



# VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ

BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY

## FAKULTA ELEKTROTECHNIKY A KOMUNIKAČNÍCH TECHNOLOGIÍ

FACULTY OF ELECTRICAL ENGINEERING AND COMMUNICATION

## ÚSTAV ELEKTROENERGETIKY

DEPARTMENT OF ELECTRICAL POWER ENGINEERING

## SIMULACE HAVÁRII BAZÉNU VYHOŘELÉHO JADERNÉHO PALIVA

SPENT FUEL POOL ACCIDENT SIMULATION

### DIPLOMOVÁ PRÁCE

MASTER'S THESIS

### AUTOR PRÁCE

AUTHOR

**Bc. Jakub Strieš**

### VEDOUCÍ PRÁCE

SUPERVISOR

**Ing. Peter Mičian**

**BRNO 2024**



# Diplomová práce

magisterský navazující studijní program **Elektroenergetika**

Ústav elektroenergetiky

**Student:** Bc. Jakub Strieš

**ID:** 211125

**Ročník:** 2

**Akademický rok:** 2023/24

**NÁZEV TÉMATU:**

## Simulace havárii bazénu vyhořelého jaderného paliva

**POKYNY PRO VYPRACOVÁNÍ:**

1. Seznamte se s bazénem použitého jaderného paliva, jeho hlavními částmi, funkcemi a využitím.
2. Provedte rešerši poruch a havárii bazénů ve světě a postupy při jejich řešení, resp. řešení možných poruch a havárií.
3. Seznamte se s výpočetním softwarem MELCOR a jeho specifikacemi při modelování bazénu použitého jaderného paliva.
4. Vytvořte model bazénu a proveďte simulace jeho havárie.

**DOPORUČENÁ LITERATURA:**

doporučená literatura podle pokynů vedoucího závěrečné práce

**Termín zadání:** 5.2.2024

**Termín odevzdání:** 20.5.2024

**Vedoucí práce:** Ing. Peter Mičian

**prof. Ing. Petr Toman, Ph.D.**  
předseda rady studijního programu

**UPOZORNĚNÍ:**

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



## **ABSTRAKT**

Cieľom diplomovej práce je poskytnúť teoretický podklad pre simulovanie havárií bazénu s vyhoretým jadrovým palivom a pokúsiť sa zostaviť pracujúci model v prostredí Melcor. Práca je rozdelená do štyroch hlavných častí. V prvej časti sa nachádza popis vyhoreteho paliva. Popísané sú deje, ktoré prebiehajú v jadrovom palive a vedú tak k vzniku vyhoreteho paliva. Sú tu popísané dôvody nutnosti chladenia jadrového paliva po jeho pôsobení v reaktore. Popísaný je napríklad vznik zbytkového tepla. Nasleduje popis základných častí a účel bazénu s vyhoretým jadrovým palivom. Ukázané sú konštrukčné časti, meracie systémy či požiadavky na samotný bazén. Následne je v tejto kapitole umiestnený aj prehľad nehôd v bazéne s vyhoretým palivom ktoré v minulosti nastali. Sú popísané ich príčiny a dôsledky ale hlavne ich vplyv na ďalší vývoj jadrovej bezpečnosti najmä v oblasti bazénov s vyhoretým palivom. Pre popis aj následnu simuláciu boli vybrané dve najviac skúmané, a to porucha so stratou chladenia a porucha so stratou chladiva. Tretia časť približuje program Melcor ktorý, je hlavným nástrojom na vytvorenie simulačného modelu. Kapitola obsahuje základny popis programu ako aj priblíženie modulov ktoré, sú určené špeciálne na simulácie bazénov s vyhoretým palivom. Náplňou poslednej časti je popis použitého modelu, jeho tvorba, úprava, problémy pri jeho tvorbe a ich riešenie. V závere sú ukázané a popísané dosiahnuté výsledky spolu s komentárom dopĺňajúcim ich pochopenie.

## **KĽÚČOVÉ SLOVÁ**

jadrové palivo, bazén skladovania jadrového paliva, jadrová bezpečnosť, porucha so stratou chladenia, porucha so stratou chladiva, ťažká havária, Melcor

## **ABSTRACT**

The aim of the thesis is to provide a theoretical basis for simulating spent fuel pool accidents and to try to build a working model in the Melcor environment. The thesis is divided into four main parts. In the first part a description of the spent fuel pool is given. The processes that take place in nuclear fuel and thus lead to the formation of spent fuel are described. The reasons for the need to cool nuclear fuel after it has been in the reactor are described. For example, the generation of residual heat is described. This is followed by a description of the basic parts and purpose of a spent fuel pool. Structural parts, measuring systems or requirements for the pool itself are shown. Subsequently, an overview of accidents in spent fuel pools that have occurred in the past is also included in this chapter. Their causes and consequences are described, but especially their impact on the further development of nuclear safety, especially in the field of spent fuel pools. For both description and subsequent simulation, the two most studied ones, namely the loss-of-cooling failure and the loss-of-coolant failure, have been selected. The third section introduces the Melcor program which, is the main tool to create the simulation model. The chapter contains a basic description of the program as well as an introduction to the modules that are specifically designed for spent fuel pool simulations. The last part is a description of the model used, its creation, modification, problems in its creation and their solution. Finally, the results obtained are shown and described, together with a commentary to complete their understanding.

## **KEYWORDS**

nuclear fuel, spent fuel pool, nuclear safety, loss of cooling accident, loss of coolant accident, severe accident, Melcor

STRIEŠ, Jakub. *Simulace havárii bazénu vyhořelého jaderného paliva*. Brno: Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, Ústav elektroenergetiky, 2024, 84 s. Diplomová práce. Vedúci práce: Ing. Peter Mičian





## Vyhlásenie autora o pôvodnosti diela

**Meno a priezvisko autora:** Bc. Jakub Strieš  
**VUT ID autora:** 211125  
**Typ práce:** Diplomová práca  
**Akademický rok:** 2023/24  
**Téma záverečnej práce:** Simulace havárii bazénu vyhořelého jaderného paliva

Vyhlasujem, že svoju záverečnú prácu som vypracoval samostatne pod vedením vedúcej/cého záverečnej práce, s využitím odbornej literatúry a ďalších informačných zdrojov, ktoré sú všetky citované v práci a uvedené v zozname literatúry na konci práce.

Ako autor uvedenej záverečnej práce ďalej vyhlasujem, že v súvislosti s vytvorením tejto záverečnej práce som neporušil autorské práva tretích osôb, najmä som nezasiahol nedovoleným spôsobom do cudzích autorských práv osobnostných a/alebo majetkových a som si plne vedomý následkov porušenia ustanovenia § 11 a nasledujúcich autorského zákona Českej republiky č. 121/2000 Sb., o práve autorskom, o právach súvisiacich s právom autorským a o zmene niektorých zákonov (autorský zákon), v znení neskorších predpisov, vrátane možných trestnoprávných dôsledkov vyplývajúcich z ustanovenia časti druhej, hlavy VI. diel 4 Trestného zákonníka Českej republiky č. 40/2009 Sb.

Brno .....

.....

podpis autora\*



## POĎAKOVANIE

Touto cestou by som chcel poďakovať v prvom rade vedúcemu tejto diplomovej práce Ing. Petrovi Mičianovi za vedenie práce a odbornú pomoc. Ďalej patrí vďaka aj doc. Ing. Karlovi Katovskému, Ph.D. ktorý mi umožnil pobyt na univerzite KINGS v Južnej Kórei, kde som získal motiváciu a dôležité základy v oblasti simulovania poruchových stavov, ktoré som uplatnil v tejto diplomovej práci.



# Obsah

Úvod	19
<b>1 Vyhoreté jadrové palivo</b>	<b>21</b>
1.1 Parametre Paliva	21
1.1.1 Vyhorevanie paliva	23
1.1.2 Zbytkové teplo	26
1.2 Bazén s vyhoretým jadrovým palivom	28
1.2.1 Požiadavky na bazén s vyhoretým palivom	30
1.2.2 Konštrukcia	32
1.2.3 Odvod tepla	34
1.2.4 Prirodená cirkulácia	36
1.3 Poruchy a havárie BSVJP	38
1.3.1 Porucha chladiaceho systému - loss of cooling accident	39
1.3.2 Porucha straty objemu - loss of coolant accident	46
<b>2 Predošlé havárie v BSVJP</b>	<b>47</b>
2.1 Havária Fukushima Daiichi	47
2.1.1 Popis nehody	47
2.1.2 Dôsledky udalosti	49
2.2 Havária Paks	52
2.2.1 Popis nehody	52
<b>3 Výpočtové prostredie Melcor</b>	<b>55</b>
3.1 Popis programu Melcor	55
3.2 Model BSVJP v programe Melcor	56
<b>4 Tvorba a úprava modelu</b>	<b>57</b>
4.1 Popis modelu	57
4.2 Simulované scenáre	60
<b>5 Výsledky simulácií</b>	<b>61</b>
5.1 Porucha so stratou chladenia	62
5.2 Porucha so stratou chladiwa	66
5.3 Vplyv ventilácie	69
5.3.1 Ventilácia pri poruche so stratou chladenia	69
5.3.2 Ventilácia pri poruche so stratou chladiwa	70
5.4 Tepelná odolnosť nosnej dosky	72

