměru 90 mm, 56 mm, 32 mm. Nízkou indukovanou aktivitu vykazují také konstrukční části reaktoru (např. nosná deska aktivní zóny).

### Neutronové radionuklidové zdroje

Na pracovišti jsou využívány tři neutronové radionuklidové zdroje typu Am/Be. Neutronový zdroj  $^{241}\text{Am}/\text{Be}$ , ozn. Am1.N20 013/07 je zařazen jako vysokoaktivní zdroj s aktivitou  $^{241}\text{Am}$  185 GBq a s emisní četností neutronů  $1,26 \times 10^7 \text{ s}^{-1}$ . Je používán ve vstřelovacím zařízení pro bezpečné spouštění reaktoru VR-1 a související experimenty. Jedná se o URZ vyrobený v roce 2007 s dvouplášťovým pouzdrem z nerez oceli. Neutronový zdroj  $^{241}\text{Am}/\text{Be}$ , ozn. 5751NE je zařazen jako vysokoaktivní zdroj s aktivitou  $^{241}\text{Am}$  185 GBq a s emisní četností neutronů  $1,1 \times 10^7 \text{ s}^{-1}$ . Do roku 2008 byl používán ve vstřelovacím zařízení pro bezpečné spouštění reaktoru a související experimenty. Je nadále zájem, aby byl používán jako URZ pro experimenty v neutronové laboratoři. Příkon dávkového ekvivalentu zahrnující fotony i neutryny ve vzdálenosti 1 m od povrchu zdroje je cca 250  $\mu\text{Sv}/\text{hod}$ . Neutronový zdroj  $^{241}\text{Am}/\text{Be}$  ozn. Am1.N09 059/06 je kategorizován jako jednoduchý zdroj s aktivitou  $^{241}\text{Am}$  3,37 GBq a s emisí neutronů  $1,9 \times 10^5 \text{ s}^{-1}$ . Je používán pro experimenty, kontrolu a nastavení přístrojů v laboratorních podmínkách.

### Radionuklidové zdroje gama záření

Na pracovišti jsou používány dva URZ, které jsou kategorizovány jako jednoduché zdroje gama záření:  $^{137}\text{Cs}$  a  $^{57}\text{Co}$ . Oba URZ byly pořízeny v roce 2014. Zdroj  $^{57}\text{Co}$ , v. č. MC07.124165.14, číslo osvědčení EUST-094-2014, je využíván pro Moesbauerovskou spektroskopii a v současné době je v dlouhodobé zápujčce mimo pracoviště Katedry jaderných reaktorů. Zdroj  $^{137}\text{Cs}$ , identifikační číslo 0642/14, typ Cs7.P03, osvědčení č. 086814, je využíván pro účely výuky. Na pracovišti reaktoru VR-1 jsou dále používány kontrolní zdroje (radionuklidové) alfa, beta a gama vyráběné ČMI Praha. Typy EG1 a EG3 mají charakter URZ, etalony EZ, EM X, MBSS, EFS jsou otevřené radionuklidové zdroje, které jsou kategorizovány jako nevýznamné až drobné ZIZ. Jejich používání, způsob kontroly, předpokládaná doba používání konkrétního ZIZ se řídí příslušným doporučením výrobce, ČMI Praha, podle dodávané „Dokumentace ke zdrojům IZ“. Přehled kontrolních zdrojů v evidenci Katedry jaderných reaktorů k příslušnému datu je uveden v [66], evidence URZ je prováděna jednou ročně.

### Neutronový generátor

Na pracovišti je používán generátor neutronů P385 typu DD (výrobce Thermo Scientific). Jedná se o malý přenosný generátor neutronů s maximální emisí odpovídající  $7 \times 10^6$  neutronů/s. Generátor je ovládán vzdáleně pomocí počítače a řídicího softwaru. Emisi neutronů lze řídit nastavením hodnot napětí a proudu. Maximální urychlovací napětí je

130 kV. Generátor je rozhodnutím SÚJB č.j. SÚJB/OROPC/2168/2015 kategorizován jako jednoduchý ZIZ.

### Ostatní ZIZ

Vzhledem k možné aktivaci materiálů neutrony se potenciálně můžou vyskytovat na pracovišti další ZIZ. Při provozu reaktoru VR-1 jsou ozařovány různé vzorky a aktivační fólie. Tyto aktivní vzorky jsou otevřenými radionuklidovými zdroji a na základě jejich aktivity jsou kategorizovány jako nevýznamné nebo drobné ZIZ, v případě pevných, neprašných a netěkavých vzorků mohou odpovídat i jednoduchému ZIZ. Aktivované vzorky je možno charakterizovat krátkým poločasem přeměny (max. dny), příkonem dávkového ekvivalentu na povrchu do 100  $\mu\text{Sv}/\text{hod}$  a hmotností typicky do 10 g. Jedná se nejčastěji o kuchyňskou sůl ( $\text{NaCl}$ ), mangan ( $\text{Mn}$ ), aktivační fólie ( $\text{Au}$ ,  $\text{Lu}$ ,  $\text{Dy}$ ,  $\text{Cu}$ ,  $\text{Al}$ , ...). Pro účely vybraných experimentů mohou být pevné neprašné a netěkavé vzorky ozařovány i ve větším množství a na vyšší aktivity s očekávanými příkonem dávkového ekvivalentu na povrchu pod 10  $\text{mSv}/\text{hod}$ . Vytvořené ORZ jsou evidovány v deníku dozimetristy.

Na pracovišti školního reaktoru VR-1 se nacházejí další ZIZ:

- palivové články IRT-4M s uranem ve formě disperze  $\text{Al}$  a  $\text{UO}_2$  a obohaceným na 19,7 %  $^{235}\text{U}$  – čerstvé i aktivované palivové články jsou uložené ve skladu paliva nebo v chránilisti reaktorové nádoby H02
- palivové proutky EK-10 s uranem ve formě disperze  $\text{Mg}$  a  $\text{UO}_2$  a obohaceným na 10 %  $^{235}\text{U}$  - čerstvé i aktivované, uložené ve skladu jaderného paliva
- vzorky s přírodním a obohaceným uranem (obohacení do 4,5 %) rozptýleným v parafínu, uložené v trezoru v místnosti L193.
- palivové pelety s  $\text{UO}_2$  s obohacením do 5 %  $^{235}\text{U}$

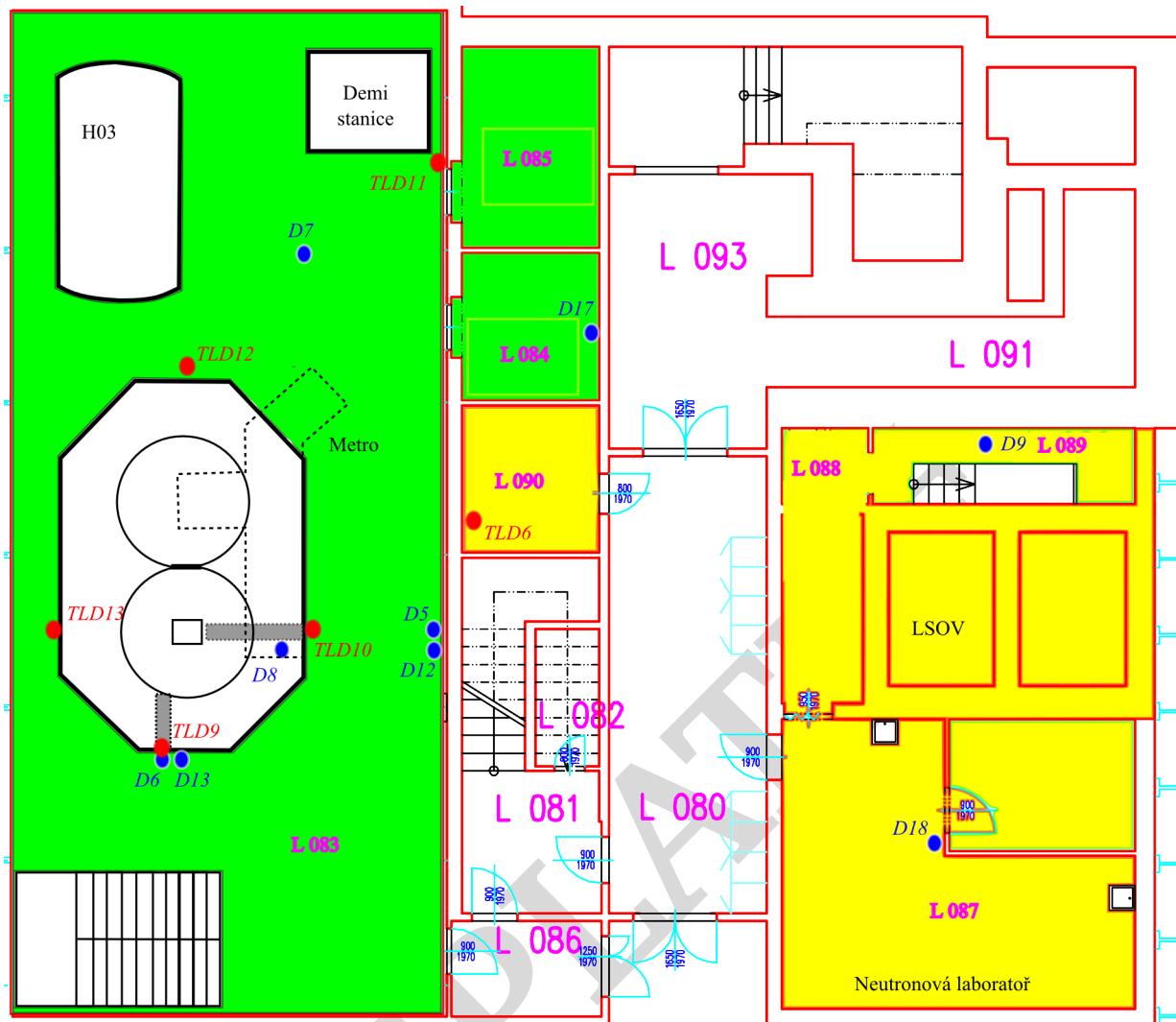
V případě odchylky od normálního provozu reaktoru (např. v případě netěsnosti či poškození povrchu paliva) se potenciálně mohou stát zdroji ionizujícího záření také iontoměniče, vzduchové a vodní filtry, voda z reaktoru, utěrky pro stěr, použité ochranné pomůcky (rukavice, pláště, návleky atd.).

### 12.3 Projekt reaktoru z hlediska radiační ochrany

Projekt reaktoru umožňuje jeho provoz a provádění výukové a experimentální činnosti tak, aby ozáření pracovníků a dalších vstupujících osob bylo udržované na velmi nízké úrovni hluboko pod limity stanovenými vyhláškou, riziko povrchové a vnitřní kontaminace bylo prakticky zanedbatelné a aby radioaktivita výpustí byla prakticky nulová. Způsob provozování reaktoru pak zaručuje velmi omezenou (prakticky nulovou) produkci radioaktivních odpadů v průběhu běžného provozu.

### Řízení vstupů a klasifikace pracoviště

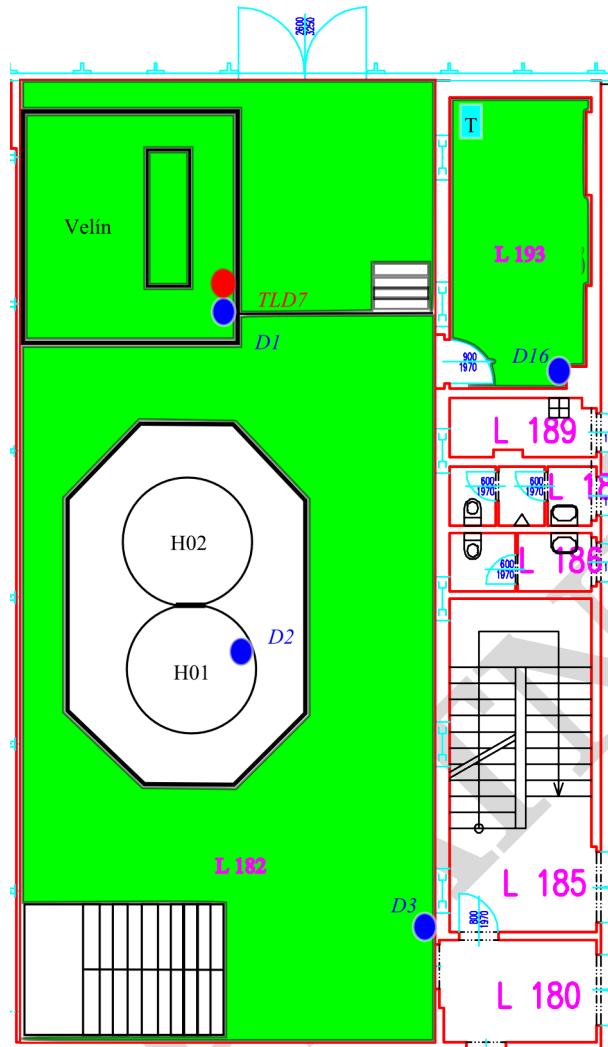
Pro účely radiační ochrany je na pracovišti reaktoru VR-1 a v přilehlých laboratořích, kde se pracuje se zdroji ionizujícího záření, vymezeno kontrolované a sledované pásmo a to v závislosti na způsobu nakládání se zdroji IZ [64, 65].



Obr. 35: Monitorování pracoviště reaktoru VR-1, 1. NP objektu TL. Zelená – kontrolované pásmo. Žlutá – sledované pásmo. Modrá – pozice sond RMS. Červená – pozice TLD dozimetru.

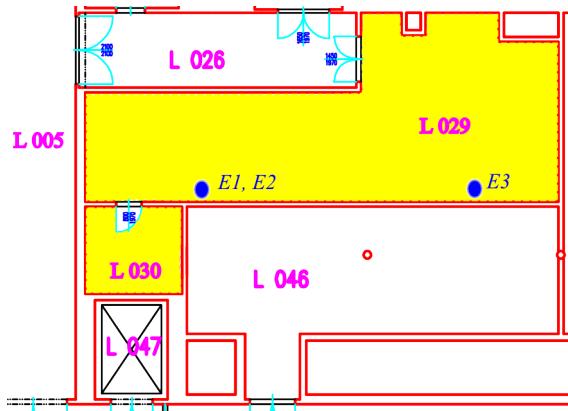
Vymezení pásem je provedeno tak, aby regulací pohybu osob, vytvořením ochranných bariér a případně i stavebními úpravami, režimem práce, rozsahem monitorování a dalšími opatřeními přiměřenými používaným zdrojům a způsobům nakládání s nimi bylo zajištěno, že se zdroji budou nakládat jen osoby k tomu dostatečně odborně i zdravotně způsobilé, poučené o možném riziku práce, náležitě vybavené, a aby důsledky případné radiační nehody zůstaly co nejvíce omezeny. Na pracovišti reaktoru VR-1 vymezené kontrolované pásmo zahrnuje halu reaktoru a prostory ve kterých je manipulováno s jadernými materiály (zejména s jaderným palivem). Ačkoliv dlouhodobé výsledky monitorování ukazují, že průměrný příkon dávkového ekvivalentu ze zevního ozáření v kontrolovaném pásmu pracoviště na pracovním místě je dlouhodobě mnohem nižší než  $2,5 \mu\text{Sv}/\text{h}$ , nelze možnost průměrného příkonu dávkového ekvivalentu nad touto úrovni zcela vyloučit. Naopak hodnoty objemových aktivit radionuklidů uvolňovaných do ovzduší a kontaminace povrchů na pracovních místech jsou dlouhodobě nevýznamné.

Kontrolované pásmo na reaktoru VR-1 je vymezeno jako ucelená a jednoznačně určená část pracoviště, která je stavebně oddělená a zajištěná, aby do ní nemohly vstoupit nepo-



Obr. 36: Monitorování pracoviště reaktoru VR-1, 2. NP objektu TL. Zelená – kontrolované pásmo. Modrá – pozice sond RMS. Červená – pozice TLD dozimetru. T – trezor pro dočasné skladování ozářených vzorků.

volané osoby. Jedná se o třípodlažní halu reaktoru L083, L182, L286 s místnostmi L084 - sklad paliva, L085 - rozvodna, L180 - vstupní chodbička, a L193 - I&C rozvodna s trezorem pro krátkodobé uložení pevných odpadů (v reaktoru aktivovaných vzorků, detektorů, kabelů atd.). Na vchodech nebo ohraničení je kontrolované pásmo označeno znakem radiačního nebezpečí a upozorněním „Kontrolované pásmo se zdroji ionizujícího záření, vstup nepovolaným osobám zakázán“ a údaji o charakteru zdrojů a rizik s jejich využíváním spojených. Vstup a výstup osob do kontrolovaného pásma reaktoru VR-1 je přes vstupní chodbičku L180 v prvním nadzemním podlaží objektu laboratoří. Je zde prováděna evidence vstupujících osob a instalovány kontrolní měřicí dozimetrické přístroje pro výstupní kontrolu osob. Všechny ostatní vchody (vrata do haly reaktoru L182, únikové východy do místností L086, L284) jsou pouze pomocné, sloužící pouze pro manipulaci nebo transport zařízení nebo jako nouzový východ pro bezpečný únik v nebezpečí. Jejich případné použití je pak z hlediska radiační ochrany zabezpečeno jak z hlediska organizace činnosti, tak i kontrolního měření pomocí přenosných měřících přístrojů. Rozsah kontrolovaného pásma pracoviště reaktoru VR-1 je dán zejména na základě dlouhodobých zkušeností se způsobem provozování reaktoru. Skutečná úroveň technického zajištění kontrolovaného pásma proti



Obr. 37: Monitorování pracoviště reaktoru VR-1, 1. NP objektu. Žlutá – sledované pásmo. Modrá – pozice sond RMS.

vstupu nepovolaných osob je však podstatně vyšší než požaduje vyhláška č. 422/2016 Sb., a to z důvodů zajištění požadavků na fyzickou ochranu jaderných materiálů. Kontrolované pásmo (hala reaktoru) je zabezpečeno proti vstupu nepovolaných osob mechanickými zábranami (zesílené dveře, mříže, elektronická signalizace), vybaveno kamerovým systémem se záznamem dat a elektronickým vrátným. Hala je přístupná pouze s doprovodem pracovníka s právem samostatného vstupu.

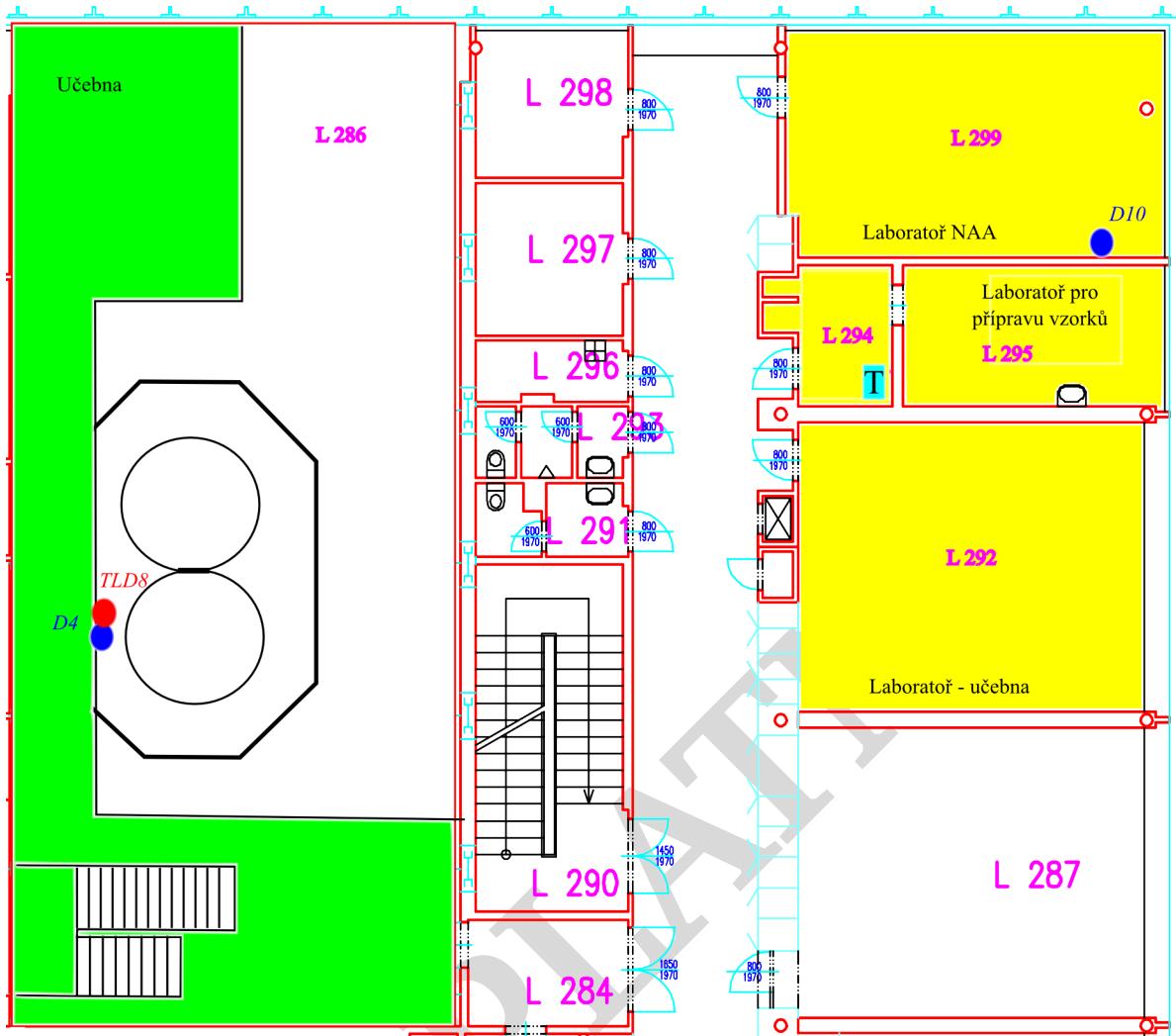
Sledované pásmo je na pracovišti reaktoru VR-1 vymezeno tam, kde se očekává, že efektivní dávka by mohla být vyšší než 1 mSv ročně nebo ekvivalentní dávka by mohla být vyšší než jedna desetina limitu ozáření pro oční čočku, kůži a končetiny. Je vymezeno jako ucelená a jednoznačně určená část pracoviště, stavebně oddělená. Na vchodech nebo ohraničení je sledované pásmo označeno upozorněním „Sledované pásmo se zdroji ionizujícího záření“ a znakem radiačního nebezpečí a údaji o charakteru zdrojů a rizik s nimi spojených. Provádí se zde pouze pravidelné monitorování. Sledované pásmo zahrnuje místnosti L090 - čerpací stanice, L087 - neutronová laboratoř, L088, L089 - likvidační stanice odpadních vod, L029, L030, L292, L294, L295, L299 - laboratoře.

Do sledovaného a kontrolovaného pásmá pracoviště reaktoru VR-1 mohou vstupovat jen osoby poučené o tom, jak se tam mají chovat, aby neohrozily zdraví své ani zdraví ostatních osob. Současně je technickými a organizačními opatřeními zajištěno, že se zdroji záření budou nakládat jen osoby k tomu dostatečně odborně i zdravotně způsobilé, poučené o možném riziku práce a náležitě vybavené a že důsledky případné radiační nehody zůstanou co nejvíce omezeny.

### **Stínění a ochranné charakteristiky**

Aktivní zóna reaktoru se nachází uvnitř reaktorové nádoby umístěné v tělese stínění. Stínění aktivní zóny je zajištěno v radiálním směru 950 mm zvlášť těžkého betonu a 850 mm vody, v axiálním směru pak cca 3000 mm vody. Stínění reaktoru udržuje příkony dávkového ekvivalentu gama záření a neutronů na pracovišti prakticky na úrovni pozadí, pouze v případě provozu na vysokém výkonu ( $> 1E7$  impulzů na PMV) dochází ve vybraných místech pracoviště k růstu hodnot příkonu dávkového ekvivalentu (viz tab. 28). Lokálně vyšší hodnoty PDE lze pozorovat také u ústí suchých horizontálních kanálů, zejména těch s vyšším průměrem (56 mm).

Pracoviště je vybaveno speciálními olověnými stínicími zátkami, které slouží k dostínění



Obr. 38: Monitorování pracovišť reaktoru VR-1, 3. NP objektu TL. Zelená – kontrolované pásmo. Žlutá – sledované pásmo. Modrá – pozice sond RMS. Červená – pozice TLD dozimetru. T – trezor pro skladování ZIZ a ozářených vzorků.

těchto kanálů při provozu reaktoru na vysokém výkonu. Reaktor je vybaven jedním radiálním a jedním tangenciálním kanálem. Radiální kanál je suchý kanál normálně vyplněný sadou stínících zátek, které kopírují materiál okolního stínění (dvě zátky vyplněné vodou a zátka vyplněná betonem. Zátky je možno zcela či částečně vyjmout a tím vyvést svazek gama záření a neutronů. Pro takové případy je na pracovišti k dispozici zařízení shutter a měřicí boxy. Shutter s měřicími boxy lze připojit k otevřenému ústí radiálního kanálu tak, že svazek záření je veden do prostoru stíněných měřicích boxů. Shutter poskytuje možnost odstínění svazku za provozu reaktoru. K dalšímu dostínění prostoru v okolí radiálního kanálu jsou k dispozici mobilní betonové bloky, které umožňují vytvoření kobky v okolí otevřeného radiálního kanálu. Tangenciální kanál se skládá z trubice vyplněné těžkou vodou, která může být vložena do reaktorové nádoby a ze suchého kanálu procházejícího stíněním reaktoru, který je vyplněn betonovou zátkou. Dostínění tangenciálního kanálu je řešeno stejně jako u radiálního, s tím rozdílem, že vlivem rozdílné geometrie jsou radiační dávky u tohoto kanálu na výrazně nižší úrovni. Při experimentech na horizontálních kanálech je výkon reaktoru volen tak, aby radiační situace v jeho okolí byla dostatečně nízká.

Při těchto experimentech je vždy RMS a přenosnými přístroji ověřen maximální PDE

v přístupných místech a pokud v blízkosti ústí radiálního kanálu převyšuje PDE hodnotu  $100 \mu\text{Sv}/\text{h}$ , je tento prostor ohraničen. Zvýšené hodnoty příkonu dávkového ekvivalentu jsou dosahovány v revizní chodbě pod reaktorovou nádobou v okolí vstřelovacího zařízení neutronového zdroje. Tento prostor je standardně nepřístupný a proti nepovolanému vstupu je revizní chodba zabezpečena uzamčením. Do prostoru je možno vstupovat, pouze pokud je reaktor odstaven. Vstupuje se zejména za účelem provádění zkoušek vstřelovacího zdroje, údržby vstřelovacího zařízení či při specializovaných exkurzích. Zvýšené hodnoty příkonu dávkového ekvivalentu se mohou vyskytovat i v místnosti L084 – sklad paliva. Také tato místnost je uzamčena a je přístupná pouze, je-li manipulováno s palivem či jinými komponentami z či do skladu paliva.

Radionuklidové zdroje klasifikované jako významné nebo jednoduché jsou skladovány ve svých stínících kontejnerech a jsou zabezpečeny uzamčením.

Pracoviště je vybaveno řadou manipulačních, stínících a ochranných prostředků umožňujících efektivní ochranu při práci se zdroji ZIZ: jedná se o manipulátory pro manipulaci s palivovými články a jinými komponentami aktivní zóny reaktoru a pistolové, klešťové či tyčové manipulátory pro práci se URZ a ORZ (ozářené vzorky), mobilní stínění z olověných cihel či boročovaného polyetylenu, atp.

### **Aspekty ventilačního systému pro radiační ochranu**

Pracoviště je vybaveno aktivní odtahovou ventilací určenou k odsávání radioaktivních aerosolů, které by se mohly uvolňovat v prostoru nad hladinami v reaktorové nádobě, je-li reaktor provozován na vysokém výkonu. Odsávaný vzduch se filtruje přes filtr, který se spolu s ventilátorem nachází ve ventilačním centru budovy (strojovna S3). Aktivita odsátého vzduchu je před vypuštěním do atmosféry kontrolována Radiačním monitorovacím systémem. Vzhledem k nízkému výkonu reaktoru je během normálního provozu koncentrace radioaktivních aerosolů v reaktorové hale na úrovni přírodního pozadí a aerosoly nejsou aktivně odsávány. Množství aerosolů, které se uvolňuje při provozu reaktoru, je zanedbatelné a preventivní odsávání aktivní odtahovou ventilací je spouštěno jen v případě, je-li výkon reaktoru vyšší než  $1E7$ .

K uvolnění většího množství radioaktivních aerosolů může dojít pouze při hypotetické události spojené s velkou výkonovou exkurzí. V tomto případě je směna reaktoru povinna zabezpečit zastavení větrání hal, vypnout aktivní ventilaci a uzavřít plynотěsné klapky, které se nacházejí v blízkosti reaktorových nádob. Ačkoliv hala reaktoru není plynотěsně izolována od okolí, je tímto zabezpečeno, že uvolněné aerosoly budou rozptýleny pouze do prostoru reaktorové haly a jejich únik do okolí bude minimalizován.

### **Radiační monitorovací systémy**

Pracoviště reaktoru je vybaveno systémy pro monitorování pracoviště, osob, výpustí a okolí reaktoru. Monitorování pracoviště reaktoru VR-1 je prováděno pomocí:

- radiačního monitorovacího systému RMS VR-1, který zajišťuje kontinuální měření příkonu ekvivalentní dávky a objemové aktivity v ovzduší,
- termoluminiscenčních dozimetrů umístěných v osmi vybraných bodech (viz obr. 35, 36 a 38),

- přenosných přístrojů (měření příkonu ekvivalentní dávky, plošných aktivit na pracovišti).

Bližší vymezení monitorovaných veličin, rozsah a frekvence měření, návody na vyhodnocování výsledků měření, hodnoty referenčních úrovní a přehled příslušných opatření při jejich překročení, specifikace metod měření a specifikace parametrů používaných typů měřicích přístrojů pomůcek je uvedeno v Programu monitorování [62] a v návodech pro používání přístrojů.

Radiační monitorovací systém RMS VR-1 je určen pro nepřetržité monitorování pracoviště reaktoru a přilehlých laboratoří. Referenční úrovňě jsou stanoveny individuálně pro jednotlivá měřicí místa a jsou součástí Programu monitorování i Limitů a Podmínek [62, 76]. RMS je tvořen hustou sítí monitorů příkonu dávkového ekvivalentu gama záření a ve vybraných pozicích i neutronů a jedním monitorem alfa-beta aerosolů pro monitorování objemových aktivit radionuklidů. Umístění jednotlivých čidel RMS je zobrazeno na obr. 35, 36 a 38. Referenční úrovně RMS jsou shrnutý v tab. 27.

TLD jsou umístěny v osmi pevně stanovených měřicích bodech. Jejich vyhodnocování je prováděno společností NUVIA Dosimetry ve tříměsíčním intervalu. Přenosné přístroje jsou používány průběžně dle aktuální potřeby. Monitorování povrchového znečištění radio-nuklidy se provádí stanoveným měřidlem RDS-80, případně pracovními měřidly Berthold LB 122 a Rados MicroCont II. Monitorování se provádí přímým měřením povrchu nebo nepřímo měřením otěru z maximální plochy. Monitorování příkonu dávkového ekvivalentu se provádí přenosným stanoveným měřidlem RDS-120 nebo pracovními měřidly RDS-200.

Osobní monitorování je zajišťováno kombinací filmových, elektronických a přímoodečítacích dozimetru tak, aby zohlednilo potřeby monitorování pro různé kategorie vstupujících osob - radiační pracovníci reaktoru VR-1 kategorie A a B, servisní pracovníci, účastníci experimentálních měření, návštěvníci – exkurze, jednotlivci z obyvatelstva. Vymezení kategorií vstupujících osob je dán dokumentem Vymezení kontrolovaného pásma [64], referenční úrovně pro jednotlivé skupiny jsou dány v [62]. Radiační pracovníci reaktoru VR-1 kategorie A jsou monitorováni filmovými dozimetry vyhodnocovanými v jednoměsíčním intervalu společností NUVIA Dosimetry. Dále jsou monitorováni elektronickými DIS dozimetry, které umožňují stanovení  $H_p(10)$  a  $H_p(0,07)$  v průběhu jednotlivých směn (experimentů) a jsou vyhodnocovány na výstupu z KP. V případě, že příkon dávkového ekvivalentu na pracovišti může přesáhnout 1 mSv/h, jsou dále dovybaveni přímoodečítacími dozimetry DMC 2000. Ostatní vstupující z výše uvedených kategorií jsou vybavováni elektronickými DIS dozimetry. V případě, že mají vykonávat v KP práci za situace, kdy příkon dávkového ekvivalentu na pracovišti může přesáhnout 1 mSv/h, jsou dále dovybaveni přímoodečítacími dozimetry DMC 2000. U všech osob vystupujících z KP je dále kontrolována povrchová kontaminace monitorem HF Fibre.