Záver	75
Literatúra	77
Zoznam symbolov a skratiek	83

# Zoznam obrázkov

1.1	Palivový prútik VVER 440 - prevzaté z [3]	22
1.2	Závislosť strednej väzobnej energie a hmotnostného čísla A - prevzaté z [4]	24
1.3	Schématický priebeh štiepenia - prevzaté z [4]	25
1.4	Spektrum vzniknutých štiepných produktov - prevzaté z [4]	27
1.5	Zbytkové teplo s príspevkami od jednotlivých prvkov v závislosti na čase - prevzaté z [9]	28
1.6	Vplyv vyhorenia paliva na závislosť zbytkového tepla na čase - prevzaté z [10]	29
1.7	Základne usporiadanie bazénu vyhoretého paliva pre reaktor PWR - prevzaté z [12]	30
1.8	Možné vzory uloženia paliva - prevzaté z [12]	31
1.9	Druhy roštov a ich parametre - prevzaté z [12]	34
1.10	Rošty pre VVER-440/213 - prevzaté z [12]	35
1.11	Chladiaci systém bazénu Westinghouse - prevzaté z [17]	37
1.12	Prirodzená cirkulácia v BSVJP	38
1.13	Vznik bublín v BSVJP v prvej fáze poruchy - prevzaté z [24]	43
1.14	Vývoj hávarie BSVJP - prevzaté z [24]	44
2.1	Ep centrum zemetrasenia - prevzaté z [34]	48
2.2	Poškodené palivo v čistiacej nádrži JE Paks - prevzaté z [44]	53
4.1	Nodalizácia pre BSVJP	58
4.2	Rozdelenie úrovní aktívneho paliva	59
5.1	Hladina chladiacej vody v BSVJP	61
5.2	Teplota pokrytia pri poruche so stratou chladenia	62
5.3	Teplota roštov pri poruche so stratou chladenia	63
5.4	Okamžitá hodnota generovaného oxidačného tepla pri poruche so stratou chladenia	64
5.5	Tvorba oxidov a vodíku v bazéne pri poruche so stratou chladenia	65
5.6	Vývoj degradácie paliva v BSVJP pri poruche so stratou chladenia	66
5.7	Teplota pokrytia pri poruche so stratou chladiva	67
5.8	Tvorba oxidov a vodíku v bazéne pri poruche so stratou chladiva	68
5.9	Okamžitá hodnota generovaného oxidačného tepla pri poruche so stratou chladiva	68
5.10	Teplota pokrytia pri poruche so stratou chladenia: A)zvýšená ventilácia, B)pôvodná ventilácia	69
5.11	Teplota pokrytia pri poruche so stratou chladiva: A)zvýšená ventilácia, B)pôvodná ventilácia C)žiadna ventilácia	70

5.12	Teplota atmosféry v spodnej časti bazénu . . . . .	71
5.13	Teplotná závislosť pevnosti a tuhosti pre nehrdzavejúcu oceľ . . . . .	72
5.14	Teplota nosnej dosky roštu . . . . .	73



# Zoznam tabuliek

1.1	Parametre paliva v reaktoroch VVER . . . . .	23
1.2	Rozdelenie energie zo štiepenia . . . . .	25
1.3	Zbytkové teplo paliva v závislosti na dobe odstavenia . . . . .	36
1.4	Prehľad porúch chladiaceho systému BSVJP - prevzaté z [12] . . . . .	40



# Úvod

Jadrová energetika patrí k stabilným a najmä bezemisným zdrojom elektrickej energie. Predstavuje dobrú kombináciu so stále rozširujúcimi sa obnoviteľnými zdrojmi, preto sa mnoho krajín snaží udržať či rozšíriť svoje jadrové zastúpenie. Vidíme to aj na príklade Česka kde sa schyľuje k najväčšej investícii krajiny pri dostavbe JE Dukovany alebo na Slovensku kde výroba z jadra pokrýva cez 50% spotreby elektrickej energie, k čomu prispel aj novo pripojený blok v JE Mochovce v roku 2023. Rozdielom oproti iným zdrojom je fakt, že pri procese výroby elektrickej energie vzniká nebezpečný odpad, ktorý je nutné spracovať či skladovať. Produktom procesu výroby elektrickej energie je vyhoreté jadrové palivo. Nakladanie s týmto palivom predstavuje najnáročnejšiu časť jadrovej energetiky z hľadiska ochrany životného prostredia.

Najdôležitejšou časťou jadrovej energetiky je samozrejme bezpečnosť. Dôraz na bezpečnosť a jej neustále zlepšovanie je reakciou na negatívne skúsenosti a dopady jadrových havárií akými boli Three Mile Island, Chernobyl či Fukushima. Najnebezpečnejšou časťou je jadrové palivo, ktoré obsahuje obrovské množstvo nebezpečných materiálov, ktoré by pri potenciálnom úniku mohli spôsobiť rozsiahle škody na životnom prostredí či ľudských životoch. Preto je nesmierne dôležité dbať a sledovať bezpečnosť jadrového paliva počas celého jeho cyklu, od pobytu v reaktore až po jeho skladovanie. Hlavne po havárií vo Fukushime sa začalo prísnejšie prihliadať a skúmať skladovanie jadrového paliva v bazénoch, ktoré môžu potencionálne predstavovať najväčšiu hrozbu.

Táto práca sa pokúsi priblížiť problematiku bezpečnosti vyhoreného paliva počas jeho pobytu v bazénoch s vyhoretým palivom. Úvodná časť predstavuje teoretický podklad do tejto problematiky. Popísané sú základne mechanizmi ktoré, prebiehajú v palive počas jeho pobytu v reaktore, predtým ako je palivo do bazénu umiestnené. Ukázané sú dôvody prečo je vlastne nutné sa o palivo ďalej starať a sledovať ho. Popísaný je účel a podmienky skladovania vyhoreného paliva. Uvedené sú základné konštrukčné časti BSVJP, systém na odvod tepla či meracie systémy. Nakoľko je cieľom diplomovej práce zostaviť model a následne simulovať haváriu v BSVJP, je v ďalšej časti približený teoretický základ pre vyšetovanie poruchy. Sú popísané jej príčiny, priebeh nehody so základnými fyzikálnymi javmi ktoré, ju sprevádzajú až po jej následky. Uvedené sú aj príklady podobným havárií ktoré, sa odohrali vo svete. Bližší pohľad je venovaný havárií v Japonskej Fukushime aj s jej následkami do tématiky bezpečnosti, či simulácií BSVJP. Na záver je približený program Melcor v ktorom sa bude celá simulácia uskutočňovať. Ukázané a popísané sú jeho moduly používané pri simuláciách BSVJP.



# 1 Vyhoreté jadrové palivo

Ako každý energetický zdroj aj jadrový reaktor potrebuje pre svoju činnosť špecifické palivo. V tomto prípade sa označuje ako jadrové palivo. Proces využívania jadrového paliva je označený ako jeho vyhorievanie. Vyhorievanie predstavuje štiepnu reakciu, teda rozštiepenie jadra ťažkého prvku uránu, na dve ľahšie jadrá a produkciu energie.

Použitie alebo inak označené ako „vyhoreté“ palivo sa po niekoľkých rokoch pobytu v reaktore z ňeho odstraňuje. Doba, ktorú sa palivo v reaktore nachádza určuje jeho typ alebo teda druh reaktoru v ktorom sa používa. Momentálna doba sa pohybuje niekde v rozmedzí 3 až 6 rokov. Doba, po ktorej sa palivo v reaktore reorganizuje a vymieňa je označená ako kampaň. Ako aj pri ostatných zdrojoch, vznikajú pri procesoch nové produkty (odpady), s ktorými je potrebné sa vysporiadať. V prípade štiepných procesov, ktoré v jadrovom palive prebiehajú vznikajú nové izotopy. Pretože vznikajú aj izotopy nestabilné, ktoré sú nebezpečné pre životné prostredie, je nutné aby bolo vyhoreté jadrové palivo ďalej ošetrené. Vyhoreté palivo je po svojom pôsobení v reaktore presunuté do bazénu s vyhoretým palivom (BSVJP). Doba pobytu v bazéne je závislá od zbytkového výkonu paliva a celkovo stratégie konkrétnej krajiny pri nakladaní s vyhoretým palivom. Stratégie sú vo všeobecnosti rozdelené do troch skupín:

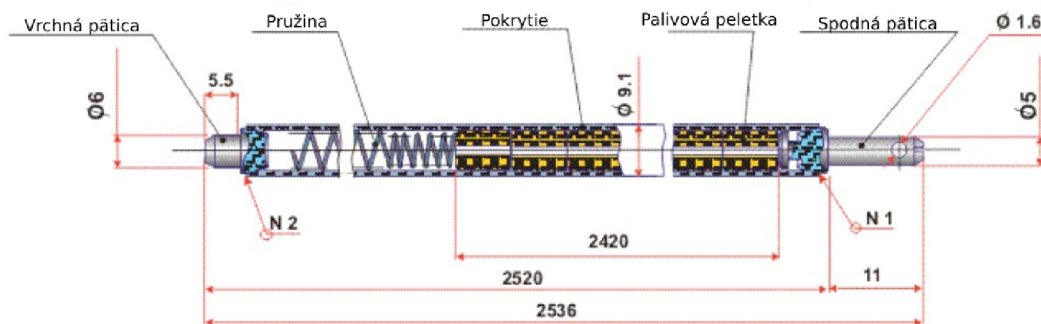
- použitie uzavreného cyklu a teda prepracovanie vyhoretého paliva
- použitie hlbinného uložiska
- stratégia s odloženým rozhodnutím ("wait and see tactic") [1]

## 1.1 Parametre Paliva

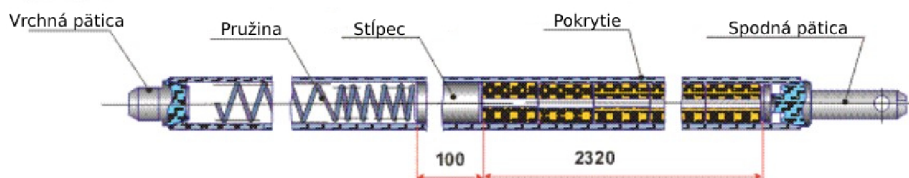
Hlavný faktor, ktorý určuje ako bude vyzeráť bazén vyhoretého paliva alebo kontajner na transport („cask“) je závislý od používaného paliva. Medzi hlavné parametre, ktoré charakterizujú palivo patria v prvom rade jeho fyzikálne rozmery. Ďalej sú to samozrejme parametre ako použité obohatenie alebo stupeň vyhorenia paliva. Dominantnú časť používaného a teda aj uloženého paliva tvorí palivo pre tlakovodné reaktory (PWR), ktoré tvoria viac ako 60% reaktorov vo svete. Zvyšnú časť tvoria ďalšie druhy palív so svojimi špecifikami v závislosti na type reaktoru (BWR, HWR, GCR...). V súčasnosti je trendom zvyšovanie úrovne vyhorenia jadrového paliva. Ako najčastejšie palivo je použité Urán ( $^{235}\text{U}$ ) alebo Plutónium ( $^{239}\text{Pu}$ ). V ľahkovodných reaktoroch je použitý málo obohatený urán ( $^{235}\text{U}$ ), s obohatením v hodnote približne 3 až 5%. Ťažkovodný reaktor, v príklade Kanadský CANDU, používa prírodný urán s obsahom ( $^{235}\text{U}$ ) len 0,7%. V procese výzkumu sa momentálne nachádza možnosť používania Thória-232 ako palivo pre jadrové reaktory [1].

Pre použitie v reaktore môže mať palivo rôznu formu kovu, zliatiny alebo oxidu. Najrozšírenejšou formou je zlúčenina oxidu  $UO_2$ . Po obohatení uránu na potrebnú úroveň sa prechádza k výrobe paliva. Obohatený urán je vo forme prachu stláčaný a spekaný pri vysokej teplote do podoby keramických tabliet. Tableta je vysoká približne 9 až 12 mm, s priemerom 0,8 až 0,9 cm. Tablety sú následne uložené do prútikov. Prútiky sú nazývané aj pokrytím paliva a sú zhotovené zo zirkónia. Výhodou zirkónia sú jeho mechanické vlastnosti ako aj nízka absorpcia neutrónov. Celá vnútorná časť je naplnená héliom pre zlepšenie teplo-výmenných vlastností. Tablety sú fixované pružinou, ktorá zamedzuje pohybu ale zároveň poskytuje tabletám priestor pre ich tepelnú rozťažnosť. Telo prútiku je hermeticky uzavreté a tvorí jednu z fyzikálnych bariér proti úniku rádioaktívneho materiálu do okolia. Prútiky sú následne uložené do finálnej kazety. Dizajn kazety musí zabezpečiť pevné usporiadanie palivových tyčí vzhľadom na ich rozostupy. Tieto fixačné štruktúry musia byť pevné a odolné, pričom musia umožniť prúdenie chladiaceho média okolo paliva. Fixačné štruktúry sú navrhnuté pre minimalizovanie rizika poškodenia, ktoré by súviselo s vibráciami. Používaným materiálom býva opäť zirkónium a ocel [2]. Príklad v podobe paliva pre reaktory VVER je na obrázku 1.1.

Palivový prútik v palivovej kazete - VVER 440



Palivový prútik v kontrolnej kazete - VVER 440



Obr. 1.1: Palivový prútik VVER 440 - prevzaté z [3]

Pri tlakovodných reaktoroch, sa stretávame ešte s ďalším delením. Každý reaktor

je špecifický a s ohľadom na rozdiely je používané ešte delenie na západný (PWR) a východný (VVER) dizajn. Východný alebo tiež ruský koncept, ktorý je používaný v Česku či na Slovensku, používa hexagonálny tvar palivových kaziet. V Česku a na Slovensku sa momentálne nachádzajú reaktory východnej koncepcie VVER 440 a VVER 1000. Používané palivá sú preto zhrnuté v tabuľke 1.1.

Tab. 1.1: Parametre paliva v reaktoroch VVER

Parameter	VVER-440	VVER-1000
dĺžka kazety (m)	3.22	4.655
šírka kazety (mm)	144.2	234
počet palivových prútikov v kazete	126	312
dĺžka palivového prútika (m)	2.55	3.84
hrúbka pokrytia paliva (mm)	0.65	0.65
vonkajší priemer peletky (mm)	7.57	7.57
dĺžka palivovej peletky (mm)	9-12	9-12
tlak hélíovej výplne (MPa)	0.5-0.6	2-2.5
počet dištančných mriežok	11	15
váha uránia v kazete (kg)	119.7	430

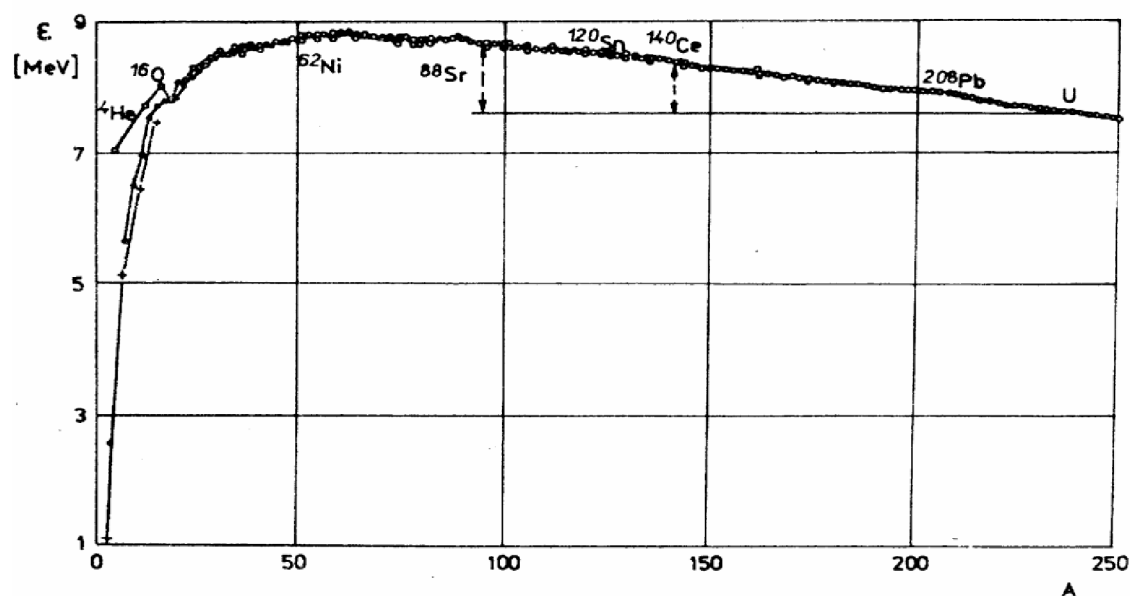
Západné typy reaktorov používajú štvorcový tvar palivových kaziet. Uloženie palivových tyčí je typicky 17x17. Dĺžka palivových súborov je 4-5m. Kazeta obsahuje aj voľné pozície na vloženie riadiacej tyče. Celý palivový klaster je na vrchnej aj spodnej časti ukončený hlavicou, ktorá zabezpečuje mechanickú podporu. Oproti palivám vo varných reaktoroch, je palivo tlakovodného reaktoru pomerne jednotné a konštrukčne sa odlišujú len málo [3].

### 1.1.1 Vyhorievanie paliva

V jadrovom palive prebiehajú počas jeho pobytu v reaktore rôzne procesy. Dochádza k jeho vyhorievaniu. Prebieha štiepny proces kedy vznikajú štiepne produkty, neutróny a energia. Počas týchto procesov dochádza k zmene tepelných či mechanických vlastností paliva.

Väzby v atómovom jadre medzi protónmi a neutrónmi sú udržiavané za pomoci jadrových síl. Na rozklad jadra na jednotlivé nukleóny je preto potrebná energia. Väzobná energia predstavuje energiu, ktorú musíme dodať aby sa jadro rozložilo na

jednotlivé nukleóny. Vázobná energia je odvodená zo zloženia jadra, kedy je hmotnosť celého jadra menšia ako súčet hmotností jednotlivých nukleónov. Tento hmotnostný schod alebo deficit sa premieňa na potencionálnu energiu. Vázobnú energiu je teda možné vyjadriť ako rozdiel týchto hmotností. Vázobná energia je závislá na celkovom počte nukleónov v jadre, ktorý je vyjadrený hmotnostným číslom  $A$ . Pri porovnávaní jadier sa uvádza aj stredná väzobná energia  $\epsilon$ , čo je väzobná energia na jeden nukleón. Najsilnejšie väzby sa nachádzajú v jadrách prvkov s hmotnostným číslom medzi 28 a 138. Pre hmotnostné čísla vyššie či nižšie, stredná väzobná energia klesá. Smerom k ťažkým jadrám sa začínajú prejavovať elektrostatické sily odpudzujúce protóny. Coulombova sila je závislá na počte protónov (druhou mocninou). Pri ľahkých jadrách sa zase prejavuje jav povrchového napätia, ktorý znižuje hodnoty väzobnej energie [4, 5]. Závislosť strednej väzobnej energia a hmotnostného čísla je na obrázku 1.2.

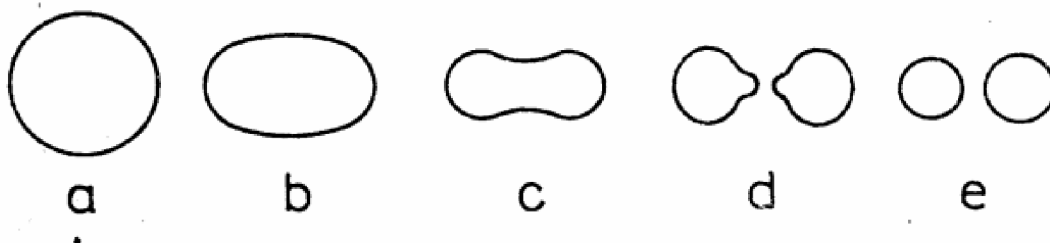


Obr. 1.2: Závislosť strednej väzobnej energie a hmotnostného čísla  $A$  - prevzaté z [4]

Po ožiarení uránu neutrónmi dochádza k štiepnemu procesu. V dôsledku záchytu neutrónu dochádza k vzбудeniu a kmitavému pohybu jadra. V závislosti od veľkosti energie vzbudenia nastávajú dva javy. Prvý nastáva pokiaľ je energia malá. Pri malej energii bude jadro vykonávať kmitavý pohyb a po čase sa ustáli do pôvodnej polohy. Pokiaľ ale bude energia vzbudenia dostatočne veľká, bude jadro kmitať tak že prekoná bod medznej pružnej deformácie a nevráti sa do pôvodnej polohy. Jadro sa v tomto procese predlžuje do tvaru elipsoidu až sa nakoniec rozdelí. Ilustrácia je na obrázku 1.3. Proces štiepenia zahŕňa rozdelenie jadra na približne rovnaké časti.



Teoreticky môže štiepeniu podliehať každé jadro, ak sa dostane do dostatočne vysokého excitovaného stavu. Potrebná excitačná energia je závislá na základe elektrostatickej bariéry a disociačnej energie štiepneho procesu. Disociačná energia je rozdiel medzi väzobnou energiou zloženého jadra a súčtom väzobných energií štiepných fragmentov [6].