Monitorování výpustí na reaktoru VR-1 zahrnuje monitorování odpadních vod a radioaktivních aerosolů. Monitorování odpadních vod se provádí před jejich vypuštěním gama spektrometrickým systémem typu NaI:Tl. Monitorování plynných výpustí (aktivní) odtah vzduchu nad nádobami je zajištěn monitorem Canberra iCam. Monitorování okolí je zajištěno TLD dozimetry, měřením objemové aktivity vzorků půdy a kontinuálním měřením dávkového příkonu gama záření. TLD jsou umístěny v pěti stanovených bodech v okolí pracoviště a jsou vyhodnocovány v tříměsíčním intervalu. Vzorky půdy jsou odebírány ve třech stanovených bodech a měřeny v šestiměsíčním intervalu. Kontinuální měření dávkového příkonu gama záření je umístěno na střeše reaktoru a je součástí Radiačního monitorovacího

systému pracoviště.

Program monitorování udává požadované činnosti pro případ překročení vyšetřovacích či zásahových úrovní. Překročení těchto úrovní u RMS je opticky a akusticky signalizováno. Signalizace překročení úrovní je vyvedena také na pult operátora reaktoru. K monitorování radiační situace v případě havarijních podmínek by byly využívány zejména přenosné přístroje – monitory příkonu dávkového ekvivalentu RDS-120 a RDS-200 (s možností připojení k teleskopické sondě GMS-12) a monitory povrchové kontaminace RDS-80. Osobní monitorování by bylo zajištěno standardní sadou používaných dozimetru (filmové, elektronické

Tab. 27: Referenční úrovň RMS pro hodnotu výkonu reaktoru pod a nad N=1E8

Čidlo	Umístění čidla	N ≤ 1E8 imp/s		N > 1E8 imp/s	
		Vyšetřovací úroveň [ $\mu$ Sv/hod]	Zásahová úroveň [ $\mu$ Sv/hod]	Vyšetřovací úroveň [ $\mu$ Sv/hod]	Zásahová úroveň [ $\mu$ Sv/hod]
D1	Velín reaktoru	3	1000	10	1000
D2	Nad hladinou H01	100	1000	300	1000
D3	Hala reaktoru (vstup)	3	1000	3	1000
D4	Nad reaktorem, +7,8m	50	1000	100	1000
D5	Radiální kanál (gama)	50	1000	50	1000
D6	Tangenciální kanál (gama)	50	1000	50	1000
D7	Demistanice	50	1000	50	1000
D8	NZ - Revizní chodba pod H01	1000	10000	5000	10000
D9	Likvidační stanice odpadních vod	3	1000	3	1000
D10	Laboratoř NAA	50	1000	200	1000
D11	Monitorování okolí (střecha hal)	1	1000	1	1000
D12	Radiální kanál - neutrony	50	1000	100	1000
D13	Tangenciální kanál - neutrony	50	1000	100	1000
D16	I&C rozvodna	3	1000	100	1000
D17	Sklad paliva	50	1000	50	1000
D18	Neutronová laboratoř - gama	100	1000	100	1000
D19	Neutronová laboratoř - neutrony	100	1000	100	1000
E1	Laboratoř L029 - gama	50	500	50	500
E2	Laboratoř L029 - neutrony	50	500	50	500
E3	Laboratoř L029 - gama	50	500	50	500

DIS a přímoodečítací).

## 12.4 Systém nakládání s radioaktivními odpady

Systém nakládání s radioaktivními odpady zahrnuje nakládání s pevnými, kapalnými, a plynnými radioaktivními či potenciálně radioaktivními odpady a je popsán v dokumentu Nakládání s radioaktivními odpady na pracovišti školního reaktoru VR-1 [23]. Provozovatel pracoviště nepotřebuje povolení k nakládání s radioaktivním odpadem, neboť při jeho shromažďování, třídění a skladování je oprávněn s ním nakládat jako s otevřeným radionuklidovým zdrojem v souladu s povoleními SÚJB č.j. 23245/2007 a SÚJB/OROPC/8202/2017.

### Pevné odpady

Potenciální radioaktivní odpad na pracovišti VR-1 se skládá především z použitých laboratorních kalibračních zářičů či etalonů. Dále ho můžou tvořit ozářené vzorky a ozářené aktivační fólie, použité iontoměniče, filtry, aktivované konstrukční materiály a případně i používané slabě vyhořelé jaderné palivo. Vzhledem k charakteru provozu reaktoru a k dosahovanému výkonu je míra radionuklidů uváděných do životního prostředí velmi nízká – mnohdy pod detekčním limitem používaných přístrojů. Na pracovišti reaktoru VR-1 je zaveden systém sběrných nádob na neaktivní a potenciálně aktivní pevný odpad běžného charakteru. Zejména se jedná o papírové utěrky používané pro čistění zařízení a o latexové gumové rukavice. Tento odpad je při negativním výsledku dozimetrické kontroly likvidován jako běžný odpad.

### Kapalné odpady

Při normálním provozu reaktoru nevznikají žádné kapalné RA odpady. Odpadní vody z reaktoru jsou svedeny do havarijní jímky a odtud přečerpávány do LSOV, která slouží pro všechny aktivní laboratoře v objektu TL a která obsahuje dvojici sběrných jímek (vymírací nádrže) a vypouštěcí jímku. Před vypuštěním do kanalizace se provádí odběr vzorků a měření aktivity.

### Plynné odpady

Reaktorové prostory (hala a prostor nad nádobami) jsou vybaveny vzduchotechnikou s výstupními filtry pro filtraci radioaktivních aerosolů. Dozimetrická kontrola je prováděna měřičem alfa-beta aerosolů Canberra iCam. V případě vzniku havárie se vzduchotechnika uzavírá. Při běžném provozu reaktoru nevznikají žádné plynné radioaktivní odpady.

## 12.5 Hodnocení dávek během normálního provozu

### Dávky pro obyvatelstvo

Za podmínek normálního provozu reaktoru kapalné radioaktivní odpady prakticky nevznikají a také plynné výpusti jsou na úrovni pozadí. Také příspěvek přímého ozáření pro fyzické osoby nacházející se mimo prostory sledovaného a kontrolovaného pásma je zanedbatelný, neboť průměrná hodnota dávkového příkonu na hranici pracoviště je na

úrovni přírodního pozadí. Lze proto konstatovat, že provoz reaktoru nepřispívá ke zvýšení ozáření osob nacházejících se mimo prostor zařízení.

## Pracovní ozáření

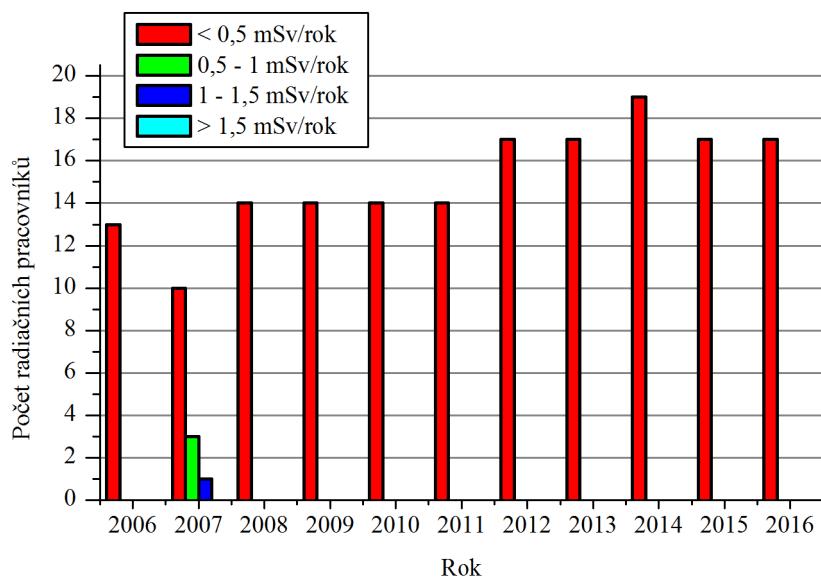
Vzhledem k charakteru zdrojů a prováděným činnostem je pravděpodobnost vnitřní či povrchové kontaminace velmi nízká a převažující riziko pracovního ozáření je spojeno především s vnějším ozářením. Radiační pole na pracovišti závisí na způsobu využívání reaktoru a prováděných činnostech. Při odstaveném reaktoru a při výkonech reaktoru pod hodnotou 1E7 jsou příkony na běžně přístupných místech pracoviště prakticky na úrovni přírodního pozadí. Při vyšších výkonech reaktoru příkony dávkového ekvivalentu ve vybraných místech pracoviště, zejména v prostoru nad reaktorovou nádobou a zvláště nad suchými vertikálními kanály, rostou a mohou dosahovat lokálně typicky až desítek  $\mu\text{Sv}/\text{h}$ . Vyšší radiační situace se vyskytuje v běžně nepřístupných prostorech – revizní chodbě pod nádobami, která je přístupná pouze při odstaveném reaktoru a ve skladu paliva. V revizní chodbě pod nádobami je příkon dávkového ekvivalentu dán přítomností neutronového zdroje ve stínicím kontejneru a zbytkovou aktivitou ozářeného paliva v aktivní zóně reaktoru. Při odstaveném reaktoru se PDE pohybuje v oblasti čidla D11 na úrovni jednotek  $\mu\text{Sv}/\text{h}$ , se zvyšujícím se výkonem reaktoru tato hodnota roste až na stovky  $\mu\text{Sv}/\text{h}$ . Ve skladu paliva PDE závisí na množství skladovaných palivových článků a na historii provozu těchto článků. Typicky se v prostoru čidla D17 pohybuje v desetinách až jednotkách  $\mu\text{Sv}/\text{h}$ . Radiační situace mírně závisí i na provozované aktivní zóně. Pro konfiguraci aktivní zóny C8 jsou příkony dávkového ekvivalentu při odstaveném reaktoru a při reaktoru provozovaném na nominálním výkonu 1E8 zobrazeny v tab. 28. Po omezenou dobu nejvýše 72 hodin ročně je povoleno provozovat reaktor až do výkonové hladiny 5E8 imp./s na PMV. Během tohoto provozu jsou PDE zejména v prostoru nad aktivní zónou reaktoru odpovídajícím způsobem vyšší.

K dočasnemu zvýšení PDE může docházet v okolí experimentálních horizontálních kanálů, jsou-li tyto využívány a jsou-li vyjmuty jejich stínící zátoky. Podobně k dočasnému zvýšení PDE dochází, je-li prováděna přestavba aktivní zóny reaktoru, manipulace s palivem (typická maximální hodnota PDE na povrchu paliva dosahuje 0,1-10  $\text{mSv}/\text{h}$ ), radionuklidovými zdroji či je-li se zdroji záření prováděná výzkumná či vzdělávací činnost. S ohledem na nerutinní charakter experimentální činnosti jsou tato pole specifická pro každou činnost.

I přesto, že na pracovišti dochází při vybraných výukových a experimentálních činnostech k časově a prostorově omezenému zvýšení příkonu dávkového ekvivalentu, jsou efektivní dávky obdržené pracovníky na velmi nízké úrovni. Roční efektivní dávky obdržené radiačními pracovníky kategorie A od roku 2006 získané na základě monitorování filmovými dozimetry jsou zobrazeny na obr. 39. Hodnota „<0,5  $\mu\text{Sv}/\text{h}$ “ odpovídá nejnižší hodnotě, kterou je společnost provádějící vyhodnocení osobních dozimetru schopna spolehlivě rozlišit. S ohledem na skutečnost, že manipulace se zdroji záření či v prostorech s dočasně zvýšeným PDE provádějí zejména radiační pracovníci reaktoru VR-1 kategorie A, jsou efektivní dávky obdržené ostatními osobami vstupujícími do KP ještě nižší.

Tab. 28: Příkony dávkového ekvivalentu při odstaveném reaktoru a při reaktoru provozovaném na nominálním výkonu 1E8 - AZ C8 (2016)

Čidlo	Umístění	Typ sondy	Odezva při odstaveném reaktoru [ $\mu\text{Sv}/\text{h}$ ]	Odezva při 1E8 [ $\mu\text{Sv}/\text{h}$ ]
D1	Velín reaktoru	GSM 3D	0,20	0,20
<b>D2</b>	<b>Nad hladinou H01</b>	<b>GSM 3V</b>	<b>0,16</b>	<b>24,10</b>
D3	Hala reaktoru vstup	GSM 3	0,15	0,22
D4	Nad nádobou H01 +7,8m	VRS 2	0,18	2,85
D5	Radiální kanál - gama	GSM 3	0,11	0,28
D6	Tangenciální kanál - gama	GSM 3	0,18	0,19
D7	Demistanice	GSM 3	0,13	0,17
<b>D8</b>	<b>Neutronový zdroj – revizní chodba pod nádobami</b>	<b>GSM 3V</b>	<b>3,37</b>	<b>433,60</b>
D9	Likvidační stanice odpadních vod	GSM 3V	0,23	0,14
D10	Laboratoř NAA	GSM 3	0,21	-
D11	Monitorování okolí – střecha haly	NB 3202	0,11	0,11
D12	Radiální kanál – neutrony	JKA 300	0,01	0,03
D13	Tangenciální kanál – neutrony	KKA 300	0,00	0,00
D16	I&C rozvodna	GSM 3	0,26	0,20
<b>D17</b>	<b>Sklad paliva</b>	<b>GSM 3D</b>	<b>0,66</b>	<b>0,59</b>



Obr. 39: Efektivní dávky obdržené radiačními pracovníky kategorie A reaktoru VR-1. Dávky nad 0,5 mSv obdržené třemi pracovníky v roce 2007 jsou spojeny s jejich experimentální činností na jiném pracovišti.

## 12.6 Závěr

Při vykonávání činnosti v rámci plánované expoziční situace - nakládání se zdroji ionizujícího záření na pracovišti školního reaktoru VR-1, lze na základě dlouhodobých výsledků osobní dozimetrie radiačních pracovníků konstatovat, že v období 1996-2016 u žádného ze sledovaných radiačních pracovníků roční efektivní dávka  $E$  charakterizující pronikavé záření nepřekročila 0,50 mSv a roční ekvivalentní dávka  $H_t$  charakterizující povrchové ozáření nepřekročila 0,50 mSv (údaj „0,50 mSv“ je hodnota, kterou oprávněná dozimetrická služba NUVIA Dosimetry, s.r.o. uvádí jako minimální měřitelnou hodnotu, nad kterou je schopna v ročním intervalu spolehlivě rozlišit měřené dávky). Současně u žádného z radiačních pracovníků nebyla při měření na celotělovém počítací (zajišťuje SÚRO Praha) zjištěna vnitřní kontaminace.

Z výsledků je zřejmé, že osobní dávky jsou dlouhodobě udržovány na úrovni hluboko pod limitem pro radiační pracovníky a vzhledem k tomu, že radiační činnost by měla pokračovat ve stejném rozsahu, nelze očekávat zvyšování osobních dávek. Také výsledky dlouhodobého monitorování ostatních osob vstupujících do KP, zejména studentů, účastníků experimentálních měření a návštěvníků reaktoru z hlediska obdržených dávkových ekvivalentů od záření gama jsou velice nízké – prakticky na úrovni přirozeného pozadí. Zcela zanedbatelné je i možné ozáření osob nacházejících mimo prostory pracoviště v důsledku provozu reaktoru.

Dlouhodobé monitorování povrchové kontaminace na pracovišti (na výstupu z KP, operativní měření na pracovišti) prokazují, že nedochází k případům, kdy by na pracovišti byla zjištěna povrchová kontaminace. To je dáno jednak charakterem prováděných činností a používaných zářičů a jednak způsobem nakládání s otevřenými zářiči.

Monitorování výpustí zahrnuje nakládání s pevnými, kapalnými a plynnými odpady, které mohou na pracovišti reaktoru vzniknout a ve kterých by mohly být obsaženy radioaktivní látky. Vzhledem k charakteru provozu reaktoru VR-1 a dosahovanému výkonu je množství radioaktivních odpadů prakticky nulové.

Výše uvedené prokazuje, že projektové charakteristiky pracoviště školního reaktoru VR-1 umožňují dosažení vysoce efektivní radiační ochrany, a že programy zajišťující provozní radiační bezpečnost jsou vhodně nastaveny.

## **13 Provoz reaktoru**

Organizaci provozu a samotný provoz reaktoru VR-1 zajišťuje katedra jaderných reaktorů. Jak pracoviště katedry, tak reaktoru, se nachází v areálu Trója, Matematicko-fyzikální fakulty Univerzity Karlovy v Praze 8.

Provoz reaktoru probíhá zpravidla ve dvousměnném režimu v pracovních dnech. V případě potřeby je reaktor provozován i ve vícesměnném režimu nebo dnech pracovního klidu. Po ukončení pracovní směny je reaktor vždy bezpečně odstaven. V letních měsících probíhá pravidelná odstávka, jejímž předmětem je především kontrola a údržba vybraných komponent a zařízení reaktoru VR-1.

### **13.1 Organizační struktura provozovatele reaktoru**

Organizační struktura pracoviště reaktoru VR-1 je zřejmá z Obr. 40, přičemž ji lze rozdělit do čtyř základních skupin:

**1. Vrcholní představitelé provozovatele reaktoru:**

- Rektor ČVUT
- Děkan FJFI

**2. Vedoucí pracovníci reaktoru:**

- Vedoucí KJR
- Vedoucí provozu reaktoru

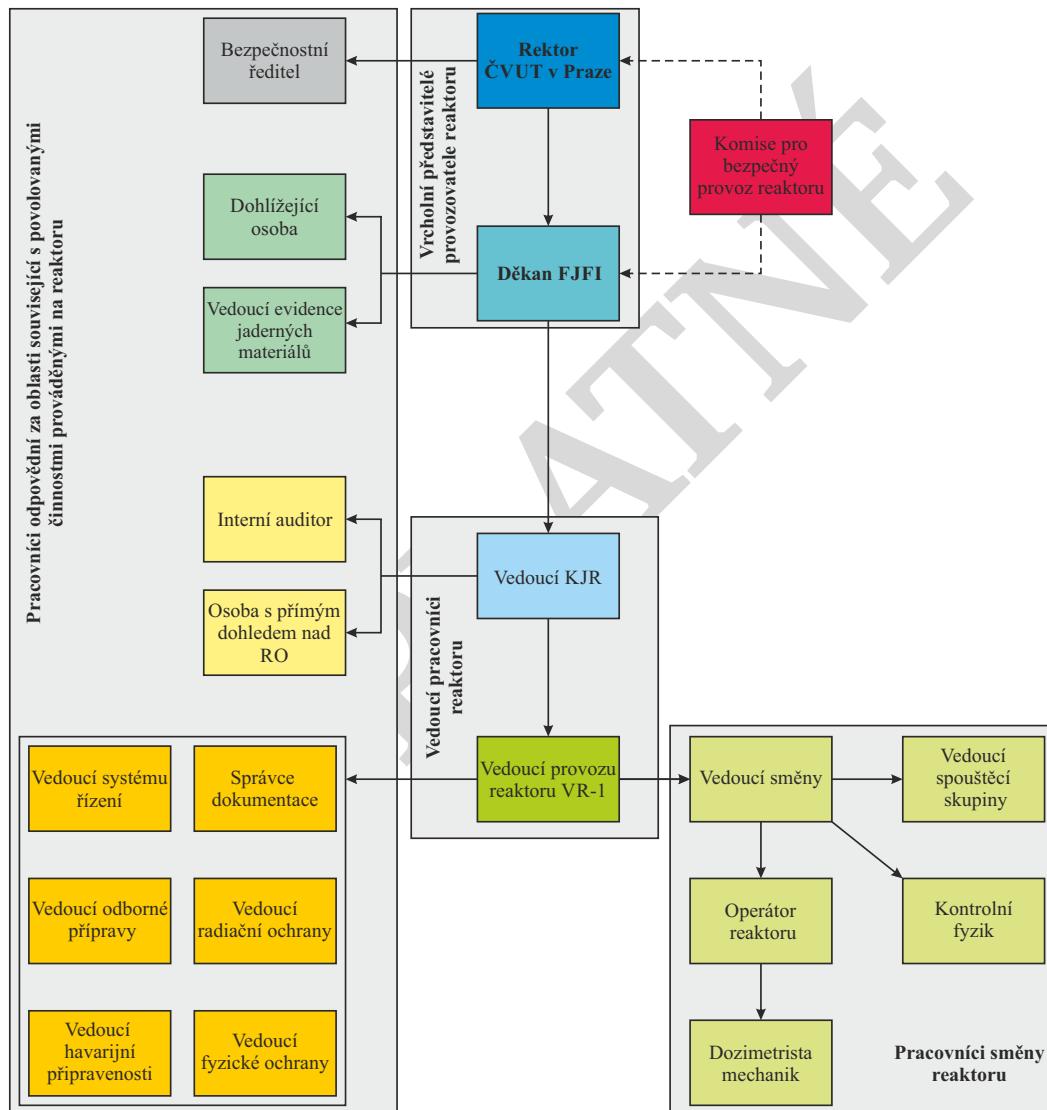
**3. Pracovníci odpovědní za oblasti související s povolovanými činnostmi prováděnými na reaktoru:**

- Bezpečnostní ředitel
- Dohlížející osoba
- Vedoucí evidence jaderných materiálů
- Vedoucí systému řízení
- Vedoucí radiační ochrany
- Vedoucí havarijná připravenosti
- Vedoucí fyzické ochrany
- Vedoucí odborné přípravy
- Správce dokumentace
- Interní auditor
- Osoba s přímým dohledem nad RO

**4. Pracovníci směny reaktoru:**

- Vedoucí směny
- Operátor reaktoru

- Dozimetrista-mechanik
- Kontrolní fyzik
- Vedoucí spouštěcí skupiny



Obr. 40: Organizační struktura provozovatele reaktoru.

Samostatnou skupinu představuje bezpečnostní komise, která není přímou součástí provozovatele reaktoru (slouží jako poradní orgán), nicméně hraje významnou roli v oblasti hodnocení provozu reaktoru VR-1.

V následujícím textu je uveden přehled jednotlivých pracovních funkcí se stručnou charakteristikou náplně činnosti a odpovědnosti při organizaci provozu reaktoru. Detailní

informace jsou podány v Řídicím postupu č. 1 [15], který se věnuje řízení a organizaci provozu reaktoru.

### **Rektor ČVUT**

Držitelem povolení pro provoz reaktoru VR-1 je dle atomového zákona [11] ČVUT v Praze. Rektor, který je vrcholným představitelem ČVUT a jeho statutárním orgánem, je v plné míře odpovědný za provoz reaktoru VR-1 v souladu s platnou legislativou ČR. Nicméně může delegovat některé své povinnosti a pravomoci, nikoliv svoji odpovědnost, na děkana FJFI, vedoucího KJR, resp. jiného pracovníka reaktoru. Rektor ustavuje komisi pro bezpečný provoz školního reaktoru VR-1 a je jejím předsedou. Rektor pověřuje vybraného pracovníka reaktoru, aby vykonával v souladu s požadavky zákona č. 412/2005 Sb. [77] funkci bezpečnostního ředitele.

### **Děkan FJFI**

Děkan FJFI je zmocněn rektorem, aby jménem ČVUT zajišťoval na FJFI plnění povinností, které ukládá atomový zákon a s ním související prováděcí právní předpisy a v uvedených záležitostech jednal, činil právní úkony a potřebná opatření. Děkan FJFI pověřuje (na základě platného oprávnění) pracovníky reaktoru k výkonu činností podle vyhlášky č. 409/2016 Sb. [78]. Jmenuje a pověřuje vybraného pracovníka k výkonu funkce dohlížející osoby a vedoucího evidence jaderných materiálů. Děkan je členem komise pro bezpečný provoz školního reaktoru VR-1, přičemž v případě nepřítomnosti rektora této komisi předsedá.

### **Vedoucí KJR**

Vedoucí KJR je rektorem zmocněn k zastupování ČVUT při podávání příslušných žádostí a jednáních (ve smyslu zákona č. 263/2016 Sb.) se SÚJB, která souvisí s provozem reaktoru VR-1. Je členem komise pro bezpečný provoz školního reaktoru VR-1. Vedoucí KJR je přímo podřízen děkanovi a je odpovědný za personální zajištění provozu reaktoru. Provádí výběr a přijímá nové pracovníky reaktoru. Jmenuje do funkce vedoucího provozu reaktoru, vedoucího havarijná připravenosti, vedoucího systému řízení, vedoucího odborné přípravy, vedoucího fyzické ochrany, vedoucího radiační ochrany, správce dokumentace a interního auditora. Řídí činnost vedoucího provozu reaktoru a interního auditora.

### **Vedoucí provozu reaktoru**

Vedoucí provozu reaktoru je zástupcem vedoucího KJR pro provoz reaktoru, přičemž koordinuje činnosti směn na reaktoru, dohlíží na provoz reaktoru a jeho systém řízení, zodpovídá za dodržování jaderné bezpečnosti a radiační ochrany. Řídí provozní personál reaktoru a zajišťuje včasné vypracování směnového příkazu. Je odpovědný za provozuschopnost reaktoru, provádění pravidelných provozních kontrol, údržby, oprav a odstávek. Řídí a koordinuje činnost vedoucího systému řízení, vedoucího radiační ochrany, vedoucího havarijná připravenosti, vedoucího fyzické ochrany, vedoucího odborné přípravy a správce dokumentace. Ve spolupráci s vedoucím KJR vypracovává harmonogram provozu reaktoru a plánuje potřebné inovace zařízení. Vedoucí provozu reaktoru je přímo podřízen vedoucímu KJR, je členem komise pro bezpečný provoz školního reaktoru VR-1. K výkonu své funkce je vedoucí provozu reaktoru pověřen vedoucím KJR.

## **Bezpečnostní ředitel**

Bezpečnostní ředitel je pracovník pověřený rektorem ČVUT k výkonu funkce v souladu s § 71 zákona č. 412/2005 Sb. [77]. Bezpečnostní ředitel vede jednací protokol a ověruje splnění podmínek a vydává oznámení pro přístup k utajované informaci stupně utajení Vyhrazené. Jeho činnost je podřízena rektorovi ČVUT.

## **Dohlížející osoba**

Dohlížející osoba je vybraným pracovníkem pro činnosti zvláště důležité z hlediska radiační ochrany podle § 3 písm. a) bodu 1. vyhlášky č. 409/2016 Sb. [78]. Vykonává soustavný dohled nad radiační ochranou v souladu s § 43 písm. vyhlášky č. 422/2016 Sb.[31], a to s přímou odpovědností děkanovi FJFI, který ji k výkonu dané funkce pověruje. Dohlížející osoba je členem komise pro bezpečný provoz školního reaktoru VR-1.

## **Interní auditor**

Interní auditor je pracovník, který posuzuje funkčnost, účinnost a efektivitu systému řízení a provádí jeho periodické hodnocení. Interní auditor je pracovník FJFI, který se nepodílí na organizaci, ani přímém provozu reaktoru VR-1. Je přímo podřízen vedoucímu KJR, který jej k výkonu dané funkce pověruje.

## **Osoba s přímým dohledem nad RO**

Osoba s přímým dohledem nad RO je vybraným pracovníkem pro činnosti zvláště důležité z hlediska radiační ochrany podle § 3 písm. a) bodu 2 vyhlášky č. 409/2016 Sb. [78]. Trvale dohlíží nad radiační ochranou v souladu s § 44 písm. vyhlášky č. 422/2016 Sb.[31]. K výkonu činnosti osoby s přímým dohledem nad RO jsou pracovníci pověřeni děkanem FJFI. Na reaktoru VR-1 se jedná o všechny pracovníky, kteří jsou držiteli oprávnění pro výkon funkce vedoucího směny reaktoru. Dále jsou to pracovníci samostatně řídící činnosti v laboratořích KJR, v nichž se pracuje se zdroji ionizujícího záření.

## **Správce dokumentace**

Správce dokumentace je pracovník odpovědný za řízení a správu dokumentace vedené při provozu reaktoru. K výkonu své funkce je pověřen vedoucím KJR. Činnost správce dokumentace je přímo podřízena vedoucímu provozu reaktoru. Správce dokumentace spolupracuje se všemi pracovníky reaktoru, v rámci jejichž kompetence vzniká nová nebo dochází k úpravě stávající dokumentace.

## **Vedoucí evidence jaderných materiálů**

Vedoucí evidence jaderných materiálů zajišťuje plnění požadavků, které vyplývají vůči pracovišti reaktoru ze zárukových systémů Evropské unie a Mezinárodní agentury pro atomovou energii a zajišťuje činnosti stanovené v § 6 vyhlášky č. 374/2016 Sb. [79]. Vedoucí evidence jaderných materiálů je především odpovědný za evidenci a správu jaderných materiálů na pracovišti reaktoru. Vedoucí evidence jaderných materiálů je přímo odpovědný

děkanovi FJFI, který jej k výkonu dané funkce pověruje. Úzce spolupracuje s vedoucím provozu reaktoru a vedoucím fyzické ochrany.

### **Vedoucí fyzické ochrany**

Vedoucí fyzické ochrany dohlíží na plnění požadavků vyhlášky č. 361/2016 o zabezpečení jaderného zařízení a jaderného materiálu [80] a vyhlášky č. 422/2016 Sb. o radiační ochraně a zabezpečení radionuklidového zdroje [31]. Vedoucí fyzické ochrany zajišťuje především evidenci citlivých činností a podmínky bezpečnostní způsobilosti pro výkon citlivých činností. Odpovídá za technické a organizační zajištění evidence vstupů osob do chráněného prostoru a za provozuschopnost, organizaci servisu a pravidelné ověřování funkčnosti technických prostředků fyzické ochrany. Vedoucí fyzické ochrany je k výkonu své funkce pověřen vedoucím KJR, jeho činnost je přímo podřízena vedoucímu provozu reaktoru.

### **Vedoucí havarijní připravenosti**

Vedoucí havarijní připravenosti je odpovědný za připravenosti pracoviště reaktoru k odezvě na radiační mimořádnou událost. Zajišťuje plnění požadavků vyhlášky č. 359/2016 Sb. [20]. Organizuje havarijní cvičení a nácvik zásahových instrukcí na pracovišti reaktoru. Provádí školení všech dotčených pracovníků. Vedoucí havarijní připravenosti je pověřen k výkonu své funkce vedoucím KJR, jeho činnost je přímo podřízena vedoucímu provozu reaktoru.

### **Vedoucí odborné přípravy**

Vedoucí odborné přípravy je pracovník pověřený vedoucím KJR k organizaci a vedení odborné přípravy pracovníků reaktoru. Jeho činnost je přímo podřízena vedoucímu provozu reaktoru. V oblasti organizace a zajištění odborné přípravy pro pracovníky vykonávající činnosti zvlášť důležité z hlediska radiační ochrany spolupracuje s dohlížející osobou.

### **Vedoucí radiační ochrany**

Vedoucí radiační ochrany odpovídá za technické zabezpečení radiační ochrany na pracovišti reaktoru a zároveň je pomocným pracovníkem dohlížející osoby. Zajišťuje především plnění požadavků programu monitorování. Vedoucí radiační ochrany je pověřen k výkonu své funkce vedoucím KJR, jeho činnost je přímo podřízena vedoucímu provozu reaktoru, kterému asistuje v oblasti zajištění radiační ochrany na pracovišti reaktoru.

### **Vedoucí systému řízení**

Vedoucí systému řízení je odpovědný za koordinaci a udržování systému řízení a shody systému řízení s vyhláškou č. 408/2016 Sb. [12] na pracovišti reaktoru VR-1. Vedoucí systému řízení je také odpovědný za plnění požadavků na zajištění kvality vybraných zařízení reaktoru v souladu s vyhláškou č. 358/2016. Vedoucí systému řízení je pověřen k výkonu své funkce vedoucím KJR, jeho činnost je podřízena vedoucímu provozu reaktoru.