Obr. 1.3: Schématický priebeh štiepenia - prevzaté z [4]

Minimálna aktivačná energia potrebná na vyvolanie štiepenia je rozdiel medzi excitačnou energiou a disociačnou energiou. Excitačná energia je dodaná jadru bombardovaním fotónom alebo časticou. Najúčinnejšia metóda je absorpcia neutrónu. Pri absorbovaní neutrónu dochádza k zvýšeniu excitačného stavu zloženého jadra. Ak excitovaný stav prekročí potenciálovú bariéru v energetickom diagrame, je možné štiepenie [6]. Uvoľnená energia zo štiepneho procesu je závislá na rozdieli hmotností jadra a štiepných produktov. Štiepne produkty, ktoré vznikajú odnášajú celú uvoľnenú energiu. Uvoľnená energia predstavuje približne 200 MeV a skladá sa z kinetickej energie štiepných produktov a energie rádioaktívnych premien štiepných produktov. Ako rádioaktívnu premenu označujeme  $\beta$ -rozpad, vyžiarenie neutrónu a gama žiarenie [4]. Rozdelenie uvoľnenej energie zo štiepenia je v tabuľke 1.2.

Tab. 1.2: Rozdelenie energie zo štiepenia

-	Energia (MeV)
kinetická energia fragmentu štiepenia	169.58
$\beta$ - energia štiepneho produktu	6.43
$\gamma$ - energia štiepneho produktu	6.26
neutrino	8.68
rýchle $\gamma$ - žiarenie	6.96
kinetická energia štiepných neutrónov	4.79
Spolu	202.7

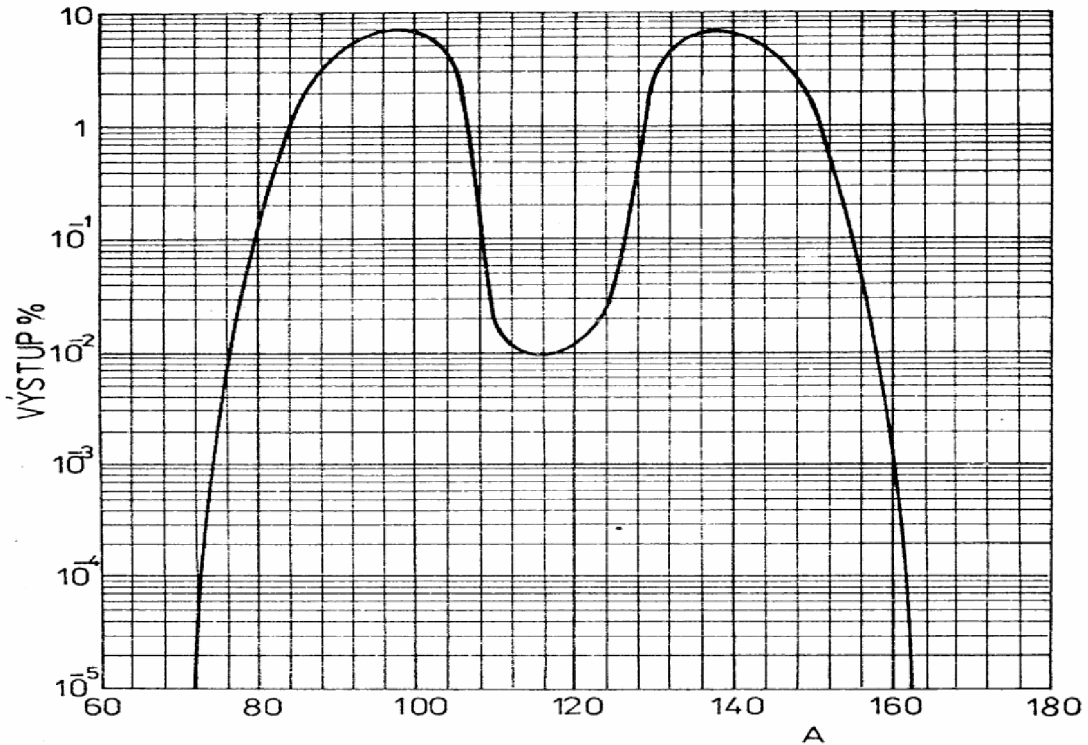
Pri štiepení sa mení aj izotopické zloženie použitého paliva. Palivo, ktoré je čerstvo zavezené obsahuje len izotopy uránu  $^{235}\text{U}$  a  $^{238}\text{U}$ . Počas pobytu v reaktore však dochádza k premene a vzniku nových prvkov. Štiepne produkty majú určitú pravdepodobnosť vzniku. Pravdepodobnosť vzniku prvku s daným nukleónovým číslom je na obrázku 1.4. Najväčšia pravdepodobnosť vzniku je pre štiepne produkty s nukleónovým číslom v okolí 95 a 130. Jadro, ktoré vznikne, má viac neutrónov ako protónov. Preto sú jadrá nestabilné a dochádza k ďalším rozpadom. Pri štiepení vzniká 62 rôznych fragmentov. V priemere sú tieto prvky stabilné po 2 až 3 rozpadoch  $\beta$ -. V aktívnej zóne reaktora sa môže nachádzať až 200 rôznych izotopov, ktoré sú rádioaktívne. To predstavuje riziko a preto sú články ukladané do bazénov a sledované [4, 5].

Významnú časť vzniknutých štiepných produktov predstavujú plynné prvky. Tvoria asi 15% celkového množstva vytvorených produktov, hlavnými zástupcami sú kryptón a xenón. Tieto plyny sa v peletkách  $\text{UO}_2$  rozpúšťajú len ťažko, vytvárajú tak bubliny, ktoré neskôr vedú k vzniku trhliny. Prítomnosť plynov v palive je teda škodlivá a ovplyvňuje tepelno-mechanické vlastnosti paliva. Uvoľňovanie plynov z palivovej peletky do priestoru prútika zhoršuje tepelnú vodivosť (riedenie hélia v priestore). V dôsledku zhoršenej tepelnej vodivosti dochádza k zvýšenému ohreву strednej časti peletky, ďalšej produkcii štiepných plynov a tým pádom zvyšovaniu tlaku v palivovom prútiku [7].

Ďalším efektom plynných štiepných produktov je napúchanie paliva („swelling“). Ak sa plyny neuvolnia z peletky cez trhlinu a ostávajú v palive, dochádza k zväčšovaniu objemu. Plyny sa hromadia v peletke a zaberajú väčší priestor ako pôvodný pevný materiál. Napúchanie rastie s teplotou ale aj vyhorením paliva. Nebezpečenstvo napúchania spočíva v tom, že môže dôjsť ku kontaktu paliva a pokrytia (zaniknutie medzery). Ako už bolo spomenuté, s plynnými štiepnymi produktami súvisí aj praskanie peletiek. Praskanie zvyšuje povrch a tým pádom aj uvoľňovanie štiepných produktov. Praskliny vznikajú v dôsledku tepelného stresu, ktorý je spôsobený vysokým teplotným gradientom v radiálnom smere. Praskliny vznikajú ihneď po zmene výkonu a predchádzajú akémukoľvek napúčaniu. Jav praskania je najvýraznejší pri keramických palivách [7].

### 1.1.2 Zbytkové teplo

Ako bolo spomenuté v predošlej kapitole štiepny produkt, ktorý je nestabilný kvôli prebytku neutrónov, zopakuje svoj  $\beta$ - rozpad s časovým oneskorením. Prvok sa tak posúva k stabilnému stavu, pričom premieňa neutróny na protóny. Tento rozpadový reťazec môže byť označený aj ako hmotnostný reťazec. Dochádza len k premene nadbytočných neutrónov, hmotnostné číslo sa nemení a vzniknutý nuklid si zachová

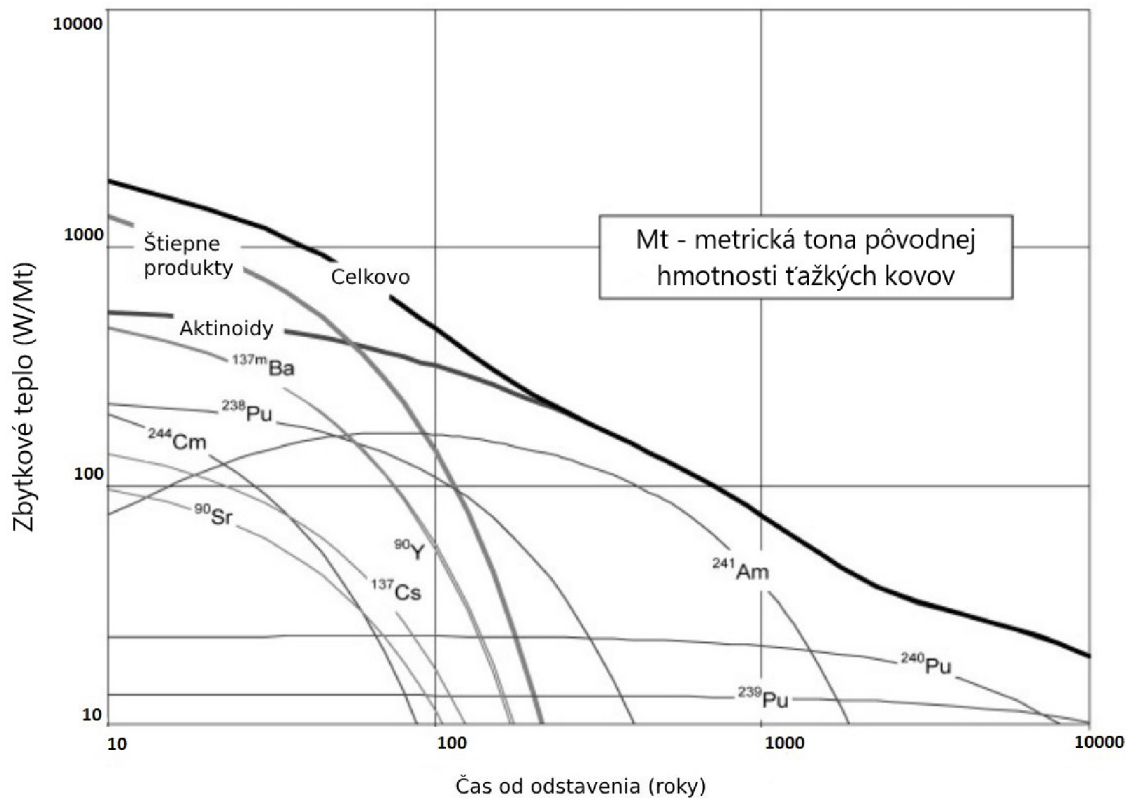


Obr. 1.4: Spektrum vzniknutých štiepnych produktov - prevzaté z [4]

váva svoju hmostnosť. Vzniknutý nuklid následne pokračuje v  $\beta$ - so svojím polčasom rozpadu. Celková energia uvoľnená pri  $\beta$ - a  $\gamma$ - rozpadoch je považovaná za zbytkové teplo. Existuje približne 800 nuklidov, ktoré prispievajú k zbytkovému teplu, mnoho z nich s krátkym polčasom rozpadu. K ich príspevku ku tvorbe zbytkového tepla tak dochádza ihneď po odstavení reaktora, ich počet však s rastúcim časom chladenia klesá čím klesá aj generované zbytkové teplo. Závislosť zbytkového tepla a doby chladenia môžeme popísať rovnicou 1.1.