## **Vedoucí směny**

Vedoucí směny je vybraným pracovníkem vykonávajícím činnosti zvláště důležité z hlediska jaderné bezpečnosti podle § 2 odst. 2 písm. b) vyhlášky č. 409/2016 Sb. [78] a zároveň je držitelem oprávnění k výkonu činností zvláště důležitých z hlediska radiační ochrany podle § 3 písm. a) bodu 2. vyhlášky č. 409/2016 Sb. [78] (tzv. osoba s přímým dohledem nad radiační ochranou). Vedoucí směny odpovídá za bezpečný provoz reaktoru a bezpečné provedení experimentů v průběhu směny reaktoru, kterou řídí v souladu s platným směnovým příkazem. Vedoucí směny je členem základní směny reaktoru, k výkonu své funkce je pověřen děkanem FJFI.

## **Operátor reaktoru**

Operátor reaktoru je vybraným pracovníkem vykonávajícím činnosti zvláště důležité z hlediska jaderné bezpečnosti podle § 2 odst. 2 písm. d) vyhlášky č. 409/2016 Sb. [78], bezprostředně řídí reaktor, provádí manipulace ve velínu a vede předepsanou provozní dokumentaci. Přijímá a provádí příkazy vedoucího směny, jemuž jeho činnost podléhá. V případě potřeby vedoucího směny zastupuje. Operátor reaktoru je členem základní směny reaktoru, k výkonu své funkce je pověřen děkanem FJFI.

## **Dozimetrista-mechanik**

Dozimetrista-mechanik je pracovníkem reaktoru vykonávajícím činnosti důležité z hlediska jaderné bezpečnosti. Dozimetrista mechanik provádí kontrolu stavu pracoviště před zahájením spouštění reaktoru a po ukončení jeho provozu a zajišťuje dozimetrickou kontrolu pracoviště reaktoru v průběhu jeho provozu. Dále provádí manipulace na pracovišti reaktoru, manipuluje se zařízeními a komponentami reaktoru, instaluje experimentální zařízení do reaktoru. Dozimetrista-mechanik je členem základní směny reaktoru, k výkonu své funkce je pověřen děkanem FJFI.

## **Kontrolní fyzik**

Kontrolní fyzik je vybraným pracovníkem vykonávajícím činnosti zvláště důležité z hlediska jaderné bezpečnosti podle § 2 odst. 2 písm. c) vyhlášky č. 409/2016 Sb. [78]. Úkolem kontrolního fyzika je prověřování připravovaných postupů pro nestandardní experimenty, základní kritický experiment a změny konfigurace aktivní zóny. Organizuje vyhodnocování naměřených dat, fyzikálně interpretuje dosažené výsledky a navrhuje další postupy. V průběhu provozu reaktoru je podřízen vedoucímu směny. Kontrolní fyzik je členem rozšířené směny reaktoru, k výkonu své funkce je pověřen děkanem FJFI.

## **Vedoucí spouštěcí skupiny**

Vedoucí spouštěcí skupiny je vybraným pracovníkem pro činnosti zvláště důležité z hlediska jaderné bezpečnosti podle § 2 odst. 2 písm. a) vyhlášky č. 409/2016 Sb. [78]. Úkolem vedoucího spouštěcí skupiny je prověřování připravovaných postupů pro základní kritický experiment a změny konfigurace aktivní zóny a jejich plnění. Je odpovědný za postupy uvádění reaktoru do provozu po rekonstrukci, resp. inovaci jeho významných komponent, organizuje testy, které s těmito činnostmi souvisejí a dohlíží na jejich průběh a vyhodnocení.

V průběhu provozu reaktoru je podřízen vedoucímu směny. Vedoucí spouštěcí skupiny je členem rozšířené směny reaktoru, k výkonu své funkce je pověřen děkanem FJFI.

Bezpečnostní komise je blíže specifikována v kapitole 13.11, která se věnuje systému nezávislého hodnocení způsobu řízení provozu reaktoru.

## 13.2 Charakteristika a organizace provozu reaktoru

Charakter provozu reaktoru VR-1 vyplývá ze způsobu jeho využívání. Hlavní část provozu reaktoru je věnována pedagogickým činnostem (výuka, výcvik a exkurze) a představuje přibližně 70 % provozního času reaktoru. Zhruba 15 % provozního času reaktoru jsou prováděny vědecko-výzkumné aktivity a zbývajících 15 % náleží aktivním testům a kontrolám zařízení reaktoru. Reaktor je obvykle v provozu 10 měsíců v roce, přičemž hlavní provozní zátěž připadá na období zimního (říjen až prosinec) a letního (březen až květen) semestru (viz obr. 41). Letní odstávka, jejímž předmětem je kontrola, údržba a popřípadě inovace komponent a zařízení reaktoru, probíhá nejčastěji v červenci a srpnu.

Provoz reaktoru probíhá standardně ve dvousměnném režimu (dopolední a odpolední směna) v pracovních dnech, přičemž jedna směna trvá 3 h. Dopolední směna je zpravidla zahájena v 9:00 a ukončena ve 12:00. Odpolední směna probíhá obvykle od 13:00 do 16:00. Nicméně v časovém harmonogramu směnového provozu mohou nastat změny dle požadavků konkrétního uživatele reaktoru. Po ukončení každé směny je reaktor odstaven uvedením všech absorpčních tyčí do dolních koncových poloh. Před zahájením denního provozu reaktoru a po jeho skončení jsou všechna zařízení vypnuta s výjimkou radiačního monitorovacího systému (RMS), televizního okruhu, který je součástí fyzické ochrany pracoviště reaktoru a záznamového počítače ve velíně reaktoru.

V posledních deseti letech se využívání reaktoru v průběhu kalendářního roku ustálilo a odpovídá rozložení na obr. 41. Taktéž počet hodin v roce, kdy je reaktor v provozu, se ustálil a dlouhodobě se pohybuje mezi 900 až 1 050 h za rok, což odpovídá zhruba 300 až 350 směnám. Ve dvousměnném režimu provozu to představuje 150 až 175 provozních dní.

Provoz reaktoru organzuje a řídí vedoucí provozu reaktoru. Směny reaktoru probíhají v souladu s tzv. směnovým příkazem. Příkaz se vydává na určité období provozu reaktoru - zpravidla na jeden kalendářní týden, vypracovává ho pověřený vedoucí směny a schvaluje vedoucí provozu reaktoru. Směnové příkazy se průběžně číslují v každém kalendářním roce a archivují se po celou dobu provozu reaktoru.

Ve směnovém příkazu musí být uvedeno:

- složení směny,
- typ aktivní zóny,
- pracovní program (např. typ experimentu, pedagogické úlohy, opravy a kontroly, které se budou provádět, doba jejich realizace, odpovědný vedoucí, případně změny konfigurace AZ apod.),
- datum a podpis pracovníka, který příkaz zpracoval a podpis vedoucího provozu reaktoru.

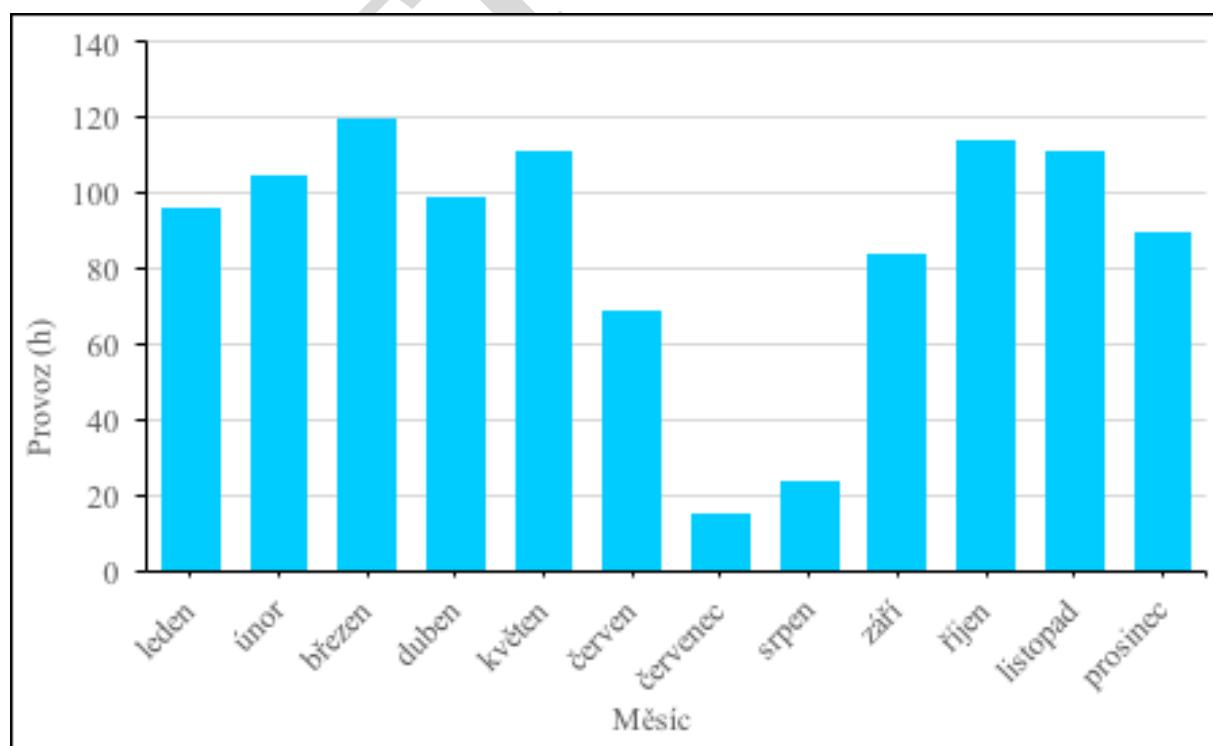
Veškeré plánované činnosti jsou průběžně vkládány do elektronického kalendáře reaktoru, do kterého mají přístup všichni pracovníci reaktoru a mohou zde získat přehled o provozu reaktoru. Elektronický kalendář zároveň s předstihem informuje (elektronickou

poštou) o plánované činnosti všechny pracovníky, kterých se tato činnost dotýká (členové směny, vedoucí experimentu, kontroly apod.).

V případě aktivit, které nelze naplánovat v rámci směnového příkazu (neplánované jednorázové činnosti), je možné reaktor provozovat na základě jednorázového příkazu k uvedení reaktoru do provozu. Tímto příkazem lze doplnit nebo dočasně nahradit směnový příkaz. Jednorázový příkaz vydává vedoucí provozu reaktoru nebo vedoucí KJR ve formě zápisu do provozního deníku. Jedná se však o výjimečné činnosti, například testování reaktoru po odstranění poruchy na zařízení apod.

Roční harmonogram provozu reaktoru připravuje vedoucí provozu reaktoru, který jej předkládá vedoucímu katedry ke schválení. Harmonogram obsahuje plán výuky a kursů, pravidelné údržby a již naplánovaných experimentálních prací na reaktoru na dany kalendářní rok. Harmonogram je průběžně doplňován a upravován.

Za tvorbu dlouhodobého programu provozu je zodpovědný vedoucí KJR. Program [81] představuje strategickou vizi v oblasti využívání reaktoru, plánovaných investic, rekonstrukcí, resp. inovací zařízení reaktoru a celkového rozvoje pracoviště včetně personálního zajištění. Podklady pro tvorbu programu připravuje vedoucímu KJR vedoucí provozu reaktoru. Plán schvaluje rektor ČVUT, resp. děkan FJFI na základě doporučení komise pro bezpečný provoz reaktoru.



Obr. 41: Využívání reaktoru VR-1 v jednotlivých měsících roku 2016.

### 13.3 Příprava pracovníků reaktoru

Přípravu pracovníků reaktoru organizuje a vede vedoucí odborné přípravy. Příprava pracovníků reaktoru se týká jak činností důležitých a zvláště důležitých z hlediska jaderné bezpečnosti, tak i činností zvláště důležitých z hlediska radiační ochrany.

Činnosti důležité z hlediska jaderné bezpečnosti *vykonává na pracovišti reaktoru VR-1 pracovník ve funkci dozimetrista-mechanik*. Jedná se především o manipulace na hale reaktoru (manipulace se zařízeními a komponentami reaktoru, instalace experimentálních zařízení do reaktoru apod.) a dále provádění dozimetrické kontroly pracoviště reaktoru v průběhu jeho provozu.

V případě činností zvláště důležitých z hlediska jaderné bezpečnosti se v souladu s § 2 odst. (2) vyhlášky č. 409/2016 Sb. [78] jedná o:

- (a) manipulace na dozorně, řízení provádění jednotlivých kroků testů fyzikálního a energetického spouštění jaderného reaktoru a řízení dalších spouštěcích prací a dohled nad nimi, *tyto činnosti zajišťuje na pracovišti reaktoru VR-1 pracovník ve funkci vedoucího spouštěcí skupiny*,
- (b) manipulace na dozorně, řízení uvádění do provozu a provozu jaderného reaktoru a dohled nad nimi, řízení manipulací s jaderným palivem v aktivní zóně jaderného reaktoru a dohled nad nimi a řízení činnosti směny a dohled nad ní, *tyto činnosti zajišťuje na pracovišti reaktoru VR-1 pracovník ve funkci vedoucího směny*,
- (c) řízení sestavení a uspořádání aktivní zóny jaderného reaktoru a dohled nad nimi, provádění fyzikálních měření v průběhu fyzikálního a energetického spouštění jaderného reaktoru a řízení základního kritického experimentu a dohled nad ním, *tyto činnosti zajišťuje na pracovišti reaktoru VR-1 pracovník ve funkci kontrolní fyzik*,
- (d) manipulace na dozorně a řízení uvádění do provozu a provozu jaderného reaktoru a dohled nad nimi, *tyto činnosti zajišťuje na pracovišti reaktoru VR-1 pracovník ve funkci operátor reaktoru*.

V případě činností zvláště důležitých z hlediska radiační ochrany se v souladu s § 3 písm. a) vyhlášky č. 409/2016 Sb. [78] jedná o:

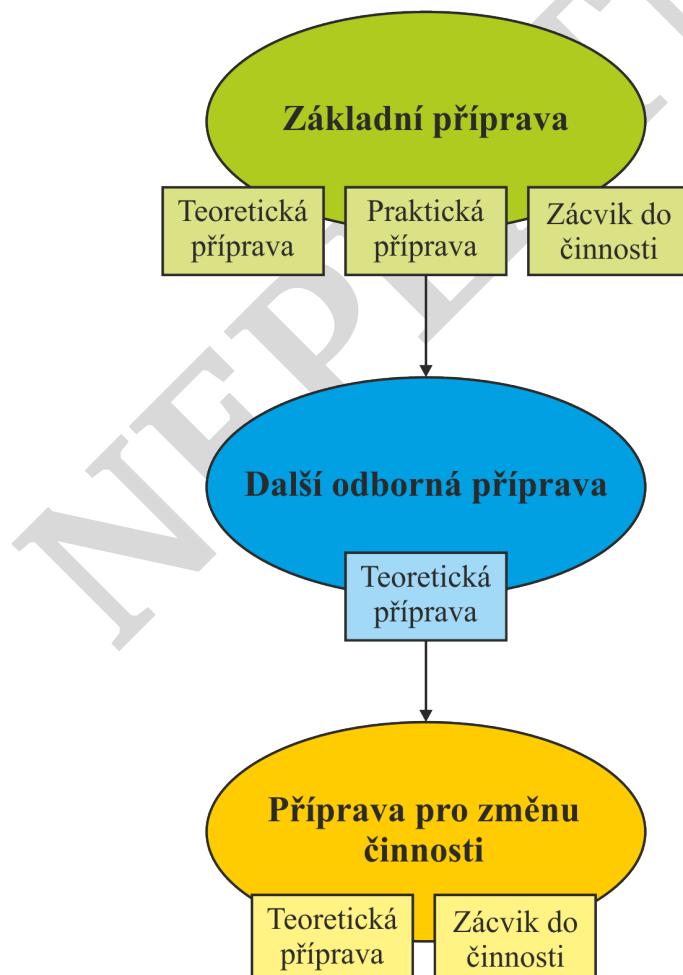
1. dohlížející osobu,
2. osobu s přímým dohledem nad radiační ochranou, *na reaktoru VR-1 vykonávají tuto činnost všichni pracovníci ve funkci vedoucí směny*.

V souladu s bodem 6 přílohy č. 1 atomového zákona č. 263/2016 Sb. [11] je odborná příprava pracovníků reaktoru VR-1 dokladována následujícími dokumenty:

- (a) Řídicí postup č. 4: Řízení odborné přípravy pracovníků reaktoru VR-1 [73]. Jedná se o řídicí postup, který doplňuje program systému řízení reaktoru VR-1 v oblasti odborné přípravy pracovníků reaktoru. Dokument dokládá organizační a technickou způsobilost pracoviště reaktoru VR-1 zabezpečit odbornou přípravu svých pracovníků.
- (b) Systém přípravy pracovníků školního reaktoru VR-1 [82]. Dokument popisuje detailně skladbu přípravy pracovníků reaktoru VR-1, včetně osnov a výcvikových plánů.

(c) Odborná způsobilost pracovníků zajišťujících odbornou přípravu na pracovišti reaktoru VR-1 [83]. Dokument charakterizuje a dokládá odbornou způsobilost pracovníků KJR, kteří zajišťují ve vybraných oblastech odbornou přípravu na pracovišti reaktoru VR-1.

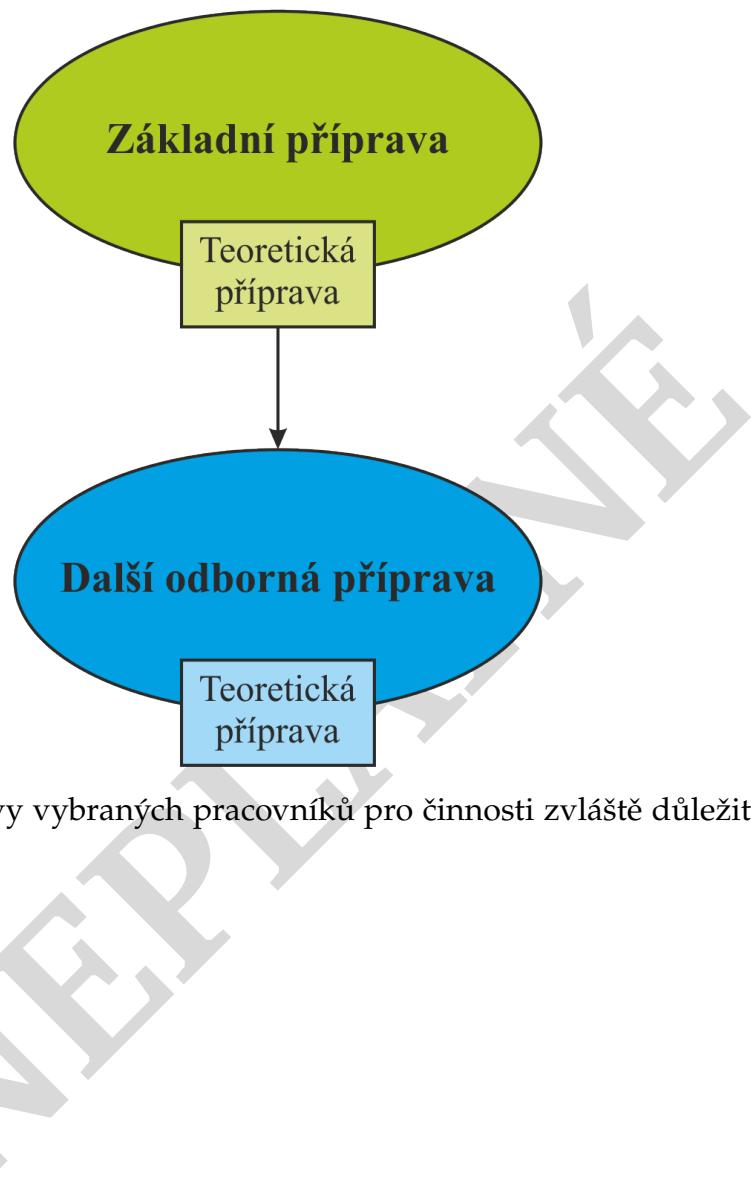
Odbornou přípravu pracovníků pro činnosti důležité a zvláště důležité z hlediska jaderné bezpečnosti lze rozdělit na základní a další odbornou přípravu a přípravu pro změnu činnosti. Její struktura a vzájemná provázanost je znázorněna na obr. 42. Detailní popis jednotlivých částí přípravy včetně jejich struktury a minimální délky trvání je poskytnut v dokumentu [73]. Základní příprava je určena pro výkon činností ve funkci dozimetrista-mechanik, operátor reaktoru a kontrolní fyzik. Skládá se z teoretické a praktické přípravy a zácviku do činnosti. Další odborná příprava, jejíž součástí je pouze teoretická příprava, slouží k udržování příslušné kvalifikace za účelem opětovného získání oprávnění, resp. pověření k výkonu téže činnosti. Další odborná příprava probíhá v souladu s požadavkem § 18 odst. (1) písm. a) vyhlášky č. 409/2016 Sb. [78]. Příprava pro změnu činnosti je určena pro výkon činností ve funkci vedoucí směny reaktoru a vedoucí spouštěcí skupiny. Součástí této přípravy je teoretická část a zácvik do činnosti.



Obr. 42: Struktura přípravy vybraných pracovníků pro činnosti zvláště důležité z hlediska jaderné bezpečnosti.

Odborná příprava vybraných pracovníků pro činnosti zvláště důležité z hlediska radiační ochrany zahrnuje pouze základní a další odbornou přípravu (viz obr. 43). Základní příprava

obsahuje pouze teoretickou přípravu ve formě týdenního vzdělávacího kurzu. Kurz je organizován Katedrou dozimetrie a ionizujícího záření, FJFI, ČVUT v Praze. Další odborná příprava je prováděna v souladu s požadavkem § 18 odst. (3) vyhlášky č. 409/2016 Sb. [78].



Obr. 43: Struktura přípravy vybraných pracovníků pro činnosti zvláště důležité z hlediska radiační ochrany.

## 13.4 Řízení údržby, odstávek a provozních kontrol

Údržba komponent a zařízení reaktoru probíhá téměř výhradně v období odstávky reaktoru, která je zahájena bezprostředně po skončení standardní výuky a výcvikových kursů v letním semestru. Délka odstávky závisí na rozsahu naplánovaných činností, obvykle však trvá dva až tři měsíce.

Plán odstávky a program údržby reaktoru připravuje s dostatečným předstihem (minimálně 6 měsíců před zahájením odstávky) vedoucí provozu reaktoru a schvaluje jej vedoucí KJR. V průběhu odstávky je prováděna nejen údržba zařízení a komponent reaktoru, ale také jejich případná inovace, resp. rekonstrukce a řada provozních kontrol. Údržba je v první řadě zaměřená na vybraná zařízení (reaktorové nádoby, palivo, systém ochran a řízení), následně na pomocné systémy a v neposlední řadě na experimentální vybavení reaktoru. Jak plán, tak i požadavky na údržbu, vycházejí z výsledků provozních kontrol. Údržba je připravována tak, aby byly dosaženy následující cíle:

- prodloužení a optimální využití doby života komponent a zařízení reaktoru,
- zlepšení provozní bezpečnosti a spolehlivosti zařízení a zvýšení připravenosti zařízení plnit požadovanou funkci,
- optimalizace provozních procesů,
- snížení počtu poruch a neplánovaných odstávek,
- optimalizace nákladů na provoz zařízení.

Po ukončení každé odstávky před uvedením reaktoru do opětovného provozu musí být provedeny testy funkčnosti ochranných signálů systému ochran a řízení reaktoru. Plánování a řízení odstávky reaktoru popsáno v rámci systému řízení v Řídicím postupu č. 1 [15] (Řízení a organizace provozu reaktoru). Organizace a řízení údržby je řešena a dokumentována v Řídicím postupu č. 3 [19] (Řízení údržby, oprav a změn zařízení reaktoru). Provozní kontroly se řídí Programem provozních kontrol [17], který poskytuje stručné, ale jasné formulované informace o každé kontrole a způsobu jejího provedení. Popis kontroly je zajištěn pomocí následujících položek:

- předmět kontroly, určuje jednoznačně objekt, resp. cíl kontroly,
- periodicita, stanovuje, s jakou pravidelností je nutné zajistit provedení kontroly,
- popis kontroly, specifikuje předmět kontroly,
- způsob kontroly, popisuje kdo nebo co (zařízení) a jakým způsobem provádí nebo zajišťuje kontrolu,
- odkaz na dokumentaci, uvádí dokumentaci, resp. její část (kapitolu), v níž je kontrola dále popsána, nebo s ní souvisí,
- odpovědnost, jednoznačně určuje osobu odpovědnou za provedení kontroly,
- průkaznost, charakterizuje způsob záznamu o provedené kontrole a jejím výsledku.

S ohledem na směnový provoz reaktoru (dopolední a odpolední směny) jsou kontroly rozděleny podle jejich periodicity do dvou základních kategorií:

1. provozní kontroly prováděné v rámci pracovní směny,
2. provozní kontroly prováděné s periodicitou delší než pracovní směna reaktoru.

Provozní kontroly prováděné v rámci pracovní směny zahrnují:

- kontroly před zahájením pracovní směny,
- kontroly stavu OZ před zahájením spouštění reaktoru,
- kontroly stavu OZ v průběhu spouštění reaktoru,
- kontroly v průběhu provozu reaktoru,
- kontroly po ukončení směnového provozu reaktoru.

V případě provozních kontrol prováděných s periodicitou delší než pracovní směna reaktoru se jedná o:

- kontroly podle limitů a podmínek,
- kontroly technologických částí reaktoru,
- kontroly vybraných zařízení.

Pro provozní kontroly prováděné s periodicitou delší než pracovní směna je vypracován každý rok plán kontrol, který je plně v souladu s programem provozních kontrol [17]. Plán připravuje vedoucí provozu reaktoru, na jeho pokyn jej pověřený pracovník vkládá do elektronického kalendáře, který je určen k plánování a organizaci činností na reaktoru VR-1.

O každé kontrole a jejím výsledku je proveden záznam, který dle typu kontroly je v písemné nebo elektronické formě. Záznamy jsou archivovány po celou dobu provozu reaktoru.

### 13.5 Řízení změn na reaktoru

Řízení změn na reaktoru VR-1 je prováděno v souladu s řídicími postupy č. 1 (Organizace a řízení provozu reaktoru) [15] a č. 3 (Řízení údržby, oprav a změn zařízení reaktoru) [19]. Postup č. 1 se věnuje změnám v organizaci a řízení provozu reaktoru a postup č. 3 přibližuje řízení změn komponent a zařízení reaktoru.

Prvním krokem k realizaci změny je stanovení, zda se jedná o změnu ovlivňující jadernou bezpečnost, radiační ochranu, technickou bezpečnost a fyzickou ochranu jaderného zařízení. V takovém případě je nutné získat povolení SÚJB (viz § 9 odst. 1 písm. h a odst. 2 písm. c zákona č. 263/2016 Sb. [11]). Pokud se jedná o jinou změnu při využívání jaderné energie (jejich výčet je stanoven v § 9 vyhlášky č. 21/2017 Sb.), postačuje nejméně 30 dnů před zahájením provádění změny tuto změnu označit písemně SÚJB. Za návrh, plán, přípravu, realizaci, ověření a dokumentování změn je odpovědný vedoucí provozu reaktoru. Veškeré změny procházejí interním schvalovacím procesem. Jiné změny při využívání jaderné energie schvaluje pouze vedoucí KJR na návrh vedoucího provozu reaktoru. V případě změn ovlivňujících jadernou bezpečnost, radiační ochranu, technickou bezpečnost a fyzickou ochranu jaderného zařízení je nezbytné vyjádření bezpečnostní komise. Teprve poté je možné zahájit proces pro získání povolení SÚJB ke změně. Po provedení změny musí být

provedeno ověření, že tato změna nemá negativní vliv na jadernou bezpečnost, radiační ochranu, technickou bezpečnost a fyzickou ochranu jaderného zařízení. Dále je provedena revize dokumentace tak, aby reflektovala realizovanou změnu a skutečný stav zařízení. Se změnou jsou pak seznámeni, proškoleni a případně zacvičeni všichni pracovníci, jichž se daná změna dotýká.

## 13.6 Řízení změn konfigurace aktivní zóny

Vzhledem k tomu, že reaktor VR-1 je výzkumným jaderným zařízením, jsou změny konfigurace aktivní zóny oproti energetickým reaktorům poměrně časté. Tyto změny jsou prováděny jak z důvodu vědecko-výzkumných, tak i pedagogických aktivit. Řízení změn konfigurace aktivní zóny je zpracováno v Řídicím postupu č. 8 (Řízení experimentů) [71].

Při jakékoli změně konfigurace aktivní zóny musí být nejprve zhodnoceno, zda se jedná o experiment ovlivňující násobící schopnost aktivní zóny reaktoru o hodnotu větší nebo rovnu  $0,7 \beta_{ef}$ . V případě jednoduchých změn (například přesun vertikálního experimentálního kanálu na periferii aktivní zóny) lze provést toto zhodnocení na základě inženýrského úsudku, pro složitější změny je nutné použít ověřený výpočtový program. Na pracovišti reaktoru VR-1 je pro tyto účely používán program MCNP5 [8].

Jedná-li se o změnu konfigurace aktivní zóny, při níž je násobící schopnost zóny ovlivněna o hodnotu nižší než  $0,7 \beta_{ef}$ , je tato změna řešena pouze interním procesem pracoviště. Konkrétně je vyplněna žádost o experiment, v níž je příslušná změna popsána, a ta je následně předložena (pomocí elektronického systému Bugzila [71]) ke schválení vedoucímu provozu reaktoru. K žádosti se zároveň vyjadřuje pověřený pracovník ve funkci kontrolní fyzik a dohlížející osoba.

V případě změny konfigurace aktivní zóny ovlivňující její násobící schopnost o hodnotu větší nebo rovnu  $0,7 \beta_{ef}$ , se postupuje podle tzv. základního kritického experimentu. Příprava, organizace, realizace, ukončení a vyhodnocení jsou detailně popsány v řídicím postupu č. 8 [71]. Návrh experimentu opět prochází interním schvalovacím procesem, který je popsán v předchozím odstavci. Nicméně v tomto případě je nutné vypracovat a předložit také dokumentaci SÚJB. Konkrétně se jedná o dokumentaci požadovanou v § 24 vyhlášky č. 21/2017 Sb. [84]:

- (a) neutronově-fyzikální charakteristiky aktivní zóny,
- (b) postup sestavení aktivní zóny (tzv. kartogram zavezení),
- (c) doklady a protokoly o vyzkoušení připravenosti zařízení důležitých z hlediska jaderné bezpečnosti, doklady a protokoly o vyzkoušení připravenosti vybraných zařízení a systémů konstrukcí a komponent s vlivem na jadernou bezpečnost, které nejsou vybraným zařízením,
- (d) doklady a protokoly z provozních kontrol,
- (e) doklady o splnění kritérií přijatelnosti (informace o tom, zda jsou splněna kritéria přijatelnosti vztahující se k dokumentaci podle písmen c) a d),
- (f) souhrnný doklad o výsledcích kontroly připravenosti jaderného zařízení a jeho pracovníků k dalšímu provozu,

(g) harmonogram dalšího provozu jaderného zařízení, včetně programu uvádění jaderného zařízení do opětovného provozu.

Za vypracování výše uvedené dokumentace a její předložení SÚJB je odpovědný vedoucí provozu reaktoru. Po ukončení základního experimentu předkládá vedoucí provozu reaktoru SÚJB zprávu o realizaci a výsledcích základního kritického experimentu.

## 13.7 Dokumentace a její řízení

Proces řízení a správy řízených dokumentů je popsán v Řídicím postupu č. 2 (Řízení a správa provozní dokumentace) [75] a zahrnuje následující činnosti:

- zadání tvorby dokumentu,
- tvorba dokumentu,
- kontroly v průběhu tvorby dokumentu,
- odsouhlasení obsahu dokumentu,
- schválení dokumentu,
- evidence a distribuce dokumentu,
- archivace dokumentu,
- pravidelné kontroly aktuálnosti dokumentu,
- vyřazení dokumentu.

Za řízení a správu dokumentace na školním reaktoru VR-1 je zodpovědný správce dokumentace, který je k této činnosti pověřen vedoucím KJR a jeho činnost je podřízena vedoucímu provozu reaktoru VR-1.

Řízení dokumentace na reaktoru VR-1 je založeno na odstupňovaném přístupu, který rozděluje řízené dokumenty do tří úrovní. Do samostatné úrovně spadají ostatní dokumenty, které nejsou řízené, ale souvisí s provozem reaktoru a jsou pro jeho zajištění nezbytné. Mezi ostatní dokumenty patří především výkresová dokumentace a návody. Požadavky na nakládání s nimi jsou omezeny pouze na jejich přehledné uložení na pracovišti KJR, odděleně od dokumentů řízených. Řízené dokumenty jsou členěny do tří úrovní:

1. Dokumenty I. úrovně vyžadující kromě interního schválení vedoucím KJR, resp. vedoucím provozu reaktoru, schválení SÚJB:

- Limity a podmínky pro trvalý provoz školního reaktoru VR-1
- Zdůvodnění limitů a podmínek pro trvalý provoz školního reaktoru VR-1
- Vnitřní havarijní plán školního reaktoru VR-1
- Seznam vybraných zařízení školního reaktoru VR-1
- Program provozních kontrol na školním reaktoru VR-1
- Způsob zajištění fyzické ochrany školního reaktoru VR-1
- Plán vyřazování školního reaktoru VR-1 z provozu

- Program monitorování pracoviště školního reaktoru VR-1
- Příkaz děkana FJFI o evidenci a kontrole jaderných materiálů na pracovišti školního reaktoru VR-1

2. Dokumenty II. úrovně podléhající internímu schválení vedoucím KJR, resp. vedoucím provozu reaktoru:

- Program systému řízení školního reaktoru VR-1
- Řídicí postupy školního reaktoru VR-1:
  - Řídicí postup č. 1 – Řízení a organizace provozu školního reaktoru VR-1
  - Řídicí postup č. 2 – Řízení a správa dokumentace školního reaktoru VR-1
  - Řídicí postup č. 3 – Řízení údržby, oprav a změn zařízení reaktoru VR-1
  - Řídicí postup č. 4 – Řízení odborné přípravy pracovníků školního reaktoru VR-1
  - Řídicí postup č. 5 – Řízení radiační ochrany školního reaktoru VR-1
  - Řídicí postup č. 6 – Řízení havarijní připravenosti školního reaktoru VR-1
  - Řídicí postup č. 7 – Řízení fyzické ochrany a nakládání s jadernými materiály na školním reaktoru VR-1
  - Řídicí postup č. 8 – Řízení experimentů na školním reaktoru VR-1
  - Řídicí postup č. 9 – Řízení životnosti a procesu stárnutí školního reaktoru VR-1
  - Řídicí postup č. 10 – Řízení neshod na školním reaktoru VR-1
  - Řídicí postup č. 11 – Ověřování a hodnocení systému řízení školního reaktoru VR-1
  - Řídicí postup č. 12 – Řízení dodavatelsky zajišťovaných činností na školním reaktoru VR-1
- Bezpečnostní zpráva školního reaktoru VR-1
- Souhrnný provozní předpis školního reaktoru VR-1
- Dlouhodobé provozní předpisy školního reaktoru VR-1:
  - Dlouhodobé provozní předpis č. 1 – vnitřní části školního reaktoru VR-1,
  - Dlouhodobé provozní předpis č. 2 – absorpční tyče školního reaktoru VR-1,
  - Dlouhodobé provozní předpis č. 3 – vodní hospodářství školního reaktoru VR-1,
  - Dlouhodobé provozní předpis č. 4 – demistanice a čištění vody na školním reaktoru VR-1,
  - Dlouhodobé provozní předpis č. 5 – manipulace a skladování jaderného paliva na školním reaktoru VR-1,
  - Dlouhodobé provozní předpis č. 6 – neutronový zdroj školního reaktoru VR-1,
  - Dlouhodobé provozní předpis č. 7 – elektrosoučásti a ovládání školního reaktoru VR-1,
  - Dlouhodobé provozní předpis č. 8 – radiační ochrana a dozimetrie na školním reaktoru VR-1,
  - Dlouhodobé provozní předpis č. 9 – vzduchotechnika na školním reaktoru VR-1,

- Dílčí provozní předpis č. 10 – experimentální vybavení školního reaktoru VR-1
  - Odborná způsobilost pracovníků zajišťujících odbornou přípravu na pracovišti školního reaktoru VR-1
  - Systém odborné přípravy pracovníků školního reaktoru VR-1
  - Vymezení kontrolovaného pásma na školním reaktoru VR-1
  - Vymezení sledovaného pásma na školním reaktoru VR-1
  - Návštěvní řád školního reaktoru VR-1
  - Neutronově-fyzikální charakteristiky aktivní zóny školního reaktoru VR-1
  - Provozní řád likvidační stanice odpadních vod školního reaktoru VR-1 a přilehlých laboratoří
  - Program kritického experimentu školního reaktoru VR-1
  - Programy rozebírání a skládání aktivních zón školního reaktoru VR-1
  - Training reactor VR-1 - Basic technical characteristics for Euratom Safeguards Office
  - Organizační směrnice pro zajištění bezpečnosti práce při provozu jeřábu školního reaktoru VR-1
  - Dokumentace zdolávání požáru na školním reaktoru VR-1
  - Provozní předpis neutronového generátoru P385
  - Směrnice pro činnost vrátných ve vztahu k EZS školního reaktoru VR-1
  - Statut komise pro bezpečný provoz školního reaktoru VR-1
  - Individuální programy zajištění kvality a technické bezpečnosti:
    - Individuální program zajišťování kvality a technické bezpečnosti nádob školního reaktoru VR-1
    - Individuální program zajišťování kvality a technické bezpečnosti absorpční tyče školního reaktoru VR-1
    - Individuální program zajišťování kvality a technické bezpečnosti systému řízení a ochran školního reaktoru VR-1
    - Individuální program zajišťování kvality a technické bezpečnosti systému paliva školního reaktoru VR-1
  - Dokumentace pro povolení provozu pracoviště IV. kategorie na školním reaktoru VR-1
  - Dokumentace pro povolení s nakládáním s ZIZ pracovišti IV. kategorie na školním reaktoru VR-1
  - Doložení bezpečného nakládání s radioaktivními odpady na školním reaktoru VR-1
  - Uvádění radionuklidů do ŽP z pracoviště školního reaktoru VR-1 a přilehlých laboratoří
3. Dokumenty III. úrovně zahrnují deníky a záznamy podléhající internímu schválení vedoucím KJR, resp. vedoucím provozu reaktoru:

- Provozní deník školního reaktoru VR-1
- Deník dozimetristy školního reaktoru VR-1 (elektronická forma)
- Deník demistanice školního reaktoru VR-1
- Deník jaderných materiálů školního reaktoru VR-1
- Deník zdvihacího zařízení školního reaktoru VR-1
- Deník provozních kontrol školního reaktoru VR-1
- Deník evidence návštěvníků školního reaktoru VR-1

Ostatní dokumenty jako návody, manuály, výkresová dokumentace apod. nejsou řízenou dokumentací. Provádí se jejich archivace a v případě potřeby jejich rozmístění na místo jejich využití. Například návody jsou umístěny u zařízení, kterých se týkají.

### **13.8 Systém vnitřních předpisů**

Pracoviště reaktoru má podrobně zpracované a pravidelně aktualizované vnitřní předpisy pro provoz reaktoru. Pro jednotlivá zařízení, komponenty a systémy reaktoru jsou zpracovány tzv. dílčí provozní předpisy. V každém takovémto předpisu je dané zařízení jednoznačně popsáno, uveden způsob manipulace se zařízením a charakterizován proces údržby a kontroly. Konkrétně jsou jednotlivé činnosti, které se týkají především provozu vybraných technologií a komponent reaktoru VR-1 dokumentovány deseti dílčími provozními předpisy:

- Dílčí provozní předpis č. 1 – vnitřní části reaktoru školního reaktoru VR-1 [85],
- Dílčí provozní předpis č. 2 – absorpční tyče školního reaktoru VR-1 [86],
- Dílčí provozní předpis č. 3 – vodní hospodářství školního reaktoru VR-1 [50],
- Dílčí provozní předpis č. 4 – demistanice a čištění vody na školním reaktoru VR-1 [51],
- Dílčí provozní předpis č. 5 – manipulace a skladování jaderného paliva na školním reaktoru VR-1 [53],
- Dílčí provozní předpis č. 6 – neutronový zdroj školního reaktoru VR-1 [87],
- Dílčí provozní předpis č. 7 – elektrosoučásti a ovládání školního reaktoru VR-1 [88],
- Dílčí provozní předpis č. 8 – radiační ochrana a dozimetrie na školním reaktoru VR-1 [69],
- Dílčí provozní předpis č. 9 – vzduchotechnika na školním reaktoru VR-1 [54],
- Dílčí provozní předpis č. 10 – experimentální vybavení školního reaktoru VR-1 [60].

Závazný popis činností, požadavků a opatření, které je nezbytné zabezpečit a dodržovat při normálním a abnormálním provozu školního reaktoru VR-1 je obsažen v souhrnném provozním předpisu [25]. Všechny manipulace se zařízením je možné provádět pouze v souladu s tímto předpisem a dílčími provozními předpisy. Odchylky od nich jsou zakázané. Za manipulace se zařízeními odpovídá směna reaktoru a kmenoví pracovníci reaktoru.

S ohledem na výsledky bezpečnostních analýz (viz kapitola 16) nemá pracoviště reaktoru specifické vnitřní předpisy pro zvládání událostí a scénářů rozšířených projektových podmínek a těžkých havárií. Zvládání základní projektové události je řešeno v rámci zásahových instrukcí pro případ mimořádných událostí [72].

### 13.9 Řízení životnosti a procesu stárnutí

Pracoviště reaktoru VR-1 má zaveden program řízeného stárnutí [26]. V rámci programu jsou sledovány, měřeny, hodnoceny, ověřovány a zaznamenávány údaje důležité pro vyhodnocování stárnutí systémů, konstrukcí důležitých z hlediska jaderné bezpečnosti. Postupy uplatňované v rámci řízení procesu stárnutí jsou zpracovány v řídicím postupu č. 9 [89] (Řízení životnosti a procesu stárnutí školního reaktoru VR-1). Do výběru komponent a celků podléhajících systému řízeného stárnutí musí být zahrnuta především vybraná zařízení a další zařízení a systémy s vlivem na jadernou bezpečnost. V případě školního reaktoru VR-1 se jedná o následující zařízení:

- pokrytí jaderného paliva,
- reaktorové nádoby H01 a H02 s koridorem a hradítkem,
- kanály provozního měření výkonu,
- kanály nezávislé výkonové ochrany,
- bezpečnostní řetězec,
- regulační tyče UR 70,
- jednotky zálohového napájení UPS 230V AC,
- jednotka zálohového napájení +48V DC,
- individuální displeje kanálů PMV,
- individuální displeje kanálů NVO,
- indikátory dolních koncových poloh regulačních tyčí,
- řídicí systém reaktoru,
- řídicí obvody regulačních tyčí UR-70,
- rozhraní člověk stroj.

Provádění systému řízeného stárnutí je rozděleno mezi výše uvedená zařízení, přičemž pro každé z nich jsou popsány degradační mechanismy a dopady stárnutí, způsob monitorování vývoje stárnutí, dále jsou stanovena kritéria přijatelnosti sledovaných parametrů a nápravná opatření. Řízení životnosti představuje integraci řízení stárnutí s ekonomickým plánováním a zahrnuje:

1. optimalizaci provozu, údržby a životnosti konstrukcí, systémů a komponent reaktoru,
2. udržování přijatelné úrovně výkonu a bezpečnosti,

### 3. maximalizaci návratnosti investic po dobu životnosti reaktoru.

Proces řízení živostnosti je zpracován v Řídicím postupu č. 9 (Řízení živostnosti a procesu stárnutí školního reaktoru VR-1) [89]. Za proces řízení živostnosti reaktoru je odpovědný jak vedoucí provozu reaktoru, tak i vedoucí KJR. Vedoucí provozu reaktoru má na starosti především technickou a provozní stránku procesu (výše uvedený bod 1 a 2). Vedoucí KJR je odpovědný za strategické plánování tak, aby bylo dosaženo maximalizace návratnosti investic do zařízení (viz bod 3). Za tímto účelem vypracovává vedoucí KJR dlouhodobý program provozu reaktoru [81], který představuje strategickou vizi v oblasti využívání reaktoru, plánovaných investic, rekonstrukcí a inovací zařízení reaktoru a celkového rozvoje pracoviště včetně personálního zajištění.

Proces řízení živostnosti zahrnuje také plánování vyřazování zařízení z provozu (viz kapitola 19), které je dokumentováno plánem vyřazování z provozu [24]. Za vypracování a periodickou aktualizaci plánu vyřazování z provozu je odpovědný vedoucí provozu reaktoru.

## 13.10 Systém zpětné vazby

Mezi jednu ze zásad využívání jaderné energie a ionizujícího záření patří zavedení a využívání systému zpětné vazby. Tato zásada je zakotvena i v atomovém zákonu č. 263/2016 Sb. [11]. Konkrétně je v atomovém zákonu stanoveno (§ 5 odst. 7), že ten, kdo využívá jadernou energii, je povinen při zajišťování jaderné bezpečnosti, radiační ochrany, technické bezpečnosti, monitorování radiační situace, zvládání radiační mimořádné události a zabezpečení provádět sběr, třídění, analýzu, dokumentování a využívání zkušeností a bezpečnostně významných informací systémem zpětné vazby a zohlednit význam vzájemného působení pracovníků, zařízení a organizačního uspořádání.

V souladu s výše uvedeným požadavkem je zaveden, udržován a především využíván systém zpětné vazby na pracovišti reaktoru VR-1. Systému zpětné vazby a jeho využívání při provozu reaktoru se věnuje Řídicí postup č. 10 (Řízení neshod na školním reaktoru VR-1) [90]. Systém zpětné vazby zahrnuje:

- způsob předávání zpráv o událostech,
- metodiku třídění událostí na základě bezpečnostní významnosti,
- vyšetření a analýzu události včetně analýzy příčin bezpečnostně významných událostí,
- zavedení nápravných opatření z hodnocení události včetně jejich schválení, realizace, sledování a vyhodnocení,
- vyhodnocování negativních trendů vzhledem ke stavu zařízení, chování personálu i dodavatelů a opakujících se příčin událostí,
- využívání zkušeností z jiných zařízení, včetně zahraničních,
- sledování a využívání zkušeností z jiných technických a technologických oborů,
- trvalé zlepšování systému zpětné vazby,
- dokumentační a evidenční systém informací o událostech, který umožňuje sběr, zpracování, archivaci událostí,

- zajištění kvality zpětné vazby.

Za zavedení systému zpětné vazby je odpovědný vedoucí provozu reaktoru. Za koordinaci, řízení a udržování systému zpětné vazby odpovídá vedoucí systému řízení.

### **13.11 Hodnocení ukazatelů bezpečnosti provozu reaktoru a způsobu jeho řízení**

Pravidelné interní hodnocení ukazatelů bezpečnosti provozu reaktoru a způsobu jeho řízení provádí jednou ročně vedoucí provozu reaktoru, který hodnotí všechny oblasti související s bezpečným provozem reaktoru, tj.:

- dodržování jaderné bezpečnosti,
- dodržování radiační ochrany,
- připravenost pracovišť k odezvě na radiační mimořádnou událost,
- zabezpečení jaderného zařízení, jaderného materiálu a zdroje ionizujícího záření,
- systém řízení reaktoru.

Vstupními údaji a ukazateli pro toto hodnocení je například:

- informace o dodržování limitů a podmínek (počty a důvody čerpání limitů),
- počet provozních událostí hlášených SÚJB,
- počet neplánovaných odstavení reaktoru z důvodů působení ochrany reaktoru,
- informace o dodržování limitů radiační ochrany (dávky obdržené pracovníky reaktoru, překročení referenčních úrovní, informace o výpustích apod.),
- počet neshod a jejich vypořádání,
- výstupy provozních kontrol,
- výstupy z cvičení připravenosti pracovišť k odezvě na radiační mimořádnou událost,
- výstupy z prověřování systémů zabezpečení jaderného zařízení, jaderného materiálu a zdroje ionizujícího záření,
- výstupy z interních a externích auditů systému řízení.

Z pohledu řízení provozu reaktoru je hodnoceno využívání reaktoru, počet provozních hodin, počet plánovaných a neplánovaných odstávek a jejich průběh, systém řízení reaktoru, personální zajištění provozu, odborná příprava pracovníků reaktoru a další.

Takto zpracované hodnocení je ve formě roční zprávy o provozu reaktoru předloženo SÚJB a komisi pro bezpečný provoz reaktoru. Komise zajišťuje nezávislé hodnocení bezpečnosti provozu reaktoru a způsobu jeho řízení. Komise je poradním orgánem držitele povolení především v otázkách jaderné bezpečnosti a radiační ochrany. Komisi ustavuje (na základě návrhu vedoucího KJR) rektor ČVUT v Praze jako svůj poradní orgán. Komisi tvoří osm členů. Pět členů je z organizace provozovatele reaktoru, tj. jsou to zaměstnanci

ČVUT v Praze a tři členové jsou nezávislí na této organizaci. Komise je jmenována vždy na období, které koresponduje s funkčním obdobím statutárního zástupce držitele povolení (zpravidla čtyři roky). Cílem komise je zajistit dostatečnou a pravidelnou informovanost managementu provozovatele reaktoru, umožnit nezávislé hodnocení bezpečnosti provozu školního reaktoru VR-1. Členové a účastníci jednání komise by měli svými znalostmi a zkušenostmi přispívat k řádnému plnění jejího poslání a s maximální odbornou objektivitou podávat návrhy na zlepšení.

Obecně komise posuzuje stav bezpečnosti a výsledky kontrolních činností na školním reaktoru VR-1. Konkrétně pak přezkoumává dodržování limitů a podmínek, zajištění radiační ochrany, připravenost pracoviště k odezvě na radiační mimořádnou událost a zabezpečení reaktoru a nakládání s jadernými materiály. Kontroluje účinnost nápravných opatření vyplývajících z výsledků interních a externích auditů a inspekcí správních orgánů. Zabývá se návrhy a plány na inovace resp. rekonstrukce zařízení důležitých pro provoz reaktoru, novými experimenty, které mohou mít vliv na jadernou bezpečnost a radiační ochranu a změnami organizační struktury provozu reaktoru. V případě mimořádných událostí, neshod a nestandardních situací může komise provádět, rozhodnutím předsedy komise, okamžité šetření události. Na základě zjištěných skutečností předkládá vedoucím zástupcům držitele povolení svá zjištění, návrhy, resp. doporučení.

### 13.12 Fyzická ochrana jaderného zařízení a jaderných materiálů

Fyzická ochrana reaktoru a jaderných materiálů, se kterými se na pracovišti reaktoru nakládá, představuje systém technických a organizačních opatření zabraňující neoprávněným činnostem s jaderným zařízením nebo jaderným materiálem [11].

Z hlediska technického zabezpečení lze pracoviště rozdělit na plášt'ovou a prostorovou ochranu. Plášt'em chráněného prostoru se rozumí stavební vymezení haly reaktoru, skladu paliva, elektrorozvodny a rozvodny ovládacího zařízení. Plášt' je ze severní strany tvořen prosklenou stěnou s vjezdovými vraty a dále obvodovými zdmi haly, stropem a podlahou. Hlavní vchod, nouzové východy a vstup do skladu paliva jsou opatřeny uzamykatelnými bezpečnostními dveřmi. Prosklená stěna má po celé ploše mříže a vjezdová vrata jsou uzamykatelná. Před prosklenou severní stěnou reaktorové haly jsou vybudovány zpožďovací zábrany se závorou.

Elektronická zabezpečovací signalizace (EZS) se skládá zejména z ústředny a prvky detekce narušení pláště a detekce pohybu uvnitř chráněného prostoru. Rekonstrukce a změny v návrhu EZS vždy vychází z bezpečnostního posouzení objektu prováděného orgány Policie ČR. EZS je spojena pomocí vysílače a telefonní linky se Systémem centralizované ochrany Policie ČR a dále je vyveden výstup z ústředny EZS do GSM brány informující pracovníky v pracovní pohotovosti o případném narušení. Informační panel o stavu jednotlivých podsystémů je vyveden na vrátnici budovy těžkých laboratoří.

Součástí systému zabezpečení reaktoru je i televizní okruh, který je tvořen osmi kamerami zabírajícími prostor před vchodem do chráněného prostoru, dolní podlaží haly a vstup do skladu paliva, sklad paliva, nádobu H01 a prostor před prosklenou severní stěnou. Kamery jsou propojeny se záznamovým zařízením a monitorem ve velínu reaktoru.

Z pohledu organizačního zabezpečení fyzické ochrany je většina pracovníků reaktoru s oprávněním samostatného vstupu do chráněného prostoru zároveň pracovníky vykonávající citlivé činnosti ve smyslu § 162, odst. 2 zákona 263/2016 Sb. [11] a jsou tedy držiteli platného dokladu o bezpečnostní způsobilosti. Ostatní pracovníci musí splňovat minimálně

podmínky pro přístup k utajovaným informacím na stupni Vyhrazené. Všechny další vstupující osoby přicházející na pracoviště reaktoru jsou v nezbytné míře o fyzické ochraně pracoviště prokazatelně poučeny a jsou doprovázeny pracovníkem s oprávněním samostatného vstupu. Vstup osob na pracoviště reaktoru je evidován, povolení vstupu smějí vydat pouze oprávněné osoby a před vstupem na pracoviště je prováděna kontrola dodržování zákazu vstupu se zbraněmi, výbušninami a mobilními telefony. Pracovníci reaktoru jsou pravidelně jednou ročně a při nástupu do pracovního poměru prokazatelně poučeni o svých povinnostech vyplývajících ze zabezpečení pracoviště.

### **13.13 Zárukový program a evidence jaderných materiálů**

Evidence a kontrola jaderných materiálů je nedílnou součástí zárukového programu, který je na školním reaktoru VR-1 zaveden a naplňován. Náležitosti zárukového programu jsou definovány doporučeními a nařízeními Mezinárodní agentury pro atomovou energii a jsou v souladu s Vyhláškou č. 374/2016 Sb. o evidenci a kontrole jaderných materiálů a oznamování údajů o nich [79].

Systém evidence a kontroly jaderných materiálů je navržen tak, aby bylo zajištěno, že:

- manipulace s jadernými materiály je prováděna jen se svolením osoby zodpovědné za manipulace s jadernými materiály,
- veškeré manipulace s jadernými materiály jsou prokazatelně evidovány dvěma nezávislými způsoby (v deníku jaderných materiálů a v elektronické formě do programu Evidence),
- je prováděna pravidelná fyzická inventura jaderných materiálů v souladu s [79] a [91],
- jsou pravidelně zasílána hlášení o stavu jaderných materiálů vyplývající z [79] a [91],
- je umožněno provádět pravidelné inspekce pracovníky SÚJB, IAEA a Euratomu,
- jsou naplňována ustanovení dodatkového protokolu.

Vedením evidence je pověřen vedoucí evidence jaderných materiálů VEJM. Vedoucí evidence jaderných materiálů zajišťuje plnění požadavků, které pro pracoviště vyplývají z rozhodnutí o povolení k nakládání s jadernými materiály. Na základě pověření je VEJM přímo odpovědný děkanovi FJFI. Požadavky na činnost VEJM jsou detailně specifikovány ve směrnici Příkaz děkana a dále v řídicím postupu č. 1 (Řízení a organizace provozu školního reaktoru VR-1) [15].

## **14 Monitorování okolí a vliv provozu na životní prostředí**

### **14.1 Vliv na životní prostředí**

#### **14.1.1 Popis a vývoj území z hlediska životního prostředí**

Areál MFF UK V Holešovičkách č.p. 747, ve kterém se nachází i budova těžkých laboratoří, byl budován v 70. letech 20. století na zastavěném území usedlostí Pelc-Tyrolka a Hofmanka. Obě usedlosti měly ve svém sousedství další budovy, které byly využívány k trvalému bydlení a k provozování drobného hospodářství a zahradnictví. Veškerá historická zástavba byla zbourána koncem 60. let v rámci přípravy přestavby mostu Barikádníků, výstavby mimoúrovňové křižovatky a následně komplexu budov MFF UK.

Území, na němž stojí areál MFF UK, sousedí na východě s přírodní památkou Bílá skála (nejbližší hranice probíhá ve vzdálenosti cca 50 m od areálu, hodnocené území tedy nezasahuje do ochranného pásma této přírodní památky) o rozloze 6,4 hektaru, která je tvořena skalním ostrohem 249,4 m.n.m. s bývalým lomem ve střední části a ostrohem Koráb 258,1 m.n.m. se zářezem železniční tratě. Z hlediska klasifikace přírodních podmínek se na území vyskytují biotopy K3 - Vysoké mezofilní a xerofilní kroviny, X12 -Nálety pionýrských dřevin a L7.1 - Suché acidofilní doubravy. Z hlediska půdní klasifikace dle Taxonomicko klasifikačního systému půd ČR se jedná o urbánní antropozem s antropogenními substráty. Na území areálu MFF UK se nevyskytují žádní živočichové ani rostliny, které by vyžadovaly zvláštní ochranu. Území se rovněž nenachází v blízkosti ochranného pásma vodních zdrojů [28].

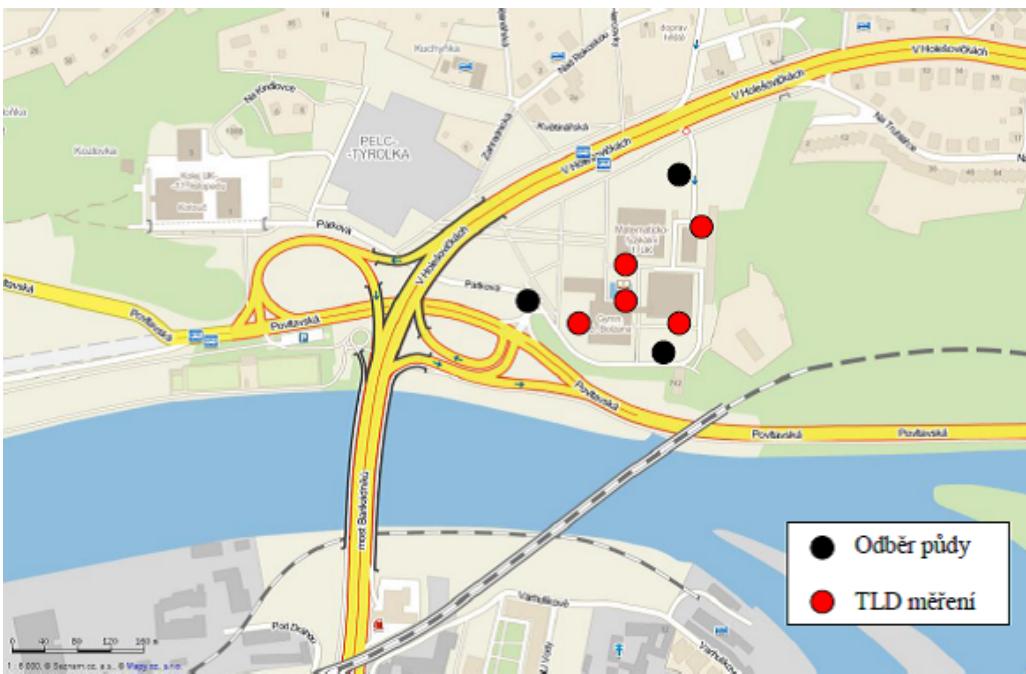
Přímo v areálu jsou 2 bytové jednotky trvale obývané zaměstnanci MFF UK. Nejbližší trvale obydlený objekt je řadový dům č.p. 2065 v ulici Na Truhlářce, který je vzdálen od pracoviště školního reaktoru cca 200 m, další nejbližší trvale obývaný dům č.p. 2361 v ulici Nad Rokoskou je vzdálen cca 230 m. Ve vzdálenosti cca 100 m se nachází ubytovna Bílá skála, která slouží k přechodnému ubytování především zaměstnanců stavebních firem. Objekt č.p. 742, patřící soukromé společnosti, který se nachází 100 m jižně od budovy Těžkých laboratoří, je prázdný a není nijak využíván. Od osob a organizací využívajících okolní objekty, ať už k bydlení či podnikání, nebyla v historii provozu zařízení zaznamenána žádná negativní zpětná vazba.

#### **14.1.2 Vliv běžného provozu na okolí reaktoru**

Reaktor je provozován ve směnném provozu v pracovních dnech zpravidla 10 měsíců v roce. Denní směnový provoz sestává ze 2 až 3 směn o délce trvání 3 – 4 hodiny na směnu. Na výkonu vyšším než 1E8 je reaktor provozován v řádu jednotek hodin ročně.

Okolí reaktoru je monitorováno na úrovni kontinuálního měření dávkového příkonu záření gama v rámci Radiačního monitorovacího systému RMS-VR1 a dále termoluminiscentními dozimetry umístěnými na 8 místech v hale reaktoru a 5 místech v jeho okolí (viz obr. 44). Obě tato měření po dobu trvání provozu reaktoru neindikovala odchylku od běžných hodnot přírodního pozadí, vyjma pravidelných zkoušek a kalibrací.

Monitoring okolí probíhá i formou odběrů vzorků půdy na 3 definovaných místech areálu MFF UK a jejich gama spektrometrickou analýzou. Ani tato měření nezaznamenala v minulosti žádnou odchylku od normálu.



Obr. 44: Mapa monitorování okolí

#### 14.1.3 Monitorování výpustí

Monitorování výpustí probíhá ve dvou rovinách, a to monitorování odpadních vod a alfa-beta aerosolů. Monitorování odpadních vod se provádí podle Provozního řádu likvidační stanice odpadních vod, kde jsou i podrobně uvedeny monitorovací úrovně a postupy. Zpravidla se odebírá jeden vzorek odpadních vod z příslušné nádrže Likvidační stanice odpadních vod, do které je přečerpáván obsah havajní jímky reaktoru. Vzorek se analyzuje na spektrometru, přičemž se primárně sleduje objemová aktivita  $^{137}\text{Cs}$  a  $^{152}\text{Eu}$ . Monitorování alfa-beta aerosolů je prováděno měřičem aktivity aerosolů Canberra iCam, který je umístěn na výstupu aktivní vzduchotechniky ve strojovně umístěné v úrovni střechy budovy TL. Během monitorování výpustí v průběhu provozu reaktoru nebyla zatím zaznamenána aktivita přesahující monitorovací úrovně uvedené v Programu monitorování.

#### 14.1.4 Vliv mimořádných událostí

Vliv uvažovaných radiačních mimořádných událostí podle Vnitřního havajního plánu ani vliv případné základní projektové události na okolí školního reaktoru se nepředpokládá (viz kapitola 16 Bezpečnostní analýzy). V případě radiační mimořádné události požár může dojít k poškození jaderných materiálů či zdrojů ionizujícího záření, nicméně únik mimo kontrolované pásmo je velmi nepravděpodobný.

Z hlediska vlivu vnějších mimořádných událostí – požáry v okolí, technologické havárie budov či pády těles se nepředpokládá únik radioaktivních látek mimo kontrolované pásmo školního reaktoru.

## **15 Schvalovací řízení při stavbě a provozu reaktoru**

### **15.1 Schvalovací řízení při umisťování, projektování a výstavbě reaktoru**

První plány na výstavbu školního reaktoru na tehdejší Fakultě technické a jaderné fyziky ČVUT v Praze (od roku 1968 přejmenovanou na Fakultu jadernou a fyzikálně inženýrskou) se objevily již začátkem sedesátých let, ale samotnou výstavbu školního reaktoru VR-1 se na ČVUT podařilo prosadit až koncem sedmdesátých let minulého století. Umisťování, projektování a výstavba reaktoru probíhala v osmdesátých let minulého století. Schvalovací řízení pro tyto tři etapy probíhalo v souladu s tehdy platnou československou legislativou, zejména se stavebním zákonem a vyhláškami ČSKAE - Československá komise pro atomovou energii, tehdejšího národního dozorního orgánu. Základní legislativní dokumenty, podle kterých probíhala výstavba reaktoru, byl Zákon č. 28/1984 Sb. ze dne 4. 4. 1984 o státním dozoru nad jadernou bezpečností jaderných zařízení a Výnos ČSKAE č. 9/1985 Sb. ze dne 16. 5. 1985 o zajištění jaderné bezpečnosti výzkumných jaderných zařízení.