$$f(t) = \sum_i \lambda_i (E_{\beta i} + E_{\gamma i}) N_i \quad (1.1)$$

Rovnica 1.1 predstavuje sumu všetkých nuklidov štiepnych produktov. V rovnici predstavuje  $\lambda$  rozpadovú konštantu nuklidu,  $N_i(t)$  predstavuje počet nuklidov v čase  $t$ , premenné  $E_{\beta i}$  a  $E_{\gamma i}$  označujú priemerné energie  $\beta$  a  $\gamma$  žiarenia uvoľneného pri jednom rozpade. Na obrázku 1.5 je zobrazená závislosť zbytkového tepla generovaného palivom na dobe od odstavenia [8]. Zbytkové teplo v momente odstavenia predstavuje asi 6,5% nominálneho výkonu. Spočiatku dochádza k rapídному poklesu generovaného tepla, pokles sa však následne spomalý a generovanie tepla pretrváva. Teplo je generované aj po desiatkach rokov a preto je nutné palivo dlhodobo chladit



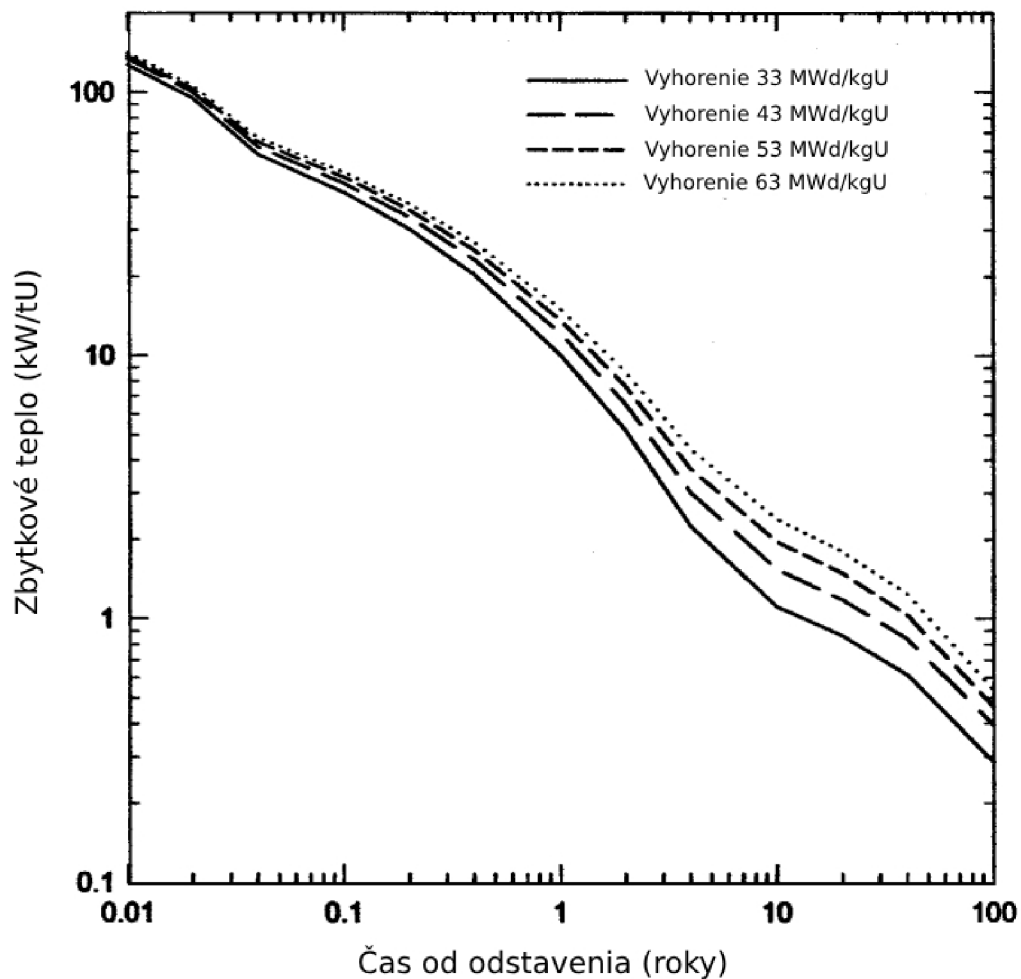
Obr. 1.5: Zbytkové teplo s príspevkami od jednotlivých prvkov v závislosti na čase - prevzaté z [9]

a bezpečne skladovať. Prvých 60 rokov je zbytkové teplo generované najmä rozpadom štiepnych produktov ako bárium či ytrium, ktoré sú produktom rozpadu cézia a stroncia. Po ich zániku sa hlavným prispievateľom stávajú aktinidy ako plutónium a amerikum. Pomalý pokles zbytkového tepla v rádoch tisícok rokov je spôsobený izotopmi  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$  či  $^{241}\text{Am}$ , ktoré majú dlhý polčas rozpadu [9]. Na obrázku 1.6 je zobrazená závislosť zvýšenej generácie zbytkového tepla v závislosti na vyššom vyhorení paliva pre tlakovodný reaktor [10].

## 1.2 Bazén s vyhoretým jadrovým palivom

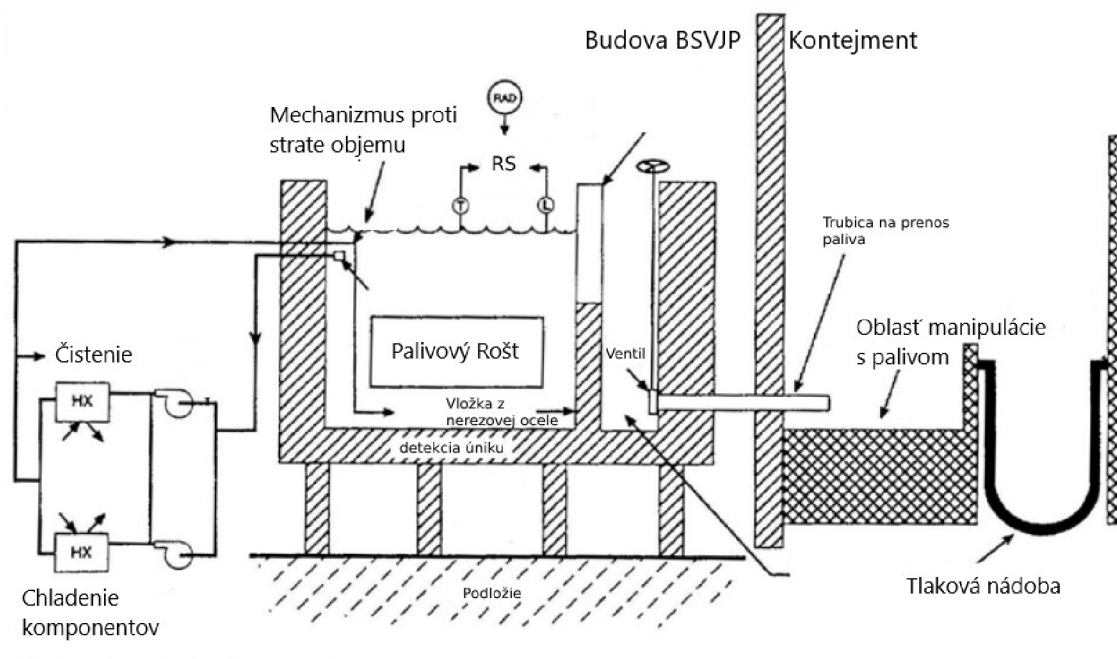
Bazény vyhoreného paliva sú nádrže, ktoré predstavujú uložisko pre palivovú kazetu vyňatú z reaktora. Bazény sa používajú pre krátkodobé ale aj dlhodobé uskladnenie vyhoreného paliva. Hlavnou úlohou je tieniť ionizujúce žiarenie od izotopov s krátkym polčasom rozpadu a odvieť zbytkové teplo, ktoré je palivovou kazetou stále generované. Túto úlohu by mali spĺňať ako za normálnej prevádzky tak aj pri poruchových (abnormálnych) stavoch. Vplyv poruchového scenára na bazén s vyhoretým

palivom sa začal skúmať hlavne po udalostiach v Japonskej Fukušime.



Obr. 1.6: Vplyv vyhorenia paliva na závislosť zbytkového tepla na čase - prevzaté z [10]

Samotné palivové kazety sú do bazéna zavezené pri odstávke. Celý presun je realizovaný zavážacím strojom a kompletne pod vodou. Takže bazén je kompletne zaplavený vodou a prepojenie bazénu s reaktorom je realizované šachtami. Použitá voda slúži ako tienenie a zároveň chladenie. Bazény môžu byť lokálne, teda priamo pri reaktore pre palivo, ktoré je čerstvo vyňaté z reaktora. Schématické rozloženie bazénu pre reaktor PWR je na obrázku 1.7. Ďalej narazíme aj na bazény vzdialené kde sa vyhoreté palivo uskladňuje na dlhodobjšie uskladnenie. Takéto uložiská sa nazývajú ako mokré („Wet storage“) [11].



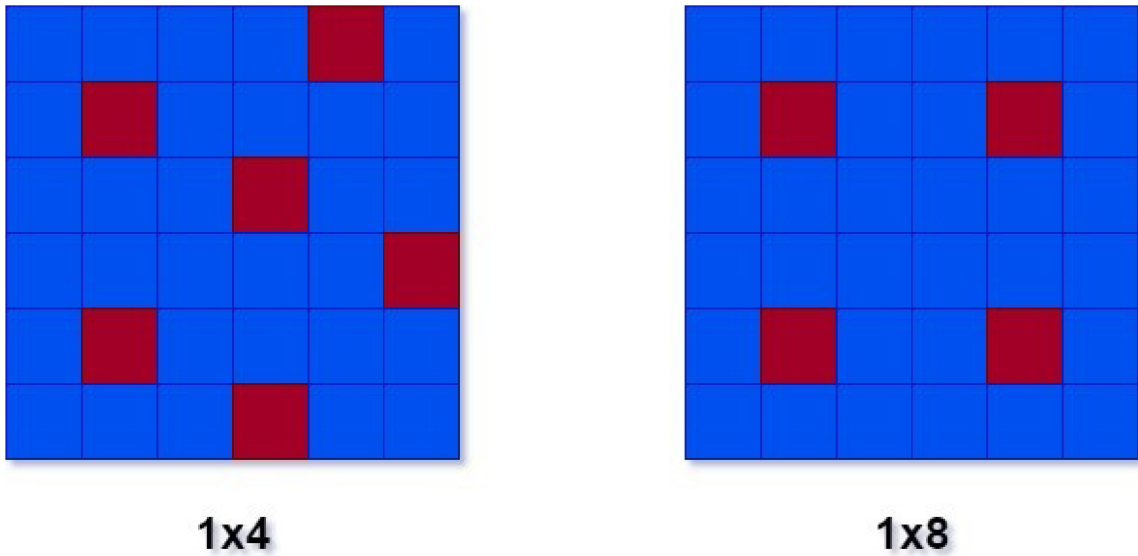
Obr. 1.7: Základne usporiadanie bazénu vyhoretého paliva pre reaktor PWR - prevzaté z [12]

### 1.2.1 Požiadavky na bazén s vyhoretým palivom

Hlavnou úlohou bazénu je teda poskytnúť bezpečné a stabilné uloženie vyhoretého jadrového paliva, predtým ako bude pokračovať v ďalšom postupe (uloženie alebo prepracovanie). Aj keď sa bazény budú líšiť krajina od krajiny, mali by byť dodržané spoločné ciele a postupy dizajnu pre zabezpečenie bezpečnosti. Hlavne tie, ktoré predstavujú súčasť nevyhnutnú pre bezpečné uloženie, manipuláciu a celkovú ochranu zdravia ľudí či životného prostredia. Pre splnenie týchto cieľov, je dôležité aby boli stanovené funkcie týkajúce sa odvádzania zbytkového tepla, radiačnej ochrany a udržiavania podkritičnosti uloženého paliva [13].

Podkritičnosť systému predstavuje jav, kedy palivo nieje ďalej schopné udržať reťazovú štiepnu reakciu. To znamená že proces štiepenia už negeneruje dostatočný počet neutrónov. Podkritičnosť sa rieši už v štádiu dizajnu. Hlavný krok predstavuje rozloženie zavezených palivových kaziet. Správna geometrická konfigurácia zaisť podkritičnosť paliva za normálnej prevádzky aj poruchových stavov. Používaný vzor rozloženia je napríklad 1x4. To znamená že každá novo vložená kazeta je obložená kazetami, ktoré sa už v bazéne nachádzajú (chladnejšie kazety). Na obrázku 1.8 je zobrazený aj vzor 1x8, ktorý by mal zlepšiť tepelný manažment paliva v bazéne. Cieľom skúmania jednotlivých uložení je nájsť výhody a využitie mechanizmov chladienia. To môže zýšit bezpečnosť z pohľadu zaistenia chladienia pri širšom spektre porúch

alebo nehôd. Čo v neposlednom rade prinesie aj zníženie prípadných radioaktívnych únikov [12].



Obr. 1.8: Možné vzory uloženia paliva - prevzaté z [12]

Dizajn obsahuje aj prípad, kedy nie je možné vzor uloženia dodržať (uloženie dvoch horúcich kaziet vedľa seba). V takomto prípade je uvedená doba, po ktorú je možné uloženie takto prevádzkovať. Dizajn musí myslieť aj na prípad, že nie je možné podkritičnosť paliva dodržať, v takom prípade je nutné implementovať opatrenia ako napríklad zavedenie neutrónových absorbérov. Sledovaným parametrom je  $k_{\text{eff}}$ . Pre príklad, slovenská legislatíva uvádza že „*Sklad vyhoreteho jadrového paliva musí umožňovať zabezpečenie podkritičnosti minimálne 5% vo všetkých prevádzkových stavoch, ako aj počas udalostí...*“ [14].

Druhou dôležitou úlohou bazénu vyhoreteho paliva je chladenie paliva, teda odvod zbytkového tepla, ktoré palivo generuje. Ochráňuje sa tak palivo pred tepelným poškodením. Pre bazén by preto mal byť navrhnutý systém pre odvod tepla. Jeho kapacita by mala byť dostatočná, aby teplota paliva a aj palivového pokrytia neprekročila určitú dovolenú hranicu, ktorú určuje dozorný úrad. Bežne sa maximálna hodnota teploty v bazéne vyhoreteho paliva pohybuje na úrovni 60 °C. Dizajn by mal uvažovať maximálny počet palivových kaziet pri normálnej prevádzke. Navrhnutý chladiaci systém by mal odolať takzvaným „*Design basis accidents*“. Pri návrhu sa uvažuje aj s faktom, že generované teplo z vyhoreteho palivá časom klesá. Systém chladenia tak môže pozostávať zo systémov núteného aj prirodzeného chladenia. Väčšina systémov chladenia pozostáva z výmenníkov a púmp. Systémy chladenia sú prepojené s ďalšími výmenníkmi a doplnkovými systémami, napríklad na chemickú

úpravu chladiaceho média [13, 15].

Bazén vyhoreteho paliva predstavuje určitý druh ochrany vyvezeného paliva. Chránený ale musia byť aj ľudia a životné prostredie, preto bazén zaistuje aj úlohu radiačnej ochrany. Hodnoty dávok nesmú prekročiť predpísané hodnoty. Dizajn by mal byť realizovaný tak aby dávky pre pracovníkov boli na čo najnižšej dosiahnuteľnej úrovni. Pre dodržania týchto požiadavok sú nutné aj ďalšie systémy. Systémy ventilácie pre udržanie limitov radiácie šíriacej sa vo vzduchu alebo systémy monitorovania všetkých sledovaných parametrov. Radiačná bezpečnosť môže byť ohrozená najmä pri manipulácii s palivom. Preto sú kladené požiadavky aj na manipulačné prístroje. Celé zaobchádzanie s palivovou kazetou prebieha pod vodou, načo je svojou hĺbkou uspôsobený aj samotný bazén. Manipulačné nástroje musia byť navrhnuté tak aby minimalizovali akékoľvek potenciálne riziko poškodenia palivovej kazety. V tomto prípade je nutné aby boli prítomné systémy pre ochranu, napríklad pri výpadku napájania, kedy by mohlo hroziť riziko spadnutia kazety počas jej presúvania. Sledovaná môže byť napríklad maximálna povolená rýchlosť presúvania kvôli silovému namáhaniu kaziet. Taktiež sa vyžaduje aj úroveň fyzickej ochrany, proti vstupu a možnosti manipulácie s kazetami neoprávnenou osobou [12].

## 1.2.2 Konštrukcia

Konštrukčne je bazén vyhoreteho paliva postavený z masívnej vrstvy vystuženého betónu s vložkami (napríklad kovovými) ako ochranu proti únikom. Rozmer a umiestnenie bazénu silno závisí od dizajnu samotného reaktoru. Hĺbka bazénu sa pohybuje niekde v rozmedzí 12 až 14 metrov. V spodnej polovici sú umiestnené rošty („Rack“), do ktorých je palivo ukladané. Výška hladiny bazéna je navrhnutá tak aby sa všetká manipulácia s palivom mohla vykonávať v priestore medzi roštami a hladinou vody. Použitý typ roštov sa líši podľa toho či hovoríme o reaktoroch tlakovodných (PWR) alebo varných (BWR).

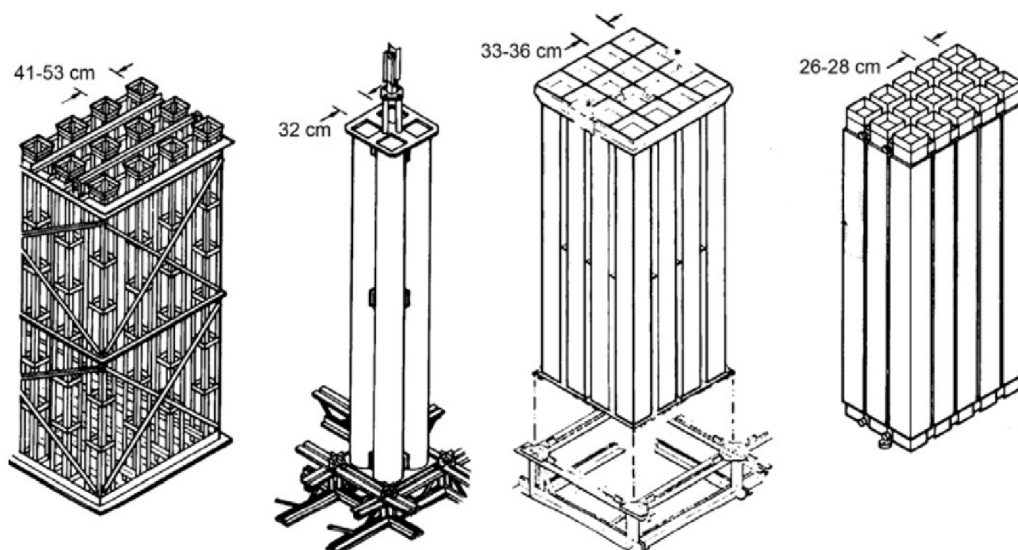
Základným delením sú rošty otvorené alebo uzavreté. Názorná ukážka je na obrázku 1.9. Pri otvorenom koncepte sa pre kontrolovanie podkritičnosti používa princíp udržiavania vzdialenosti medzi palivovými kazetami a pre chladenie princíp prúdenia medzi nimi. Bežná vzdialenosť medzi jednotlivými kazetami sa pohybuje medzi 41-53 cm. Pri zavezení väčšieho počtu kaziet, sa rozmer znižuje až na vzdialenosť 26 cm. Pri takto hustom rozložení je nutné zaviesť opatrenie pre udržanie podkritičnosti. Používa sa napríklad zavedenie absorbéru s obsahom bóru do bazénu. Ak sa s hustým uložením počíta, absorpčný materiál sa môže použiť už pri návrhu. Steny roštov sú zhotovené z 3 mm nerezovej oceli, ktorá je obalená 6 mm absorpčnej ocele s karbidom bóru. Ďalším druhom môže byť usporiadanie cylindrické. Toto usporiadanie má 32 cm rozteč. Kazety sú ukladané v „košoch“ každý z nich