První studie proveditelnosti na výstavbu reaktoru, která popisovala lokalitu, základní technické řešení reaktoru a možné využívání reaktoru, byla vypracována v roce 1979. Na tuto studii navázala v roce 1980 studie Zdůvodnění potřeby vybudování školního reaktoru VR-1, která mj. obsahovala i finanční rozvahy a sloužila jako investiční záměr pro projednávání s dotčenými organizacemi - vedením ČVUT, Ministerstvem školství ČSSR, příslušnými hygienickými orgány a zejména ČSKAE. Studie spolu s výsledky jednání s dotčenými státními institucemi vytvořila základ pro zpracování projektového úkolu (prosinec 1980), jehož součástí byla i zadávací bezpečnostní zpráva reaktoru [92]. Projektový úkol se zadávací bezpečnostní zprávou reaktoru byly postupně schváleny dotčenými státními organizacemi - ČSKAE, městskou inspekci požární ochrany, hygienikem hlavního města Prahy, plánovacím odborem ONV v Praze 8 apod. Po vydání souhlasných stanovisek těchto organizací byl v roce 1982 projektový úkol schválen i Ministerstvem školství ČSSR, který měl konečné slovo ve schválení výstavby reaktoru.

V roce 1982 byl v návaznosti na projektový úkol zpracován jednostupňový projekt reaktoru [93] a v roce 1983 byla k jednostupňovému projektu zpracována předběžná bezpečnostní zpráva reaktoru [94]. Souhlasná stanoviska městské inspekce požární ochrany, hygienika hlavního města Prahy, inspektorátu bezpečnosti práce pro hlavní město Prahu apod. umožnila ČSKAE vydat souhlasné stanovisko pro stavební řízení. Stavební povolení reaktoru bylo vydáno v červnu 1983. Ministerstvo školství ČSSR schválilo jednostupňový projekt ve dvou etapách v letech 1984 a 1985. v průběhu výstavby reaktoru byly zpracovány dva samostatné dodatky předběžné bezpečnostní zprávy reaktoru - první v roce 1984 se týkal řídicího systému reaktoru [95] a druhý v roce 1984 se věnoval bezpečnostním analýzám reaktoru [96].

Výstavba reaktoru probíhala v letech 1985–1989, po celou dobu výstavby byly ČSKAE pravidelně podávány zprávy v rozsahu vyžadovaném tehdejší legislativou a požadavky ČSKAE. Výstavba reaktoru byla ukončena v létě 1989. Podrobnosti o schvalovacím řízení při umisťování, projektování a výstavbě reaktoru jsou uvedeny v předprovozní bezpečnostní zprávě školního reaktoru [97] z roku 1989 a v bezpečnostní zprávě reaktoru [21] z roku 1997.

## 15.2 Schvalovací řízení při uvádění reaktoru do provozu

Uvádění školního reaktoru VR-1 do provozu probíhalo v letech 1989–1991. I tato etapa probíhala v souladu s tehdy platnou československou legislativou (popsanou při schvalovacím řízení umisťování, projektování a výstavbě reaktoru). Při uvádění reaktoru do provozu byly ČSKAE pravidelně podávány zprávy v rozsahu vyžadovaném tehdejší legislativou a požadavky ČSKAE. Předprovozní bezpečnostní zpráva reaktoru [97] byla zpracována a předložena ČSKAE v roce 1989. Uvádění reaktoru do provozu se skládalo se čtyř etap: neaktivní zkoušky, aktivní zkoušky, fyzikální spouštění a zkušební provoz.

Pro neaktivní zkoušky, které probíhaly od léta 1989 do podzimu 1990, byly zpracovány programy pomontážních čisticích operací, neaktivních zkoušek řídicího systému reaktoru, neaktivních zkoušek technologického zařízení reaktoru, neaktivních zkoušek systému elektrického napájení reaktoru, elektrických zkoušek dozimetrického systému a zkoušek dozimetrického systému a dozimetrických přístrojů reaktoru. Všechny programy neaktivních zkoušek byly schváleny ČSKAE.

Pro aktivní zkoušky a fyzikální spouštění reaktoru, které probíhaly v listopadu a prosinci 1990, byly zpracovány programy fyzikálního spouštění - etapový program, program základního kritického experimentu, program dosažení kritického stavu a stanovení bilance reaktivity, program kalibrace řídicích tyčí, program zkoušek řídicího systému, program zkoušek odstavení reaktoru z havarijných příčin a programy měření rozložení hustoty toku neutronů a ověření dozimetrické situace. Dále byly zpracovány limity a podmínky pro zkušební provoz a fyzikální spouštění reaktoru a předpis pro zajištění jaderné bezpečnosti při fyzikálním spouštění reaktoru. Všechny tyto dokumenty byly schváleny ČSKAE. Kromě toho byla zpracována sada deseti dílčích provozních předpisů a jeden souhrnný průvodní předpis. Reaktor dosáhl poprvé kritického stavu 3. prosince 1990 a fyzikální spouštění reaktoru bylo ukončeno na konci roku 1990.

V průběhu celého roku 1991 probíhal na reaktoru zkušební provoz, po jehož ukončení vydal ČSKAE souhlasné stanovisko ke kolaudačnímu řízení. Koncem roku 1991 vydal příslušný stavební úřad kolaudační rozhodnutí, na jehož základě byl od 1. ledna 1992 zahájen trvalý provoz školního reaktoru VR-1. Podrobnosti o schvalovacím řízení při uvádění reaktoru do provozu jsou uvedeny v bezpečnostní zprávě reaktoru z roku 1997 [21].

## 15.3 Schvalovací řízení při provozu reaktoru

Školní reaktor VR-1 je v trvalém provozu od 1. ledna 1992, tj. více než 25 let. Za tu dobu proběhly tři podstatné změny v legislativním rámci České Republiky, které výrazně ovlivnily schvalovací řízení při provozu reaktoru.

První změna, která proběhla v letech 1992–1995, byla způsobena rozpadem Československa a vznikem České republiky, doznívajícími společenskými změnami po roce 1989 a otevřáním se mezinárodní spolupráci v sjednocující se Evropě a postupným akceptováním doporučení IAEA v oblasti bezpečného provozu výzkumných jaderných zařízení. Tyto faktory spolu se zkušenostmi z prvních 4–5 let trvalého provozu vedly v roce 1997 ke zpracování bezpečnostní zprávy reaktoru [21], která nejen naplňovala požadavky nově zřízeného Státního úřadu pro jadernou bezpečnost, jako národního dozorného orgánu České republiky, ale poprvé akceptovala i doporučení IAEA o struktuře a obsahu bezpečnostní zprávy výzkumného jaderného zařízení tehdejšího doporučení IAEA [98].

Druhá změna, která proběhla v roce 1997, byla způsobena vytvořením nové a komplexní

jaderné legislativy v České republice s atomovým zákonem a souborem vyhlášek SÚJB. v roce 2004 byla česká jaderná legislativa částečně změněna z důvodu vstupu České Republiky do Evropské unie. v období 1996–2007 proběhlo na reaktoru několik významných inovací a změn, např. změna typu paliva z IRT-2M na IRT-3M (1997) a z IRT-3M na IRT-4M (2005), inovace radiačního monitorovacího systému reaktoru (2004), inovace systému fyzické ochrany (2006) nebo postupná komplexní inovace řídicího systému reaktoru (v letech 2002–2007) s částečnou přestavbou plošin v hale reaktoru (2007). Vzhledem k tomu, že ukončení inovace řídicího systému reaktoru se zpozdilo a místo v roce 2006 skončilo až v roce 2007, byla další bezpečnostní zpráva reaktoru [1] zpracována až v roce 2007. Bezpečnostní zpráva reaktoru z roku 2007 [1] naplňovala požadavky české jaderné legislativy z let 1997 a 2004, hodnotila 11 let trvalého provozu reaktoru (1996–2007) a také zahrnovala výše zmíněné změny na technologii reaktoru. Podrobnosti o schvalovacím řízení při provozu reaktoru v letech 1992–2007 jsou uvedeny v bezpečnostní zprávě reaktoru z roku 1997 [21] v bezpečnostní zprávě reaktoru z roku 2007 [1].

Třetí podstatná změna v legislativním rámci České Republiky proběhla v roce 2016, kdy došlo k vytvoření nového systému jaderné legislativy v České republice s novým atomovým zákonem a souborem vyhlášek SÚJB. Nová jaderná legislativa České Republiky je v platnosti od 1. ledna 2017. Tato bezpečnostní zpráva z roku 2017 naplňuje požadavky nové české jaderné legislativy, hodnotí deset let trvalého provozu reaktoru (2008–2017) a také zahrnuje změny na technologii reaktoru za toto období.

## 16 Bezpečnostní analýzy

Hlavním cílem bezpečnostních analýz je určit dopad potenciálních událostí, které mohou na reaktoru VR-1 nastat. Tato kapitola se zabývá všemi skupinami událostí dle jejich výčtu v [3] a komentuje jejich možnost výskytu a průběh. K provedení komplexních termohydraulických analýz je použit výpočetní kód RELAP5, který byl standardizován v roce 2017 [49] pro účely pracoviště reaktoru VR-1. Způsob řešení problému byl prvně zpracován v [99] a vybrané jevy byly použity jako tehdejší předpoklady pro analyzované „hypotetické havárie“ [100]. Tyto modely byly poté předělány do moderního výpočtového kódu RELAP [101]. Poslední jmenovaná zpráva byla použita jako základ pro přípravu vstupních souborů, které jsou dále v této zprávě analyzovány.

Vliv událostí na reaktivitu systému byl vypočten výpočetním kódem MCNP5, který je standardně využíván na reaktoru VR-1 pro všechny neutronické výpočty a od roku 2010 je zařazen na seznam schválených kódů SÚJB [8].

Tab. 29: Základní charakteristika AZ

Nominální výkon	100 W
Počet PČ	15 - 20 (dle konfigurace)
Rychlosť proudění	přirozená cirkulace
Vstupní teplota moderátoru	20 °C
Max. tepelný výkon PČ	9 W
Prům. tepelný výkon PČ	6,3 W
Axiální distribuce výkonu	funkce sinus

Tab. 30: Hodnoty teplotních koeficientů reaktivity [2]

Teplota [K]	Moderátor [ $K^{-1}$ ]	Palivo [ $K^{-1}$ ]
293,15	0	0
316,15	$-1,1 \times 10^{-4}$	-
323,15	-	$-3,1 \times 10^{-5}$
341,15	$-1,5 \times 10^{-4}$	-
348,15	-	$-2,6 \times 10^{-5}$
366,15	$-1,8 \times 10^{-4}$	-
373,15	-	$-2,1 \times 10^{-5}$
400,0	-	$-2,7 \times 10^{-5}$
500,0	-	$-2,2 \times 10^{-5}$
600,0	-	$-2,1 \times 10^{-5}$

Základní projektové události musí mít takový průběh, aby byla vyloučena možnost poškození palivových článků. V průběhu základních projektových nehod je předpokládána správná funkce bezpečnostních systémů, ale zohledňuje se také výskyt nejzávažnější jednoduché poruchy bezpečnostního systému. Rozšířené projektové podmínky vychází ze stejných iniciačních událostí jako základní projektové události, ale předpokládá se nefunkčnost bezpečnostního systému a nemožnost odstavení reaktoru, jak ze strany řídícího

systému, tak ze strany operátora. Základní parametry provedených bezpečnostních analýz jsou shrnutý v tab. 29 a 30.

### Kritéria přijatelnosti

Na základě provozních parametrů od výrobce paliva je možné určit kritéria přijatelnosti pro základní projektové nehody, při nichž nedojde k poškození palivových článků. Sledované veličiny a jejich hodnoty jsou uvedeny v tab. 31

Tab. 31: Kritéria přijatelnosti pro parametry PČ při základní projektové události

Tlak na vstupu	0,132 MPa
Rozdíl tlaku na vstupu a výstupu	0,039 MPa
Maximální rychlosť proudění chladiva	3,6 m/s
Maximální teplota chladiva na vstupu	45 °C
Maximální teplota pokrytí palivového článku	98 °C
Maximální hustota tepelného toku	0,96 MW <sub>t</sub> /m <sup>2</sup>
Var chladiva není dovolen	

K vážnému poškození PČ dochází zejména při dosažení teploty tavení pokrytí, která je pro hliníkovou slitinu SAV-1 v rozmezí 550 - 580 °C. Sledovaným parametrem během rozšířených projektových podmínek je proto teplota pokrytí nejzatíženějšího palivového článku s kritériem přijatelnosti 400 °C.

## 16.1 Základní projektové události

### Analyzované iniciační události a jejich očekávaný průběh

- ztráta napájení** - reaktor VR-1 využívá zálohové napájení pro případ výpadku elektrické sítě; výpadek napájení (včetně zálohového napájení) způsobí okamžité odstavení reaktoru
- zavedení kladné reaktivity** - zavedení kladné reaktivnosti může být způsobeno zejména nevhodnou manipulací s PČ, selháním řídicího systému, selháním struktury AZ a vlivem experimentálních zařízení; rozbor událostí z této skupiny se nachází v následujících částech textu
- ztráta chladiva/průtoku PČ** - palivové články jsou chlazený přirozeným prouděním a není tedy nutné vytvářet nucené proudění; v případě ztráty chladiva není možné udržet štěpnou řetězovou reakci a dojde k samovolnému odstavení reaktoru; malé množství štěpných produktů garanteje minimální zbytkové teplo v odstaveném reaktoru, které nemůže vést k dosažení teploty tavení pokrytí a nehrozí tedy poškození PČ
- vnitřní událost** - jednoduchá konstrukce reaktoru VR-1 minimalizuje množství možných vnitřních událostí; žádná z možných událostí [3] nemůže reálně zabránit odstavení reaktoru

5. **vnější událost** - žádná z možných externích událostí [3] nemůže zabránit bezpečnému odstavení reaktoru
6. **lidský faktor** - stav reaktoru je nepřetržitě sledován řídicím systémem, který automaticky odstaví reaktor v okamžiku detekce chyby operátora na základě přednastavených bezpečnostních úrovní pro provoz

Ze seznamu postulovaných iniciačních událostí mají teoretický dopad na integritu palivových článků a aktivní zóny pouze události ze skupiny 2 - konkrétně chybná manipulace s PČ během ZKE a selhání struktury AZ, resp. experimentálního vybavení. Na základě parametrů a vlivu na integritu PČ lze ostatní možné příčiny (např. nekontrolovatelné vysouvaní absorpčních tyčí) začlenit do obálky již jmenovaných příčin. Oba sledované případy jsou rozebrány v následujících částech textu s využitím dlouholetých provozních zkušeností a konzervativního přístupu, který je v analýzách tohoto typu vyžadován.

### Zavedení kladné reaktivity - událost č. 1

Přechodové stavy vyvolané nečekaným zavedením vysoké kladné reaktivity jsou nejpravděpodobnější příčinou vzniku základní projektové události. Přestože je během provozu reaktor VR-1 využíván k ozařování velkého množství experimentálních vzorků, jsou parametry těchto vzorků známy a experiment je řízen takovým způsobem, aby nemohlo dojít k zavedení velkého množství reaktivity. Nečekané události mohou nastat v případě, kdy zaplavení podmoderované oblasti v AZ vyvolá nárůst koeficientu násobení. V reaktoru VR-1 se nachází pouze dva typy zařízení, jejichž rozměry a umístění umožňuje v případě nehody vyvolat dostatečně velkou změnu - vertikální kanál s průměrem 56 mm a radiální kanál. Vertikální kanál může zapříčinit vznik události v případě, že dojde k jeho zaplavení a kanál se nachází blízko středu AZ (zaplavení vertikálních kanálů použitých pro provozní měření výkonu nemá díky jejich umístění výrazný vliv). Zaplavení radiálního kanálu (s vyjmutými zátkami) umožňuje vznik události v každé konfiguraci AZ.

Na základě analýz současných typů konfigurací AZ je možné tvrdit, že ve všech případech způsobilo zaplavení vertikálního kanálu nárůst reaktivity menší než  $1 \beta_{\text{ef}}$ . Největší hodnoty bylo dosaženo u AZ C12, kde se vertikální kanál nacházel blízko středu AZ a byl obklopen pouze palivovými články. Druhým případem, kdy se vertikální kanál nacházel blízko středu, byla AZ C9. Avšak v této konfiguraci byl obklopen menším počtem palivových článků a jeho vliv na reaktivitu byl jen  $0,3 \beta_{\text{ef}}$ .

Zaplavení radiálního kanálu má významný vliv na reaktivitu pouze v případě, kdy jsou palivové články umístěny v sousedních pozicích k tomuto kanálu. Ve všech konfiguracích s palivem IRT-4M způsobilo zaplavení radiálního kanálu nárůst reaktivity o méně než  $1,15 \beta_{\text{ef}}$ .

Kromě maximální velikosti je také důležitý časový interval, za který byla tato reaktivita vnesena do systému. V rámci konzervativního přístupu je předpokládán vznik trhliny ve spodní části vertikálního kanálu o velikosti poloviny průřezu daného kanálu. Vlivem rozdílných hydrostatických tlaků dojde k zaplavení prvního metru výšky (vložení > 99% reaktivity) kanálu za 0,3 vteřiny. Při vzniku praskliny radiálního kanálu o velikosti  $5 \text{ cm}^2$  dojde k jeho zaplavení do 45 vteřin - takto dlouhý a pomalý přechodový stav nemá vliv na bezpečnost zařízení, protože může být během svého průběhu kompenzován regulačními orgány.

Na základě provedené analýzy s využitím konzervativního přístupu lze popsat sledovanou událost č. 1 následujícími parametry:

- zvýšení reaktivity o  $1,2 \beta_{ef}$  za  $0,3$  s z kritického stavu.

### **Chybná manipulace s palivovým článkem během ZKE - událost č. 2**

Událost zapříčiněná chybnou manipulací s palivem během ZKE může vzniknout v případě, že nejsou dodrženy podmínky pro manipulaci s PČ v AZ, tj. tyče nejsou v DKP. Po měření v předchozím kroku jsou tyče v HKP, resp. na výpočtem stanovených hodnotách v blízkosti kritického stavu.

Studiem programů ZKE ze současných typů konfigurací AZ bylo zjištěno, že by chyba během experimentu nevytvořila systém s reaktivitou větší než  $1,1 \beta_{ef}$ . Přestože palivové články vkládané do AZ mají výrazný vliv na reaktivitu  $+2 \beta_{ef}$ , reaktor se v předchozím kroku nacházel vždy v podkritickém stavu, který částečně kompenzoval vliv přidaného palivového článku.

Na základě provedené analýzy s využitím konzervativního přístupu lze popsat sledovanou událost č. 2 následujícími parametry:

- zvýšení reaktivity o  $1,3 \beta_{ef}$  za  $3$  s z kritického stavu.

### **Jednoduchá porucha bezpečnostního systému**

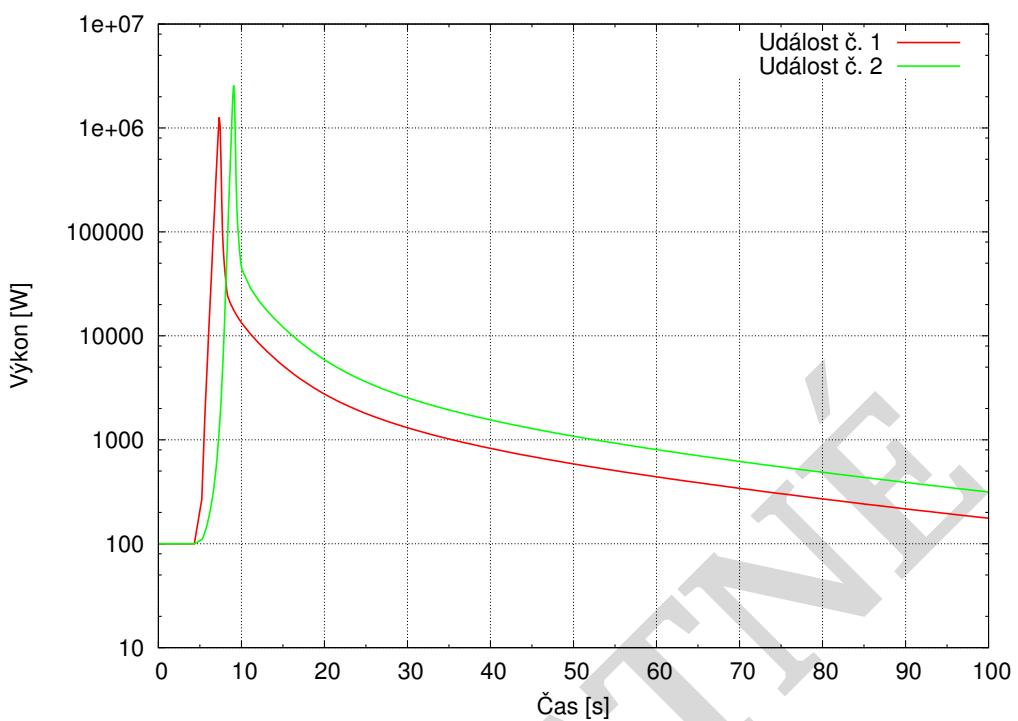
Výskyt jednoduché poruchy v aktivním bezpečnostním systému nebude mít vliv na schopnost odstavit reaktor VR-1. Bezpečnostní řetězec obsahuje řadu sériově zapojených prvků, které umožňují přerušení tohoto řetězce na základě pokynu od provozního měření výkonu, nezávislé výkonové ochrany, řídicího počítače a signálu od operátora. Analýzy základních projektových událostí obsahují odstavení reaktoru s následujícími parametry:

- bezpečnostní systém spustí proces odstavování reaktoru  $2$  s po dosažení výrazné výkonové změny
- doba pádu tyčí je  $1$  s,
- celková váha použitých tyčí je  $5 \beta_{ef}$  (odpovídá pádu  $2$  bezpečnostních tyčí ze  $3$  a jedné experimentální nebo regulační tyče).

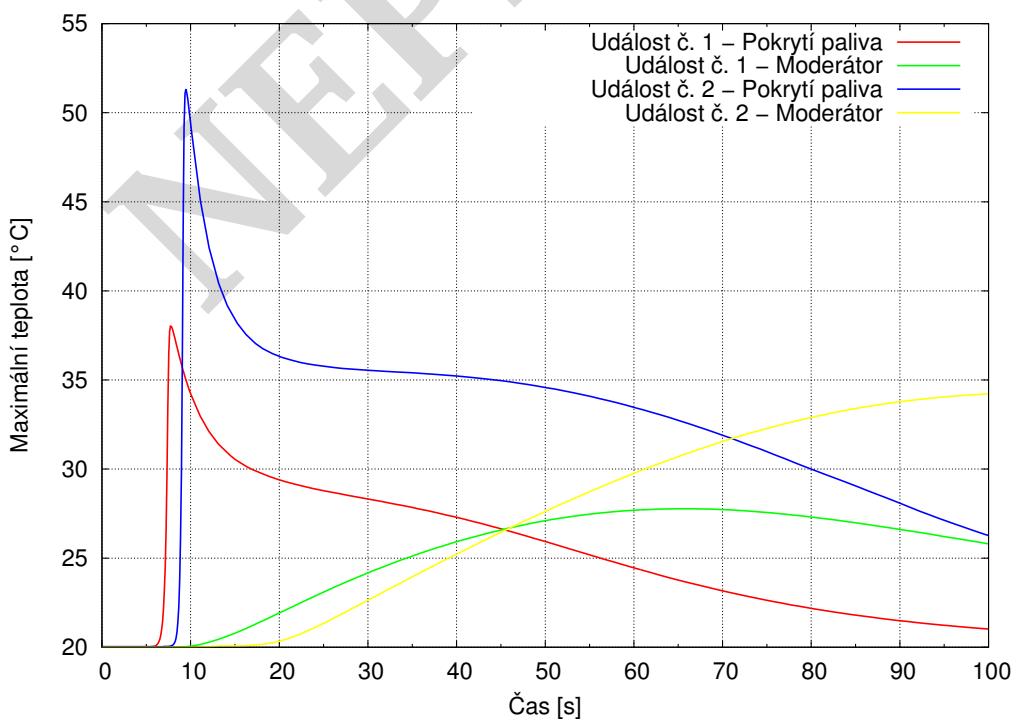
### **Průběh základních projektových událostí č. 1 a 2**

V případě základní projektové události č. 1 je do kritického reaktoru v čase  $5$  s vložena reaktivita  $1,2 \beta_{ef}$  s dosažením maximální hodnoty v čase  $5,3$  s. Bezpečnostní systém způsobí odstavení v čase  $7,3$  s. Maximální záporná reaktivita vyvolaná pádem tyčí  $\rho_s = -5 \beta_{ef}$  je dosažena v čase  $8,3$  s.

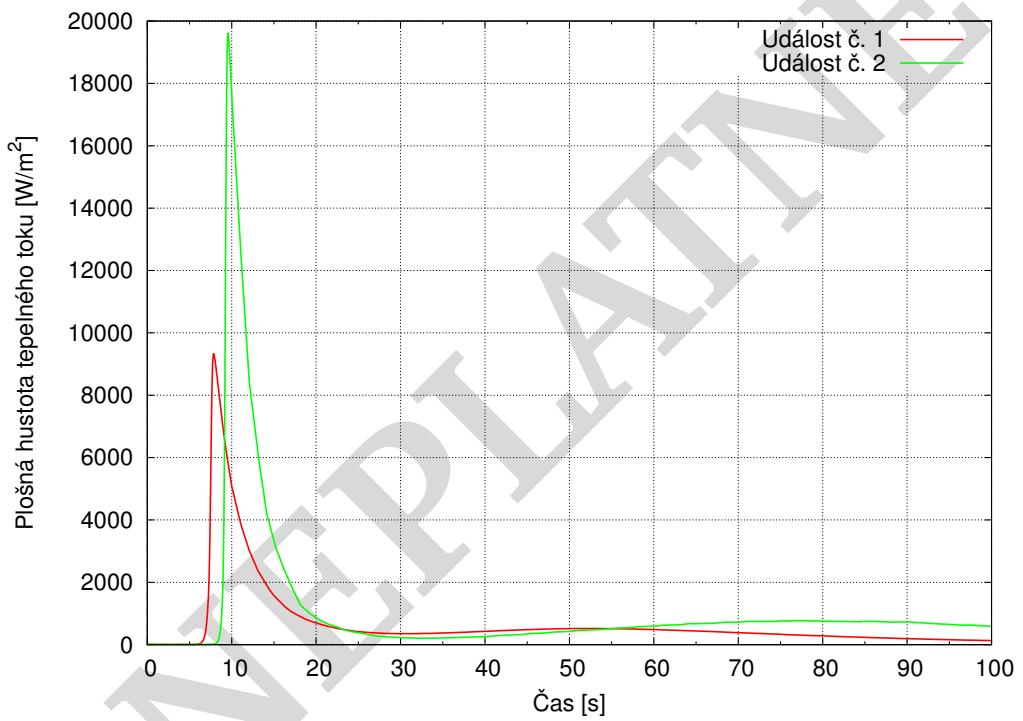
V případě základní projektové události č. 2 je v čase  $5$  až  $8$  s zvýšena reaktivita systému na  $1,3 \beta_{ef}$ . Bezpečnostní systém způsobí odstavení v čase  $9$  s - z analýzy je patrné, že mezi  $6$ . a  $7$ . s dojde ke změně výkonu průměrnou rychlostí  $400\%/\text{s}$  (překročení ochranné úrovně pro rychlosť, t.j.  $6\%/\text{s}$ ) a je tedy konzervativní uvažovat začátek procesu odstavování reaktoru až v  $9$ . vteřině. Maximální záporná reaktivita vyvolaná pádem tyčí  $\rho_s = -5 \beta_{ef}$  je dosažena v čase  $10$  s.



Obr. 45: Průběh výkonu během základních projektových událostí č. 1 a 2



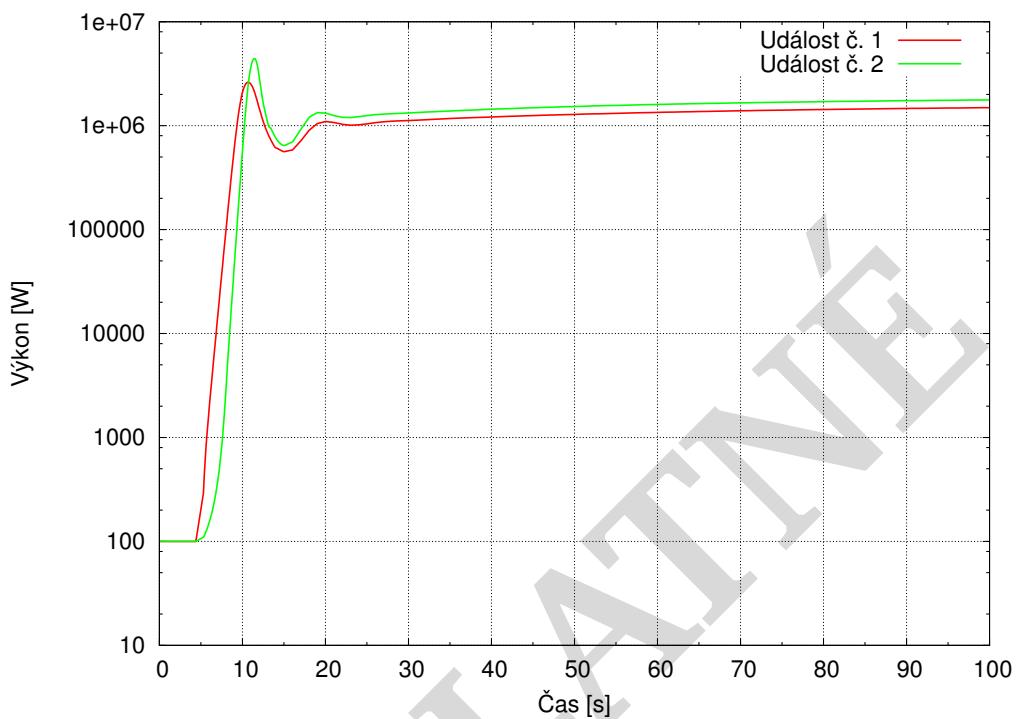
Obr. 46: Průběh maximálních teplot během základních projektových událostí č. 1 a 2



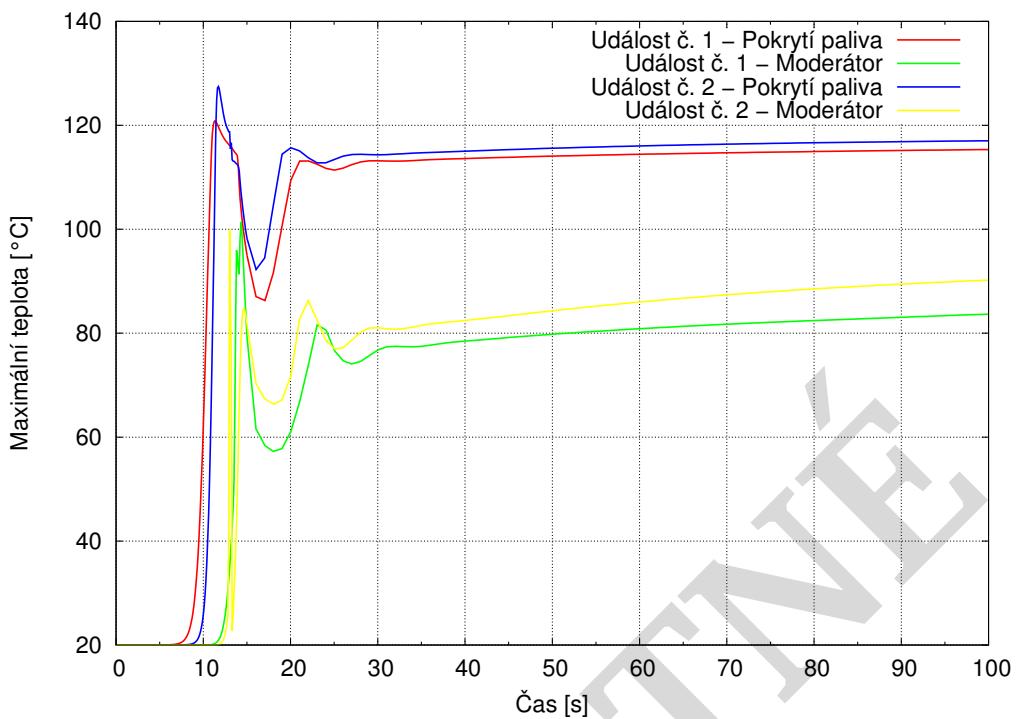
Obr. 47: Průběh maximální plošné hustoty tepelného toku během základních projektových událostí č. 1 a 2

## 16.2 Rozšířené projektové podmínky

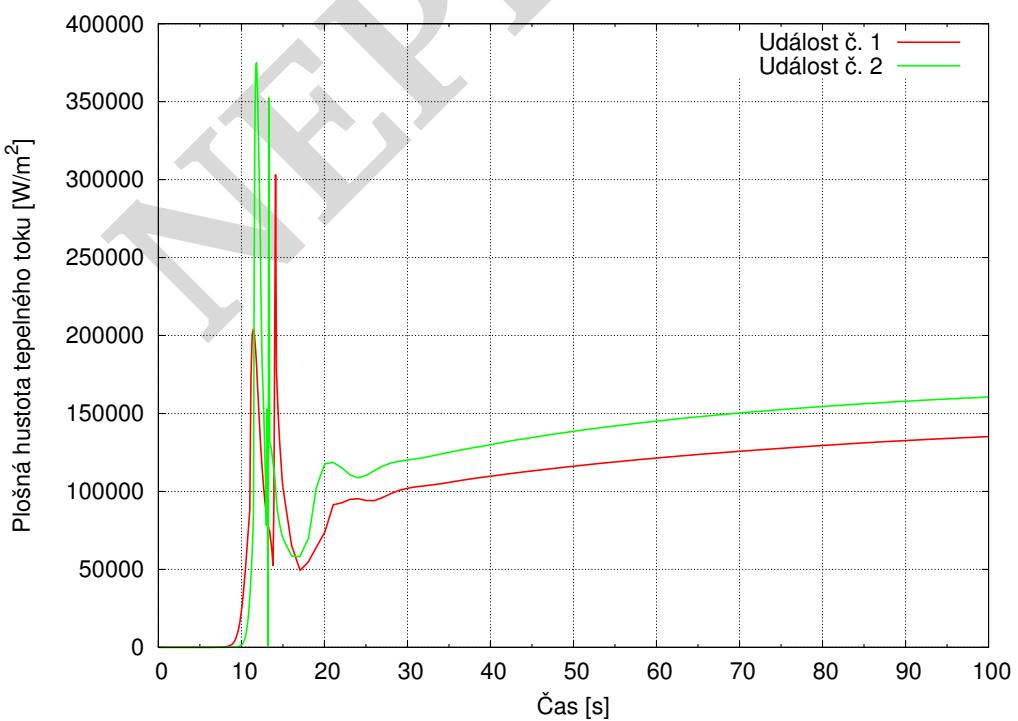
Rozšířené projektové podmínky vychází z již prezentovaných variant základních projekto-vých událostí, ale předpokládá se, že osoba na pracovišti reaktoru provede takové činnosti, které zabrání odstavení reaktoru.