má na spodnej stene otvor v prieme 4 cm slúžiaci ako vstup pre cirkuláciu chladiva. Rošty sú vyrobené z nerezovej oceli, výška roštu má v priemere 4,3 metra. Rošty sú taktiež odsadené od zeme. Medzi spodnou časťou roštu a spodnou stenou bazénu sa udržuje 20 až 40 cm priestoru [11, 12, 15].

Ruské reaktory VVER sú v tomto ohľade odlišné. Pri reaktore VVER-440/213, ktorý sa používa aj v Českej republike či na Slovensku, je bazén vyhoreného paliva umiestnený v reaktorovej budove, v blízkosti reaktoru. Pre typ VVER-1000 sa bazén nachádza vo vnútri bezpečnostného obalu v hermetickej zóne. Bazény sú za normálnej prevádzky zakryté a otvárajú sa len v prípade výmeny a zavážania paliva. Mierna odlišnosť je aj v roštach umiestnených v bazéne, ktorá už vypláva len zo samotného tvaru paliva. Pri reaktore VVER-440 sa používajú dva druhy roštov. Jeden je trvalý rošt pre husté uloženie a druhý je odnímatelný rošt pre riedke uloženie. Model roštov je zobrazený na obrázku 1.10. Mechanicky sa rošt skladá z dvoch nerezových plátov, ktoré sú spojené nosníkmi. Spodný rošt je nastaviteľný a obsahuje diery pre presnú pozíciu palivovej kazety. Pri rošte pre husté uloženie sú kazety vkladané do 3 mm hrubých trubiek s obsahom bóru. Medzi jednotlivými osadeniami sú približné 4 mm medzery. Bazén je projektovaný s tromi trvalými roštami pre husté usporiadanie, s kapacitou 682 palivových kaziet. Odnímatelný rošt pre riedke uloženie je uložený nad ním. Pri reaktore typu VVER-1000 sa nachádza len rošt pre husté uloženie. Bazén je v tomto prípade rozdelený na tri sekcie. Prvá sekcia obsahuje jeden rošt s kapacitou 127 kaziet. Druhá a tretia sekcia obsahuje dva rošty s celkovou kapacitou 312 kaziet pre sekciu dva a 241 kaziet pre sekciu tri. Celková kapacita bazénu pre VVER-1000 činí 680 kaziet v roštach a 25 kaziet v hermetických púzdrach. Hermetické púzdra sú válcovité nádoby pre uloženie poškodenej kazety. Celá palivová kazeta s netesným prúťikom je umiestnená do tohoto púzdra, tým pádom sa predchádza možnému úniku rádioaktívnych látok [12, 16].

V bazénoch tlakovodných reaktorov sa nachádza aj voda s obsahom kyseliny bóritej, naopak pri varných reaktoroch sa používa voda demineralizovaná. Napájacie potrubia vody sú umiestnené vo vrchnej časti bazénu, dôvodom je pasívna ochrana proti strate objemu chladiva z bazénu v dôsledku poruchy. Chladiace okruhy bazénov vyhoreného paliva sú pripojené na dieselgenerátory pre zálohovanie v prípade výpadku napájania z vonkajšej sústavy. Fyzicky zálohované by mali byť aj ďalšie časti chladiaceho okruhu. Hladina vody je prísne sledovaným parametrom. Po udalostiach v japonskej Fukušime sa na sledovanie hladiny v bazéne vyhoreného paliva, kladie veľký dôraz. Americké NRC napríklad vyžaduje aby všetky bazény s vyhoretým palivom, mali samostatný a nezávislý systém na meranie hladiny vody a to aj v prípade výpadku elektrickej energie („station blackout“). Systém je prepojený s blokovou dozornou a informácie sú podávané operátorovy [12].

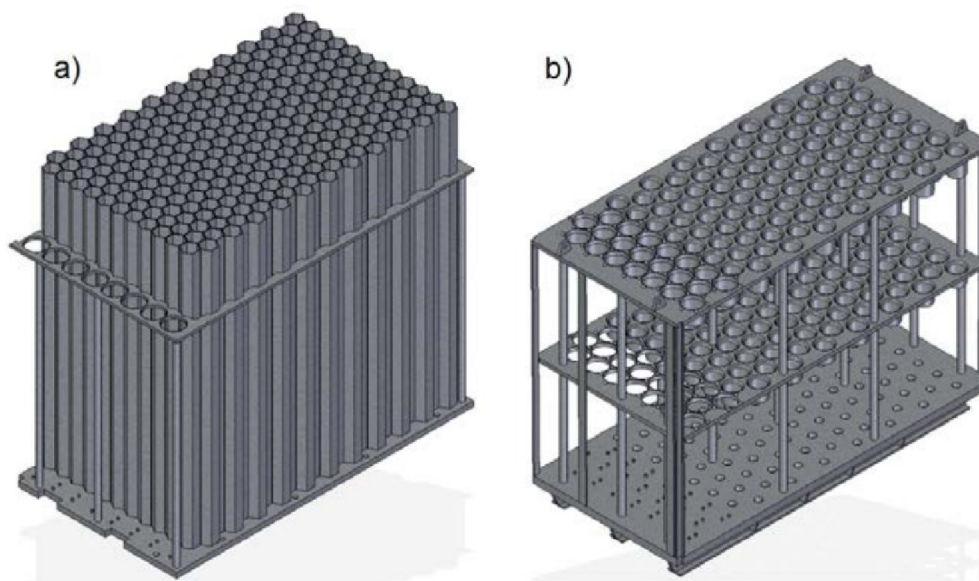


	Otvorený [a]	Valcový [b]	Štvorcový [c]	Hustý [d]
Výška (m)	4.3	4.3	4.3	4.3 - 5.0
Vzdialenosť palivových kaziet (cm)	41 - 53	32	33 - 36	26 - 28
Priemer vstupného otvoru (cm)	-	4	7.6	12.7
Priečne prúdenia	Áno	Nie	Nie	Nie
Absorbér neutrónov	Nie	Nie	Nie	Nie

Obr. 1.9: Druhy roštov a ich parametre - prevzaté z [12]

### 1.2.3 Odvod tepla

Systém pre odvod tepla je navrhnutý tak, aby bol schopný odviešť teplo generované zavezeným palivom, pri jeho prvotnom uskladnení. Prehľad zbytkového tepla generovaného palivom v závislosti na dobe odstavenia je zhrnuté v tabuľke 1.3. Schopnosť odvodu tepla je dostatočná vtedy, keď teplota všetkých častí paliva neprekročí maximálnu stanovenú teplotu. Teplota je stanovená regulačným úradom. Projektovaná teplota je stanovená v priemere na 60 °C[13]. Limit môže byť nastavený aj nižšie, pre minimalizovanie vplyvu tepelného gradientu na integritu štruktúr v bazéne. Systém je navrhnutý s ohľadom na prekonanie všetkých projektových havárií (DBA). Návrh ďalej zahŕňa stav odvodu tepla, pri maximálnom obsadení pozícií v bazéne, ktorý je predpokladaný počas prevádzky. Zahrnutá je aj rezerva v navrhnutom systéme, ktorá zohľadňuje procesy postupnej degradácie celého systému. Preto sa s ohľadom



Obr. 1.10: Rošty pre VVER-440/213 - prevzaté z [12]

na typ použitého systému uloženia alebo konzervatívnosti prístupu, používajú rôz-norodé systémy pre zachovanie bezpečnostného zálohovania systému [15].

Okrem odvodu tepla je týmto systémom zaistovaná aj kontrolovaná hladina vody. Ďalej systém obsahuje časti starajúce sa o kvalitu vody. Zaistená je vysoká priez-račnosť a čistota vody. Taktiež je odstraňované akékoľvek rádioaktívne znečistenie, ktoré sa do vody uvoľňuje pri bežnej manipulácii. S chladením vyhoreného paliva súvisí aj funkcia tienenia. Pri zvýšenej teplote je zvýšená aj úroveň rádioaktivity, v dôsledku zvýšeného uvoľňovania rádioaktívnych plynov. Teplota, pri ktorej tento dej nastáva je nižšia ako limitná hodnota 60 °C. Zdroje uvádzajú že vo všeobecnosti platí, že nárast nastáva pri teplotách vyšších ako 38 °C. Do tejto hranice je hodnota stienenia dostatočná na udržanie dávky ožiarenia pod 0,1 mSV/h [13, 15].