Obr. 48: Průběh výkonu během rozšířených projektových podmínek č. 1 a 2



Obr. 49: Průběh maximálních teplot během rozšířených projektových podmínek č. 1 a 2



Obr. 50: Průběh maximální plošné hustoty tepelného toku během rozšířených projektových podmínek č. 1 a 2

## 16.3 Zhodnocení havarijních podmínek

### Základní projektové události

Z prezentovaných dat na obr. 45, 46 a 47 je patrné, že žádný z důležitých parametrů nepřekračuje kritéria přijatelnosti pro zachování integrity paliva poskytnutá výrobcem paliva, uvedená v tab. 31. Teplota nejzatíženější části palivového článku nedosahuje teploty sytosti vody pro daný tlak a nemůže tedy docházet k povrchovému varu. Výstupní teplota moderátoru je pod bodem sytosti. Všechny palivové články v AZ zůstanou nepoškozeny.

### Rozšířené projektové podmínky

Výsledky (obr. 48, 49 a 50) ukazují na překročení limitů garantující těsnost palivových článků. Přestože je možné očekávat lokální porušení palivových článků v nejzatíženějších místech AZ, maximální teploty povrchu paliva mají stále dostatečně velkou rezervu k bodu tavení. Lze předpokládat, že porucha pokrytí vznikne vlivem teplotního šoku a bude spíše lokálního charakteru. Během prvního výkonového píku události č. 2 dojde k povrchovému varu na nejteplejších místech palivových článků. Tento proces vytvoří dočasné nestability v proudění a krátkodobé oscilace sledovaných parametrů. Výstupní teplota moderátoru je pod bodem sytosti a nebude tedy docházet k objemovému varu. Vzhledem k tomu, že podmínky pro tyto přechodové stavy nastanou jen v případě velmi nepravděpodobné přímé sabotáže bezpečnostních systémů a samotný proces vyvolá pouze minimální porušení nejzatíženějších palivových článku, nejedná se o případ, který by mohl ovlivnit provoz reaktoru VR-1 a jeho okolí.

## 16.4 Zvládání událostí a scénářů rozšířených projektových podmínek

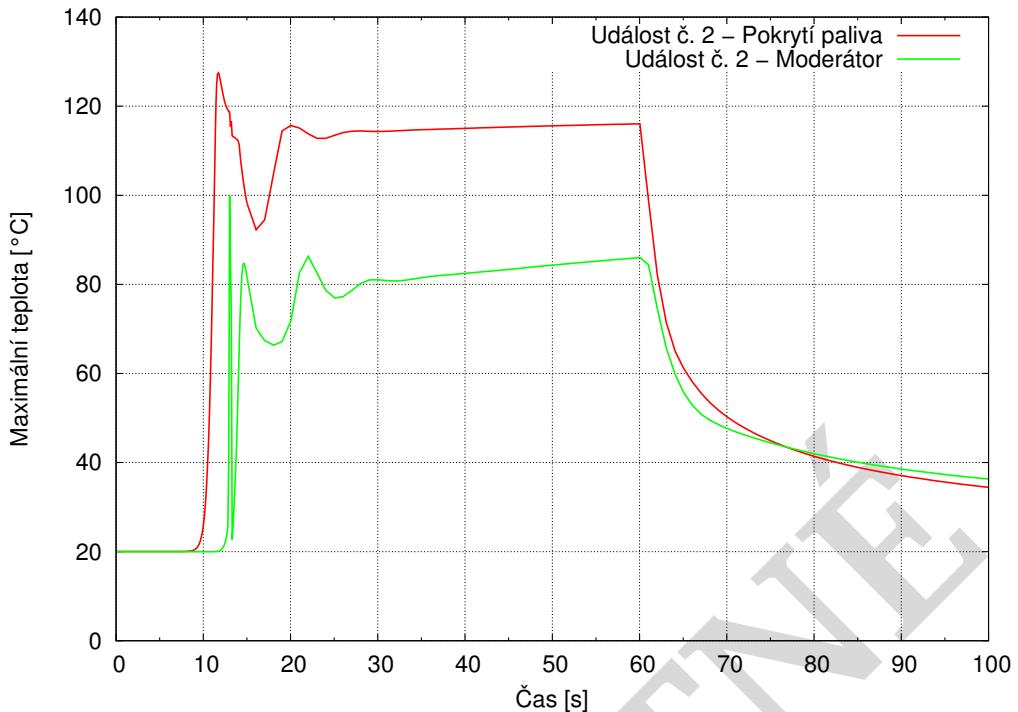
Hlavním cílem hodnocení schopnosti jaderného zařízení zvládat rozšířené projektové podmínky je prokázání schopnosti dlouhodobě dosáhnout takové podmínky v AZ, které nevedou k rozvoji poškození jaderného paliva. Za důležitou veličinu je v tomto hodnocení považována teplota pokrytí palivového článku IRT-4M. Je-li teplota pokrytí (včetně inženýrské rezervy) menší než teplota tavení ( $550 - 580^{\circ}\text{C}$ ), lze bezpečně předpokládat, že nedojde k těžké havárii ve smyslu vyhlášky o požadavcích na projekt jaderného zařízení.

Rozšířené projektové podmínky v případě reaktoru VR-1 (popsané v předchozích odstavcích) mají takové parametry a průběh, kdy i bez zásahu bezpečnostního systému dojde k ustálení na parametrech, které zabraňují dalšímu rozvoji poškození palivových článků IRT-4M. Velká zásoba chladiva v nádobě H01 umožňuje dlouhodobé udržení těchto parametrů i s vypnutým čerpadlem - průměrná teplota chladiva v nádobě vzroste na ustáleném výkonu  $P = 1,5 \times 10^6 \text{ W}$  o  $1^{\circ}\text{C}$  za 40 sekund.

Směna reaktoru má dostatečně dlouhou dobu ke zprovoznění bezpečnostních systémů, resp. odpojení elektrického napájení absorpčních tyčí, které způsobí okamžité odstavení reaktoru. Odstavený reaktor nemůže dále způsobovat nárůst teploty chladiva a pokrytí palivových článků (viz obr. 51).

## 16.5 Vznik a omezení důsledků těžkých havárií

Žádná z prezentovaných událostí nemůže přejít z rozšířených projektových podmínek do těžké havárie v čase, ve kterém není možné pro směnu odstavit reaktor jednou z konvenč-



Obr. 51: Průběh maximálních teplot během rozšířené projektové podmínky č. 2 s odstavením reaktoru v 60. vteřině.

ních metod nebo alternativní metodou (vypojení napájení absorpcních tyčí). Přestože při úmyslném vložení vysoké kladné reaktivity ( $> 2,0 \beta_{ef}$ ) může dojít ke krizi varu a dosažení teploty tavení pokrytí, nastane tento jev díky rychlému odstavení reaktoru pouze v určitých částech palivových článků s nejvyšším výkonem. Palivové články s průměrným výkonem budou pravděpodobně poškozeny teplotním šokem vzhledem k překročení parametrů uvedených v tab. 31.

Žádné manipulace, které mohou být provedeny členy provozní směny, nemůžou způsobit zhoršení havarijních podmínek. Odstavení reaktoru vždy povede k rychlému snížení teplot v AZ.

## 16.6 Radiační situace

Odhad radiační situace na pracovišti VR-1 během základních projektových událostí a rozšířených projektových podmínek lze určit z měření RMS během maximálních povolených výkonů a následně tuto hodnotu extrapolovat. Při výkonu 500 W je dle RMS dávkový příkon v rozmezí 0,3 až 12  $\mu\text{Sv}/\text{h}$  (v závislosti na poloze detektoru).

Během základních projektových událostí nelze předpokládat výrazné zvýšení radiační zátěže vzhledem k celkové krátké době výkonového pulzu ( $\approx 2 \text{ MW}$  po dobu jednotek sekund). S uvážením extrapolace známých dat lze odhadnout dávku v okolí nádoby H01 na desetiny  $\mu\text{Sv}$ . Rozšířené projektové podmínky jsou z hlediska radiační zátěže odlišné zejména faktem, že se výkon ustálí na úrovni jednotek MW. Celková dávka je tedy přímo závislá na době, kterou směna potřebuje k odstavení reaktoru. Na základě extrapolace provedených měření lze očekávat dávkový příkon během rozšířených projektových podmínek v řádu jednotek  $\text{mSv}/\text{min}$ . Budeme-li uvažovat dobu odstavení v jednotkách minut, získáme celkovou dávku do 10  $\text{mSv}$ .

## 17 Limity a podmínky

První Limity a podmínky, které byly pro reaktor VR-1 sepsány a schváleny v roce 1990 (tehdejší Československou komisí pro atomovou energii - ČSKAE), se týkaly etap fyzikálního spouštění reaktoru a jeho zkušebního provozu. Etapa energetického spouštění byla s ohledem na výkon reaktoru (je velmi malý, nejedná se o výkonový výzkumný reaktor) po dohodě s ČSKAE vypuštěna. Vydání vypracovaná od roku 1991 se již věnovala trvalému provozu reaktoru. V roce 1995 bylo připraveno třetí vydání LaP, které zohledňovalo doporučení IAEA podle Safety Series Report No. 35-P1. K tomuto vydání byly v letech 2002, 2004 a 2007 zpracovány tři revize, které zahrnuly změny související s inovací ovládacího zařízení reaktoru, radiačního monitorovacího systému, záměnou paliva a úpravou bezpečnostní a provozní dokumentace v rámci prodloužení provozu reaktoru. Poslední významná úprava LaP, která vedla ke zpracování jejich nového (v pořadí čtvrtého) vydání, proběhla v roce 2013. Hlavním důvodem k této úpravě byly především změny ve způsobu organizace, provádění a zaznamenávání provozních kontrol reaktoru. Zároveň byly upraveny a doplněny formulace jednotlivých LaP tak, aby se zabránilo jejich nejednoznačnému výkladu. Následovala aktualizace LaP v roce 2015. Nejnovější verze je z roku 2017 a slouží jako podklad pro žádost o relicencování reaktoru VR-1. V poslední verzi LaP jsou pouze změny související s novou atomovou legislativou.

### 17.1 Zdůvodnění a struktura limitů a podmínek

Všechny limity a podmínky, které se na jaderném reaktoru používají, je nutné zdůvodnit tak, aby bylo možné prokázat, že pro určitý fyzikální jev, stav zařízení reaktoru nebo určité organizační opatření, je při dodržení limitů a podmínek provoz reaktoru bezpečný. Cílem zdůvodnění dále je, aby bylo jednoznačně zřetelné, z jakého důvodu byl daný limit či podmínka zvolena respektive jakým způsobem byla určena jejich limitní hodnota. Zdůvodnění všech limitů a podmínek je podrobně uvedeno v samostatném dokumentu [102].

Limity a podmínky [10] byly vypracovány v souladu s požadavky zákona č. 263/2016 Sb. v platném znění (Atomový zákon) [11], resp. jeho příloh, které charakterizují obsah dokumentace příkládané k žádostem o povolení k jednotlivým činnostem podle §16 odst. 2 písm. d) tohoto zákona. Zároveň jsou LaP uspořádány tak, aby svou strukturou vyhovovaly požadavkům specifikovaných v §7 vyhlášky č. 21/2017 Sb. [84] a doporučením IAEA - Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Research Reactors, Safety Guide NS-G-4.4 [103]. Každá limitní podmínka má jednotnou strukturu, která zahrnuje:

- **cíl:** specifikuje cíl limitu resp. podmínky provozu reaktoru,
- **limitní podmínsku:** definuje limit resp. podmínku (podmínky) provozu pro daný parametr, zařízení, režim provozu reaktoru,
- **platnost:** udává, pro jaký provozní režim nebo stav reaktoru limit resp. podmínka provozu platí,
- **činnost:** stanovuje požadavek na činnost provozního personálu (směny) pro případ, že limit resp. podmínka nejsou splněny,

- **požadavky na kontrolu:** určují četnost, typ a rozsah kontrol nebo zkoušek systémů a zařízení včetně kalibrace přístrojů s cílem udržet na odpovídající úrovni provozuschopnost těchto systémů a zařízení.

## 17.2 Obsah limitů a podmínek

Podle §7, odst. 1, vyhlášky SÚJB č. 21/2017 Sb. [84] musejí limity a podmínky bezpečného provozu jaderného zařízení obsahovat tyto části:

1. bezpečnostní limity,
2. nastavení ochranných systémů,
3. limitní podmínky,
4. kontrolní požadavky,
5. organizační opatření,
6. zdůvodnění limitů a podmínek.

Uvedené členění dodržují i Limity a podmínky pro trvalý provoz školního reaktoru VR-1, s tím rozdílem, že zdůvodnění LaP je uvedeno v samostatném dokumentu. Samotné LaP pak obsahují následující části:

- Bezpečnostní limity
  - Bezpečnostní limit výkonu reaktoru
  - Bezpečnostní limit rychlosti změny výkonu reaktoru
- Nastavení ochranných systémů
- Limity a podmínky provozu reaktoru
  - Obsazení směny
  - Neutronově fyzikální charakteristiky AZ
  - Počty absorpčních tyčí
  - Radiační monitorovací systém
  - Hladina moderátoru v nádobách H01 a H02
  - Zásoba moderátoru
  - Chemické a radiační parametry
  - Záznamová zařízení
  - Aktivní klimatizace
  - Neutronový zdroj
  - Systémy zajištěného napájení
  - Provozní měření výkonu
  - Nezávislá výkonová ochrana

- Řídicí počítač
  - Provozně uvolnitelný přebytek reaktivity
  - Rychlosť pohybu absorpčných tyčí
  - Doba pádu absorpčných tyčí
  - Provoz reaktoru na výkonu vyšším než  $1E8$  imp./s
- Dodatky limitů a podmínek pro základní kritický experiment a změny aktivní zóny
  - Rozšířená směna reaktoru
  - Dodatečné přístroje
  - Zavádění kladné reaktivity
- Organizace, řízení a kontrola provozu reaktoru
  - Organizace a řízení provozu reaktoru
  - Porušení bezpečnostních limitů
  - Ohlašovací povinnost

## 18 Systém řízení

V souladu s požadavky atomového zákona č. 263/2016 Sb. (viz § 29 odst. 1, písm. a) [11] je na pracovišti reaktoru VR-1 zaveden a udržován systém řízení. Cílem systému řízení je zajištění a neustálé zvyšování úrovně jaderné bezpečnosti, radiační ochrany, technické bezpečnosti, zvládání případné radiační mimořádné události a zabezpečení jaderného zařízení, jaderného materiálu a zdroje ionizujícího záření při provozu reaktoru VR-1.

Systém řízení reaktoru VR-1 je dokumentován programem systému řízení [14], který byl zpracován v souladu s požadavky vyhlášky o systému řízení č. 408/2016 Sb. [12]. Konkrétní pravidla pro provádění a řízení procesů a činností, včetně zvláštních procesů a postupů řízení neshod jsou zpracována v řídicích postupech systému řízení [15, 75, 19, 73, 61, 104, 105, 71, 89, 90, 74, 16].

### 18.1 Popis systému řízení

Struktura pracoviště reaktoru z pohledu systému řízení je naznačena na obr. 52. Toto schéma vyjasňuje vazby mezi jednotlivými členy organizační struktury a jejich oblast činnosti. Obecný přehled práv a povinností jednotlivých členů této struktury je podán v Programu systému řízení [14], detailní informace lze nalézt v Řídicím postupu č. 1 [15], který se věnuje organizaci a řízení provozu reaktoru. Odpovědnosti jednotlivých pracovníků vyplývají z výčtu procesů a činností, který je opět uveden v Programu systému řízení [14]. Konkrétní informace, postupy a odpovědnosti k procesům a činnostem souvisejícím s provozem reaktoru a příslušnými povolovanými činnostmi jsou zpracovány v následujících řídicích postupech:

- Řídicí postup č. 1 – Řízení a organizace provozu reaktoru [15]
- Řídicí postup č. 2 – Řízení a správa provozní dokumentace [75]
- Řídicí postup č. 3 – Řízení údržby, oprav a změn zařízení reaktoru [19]
- Řídicí postup č. 4 – Řízení odborné přípravy vybraných pracovníků [73]
- Řídicí postup č. 5 – Řízení radiační ochrany [61]
- Řídicí postup č. 6 – Řízení havarijní připravenosti [104]
- Řídicí postup č. 7 – Řízení fyzické ochrany a nakládání s jadernými materiály [105]
- Řídicí postup č. 8 – Řízení experimentů [71]
- Řídicí postup č. 9 – Řízení životnosti a procesu stárnutí [89]
- Řídicí postup č. 10 – Řízení neshod [90]
- Řídicí postup č. 11 – Ověřování a hodnocení systému řízení [74]
- Řídicí postup č. 12 – Řízení dodavatelsky zajišťovaných činností [16]

V programu systému řízení je u každého procesu, resp. činnosti uvedena vazba na příslušný řídicí postup. Dále v souladu s požadavky atomového zákona č. 263/2016 Sb. obsahuje program systému řízení informace o aplikaci odstupňovaného přístupu (viz § 29 odst. 2 [11]) a řízení a rozvoji kultury bezpečnosti (viz § 30 odst. 7 [11]).

S ohledem na velikost pracoviště reaktoru nejsou ustaveny samostatné útvary odpovědné za dané procesy a činnosti, ale jedná se o jednotlivé pracovníky, kteří se podílejí na plánování, řízení, provádění, přezkoumání, ověření a validaci procesů a činností souvisejících s provozem reaktoru. Funkce těchto pracovníků byly stanoveny tak, aby pokryly celý rozsah povolovaných činností na pracovišti reaktoru.

Ve struktuře pracoviště z pohledu systému řízení lze vysledovat čtyři základní organizační skupiny:

1. Vrchní představitelé provozovatele:

- Rektor ČVUT
- Děkan FJFI

2. Vedoucí pracovníci reaktoru:

- Vedoucí KJR
- Vedoucí provozu reaktoru

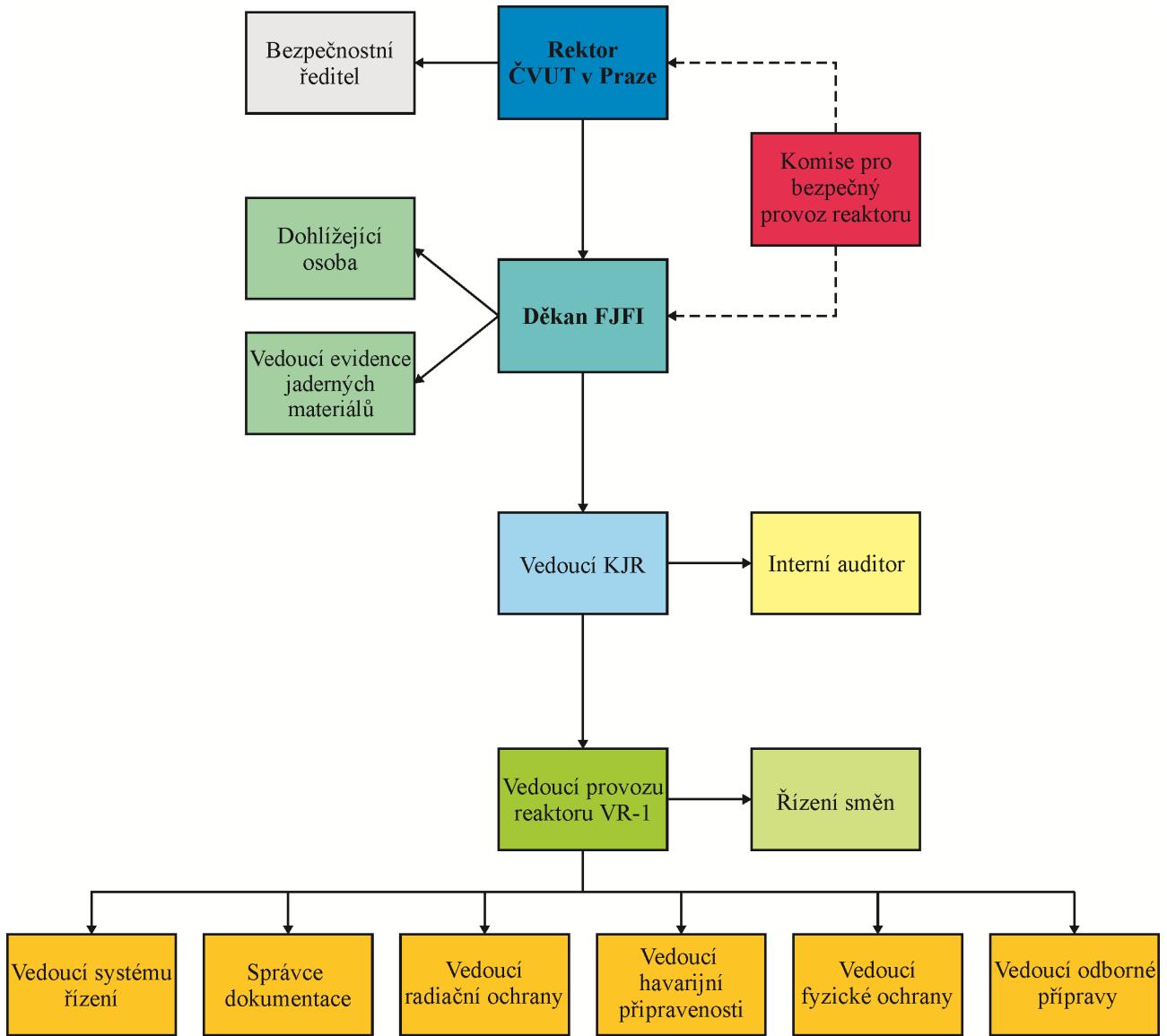
3. Pracovníci zodpovědní za jednotlivé oblasti související s povolovanými činnostmi prováděnými na reaktoru:

- Bezpečnostní ředitel
- Dohlížející osoba
- Vedoucí evidence jaderných materiálů
- Vedoucí systému řízení
- Vedoucí radiační ochrany
- Vedoucí havarijní připravenosti
- Vedoucí fyzické ochrany
- Vedoucí odborné přípravy
- Správce dokumentace
- Interní auditor

4. Řízení směn: směna je vedena vedoucím směny, zahrnuje operátora reaktoru a dozimetristu-mechanika. V případě potřeby je směna rozšířena o kontrolního fyzika, resp. vedoucího spouštěcí skupiny.

Samostatnou jednotkou organizační struktury je komise pro bezpečný provoz reaktoru, která sice není přímou součástí provozovatele reaktoru (slouží jako poradní orgán), nicméně hraje významnou roli v oblasti hodnocení systému řízení na reaktoru VR-1.

Za koordinaci a udržování systému řízení a shody systému řízení s vyhláškou č. 408/2016 Sb. [12] je na pracovišti reaktoru VR-1 odpovědný vedoucí systému řízení (VSŘ). VSŘ je pověřen k výkonu své funkce vedoucím KJR, jeho činnost je podřízena vedoucímu provozu reaktoru.



Obr. 52: Organizační struktura provozu reaktoru

VSŘ je odpovědný za zavedení, udržování a zlepšování systému řízení ve všech procesech a činnostech, které souvisejí s provozem a využíváním reaktoru VR-1. VSŘ je také odpovědný za plnění požadavků na zajišťování kvality vybraných zařízení reaktoru VR-1 v souladu s vyhláškou č. 358/2016. Konkrétní práva a povinnosti VSŘ jsou shrnutы в následujících bodech:

- Vedoucí systému řízení zavádí, udržuje a zlepšuje systém řízení.
- Vedoucí systému řízení vypracovává a provádí revize dokumentace související se systémem řízení.
- Vedoucí systému řízení řídí monitorování, měření a hodnocení účinnosti systému řízení.
- Vedoucí systému řízení navrhuje a organizuje interní a externí audity systému řízení a podílí se na hodnocení výsledků těchto auditů.

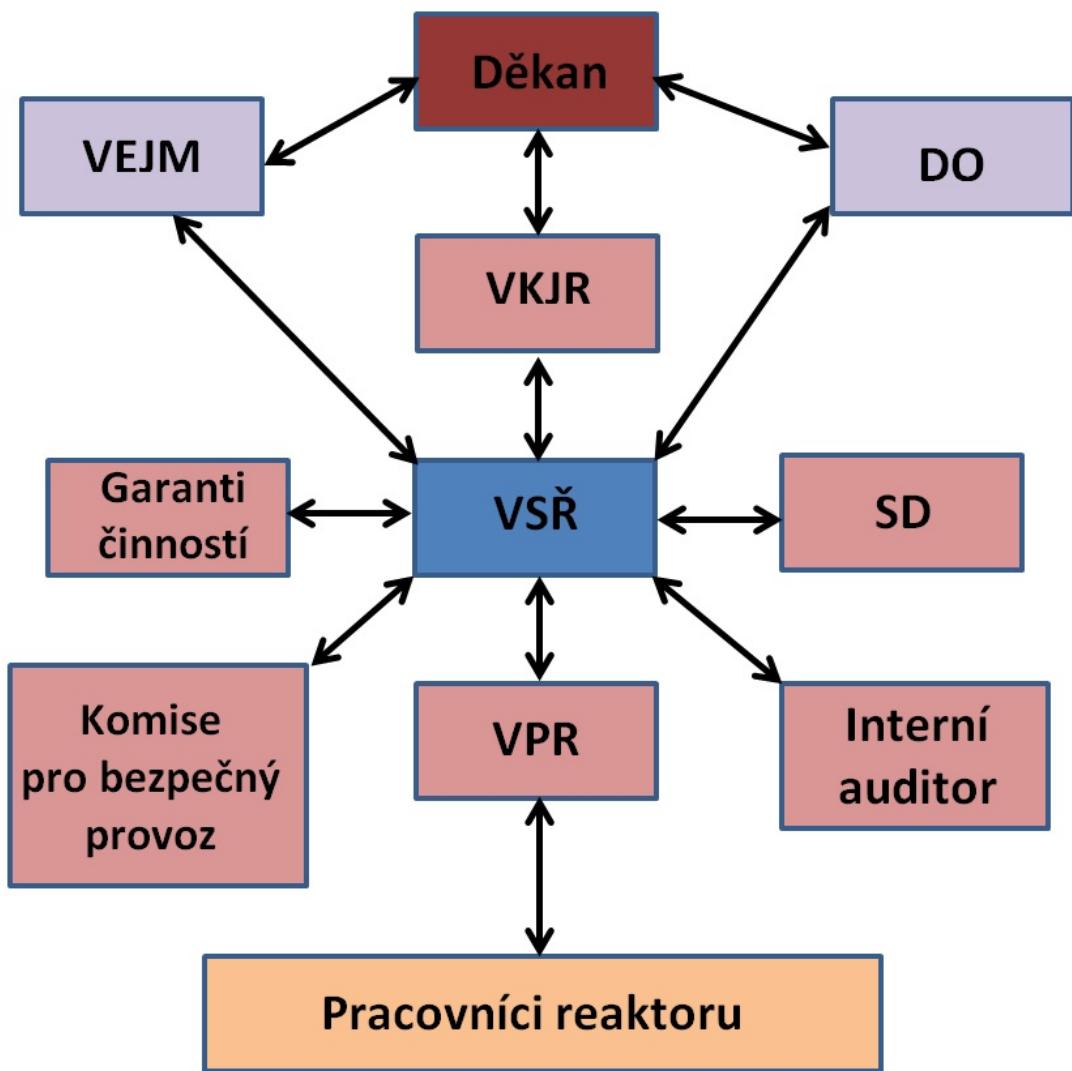
- Vedoucí systému řízení navrhuje přezkum systému řízení a navrhuje program k jeho zlepšování.
- Vedoucí systému řízení odpovídá za zajišťování kvality vybraných zařízení.
- Vedoucí systému řízení se podílí na řízení neshod a udržuje elektronický systém řízení neshod.
- Vedoucí systému řízení sleduje realizaci nápravných opatření k řešení neshody.
- Vedoucí systému řízení hodnotí realizaci nápravných opatření k řešení neshody.
- Vedoucí systému řízení zajišťuje preventivní opatření proti neshodám.
- Vedoucí systému řízení udržuje elektronický systém řízení neshod.
- Vedoucí systému řízení organizuje školení pracovníků v jednotlivých oblastech systému řízení.
- Vedoucí systému řízení se podílí na rozvoji a hodnocení kultury bezpečnosti.

Naplňování systému řízení v jednotlivých oblastech povolovaných činností zajišťují garanti. Garant povolované činnosti je odpovědný za řízení celé dotčené oblasti (povolované činnosti) a je spojovacím článkem mezi odpovědnými osobami a vedoucím systému řízení. Každý garant poskytuje informace o své oblasti vedoucímu systému řízení, je odpovědný za správnou implementaci jednotlivých kroků s cílem zavedení, udržování a zlepšování systému řízení. Přehled garantů povolovaných činností je podán v tab. 32.

Klíčovou roli v systému řízení zaujímá systém komunikace a způsob předávání informací. Komunikace je na pracovišti reaktoru rozdělena na komunikaci vnitřní (interní) a vnější. Hlavní oblasti interní komunikace týkající se důležitých oblastí provozu reaktoru jsou uvedeny v tab. 33.

Tab. 32: Povolované činnosti reaktoru VR-1, jejich garanti a související dokumentované postupy systému řízení.

Povolovaná činnost	Garant povolované činnosti	Dokumentace
Provoz výzkumného jaderného zařízení	vedoucí provozu reaktoru	ŘP č. 1 – ŘP č. 12
Provoz pracovišť IV. kategorie	dohlízející osoba	ŘP č. 1 [15], ŘP č. 3 [19], ŘP č. 5 [61], ŘP č. 6 [104], ŘP č. 8 [71], ŘP č. 10 [90], ŘP č. 12 [16]
Nakládání se zdroji ionizujícího záření	dohlízející osoba	ŘP č. 5 [61], ŘP č. 6 [104], ŘP č. 8 [71], ŘP č. 10 [90], ŘP č. 12 [16]
Uvolňování radioaktivní látky z pracoviště	dohlízející osoba	ŘP č. 5 [61], ŘP č. 10 [90], ŘP č. 12 [16]
Nakládání s jaderným materiálem	vedoucí evidence jaderných materiálů	ŘP č. 7 [105], ŘP č. 10 [90], ŘP č. 12 [16]
Příprava pracovníků pro činnosti zvláště důležité z hlediska JB, resp. RO	vedoucí odborné přípravy	ŘP č. 1 [15], ŘP č. 4 [73], ŘP č. 10 [90], ŘP č. 12 [16]

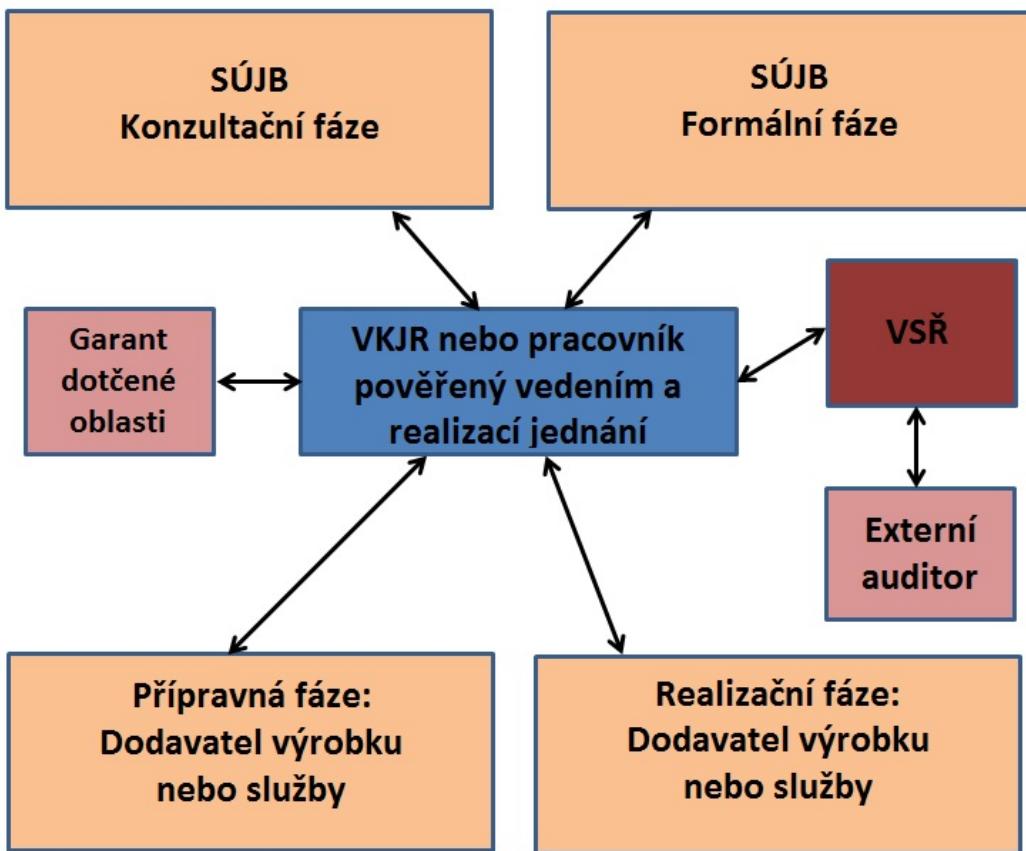


Obr. 53: Schéma vnitřní komunikace systému řízení

Tab. 33: Způsob komunikace pro vybrané oblasti provozu reaktoru

Oblast komunikace	Cíl komunikace	Prostředek komunikace	Odpovědnost
Plánování provozu	Roční harmonogram provozu	Tabulkový systém s identifikací plánovaných činností	vedoucí provozu reaktoru, pověřený vedoucí směny
Plánování a příprava směnových příkazů	Tvorba směnového příkazu	Elektronický kalendář přítomnosti pracovníků	vedoucí provozu reaktoru, pověřený vedoucí směny
Kalendář přítomnosti pracovníků	Personální zajištění provozu	Elektronický kalendář přítomnosti pracovníků	všichni pracovníci reaktoru
Hlášení neshod	Řízení neshod	Elektronický systém Bugzilla	všichni pracovníci reaktoru
Informace o změně, nastalé změny	Zajištění kultury bezpečnosti	Pravidelné schůzky pracovníků reaktoru, deník provozu reaktoru, telefon, email	vedoucí provozu reaktoru, vedoucí směny
Správa dokumentace	Tvorba a změny dokumentace	elektronický systém Gitlab	správce dokumentace
Nakládání se zdroji IZ	Přehled o nakládání se zdroji IZ	elektronický deník dozimentisty	dohlížející osoba
Řízení experimentů	Realizace experimentů	Elektronický systém Bugzilla	vedoucí provozu reaktoru, dohlížející osoba
Hodnocení provozu, včetně zhodnocení účinnosti SŘ	Udržování a zlepšování SŘ a zvyšování kultury bezpečnosti	Pravidelné schůzky pracovníků, zasedání komise pro bezpečný provoz reaktoru	VPR, garant jednotlivých povolených činností

Vnější komunikace systému řízení je zaměřena na komunikaci pracovníků provozovatele s dodavateli a SÚJB. Schéma vnější komunikace je uvedeno na obr. 54.



Obr. 54: Schéma vnější komunikace systému řízení

Otevřená a efektivní komunikace a jasné předávání informací probíhá na všech úrovních organizace provozovatele reaktoru. Vedoucí pracovníci musí pravidelně komunikovat s pracovníky reaktoru. Předávání informací je s ohledem na velikost pracoviště reaktoru a počet pracovníků podílejících se na zajišťování bezpečného provozu (nepřevyšující 15 osob) řešeno přímým kontaktem pracovníků. Tento kontakt probíhá především formou schůzek provozního personálu, ze kterého jsou realizovány záznamy ve formě zápisů a jsou uloženy na digitálním úložišti dokumentů KJR. Dalšími prostředky k uchování záznamů o vnitřní i vnější komunikaci pracoviště jsou elektronické záznamy ve formě emailové korespondence, elektronických deníků nebo systému Bugzilla. Současně jsou na pracovišti vedeny záznamy písemné v tištěných dokumentech, které jsou dostupné na pracovišti reaktoru u dotčených pracovníků (např. archivace komunikace se SÚJB, knihy související s tvorbou a vedením řízené dokumentace, smlouvy s dodavateli, podklady a průběh výběrových řízení, knihy revizí, tištěné deníky apod.).

## 18.2 Odstupňovaný přístup

Při řízení procesů a činností na pracovišti reaktoru VR-1 je uplatňován odstupňovaný přístup, který v souladu s § 29 odst. 2 zákona č. 263/2016 Sb. zohledňuje [11]:

- a) složitost procesů a činností, které ovlivňují jadernou bezpečnost, radiační ochranu, technickou bezpečnost, monitorování radiační situace, zvládání radiační mimořádné

události a zabezpečení, jejich vstupy a výstupy a jejich význam z hlediska jaderné bezpečnosti, radiační ochrany, technické bezpečnosti, monitorování radiační situace, zvládání radiační mimořádné události a zabezpečení,

- b) možné následky neshody vykonávaných procesů a činností s dokumentovanými požadavky a její vliv na jadernou bezpečnost, radiační ochranu, technickou bezpečnost, monitorování radiační situace, zvládání radiační mimořádné události, zabezpečení a kvalitu výstupu z procesů a činností,
- c) potřebnost a přiměřenost zdrojů pro procesy a činnosti, jejich vstupů a výstupů.

Aplikace odstupňovaného přístupu je založena na hodnocení jednotlivých procesů a činností dle jejich významu a možného dopadu na bezpečnost. Odstupňovaný přístup probíhá podle následujících kroků:

1. Provedení klasifikace, je-li to možné. Klasifikace je prvním krokem odstupňovaného přístupu, jejímž cílem je seskupit vybrané procesy a činnosti na jaderném zařízení do skupin s podobnými charakteristikami nebo funkcemi tak, aby bylo možné pro tyto skupiny stanovit příslušné požadavky, standardy, postupy a kontrolní mechanismy.
2. Předběžné hodnocení. Předběžné určení stupně významnosti procesu, resp. činnost na základě jejich významu z hlediska jaderné bezpečnosti, radiační ochrany, technické bezpečnosti, monitorování radiační situace, zvládání radiační mimořádné události a zabezpečení.
3. Zvážení dalších faktorů, které by mohly ovlivnit, resp. změnit předběžné hodnocení.
  - možné následky neshody vykonávaných procesů a činností s dokumentovanými požadavky,
  - potřebnost a přiměřenost zdrojů pro procesy a činnosti, jejich vstupů a výstupů,
  - provozní zkušenosti,
  - variabilita,
  - rozsah použití dodavatelů.
4. Přiřazení stupně významnosti danému procesu, resp. činnosti.
5. Specifikace postupů, požadavků a kontrolních mechanismů příslušející stanovenému stupni významnosti.
6. Aplikace postupů, požadavků a kontrolních mechanismů na daný proces, resp. činnost dle stanoveného stupně významnosti.

### 18.3 Řízení a rozvoj kultury bezpečnosti

Kultuře bezpečnosti je věnována na pracovišti reaktoru VR-1 značná pozornost, jelikož se jedná o oblast mající zásadní vliv na zajištění bezpečného provozu jaderného zařízení. Přístup vedení pracoviště reaktoru ke kultuře bezpečnosti vychází z definice World Association of Nuclear Operators [106], která popisuje kulturu bezpečnosti jako základní hodnoty a chování vedení organizace i jednotlivců, které vycházejí ze společného závazku nadřazovat

bezpečnost nad ostatní konkurenční cíle, tak aby byla zajištěna ochrana osob a životního prostředí. Pro naplnění této definice se snaží vedení pracoviště reaktoru vytvářet a rozvíjet odpovídající podmínky a dostatečné lidské i materiální zdroje, účinné řídicí struktury a kontrolní mechanismy.

Za řízení a rozvoj kultury bezpečnosti je na pracovišti školního reaktoru VR-1 odpovědný VPR, který v této oblasti úzce spolupracuje s VSŘ. Za budování vhodných pracovních podmínek, zajištění dostatečných lidských a materiálních zdrojů odpovídá vedoucí KJR.

V rámci rozvoje a zvyšování kultury bezpečnosti je na pracovišti reaktoru kladen důraz na dodržování a aplikaci základních principů kultury bezpečnosti, kterými jsou:

1. Bezpečnost na prvním místě
2. Kontinuální ověřování bezpečnosti
3. Odpovědnost vedení a jednotlivců
4. Otevřená a efektivní komunikace
5. Plánování a kontrola činností
6. Předcházení rizik a chyb
7. Identifikace problémů a jejich řešení
8. Optimální pracovní prostředí
9. Učící se organizace

Mezi nejvýznamnější procesy, které ovlivňují kulturu bezpečnosti, se řadí komunikace a sdílení informací. Otevřená a efektivní komunikace a jasné předávání informací musí probíhat na všech úrovních organizace provozovatele reaktoru. Vedoucí pracovníci musí pravidelně komunikovat s pracovníky reaktoru. Na pracovišti reaktoru toto probíhá formou schůzek provozního personálu, na nichž jsou sdíleny významné informace týkající se provozu reaktoru, zdůrazňovány a vysvětlovány principy kultury bezpečnosti, řešeny problémy, diskutovány názory a návrhy pracovníků. Výstupy ze schůzek provozního personálu jsou zpracovány ve formě elektronického zápisu, který je ukládán na digitální úložiště dokumentů KJR, do něhož mají přístup všichni pracovníci reaktoru. Řada informací je mezi pracovníky sdílena elektronicky (email, elektronické deníky, systém Bugzilla).

Blíže jsou řízení a rozvoj kultury bezpečnosti popsány v řídicím postupu č. 1 [15], který se věnuje řízení a organizaci provozu reaktoru.

Úroveň kultury bezpečnosti je veličina, kterou není možno přímo a exaktně změřit, ale má zásadní vliv na chování pracovníků, styl řízení i úroveň technologie. Proto jsou na pracovišti využívány nástroje, pomocí nichž lze ocenit stávající úroveň kultury bezpečnosti, definovat slabé a silné stránky v jednotlivých oblastech bezpečnosti a na tato zjištění reagovat. S ohledem na velikost pracoviště reaktoru a jeho pracovního kolektivu jsou pro hodnocení úrovni kultury bezpečnosti používány především komunikační nástroje.

Klíčové pro hodnocení a zlepšování kultury bezpečnosti jsou periodické schůzky pracovníků reaktoru, které organzuje každý měsíc vedoucí provozu reaktoru. Na schůzkách je hodnoceno předchozí období provozu reaktoru, diskutovány neshody, provozní události, podněty na zlepšení apod. V rámci těchto schůzek vedoucí provozu iniciuje cílenou skupinovou diskuzi, jejímž účelem je podnítit opravdovou otevřenou rozpravu k danému tématu.

Pracovníci tak sdílejí své zkušenosti, názory a postoje o dané problematice. Vedoucí provozu reaktoru provádí z každé schůzky zápis, v němž jsou zdůrazněny hlavní závěry schůze. Dále analyzuje a vyhodnocuje diskuze a společně s vedoucím systému řízení dává podněty, navrhují řešení a změny, které povedou ke zvýšení úrovně kultury bezpečnosti.

Dalším způsobem hodnocení jsou individuální pohovory s pracovníky reaktoru, jedná se o tzv. rozhovory „tváří v tvář“. Tyto rozhovory zajišťuje jak vedoucí provozu reaktoru, tak vedoucí systému řízení. Společně pak rozhovory analyzují a vyhodnocují a činí z nich závěry. Primární výhodou rozhovorů tváří v tvář je to, že poskytují relativně účinný prostředek sběru odpovědí a reakcí na komplikované otázky vztahující se k postojům jednotlivce nebo k jeho vnímání.

V neposlední řadě jsou k hodnocení kultury bezpečnosti využívány tzv. indikátory výkonu. Ty se týkají jak celého pracoviště, tak i jednotlivců. Indikátory zahrnují jak pozitivní, tak i negativní procesy, resp. výstupy. Jedná se například o počet neplánovaných rychlých odstavení reaktoru, neplánované odstávky z důvodů poruch, provozní události, neshody, počet implementovaných návrhů pro zlepšení bezpečnosti, počet školení apod. Indikátory výkonu se zpracovávají jednou ročně. Za jejich zpracování je odpovědný vedoucí provozu reaktoru. Výstupy z indikátorů výkonu diskutuje vedoucí provozu reaktoru s vedoucím systému řízení a na základě jejich analýzy navrhují společně opatření pro zlepšení úrovně kultury bezpečnosti na pracovišti reaktoru.

Další pomocné nástroje, které pracoviště reaktoru VR-1 využívá pro účely hodnocení kultury bezpečnosti, jsou hloubková analýza událostí, sebehodnocení (interní audity a periodické hodnocení bezpečnosti) a hodnocení na základě interakce s dozorným orgánem. Podrobně se hodnocení kultury bezpečnosti na pracovišti školního reaktoru VR-1 věnuje Řídicí postup č. 11 Ověřování a hodnocení systému řízení [74].

## 18.4 Hodnocení účinnosti systému řízení

Hodnocení účinnosti systému řízení reaktoru probíhá v několika úrovních jeho organizační struktury a lze ho rozčlenit na:

- provozní hodnocení,
- hodnocení vedoucím systému řízení,
- hodnocení interním auditem,
- hodnocení komisí pro bezpečný provoz reaktoru,
- hodnocení externím auditem,
- periodické hodnocení bezpečnosti.

### Provozní zhodnocení

Hodnocení účinnosti systému řízení probíhá během pravidelných schůzek pracovníků reaktoru, které jsou svolávány vedoucím provozu reaktoru jedenkrát za měsíc. Jsou zde diskutovány a analyzovány různé oblasti provozu reaktoru za uplynulé období, provozní ukazatele, dosažení vytyčených cílů, zajištění a zvyšování kultury bezpečnosti, zjištěné neshody, podněty pracovníků apod. Výsledkem komunikace je upozornění na pochybení, podněty k nápravám a zlepšením, které jsou předány vedoucímu systému řízení.

## **Hodnocení vedoucím systému řízení**

Průběžné hodnocení účinnosti systému řízení založené na osobním sledování provozu pracoviště reaktoru vedoucím systému řízení, součástí je také průběžná kontrola elektronického systému k řešení neshod Bugzilla, komunikace s garnty jednotlivých povolovaných činností a odpovědnými osobami. Výsledek hodnocení vedoucího systému řízení je předán vedoucímu provozu reaktoru, který rozhodne o možných změnách systému řízení. Hodnocení účinnosti systému řízení je začleněno do roční zprávy o provozu reaktoru, která je předkládána SÚJB a komisi pro bezpečný provoz reaktoru. Obsahem zprávy je celkové zhodnocení provozu reaktoru a výhled provozu na příští rok. Zpráva je vypracována vedoucím provozu reaktoru na základě podkladů jednotlivých garantů oblastí povolovaných činností.

## **Hodnocení interním auditem**

Hodnocení vybrané oblasti povolovaných činností probíhá v ročních intervalech interním auditorem. Interní auditor, který není členem provozního personálu reaktoru, využívá při provedení auditu všech dostupných zdrojů (zachycené neshody v dané oblasti, výsledky inspekcí, řízenou dokumentaci apod.). Výsledkem interního auditu je zpráva, která je podkladem k hodnocení systému řízení komisí pro bezpečný provoz reaktoru.

## **Hodnocení komisí pro bezpečný provoz reaktoru**

Zhodnocení účinnosti systému řízení je provedeno na základě předložené roční zprávy, zprávy interního auditora, zpráva externího auditora, výsledků inspekcí, seznamu řešených neshod a dalších relevantních podkladů. Výsledkem zasedání bezpečnostní komise je zpráva, která hodnotí a doporučuje změny systému řízení a je závazná pro vedoucího systému řízení.

## **Hodnocení externím auditem**

Hodnocení systému řízení externím auditorem probíhá jednou za 5 let. Externí audit je zajištěn externí společností, resp. pracovníkem s oprávněním k jeho provedení. Výsledkem auditu je zpráva, která hodnotí a odhaluje nedostatky systému řízení a je závazná pro vedoucího systému řízení k přípravě nápravných opatření. Nápravná opatření schvaluje vedoucí provozu reaktoru, za jejich následnou implementaci je odpovědný vedoucí systému řízení.

## **Periodické hodnocení bezpečnosti**

Hodnocení systému řízení probíhá v periodě jednou za 10 let jako součást periodického hodnocení bezpečnosti provozu reaktoru VR-1. Celkové periodické hodnocení bezpečnosti reaktoru VR-1 zahrnuje zhodnocení všech oblastí provozu reaktoru, včetně systému řízení. Výsledkem hodnocení je zpráva a z ní plynoucí doporučení na změny systému řízení. Tyto změny schvaluje vedoucí provozu reaktoru, za jejich implementaci odpovídá vedoucí systému řízení.

## **18.5 Hodnocení systému řízení kvality vybraných zařízení**

Řízení kvality vybraných zařízení a jeho hodnocení je prováděno na pracovišti reaktoru VR-1 v souladu s vyhláškami č. 408/2016 Sb. [12] a č. 358/2016 Sb., které se věnují systému řízení a zajišťování kvality, technické bezpečnosti a posouzení a prověřování shody vybraných zařízení.

Vzhledem k výkonovým parametrům reaktoru VR-1, jsou na reaktoru rozčleněna vybraná zařízení pouze do druhé a třetí bezpečnostní třídy. Konkrétně se jedná o následující zařízení:

### **2. bezpečnostní třída**

- pokrytí jaderného paliva,
- reaktorové nádoby H01 a H02 s koridorem a hradítkem
- kanály provozního měření výkonu
- kanály nezávislé ochrany
- bezpečnostní řetězec
- regulační tyče UR 70
- jednotky zálohového napájení UPS 230V AC
- jednotka zálohového napájení +48V DC
- individuální displeje kanálů PMV
- individuální displeje kanálů NVO
- indikátory dolních koncových poloh regulačních tyčí

### **3. bezpečnostní třída**

- řídicí systém reaktoru
- řídicí obvody regulačních tyčí UR 70
- rozhraní člověk stroj

Hodnocení řízení kvality vybraných zařízení probíhá v průběhu jejich celého životního cyklu. Jeho popis je součástí řídicího postupu č. 11 [74], který se věnuje ověřování a hodnocení systému řízení jako celku. Za hodnocení řízení kvality vybraných zařízení je odpovědný vedoucí systému řízení.

Hodnocení je zahájeno již v průběhu procesu navrhování vybraného zařízení. Zde jsou nastavena kritéria přijatelnosti pro sledování a hodnocení spolehlivosti, kritéria přijatelnosti pro sledování a hodnocení životnosti, kritéria přijatelnosti týkající se plnění bezpečnostní funkce a kritéria přijatelnosti pro zajišťování kvality. V průběhu procesu výroby a montáže vybraného zařízení jsou prováděny kontroly ověřující soulad vybraného zařízení nebo jeho části s technickými požadavky a stanoven způsob a rozsah přezkoumání, ověření

a validace vybraného zařízení. Po ukončení výroby nebo montáže vybraného zařízení jsou provedeny kontroly vybraného zařízení, kterými se ověří soulad s technickými požadavky a je provedeno konečné posouzení k ověření shody vybraného zařízení s požadavky specifikovanými v návrhu vybraného zařízení a v dokumentaci pro jeho výrobu a montáž. Uvádění do provozu a provoz vybraného zařízení probíhá v souladu s plány a programy uvádění vybraného zařízení do provozu a jeho provozu. V případě reaktoru VR-1 jsou pro vybraná zařízení obsaženy tyto informace v individuálních programech zajištění kvality a technické bezpečnosti [41, 42, 107, 108]. Součástí hodnocení řízení kvality vybraných zařízení je prověřování shody provozovaného vybraného zařízení s technickými požadavky v rozsahu stanoveným vyhláškou č. 358/2016 Sb. [13]. Prověřování shody probíhá i po opravě, údržbě nebo zpětné montáži po opravě anebo údržbě vybraného zařízení. Postupy pro toto prověřování jsou zpracovány v řídicím postupu č. 3 [19], který dokumentuje proces řízení údržby, oprav a změn zařízení reaktoru.

Vzhledem k tomu, že servis, údržba a změny vybraných zařízení jsou řešeny dodavatelsky, je ověřováno i nastavení systému řízení a zajištění kvality u dodavatele. Ověřování a hodnocení systému řízení dodavatelů je podrobně řešeno v řídicím postupu č. 12 [16].

## 19 Vyřazení reaktoru z provozu

V době zpracování tohoto vydání bezpečnostní zprávy je reaktor provozován dvacátý sedmý rok. Vzhledem k velmi dobrému stavu technologie reaktoru (především reaktorové nádoby) a paliva, pravidelné modernizaci a inovaci jeho zařízení a neustále se zvyšujícímu využívání reaktoru se předpokládá, že vyřazování reaktoru z provozu nebude zahájeno dříve než v roce 2030. Reaktor by tak měl dosáhnout životnosti minimálně 40 let, což v případě výzkumných reaktorů není neobvyklé. S tímto výhledem byl vypracován i plán vyřazování školního reaktoru VR-1 [24].

### 19.1 Požadavky právních předpisů na vyřazování reaktoru z provozu

Vyřazování jaderných zařízení, resp. pracoviště III. nebo IV. kategorie z provozu se věnuje zákon č. 263/2016 Sb. (atomový zákon) [11] a vyhláška č. 377/2016 Sb. (o požadavcích na bezpečné nakládání s radioaktivním odpadem a o vyřazování z provozu jaderného zařízení nebo pracoviště III. nebo IV. kategorie) [109]. Dále v textu je podán přehled základních požadavků z těchto právních dokumentů.

Vyřazování reaktoru z provozu se v souladu s § 9 odst. 1 písm. g zákona č. 263/2016 Sb. [11] řadí mezi povolovanou činnost. V atomovém zákoně jsou také stanoveny základní požadavky na vyřazování z provozu. Jedním ze základních požadavků je povinnost na rovnoměrné vytváření finanční rezervy na vyřazování jaderného zařízení z provozu. Nicméně tento požadavek se v souladu s § 51 odst. 4 zákona č. 263/2016 Sb. [11] nevztahuje na veřejné vysoké školy, mezi které se řadí i ČVUT v Praze, které je provozovatelem školního reaktoru VR-1.

Podle § 54 odst. 1 písm. d zákona č. 263/2016 Sb. [11] je držitel povolení k provozu jaderného zařízení povinen před přechodem jaderného zařízení do první etapy vyřazování z provozu vyvézt veškeré vyhořelé jaderné palivo, pokud je v jaderném zařízení umístěno, do jiného jaderného zařízení určeného k nakládání s jaderným palivem. V případě reaktoru VR-1 bude palivo odvezeno do ÚJV Řež a.s., kde bude uskladněno. Palivo zde bude uskladněno do té doby, než bude rozhodnuto o konečném řešení, kterým bude bud' návrat do země původu (Ruské federace) nebo uložení v hlubinném úložišti.

Konkrétní požadavky, resp. povinnosti držitele povolení vyřazování z provozu udává § 55 odst. 1, podle něhož je držitel povolení k vyřazování z provozu jaderného zařízení povinen:

(a) mít zaveden systém:

- (1) nakládání s radioaktivními odpady,
- (2) monitorování, který zohledňuje změny jaderného zařízení v jednotlivých etapách vyřazování z provozu,
- (3) kontrol, testování a údržby systémů, konstrukcí a komponent vyřazovaného jaderného zařízení, s důrazem na jejich dostupnost, funkčnost a spolehlivost v procesu vyřazování z provozu, a to i v období mezi jednotlivými etapami vyřazování z provozu a
- (4) sběru, vyhodnocení a uchovávání všech údajů nutných pro potřeby vyřazování z provozu včetně údajů o množství látek uvolněných do životního prostředí

a radioaktivního odpadu skladovaného na území, v němž je jaderné zařízení umístěno,

- (b) jednou ročně vypracovat a zaslat SÚJB hodnocení jednotlivých etap vyřazování z provozu včetně plnění časového harmonogramu,
- (c) v případě postupného vyřazování zajistit využívání prvků pasivní bezpečnosti v období časové prodlevy mezi jednotlivými etapami vyřazování z provozu,
- (d) zpracovat návrh čerpání prostředků rezervy na vyřazování z provozu v souladu se schváleným plánem vyřazování z provozu,
- (e) peněžní prostředky rezervy na vyřazování z provozu použít pouze na přípravu a realizaci vyřazování z provozu a po schválení Správou,
- (f) uchovávat údaje podle písmene (a) bodu (4) po dobu 20 let od úplného vyřazení nebo vyřazení s omezením k použití k dalším činnostem souvisejícím s využíváním jaderné energie nebo činnostem v rámci expozičních situací (dále jen „ukončení vyřazování z provozu“).

Atomový zákon [11] také stanovuje dokumentaci nezbytnou pro povolovanou činnost, kterou jsou jednotlivé etapy vyřazování z provozu jaderného zařízení. Konkrétně se jedná o tyto dokumenty (viz Příloha 1 odst. 1 písm. g, zákona č. 263/2016 Sb. [11]):

1. program systému řízení,
2. limity a podmínky,
3. bezpečnostní zpráva k vyřazování z provozu jaderného zařízení,
4. harmonogram vyřazování z provozu jaderného zařízení,
5. návrh organizační přípravy a personálního zajištění vyřazování z provozu jaderného zařízení,
6. plán zajištění fyzické ochrany,
7. analýza a hodnocení radiační mimořádné události pro vyřazování z provozu jaderného zařízení,
8. program monitorování,
9. vnitřní havarijní plán,
10. úprava zóny havarijního plánování,
11. vyřazovací program řízeného stárnutí,
12. doklad o zajištění bezpečného nakládání s radioaktivním odpadem včetně financování tohoto nakládání, bude-li radioaktivní odpad při činnosti vznikat,
13. průkaz o zajištění dostatečného množství finančních prostředků k vyřazování z provozu,

14. podmínky dalšího využití území a systémů, konstrukcí nebo komponent, není-li možné úplné vyřazení.

Rozsah a způsob vyřazování z provozu a ukončení vyřazování z provozu jaderného zařízení stanovuje vyhláška č. 377/2016 Sb. [109].

## 19.2 Způsob vyřazování reaktoru z provozu

Z hlediska způsobu vyřazování se bude jednat o okamžité vyřazování (§11 písm. a vyhlášky č. 377/2016 Sb. [109]), při kterém budou vyřazovací činnosti prováděny plynule v nepřetržitém sledu od okamžiku zahájení vyřazování do jeho ukončení. K uvedené volbě způsobu vyřazování opravňuje jak charakter zařízení (reaktor nulového výkonu), tak i předpokládaná příznivá radiační situace na pracovišti reaktoru (většina komponent reaktoru je neaktivní a ostatní mají nízké aktivity). Nicméně uvedený způsob vyřazování může být korigován podle aktuálního stavu v době rozhodnutí o vyřazení reaktoru VR-1.

## 19.3 Koncepce a plán vyřazování reaktoru z provozu

Proces vyřazování reaktoru VR-1 z provozu lze věcně rozdělit do dvou fází – přípravné a realizační.

### Přípravná fáze

V prvním kroku bude z pracoviště reaktoru odvezeno veškeré jaderné palivo. Jedná se jak o palivo IRT-4M, které využívá reaktor VR-1, tak i palivové proutky EK-10 používané k experimentálním účelům. Palivo bude odvezeno do ÚJV Řež a.s., kde bude uskladněno ve skladu vysoce aktivních odpadů do té doby, než bude rozhodnuto o konečném řešení, kterým bude buď návrat do země původu (Ruské federace) nebo uložení v hlubinném úložišti.

Dále bude dopracována veškerá dokumentace nezbytná pro získání povolení k vyřazování z provozu. Konkrétně se jedná o dokumentaci specifikovanou v příloze 1 odst. 1 písm. g, zákona č. 263/2016 Sb. [11] (viz Kap. 19.1). Zásadním dokumentem pro vyřazování reaktoru z provozu bude bezpečnostní zpráva k vyřazování jaderného zařízení z provozu. Mezi hlavní body zprávy bude patřít:

- stručný popis zařízení,
- popis případných změn lokality způsobených provozem VR-1,
- aktuální výčet a charakteristika RA látek na pracovišti VR-1,
- zhodnocení radiační situace (před zakončením provozu, při zahájení a v průběhu likvidačních prací),
- klasifikace aktivit jednotlivých zařízení a vnitřních částí VR-1,
- navrhovaný způsob vyřazování z provozu,
- technické požadavky na vyřazování z provozu,

- popis organizace prací a soupis organizačních požadavků,
- časový rozpis činností (harmonogram vyřazování),
- vyčíslení nákladů a způsob finančního krytí,
- podrobný popis vyřazovacích činností (dekontaminace, demontáž, manipulace s odpady),
- vymezení způsobu naložení s použitým jaderným palivem,
- bezpečnostní rozbory vyřazovacích postupů,
- limity a podmínky pro vybrané činnosti,
- rozbor rizik, zajištění radiační ochrany, monitorování radiační zátěže pracovníků,
- zhodnocení bezpečnosti pracovníků a obyvatelstva,
- zhodnocení následků nehod přicházejících v úvahu při vyřazování,
- časové i věcné zhodnocení možností dalšího využívání uvolněné lokality,
- zhodnocení konečného předpokládaného stavu,
- celková příprava na vyřazení reaktoru VR-1 z provozu včetně zajištění potřebných finančních zdrojů a pracovních kapacit.

Následně bude připraveno organizační a finanční zajištění vyřazování z provozu. Budou sestaveny pracovní skupiny odpovědné za jednotlivé činnosti v průběhu vyřazování, dohodnutý a smluvně zabezpečeny dodavatelsky zajišťované činnosti. Ve spolupráci s vrcholnými představiteli provozovatele reaktoru (děkan FJFI a reaktor ČVUT v Praze) bude sestaven finanční plán a postup uvolňování finančních prostředků na jednotlivé činnosti vyřazování reaktoru z provozu. Přípravná fáze bude zakončena vypracováním a podáním žádosti o povolení vyřazování zařízení z provozu.

### **Realizační fáze**

Výchozím stavem bude pracoviště reaktoru bez jaderného paliva. Nejprve budou z pracoviště odstraněny radionuklidové zdroje neutronů, detektory obsahující štěpný materiál a další jaderný materiál. Jejich likvidace (budou uloženy v úložišti radioaktivních odpadů Richard) bude zajištěna externí organizací (pravděpodobně ÚJV Řež a.s.).

Veškeré vyjímatelné a rozebíratelné komponenty reaktoru budou přímo převezeny na pracoviště organizace (pravděpodobně ÚJV Řež a.s.), která zajistí jejich charakterizaci. Na základě tohoto bude rozhodnuto, zda dané materiály lze uvolnit do životního prostředí nebo budou zpracovány pro uložení v úložišti radioaktivních odpadů Richard.

Nerozebíratelné a rozměrné komponenty (reaktorové nádoby a nádoba pro zásobu moderátoru) budou přímo na pracovišti reaktoru rozřezány na menší celky, které budou následně opět převezeny do servisní organizace (pravděpodobně ÚJV Řež a.s.), která zajistí jejich charakterizaci a následnou likvidaci.

Z hlediska betonového stínění reaktoru se neočekává, že by se jednalo o radioaktivní odpad. Z tohoto důvodu budou odebrány z bloku stínění pouze kontrolní vzorky, které

budou vyhodnoceny a bude určeno, zda je možné tento materiál uvolnit jako běžný odpad. Pokud ano, proběhne demontáž betonového stínění a jeho likvidace přímo na pracovišti reaktoru. Následně bude hala reaktoru uvedena do původního stavu.

V průběhu vyřazování z provozu bude kromě obecné bezpečnosti, jaderné bezpečnosti a radiační ochrany zajištěna odpovídajícím způsobem i fyzická ochrana.

Vyřazení z provozu bude formálně ukončeno vydáním příslušné zprávy, ve které budou výsledky vyřazení reaktoru VR-1 z provozu podrobně popsány a dokladovány. Po vyřazení reaktoru VR-1 z provozu a provedení likvidačních prací nebude nutné jeho lokalitu dále monitorovat ani zajišťovat institucionální dozor.

## **19.4 Zajištění jaderné bezpečnosti během vyřazování reaktoru z provozu**

Vyřazování reaktoru VR-1 z provozu nepředstavuje, ve srovnání s běžným provozem reaktoru, jiná specifická bezpečnostní rizika. V úvahu přicházejí pouze mimořádné události spojené s poškozením paliva, resp. radionuklidového zdroje neutronů nebo ztráta kontroly nad otevřeným nebo uzavřeným radionuklidovým zářičem při manipulaci s nimi. Tento typ mimořádných událostí je již řešen a plně pokryt ve stávajícím vnitřním havarijním plánu reaktoru VR-1 [72]. Po odvozu jaderného paliva, radionuklidových zdrojů a jaderných materiálů z pracoviště reaktoru VR-1 nemají mimořádné události (při dodržování běžných postupů bezpečnosti práce) prakticky žádný prostor. S ohledem na předpokládané zanedbatelné aktivity konstrukčních materiálů reaktoru i jeho stavebních částí lze považovat radiační rizika v průběhu vyřazování reaktoru VR-1 z provozu za mimořádně nízká. Taktéž dopad vyřazovacích činností na pracovníky, obyvatelstvo a životní prostředí bude minimální, takže lze prakticky vyloučit překročení jakýchkoliv limitních hodnot z oblasti radiační ochrany.

I přes výše uvedené předpoklady a skutečnosti budou rizika spojená s vyřazováním reaktoru VR-1 z provozu analyzována v příslušné bezpečnostní zprávě a na základě těchto analýz a rozborů bude zpracován vnitřní havarijní plán pro vyřazování reaktoru z provozu, který bude předložen SÚJB ke schválení.

## **19.5 Předpokládaný časový plán vyřazování z provozu jaderného zařízení**

Strategie vyřazování v současnosti předpokládá zahájení vyřazovacích činností nejdříve v roce 2030 [24], tedy 40 let od dosažení prvního kritického stavu reaktoru VR-1. Tento termín může být zkrácen, zejména pokud dojde k nějaké (blíže nespecifikované) události či změně. Podle konkrétního vývoje situace ovšem nelze vyloučit ani prodloužení doby provozu reaktoru VR-1 do období po roce 2030.

Z hlediska rozsahu vyřazování se předpokládá jeho provedení v jedné etapě, která bude zahrnovat jak ukončení provozu, tak i přípravu k likvidaci a vlastní likvidaci zařízení. Postup jednotlivých činností je blíže specifikován v plánu vyřazování reaktoru z provozu [24], nicméně detailní harmonogram činností není v současnosti zpracován. Reálně lze však předpokládat, že celkový proces vyřazování reaktoru VR-1 z provozu, tj. od ukončení provozu po ukončení vyřazování, bude trvat přibližně 3 roky.

## 20 Zvládání radiační mimořádné události

### 20.1 Popis technických prostředků určených k vyhlášení radiační mimořádné události a vyrozumění o jejím vzniku

Technické prostředky určené k:

aktivaci zahájení řízení a provádění odezvy

- Telefonní přístroj ve velínu reaktoru
- Telefonní přístroj v laboratořích č. 029 a 087 v 1. NP a č. 292, 295 a 299 ve 3. NP.
- Mobilní telefony
- Dorozumívací systém Sonicom 2000 – 14 autonomních stanic rozmístěných v hale reaktoru a souvisejících provozech a laboratořích.

aktivaci zasahujících osob

- Telefonní přístroj ve velínu reaktoru s pamětí a možností jednotlačítkové volby pro svolávání zasahujících osob.
- Mobilní telefony s pamětí a možností přímé volby pro svolávání zasahujících osob. Vždy jeden telefon má dosahující pracovník, druhý je uložen v míst č. 643 v 6. patře katedrového objektu areálu MFF UK.

zahájení havarijního monitorování

- Radiační monitorovací systém RMS VR-1, který sestává z 16 detektorů, 14 z nich měří PDE gama a 2 z nich PDE od neutronů.
- Přenosné přístroje
  - Rados RDS-120, měřená jednotka Sv/hod
  - Rados RDS-200, měřená jednotka Sv/hod
  - teleskopická sonda GMP-112.
  - alfa-beta monitor Berthold LB 122, měřená jednotka cps a Bq/cm<sup>2</sup>
  - beta-gama monitor Rados MicroCont II, měřená jednotka cps a Bq/cm<sup>2</sup>
  - alfa-beta monior Rados RDS-80, měřená jednotka cps a Bq/cm<sup>2</sup>

varování fyzických osob v prostorách pracoviště, vyrozumění dotčených orgánů

- Telefonní přístroj ve velínu reaktoru
- Telefonní přístroj v laboratořích č. 029 a 087 v 1. NP a č. 292, 295 a 299 ve 3. NP.
- Mobilní telefony
- Dorozumívací systém Sonicom 2000 – 14 autonomních stanic rozmístěných v hale reaktoru a souvisejících provozech a laboratořích.
- K vyrozumění o vzniku RMU se použije telefonní přístroj a elektronická pošta. Vyrozumívací formulář je přílohou VHP

## **20.2 Popis technických prostředků určených k řízení a provádění odezvy na radiační mimořádnou událost**

Technické prostředky určené k:  
monitorování vzniklé radiační situace

- Radiační monitorovací systém RMS VR-1, který sestává z 16 detektorů, 14 z nich měří PDE gama a 2 z nich PDE od neutronů.
- Přenosné přístroje
  - Rados RDS-120, měřená jednotka Sv/hod
  - Rados RDS-200, měřená jednotka Sv/hod
  - teleskopická sonda GMP-112.
  - alfa-beta monitor Berthold LB 122, měřená jednotka cps a Bq/cm<sup>2</sup>
  - beta-gama monitor Rados MicroCont II, měřená jednotka cps a Bq/cm<sup>2</sup>
  - alfa-beta monior Rados RDS-80, měřená jednotka cps a Bq/cm<sup>2</sup>

spojení a komunikaci

- Telefonní přístroj ve velínu reaktoru
- Telefonní přístroj v laboratořích č. 029 a 087 v 1. NP a č. 292, 295 a 299 ve 3. NP.
- Mobilní telefony
- Dorozumívací systém Sonicom 2000 – 14 autonomních stanic rozmístěných v hale reaktoru a souvisejících provozech a laboratořích.

## **20.3 Popis technických prostředků určených ke komunikačnímu spojení osob řídících odezvu na radiační mimořádnou událost se shromaždišti**

- Spojení se shromaždištěm pro halu reaktoru - šatna míst. č. 183 ve 2. NP, je zajištěno prostřednictvím stanice dorozumívacího systému Sonicom. V případě, že je v hale větší počet osob, je možné použít únikové východy v 1. resp. 3. NP, shromaždiště a spojení s nimi jsou v tomto případě stejná jako pro laboratoře
- Spojení se shromaždištěm pro laboratoře č. 292, 294, 295 a 299 ve 3. NP - chodba č. 281, je zajištěno stanicí systému Sonicom v míst. č. 292
- Spojení se shromaždištěm pro laboratoř č 087 v 1. NP - chodba č. 060 a 070, je zajištěno stanicí systému Sonicom v míst č. 087 v 1. NP
- Spojení se shromaždištěm pro laboratoř č. 029 v 1. NP - míst. č. 026, je zajištěno telefonním přístrojem.

## **20.4 Popis technických prostředků určených ke komunikačnímu spojení v rámci systému organizování shromažďování nebo ukrytí a odchodu nebo evakuace osob ze shromaždišť nebo úkrytů**

Technické prostředky komunikačního spojení jsou v tomto případě totožné s prostředky spojení se shromaždišti

*NEPLATNÉ*

## 21 Závěry

Nové vydání bezpečnostní zprávy školního reaktoru VR-1 vede k těmto závěrům:

- Vlastní zpracování bezpečnostní zprávy nepřineslo žádné nové zásadní poznatky, které by měly vliv na jadernou bezpečnost, radiační ochranu, fyzickou ochranu a havarijní připravenost školního reaktoru VR-1. Nebyly (podobně jako před deseti lety) shledány významné odlišné výsledky proti dosavadním znalostem, ani nebyly nalezeny nové skutečnosti, které by jadernou bezpečnost, radiační ochranu, fyzickou ochranu či havarijní připravenost školního reaktoru VR-1 nějakým obtížně řešitelným či dokonce neřešitelným způsobem závažně narušovaly.
- Hlavním přínosem nového zpracování bezpečnostní zprávy bylo její uvedení do souladu s novou „atomovou“ legislativou, zpracování nových informací vyplývajících ze změn některých technologických zařízení reaktoru, zpracování výstupů aktualizovaných bezpečnostních analýz a aktualizované provozní informace. Aktuální informace a analýzy jen potvrzdily výchozí předpoklady o vysoké úrovni jaderné bezpečnosti i provozní spolehlivosti celého zařízení.
- Díky pokroku v používaných výpočetních programech, dostupné výpočetní technice a získaným experimentálním hodnotám jsou aktuálně publikované údaje opět přesnější a věrohodnější než údaje v předchozích bezpečnostních zprávách. Dokladem toho je aktualizovaná hodnota maximálního tepelného výkonu, která byla na základě experimentů a jejich výpočtových ověření stanovena na  $500 \text{ W}_t$ , což je o jeden řád nižší hodnota než dlouhodobě udávaná hodnota  $5 \text{ kW}_t$ . Propracované experimentální a výpočtové metodiky vedly také ke zpřesnění určování provozních parametrů reaktoru, především hustot toku neutronů v aktivní zóně reaktoru. Významné je také vlastní zpracování termohydraulických analýz, k jejichž provedení byl použit výpočtový kód RELAP5, který byl standardizován přímo pro účely bezpečnostních analýz reaktoru VR-1. Získané výsledky z těchto analýz potvrzdily dřívější zjištění o vysoké úrovni bezpečnosti zařízení.
- Souhrnně lze konstatovat, že za předpokladů uvedených v této bezpečnostní zprávě, dodržování platných limitů a podmínek a ostatní provozní dokumentace, pečlivém výběru a přípravě provozního personálu a náležité údržbě celého zařízení jsou vytvořeny všechny nezbytné předpoklady pro jeho bezpečný a spolehlivý provoz minimálně po dobu dalších deseti let.

## Literatura

1. SKLENKA, L.; AL., et. *Bezpečnostní zpráva školního reaktoru VR-1*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2007.
2. SKLENKA, L.; AL., et. *Bezpečnostní zpráva školního reaktoru VR-1*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2004.
3. IAEA. *Safety Assessment for Research Reactors and Preparation of the Safety Analysis Report*. IAEA Safety Standards Series No. SSG-20, 2012. Č. ISBN:978-92-0-115410-1.
4. ČESKO. Vyhláška č. 329 Státního úřadu pro jadernou bezpečnost ze dne 26. září 2017 o požadavcích na projekt jaderného zařízení. In: *Sbírka zákonů České republiky*. 2017.
5. ČESKO. Zákon 111/1998 Sb., o vysokých školách. In: *Sbírka zákonů České republiky*. 1998.
6. ČVUT. VI. Úplné znění statutu Českého vysokého učení technického v Praze ze dne 25. srpna 2016. In: *Vnitřní předpisy ČVUT*. 2017.
7. ŠOLTÉS, J. *Stanovenie tepelného výkonu reaktora VR-1 pomocou aktivačných detektorov*. 2011. Diplomová práce. KJR FJFI ČVUT v Praze.
8. FRÝBORT, J.; RATAJ, J. *Podklady k hodnocení programu MCNP5 pro výpočty neutronově-fyzikálních charakteristik reaktoru VR-1*, CTU-14117-T-02-13. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2013.
9. HUML, O. *Neutronově fyzikální charakteristiky AZ C12 školního reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-016-17. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
10. HUML, O. *Limity a podmínky pro trvalý provoz školního reaktoru VR-1*, CTU-14117-S-004-17. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
11. ČESKO. Atomový zákon 263 ze dne 14. července 2016. In: *Sbírka zákonů České republiky*. 2016.
12. ČESKO. Vyhláška č. 408/2016 o požadavcích na systém řízení. In: *Sbírka zákonů České republiky*. 2016.
13. ČESKO. Vyhláška č. 358/2016 požadavky na zajištování kvality a bezpečnosti zařízení. In: *Sbírka zákonů České republiky*. 2016.
14. RATAJ, J.; ŠEDLBAUER, M. *Program systému řízení školního reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-012-17. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
15. RATAJ, J. *Řídící postup č. 1 - Řízení a organizace provozu školního reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-026-17. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
16. RATAJ, J. *Řídící postup č. 12 – Řízení dodavatelsky zajišťovaných činností na školním reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-034-17. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
17. LOSA, E. *Program provozních kontrol na školním reaktoru VR-1*, CTU-14117-S-013-17. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
18. ČSSR. Výnos ČSKAE č. 9/1985 o jaderné bezpečnosti výzkumných jaderných zařízení. In: *VYBRANÉ PRÁVNÍ PŘEDPISY Z OBLASTI MÍROVÉHO VYUŽÍVÁNÍ JADERNE ENERGIE V ČSFR*. 1990.

19. RATAJ, J.; HUML, O. *Řídicí postup č. 3 - Řízení údržby, oprav a změn zařízení školního reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-027-17. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
20. ČESKO. Vyhláška č. 359/2016 o podrobnostech k zajištění zvládání radiační mimořádné události. In: *Sbírka zákonů České republiky*. 2016.
21. MATĚJKO, K.; AL., et. *Bezpečnostní zpráva školního reaktoru VR-1 Vrabec*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 1997.
22. ČESKO. Vyhláška č. 378/2016 Sb., o umístění jaderného zařízení. In: *Sbírka zákonů České republiky*. 2016.
23. BÍLÝ, T. *Nakládání s radioaktivními odpady na pracovišti školního reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-030-16. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2016.
24. KOKTA, M. *Plán vyřazování školního reaktoru VR-1 z provozu*, CTU-14117-S-014-17. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
25. RATAJ, J. *Souhrnný provozní předpis školního reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-002-15. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2015.
26. FRÝBORT, J. *Program řízeného stárnutí na školním reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-008-17. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
27. KROPÍK, M.; RATAJ, J. *Seznam vybraných zařízení školního reaktoru VR-1*, CTU-14117-S-011-17. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
28. MINISTERSTVO VNITRA. *Národní geoportal INSPIRE*. 2017. Dostupné také z: <https://geoportal.gov.cz/web/guest/map>.
29. QUITT, E. *Klimatické oblasti Československa*. Brno, 1971. AV ČR.
30. MISHIMA, J.; PINKSTON, D. *Airborne release fraction/rates and respirable fractions for nonreactor nuclear facilities*. Washington, D.C. 20585, 1994. U.S. Department of Energy.
31. ČESKO. Vyhláška č. 422/2016 o radiační ochraně a zabezpečení radionuklidového zdroje. In: *Sbírka zákonů České republiky*. 2016.
32. MATĚJKO, K. *Provozní a návštěvní řád pracovišť Školního reaktoru VR-1 Vrabec pro období trvalého provozu*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2002.
33. ÚNMZ. Eurokód 1: Zatížení konstrukcí - Část 1-3: Obecná zatížení - Zatížení sněhem. In: ČSN EN 1991-1-3. 2005.
34. ČESKO. Vyhláška č. 195/1999 Sb., o požadavcích na jaderná zařízení k zajištění jaderné bezpečnosti, radiační ochrany a havarijní připravenosti. In: *Sbírka zákonů České republiky*. 1999.
35. PLÁNIČKA, J.; ANTON, P.; ZAHRADIL, L.; A., Pohořelický. *Technický popis „REAKTOR VR-1P“: Strojní technologická část, Ae 6687/Dok.* Plzeň: ŠKODA, závod energetického strojírenství, 1988.
36. PLÁNIČKA, J. *Nádoby „REAKTOR VR-1P“ Pasport, Ae 6793/Dok.* Plzeň: ŠKODA, závod energetického strojírenství, 1988.
37. PLÁNIČKA, J. *IPZJ nádob „REAKTOR VR-1P“, Ae 6328/Dok.* Plzeň: ŠKODA, závod energetického strojírenství, 1986.

38. PLÁNIČKA, J.; ANTON, P.; ZAHRADIL, L.; A., Pohořelický. *Návod na obsluhu „REAKTOR VR-1P“: Strojné technologická část*, Ae 6824/Dok. Plzeň: ŠKODA, závod energetického strojírenství, 1989.
39. ŠKODA. *Kompletní výkresová dokumentace strojné technologické části školního reaktoru VR-1 Vrabec*. Plzeň: ŠKODA, závod energetického strojírenství, 1988.
40. ŠKODA. *Kompletní výkresová dokumentace elektro části školního reaktoru VR-1 Vrabec*. Plzeň: ŠKODA, závod energetického strojírenství, 1988.
41. ŠEDLBAUER, M. *Individuální program zajišťování kvality a technické bezpečnosti nádob školního reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-037-17. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
42. KOKTA, M. *Individuální program zajišťování kvality a technické bezpečnosti absorpční tyče školního reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-036-17. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
43. NZCHK. *Sbory teplovydělavyuschie IRT-4M: Katalozhnoe opisanie*, 0019.20.00.000 (rusky). Novosibirsk, Rusko, 2004.
44. NZCHK. *Licence Ruské federace pro palivo IRT-4M*, č. 53-10/209 ze dne 26. 11. 2004 (rusky). Novosibirsk, Rusko, 2004.
45. BUMBÁLEK, A. *Program předprovozních a provozních defektoskopických kontrol základního materiálu a svarových spojů regulační tyče UR 70 „REAKTOR VR-1P“*, Ae 6761/Dok. Plzeň: ŠKODA, závod energetického strojírenství, 1988.
46. ANTON, P. *Regulační tyč UR 70 „REAKTOR VR-1P“ Pasport*, Ae 6800/Dok. Plzeň: ŠKODA, závod energetického strojírenství, 1988.
47. ANTON, P. *IPZJ regulační tyče UR 70 „REAKTOR VR-1P“*, Ae 6488/Dok. Plzeň: ŠKODA, závod energetického strojírenství, 1987.
48. ANTON, P. *Program předprovozních a provozních zkoušek mechanizmů regulační tyče UR-70*, Ae 6575/Dok. Plzeň: ŠKODA, závod energetického strojírenství, 1988.
49. FEJT, F.; RATAJ, J. *Dokumentace a podklady pro hodnocení výpočtového programu RE-LAP5/MOD3.3*, CTU-14117-T-01-17. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
50. ŠEDLBAUER, M. *Dílčí provozní předpis č. 3 - vodní hospodářství školního reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-025-17. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
51. KONŮPKA, V.; KOKTA, M. *Dílčí provozní předpis č. 4 - demistanice a čištění vody na školním reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-008-16. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2016.
52. MATĚJKOVÁ, K.; BOUDA, J.; STARÝ, R.; RATAJ, J. *Program pro manipulaci a skladování jaderného paliva školního reaktoru VR-1 Vrabec*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2005.
53. RATAJ, J. *Dílčí provozní předpis č. 5 - manipulace a skladování jaderného paliva na školním reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-001-14. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2014.
54. STARÝ, R. *Dílčí provozní předpis č. 9 - vzduchotechnika na školním reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-013-14. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2014.
55. CHEMOPROJEKT. *Jednostupňový projekt - souhrnné části*. Praha: Chemoprojekt Praha, 1982.
56. HERALTOVÁ, L. *Dokumentace zdolávání požáru na školním reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-034-13. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2013.

57. ČESKO. Vyhláška č. 246/2001 Sb. o stanovení podmínek požární bezpečnosti a výkonu státního požárního dozoru. In: *Sbírka zákonů České republiky*. 2001.
58. STARÝ, R. *Způsob zajištění fyzické ochrany na pracovišti školního reaktoru VR-1*, CTU-14117-S-018-16. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2016.
59. KONŮPKA, V. *Organizační směrnice pro zajištění bezpečnosti práce při provozu jeřábu školního reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-032-13. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2013.
60. BÍLÝ, T.; HERALTOVÁ, L. *Dílčí provozní předpis č. 10 - experimentální vybavení školního reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-014-14. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2014.
61. BÍLÝ, T. *Řídicí postup č. 5 - Řízení radiační ochrany školního reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-019-17. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
62. BÍLÝ, T. *Program monitorování pracovišť školního reaktoru VR-1*, CTU-14117-S-018-17. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
63. BÍLÝ, T. *Uvádění radionuklidů do životního prostředí z pracoviště školního reaktoru VR-1 a přilehlých laboratoří*, CTU-14117-P-041-16. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2016.
64. BÍLÝ, T. *Vymezení kontrolovaného pásma na školním reaktoru VR-1*, CTU-14117-S-015-16. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2016.
65. BÍLÝ, T. *Vymezení sledovaného pásma na školním reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-023-17. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
66. LOSA, E. *Dokumentace pro povolení provozu pracovišť IV. kategorie na školním reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-002-19. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2019.
67. BÍLÝ, T. *Nakládání s jednoduchými otevřenými zářiči na pracovišti školního reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-040-16. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2016.
68. BÍLÝ, T. *Podklady k žádosti o povolení nakládání se zdroji ionizujícího záření k instalaci, testování, a uvádění do provozu neutronového generátoru P385 na pracovišti školního reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-035-14. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2014.
69. STARÝ, R. *Dílčí provozní předpis č. 8 - radiační ochrana a dozimetrie na školním reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-012-14. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2014.
70. KOLROS, A. *Provozní řád likvidační stanice odpadních vod*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 1999.
71. RATAJ, J.; HUML, O. *Řídicí postup č. 8 - Řízení experimentů na školním reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-031-17. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
72. STARÝ, R.; HERALTOVÁ, L. *Vnitřní havarijní plán školního reaktoru VR-1*, CTU-14117-S-010-17. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
73. RATAJ, J. *Řídicí postup č. 4 - Řízení odborné přípravy pracovníků na školním reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-006-17. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
74. FEJT, F.; ŠEDLBAUER, M. *Řídicí postup č. 11 - Ověřování a hodnocení systému řízení školního reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-033-17. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
75. FRÝBORT, J.; ŠEDLBAUER, M. *Řídicí postup č. 2 - Řízení a správa dokumentace školního reaktoru VR-1*, CTU-14117-P-028-17. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
76. RATAJ, J. *Limity a podmínky pro trvalý provoz školního reaktoru VR-1*, CTU-14117-S-004-15. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2015.

77. ČESKO. Zákon č. 412/2005 Sb. o ochraně utajovaných informací a o bezpečnostní způsobilosti. In: *Sbírka zákonů České republiky*. 2005.
78. ČESKO. Vyhláška č. 409/2016 o činnostech zvláště důležitých z hlediska jaderné bezpečnosti. In: *Sbírka zákonů České republiky*. 2016.
79. ČESKO. Vyhláška č. 374/2016 o evidenci a kontrole jaderných materiálů a oznamování údajů o nich. In: *Sbírka zákonů České republiky*. 2016.
80. ČESKO. Vyhláška č. 361/2016 o zabezpečení jaderného zařízení a jaderného materiálu. In: *Sbírka zákonů České republiky*. 2016.
81. SKLENKA, L'. *Program provozu školního reaktoru VR-1 pro období 2018-2022*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
82. ŠEDLBAUER, M.; RATAJ, J. *Systém přípravy pracovníků školního reaktoru VR-1, CTU-14117-P-005-17*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
83. RATAJ, J. *Odborná způsobilost osob zajišťujících odbornou přípravu pracovníků na pracovišti reaktoru VR-1, CTU-14117-P-007-17*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
84. ČESKO. Vyhláška č. 21 Státního úřadu pro jadernou bezpečnost ze dne 23. ledna 2017 o zajišťování jaderné bezpečnosti jaderného zařízení. In: *Sbírka zákonů České republiky*. 2017.
85. ŠEDLBAUER, M. *Dílčí provozní předpis č. 1 - vnitřní části školního reaktoru VR-1, CTU-14117-P-005-14*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2014.
86. RATAJ, J. *Dílčí provozní předpis č. 2 - absorpční tyče školního reaktoru VR-1, CTU-14117-P-006-14*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2014.
87. LOSA, E. *Dílčí provozní předpis č. 6 - neutronový zdroj školního reaktoru VR-1, CTU-14117-P-010-14*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2014.
88. KROPÍK, M.; FORNŮSEK, V. *Dílčí provozní předpis č. 7 - elektrosoučásti a ovládání školního reaktoru VR-1, CTU-14117-P-011-15*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2015.
89. FRÝBORT, J. *Řídicí postup č. 9 - Řízení životnosti a procesu stárnutí školního reaktoru VR-1, CTU-14117-P-032-17*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
90. BÍLÝ, T.; HERALTOVÁ, L. *Řídicí postup č. 10 - Řízení neshod na školním reaktoru VR-1, CTU-14117-P-003-17*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
91. EC. Nařízení Komise (Euratom) č. 302/2005 ze dne 8. února 2005 o uplatňování dozoru nad bezpečností v rámci Euratomu - Prohlášení Rady/Komise. In: *EUR-Lex*. 2005.
92. KJR. *Školní reaktor VR 1 (Vrabec) Projektový úkol a zadávací bezpečnostní zpráva*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 1981.
93. CHEMOPROJEKT. *Školní reaktor VR-1: Jednostupňový projekt*. Praha: Chemoprojekt, 1982.
94. MATĚJKO, K. *Předběžná bezpečnostní zpráva školního reaktoru VR 1 Vrabec*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 1983.
95. MATĚJKO, K.; HEŘMANSKÝ, B. *Předběžná bezpečnostní zpráva školního reaktoru VR-1 Vrabec, Dodatek č.1*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 1984.

96. MATĚJKA, K.; ŠEJBA, T. *Předběžná bezpečnostní zpráva školního reaktoru VR-1 Vrabec, Dodatek č.2 Ovládací zařízení*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 1987.
97. MATĚJKA, K.; AL., et. *Předprovozní bezpečnostní zpráva školního reaktoru VR-1 Vrabec, I. a II. věcná část*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 1989.
98. IAEA. *Safety Assessment for Research Reactors and Preparation of the Safety Analysis Report*. IAEA Safety Standards Series No. 35-G1, 1994. Č. ISBN:92-0-404503-5.
99. HEŘMANSKÝ, B. *Přechodové procesy ve školním reaktoru VR-1 - III. upřesněný výpočet*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 1983.
100. HEŘMANSKÝ, B.; NOVÁK, B. *Analýza hypotetické havárie školního reaktoru s nekontrolovaným vysouváním regulační tyče*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 1988.
101. ZMÍTKOVÁ, J. *Termohydraulické analýzy reaktoru VRABEC výpočetním kódem RELAP5/MOD3.2.2*. Řež: ÚJV Řež, 2005.
102. HUML, O. *Zdůvodnění Limitů a podmínek pro trvalý provoz školního reaktoru VR-1, CTU-14117-S-009-17*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
103. IAEA. *Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Research Reactors*. IAEA Safety Standards Series No. NS-G-4.4, 2008. Č. ISBN:978-92-0-103508-0.
104. STARÝ, R.; HERALTOVÁ, L. *Řídicí postup č. 6 - Řízení havarijní připravenosti školního reaktoru VR-1, CTU-14117-P-029-17*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
105. STARÝ, R.; ŠEDLBAUER, M. *Řídicí postup č. 7 - Řízení fyzické ochrany a nakládání s jadernými materiály na školním reaktoru VR-1, CTU-14117-P-030-17*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
106. WANO. Traits of a Healthy Nuclear Safety Culture: Principles (WANO PL 2013-1). In: *World Association of Nuclear Operators PRINCIPLES*. 2013.
107. KROPÍK, M. *Individuální program zajišťování kvality a technické bezpečnosti systému řízení a ochran školního reaktoru VR-1, CTU-14117-P-038-17*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
108. STARÝ, R. *Individuální program zajišťování kvality a technické bezpečnosti systému paliva školního reaktoru VR-1, CTU-14117-P-039-17*. Praha: KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.
109. ČESKO. Vyhláška č. 377/2016 Sb., o požadavcích na bezpečné nakládání s radioaktivním odpadem a o vyřazování z provozu jaderného zařízení nebo pracoviště III. nebo IV. kategorie. In: *Sbírka zákonů České republiky*. 2016.

# **Seznam příloh k bezpečnostní zprávě**

- A Výkres budovy TL - příčný řez**
- B Výkres budovy TL - 1.PP**
- C Výkres budovy TL - 1.NP**
- D Výkres budovy TL - 2.NP**
- E Klimatologická data Praha 8 – Libeň**
- F Aktualizace geotechnických podkladů k lokalitě Školního reaktoru VR-1 v Praze 8**
- G Odborný posudek č. 01/10/2017 - doplnění informací o stavbě reaktorové haly**
- H Statistické vyhodnocení četnosti stability**
- I Zhodnocení výskytu požáru lesních a souvislých porostů**
- J Studie hydrogeologických poměrů v místě školního reaktoru VR-1**
- K Klimatologická data pro FJFI Praha 1, Příloha k č.j. 171001**
  
- L Potenciální ohrožení školního jaderného reaktoru v budově ČVUT v Praze 8, Odborný posudek podle vyhlášky 378/2016 Sb. Paragraf 5, 6 a 9**

- M Stavebně technický průzkum haly Školního reaktoru VR-1 v objektu těžkých laboratoří MFF UK v Praze 8, Odborný posudek, Praha, listopad 2018**
- N Statické posouzení haly pro školní jaderný reaktor VR-1, Praha, listopad 2018**