Jedná sa o uzatvorený systém. Systém odvodu tepla pozostáva z dvoch čerpadiel. Voda je nasávaná z bazéna s umiestneným vyhoretým palivom, putuje cez filter (alebo sústavu filtrov) a následne cez výmenník tepla smeruje späť do bazénu. Trubica pre spätný tok vody je umiestnená priamo nad roštami s vyhoretým jadrovým palivom. Prúdiaca voda je vplyvom svojho momentu smerovaná do spodnej časti bazénu. Studené chladivo sa tak dostáva pod jednotlivé palivové kazety, kde začína odnímať teplo produkované palivom. Chladivo je v dôsledku kontaktu s palivom ohrievané a stúpa nahor, tým sa objavuje jav prirodzeného prúdenia (cirkulácie). Voda ohriata vyhoretými palivovými kazetami sa odvádza z hladiny bazénu a šachty kontejnera

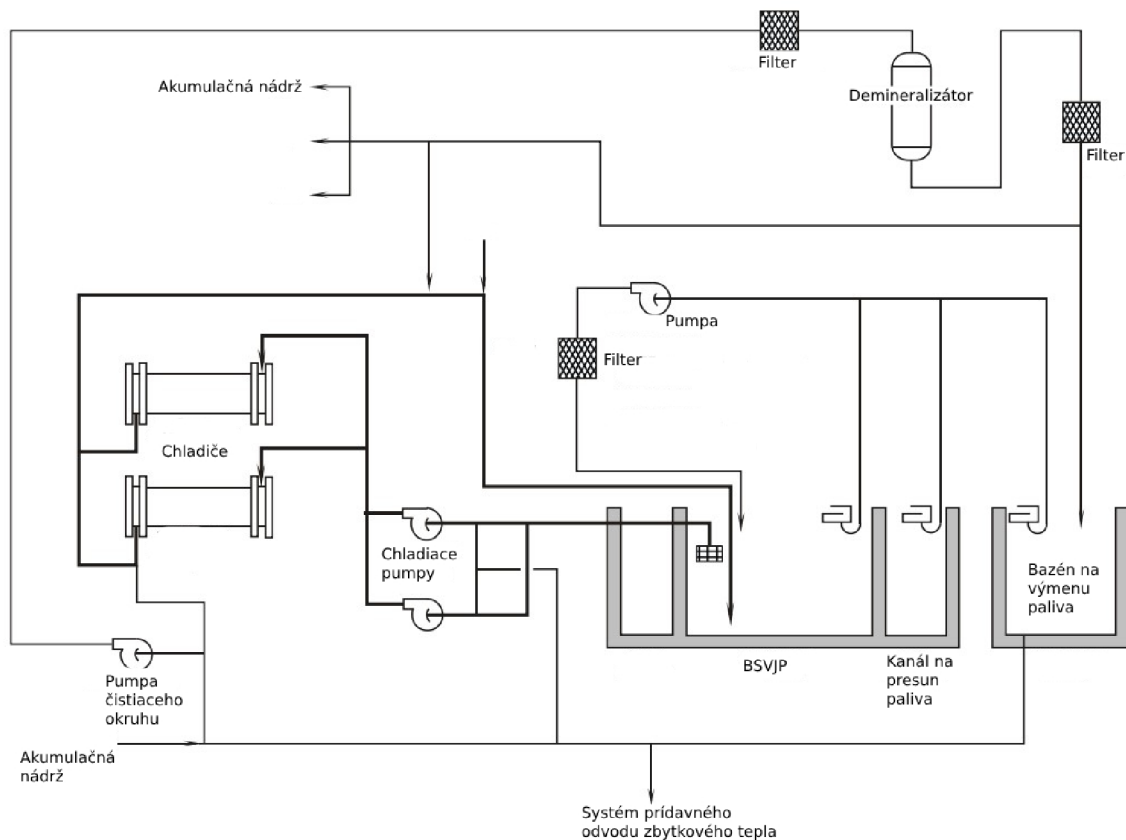
Tab. 1.3: Zbytkové teplo paliva v závislosti na dobe odstavenia

Čas po odstavení	Zbytkové teplo ako % nominálneho výkonu
0 minút	6.5
10 minút	2.0
30 minút	1.5
1 hodina	1.2
12 hodín	0.6
1 deň	0.5
10 dní	0.25
60 dní	0.15
1 rok	0.09

cez vtokový objekt k tepelnému výmenníku. Potrubie chladiaceho okruhu je vybavené mechanizmom pre zastavenie odsávania. Tento otvor označovaný ako „siphon breaker“ zabraňuje neúmyselnému odčerpaniu vody z bazéna, tak sa zabezpečí že hladina nad aktívnym palivom nikdy nebude nižšia ako stanovená (dovolená) hodnota. Chladiaca slučka je pripojená aj na ďalšie podporné systémy. Názorná schéma chladiaceho okruhu pre BSVJP firmy Westinghouse je na obrázku 1.11. V prípade výmeny paliva v reaktore, je všetko palivo umiestnené v bazénoch. V takom prípade prekročí generované teplo celkovú kapacitu chladiaceho systému, na ktorú je projektovaný. Chladiaca slučka obsahuje pripojenie k prídavnému systému odvodu zbytkového tepla. Systém je pripojený do potrubia medzi bazénom a chladiacim čerpadlom. Toto pripojenie pomáha zachovať schopnosť systému odvádzať zbytkové teplo generované v bazéne [17].

#### 1.2.4 Prirodzená cirkulácia

Prirodzené prúdenie predstavuje mechanizmus, na ktorom je založené prúdenie chladiča v bazéne s vyhretým palivom, v prípade poruchy chladiaceho systému. Tento fenomén je založený na rozdieli hustoty chladiča v závislosti na teplotnom rozdieli dvoch bodov v okruhu. Pre udržanie prúdenia nieje potrebné žiadne mechanické zariadenie. Základným princípom je, že kvapalina s vyššou teplotou bude mať menšiu hustotu ako kvapalina s teplotou nižšou. Molekuly s vyššou hustotou sú tak gravitáciou sťahované nižšie, kde odoberú teplo zo zdroja tepla. Naopak molekuly s nižšou hustotou stúpajú navrch, kde energiu odovzdajú. V dôsledku rozdielnej hustoty a výšky, dochádza k rozdielu hydrostatických tlakov v mieste zdroja a spotrebiča. Rozdielom tlakov vzniká mechanizmus prúdenia. Z tohto predpokladu vyplývajú aj podmienky, ktoré musia byť splnené, pre udržanie prírodzenej cirkulácie [18].

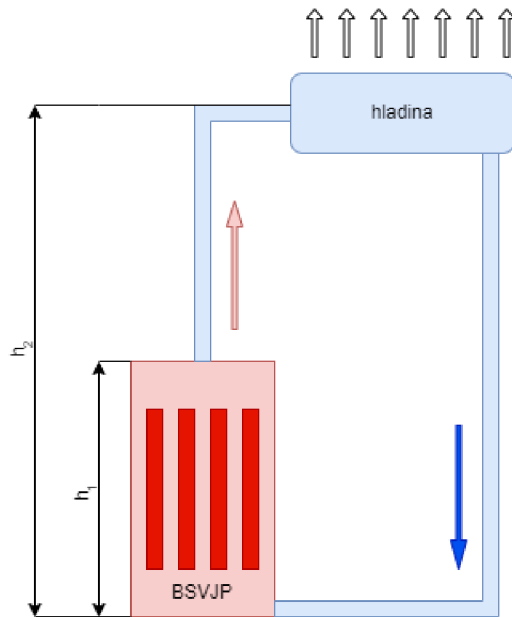


Obr. 1.11: Chladiaci systém bazénu Westinghouse - prevzaté z [17]

- Teplotný rozdiel (medzi zdrojom a spotrebičom tepla)
- Výškový rozdiel (medzi zdrojom a spotrebičom tepla)
- Prúdiace médium musí byť stále celistvé (kontakt)

Princíp prirodzeného prúdenia sa využíva v konvekčných reaktoroch v prípade poruchového stavu, alebo v technológiách modulárnych reaktorov ako pasívny bezpečnostný systém. Využíva sa aj v bazénoch s vyhoretým jadrovým palivom, kde zdroj tepla predstavujú uložené palivové kazety a spotrebičom je vyparovanie vody na povrchu, viď 1.12. Hmotnostný tok prirodzenej cirkulácie je závislý na teplotnom a výškovom rozdiely medzi zdrojom a spotrebičom, čím väčší rozdiel tým je mechanizmus silnejší.

Pri uvážení podmienok a princípov prirodzenej cirkulácie vyplývajú aj jej nevýhody. Prvou nevýhodou je fakt že hybná sila celého fenoménu, hlavne oproti nútenej cirkulácii je pomerne malá. Stýmto faktom súvisí aj nestabilita prirodzenej cirkulácie. Nestabilita postihuje ako obeh s nútenou tak aj prirodzenou cirkuláciou. Obeh s prirodzenou cirkuláciou je však ďaleko viac náchylný na zmeny parametrov. Zmena v hnacej sile (teplota) ovplyvní prietok, ktorý spätne ovplyvní teplotu. Toto



Obr. 1.12: Prirodzená cirkulácia v BSVJP

može viesť k oscilačnému správaniu a vďaka nižšej hnacej sile, aj k celkovej zníženej stabilite ustáleného stavu prirodzenej cirkulácie [19].

### 1.3 Poruchy a havárie BSVJP

Havárie a riziká spojené s bazénom vyhoreného paliva sa dostali do popredia v poslednom desaťročí. Pred rokom 2011 sa počítalo, že bezpečnostné systémy sú dostatočné a tak bazény nemôžu spôsobiť, alebo prispieť k závažnému incidentu. Tento názor pretrvával až do havárie Japonskej elektrárne Fukushima Daiichi [20]. V dôsledku zemetrasenia a následného tsunami nastal stav, ktorý viedol k strate schopnosti chladiť reaktor a bazén vyhoreného paliva [21]. Hlavným dôvodom prečo je tento stav sledovaný, je vysoké riziko spojené s veľkým množstvom uloženého paliva a chýbajúcim bezpečnostným obalom. V porovnaní s reaktorom je táto nehoda menej pravdepodobná a jej vývoj je tiež pomalší, nemôže byť však vynechaná z uvažovania nakoľko oproti trom fyzikálnym bariéram proti šíreniu rádioaktívnych látok v reaktore (pokrytie paliva, primárny okruh a bezpečnostný obal) má bazén len jednu (pokrytie paliva). Riziko spočíva v strate jednej z kritických schopností, ktoré má bazén vyhoreného paliva zaisťovať. Bazén vyhoreného paliva zabezpečuje kontrolu reaktivity paliva, teploty paliva a radiačnú ochranu. Pre zabezpečenie každého z kritérií je dostupných niekoľko systémov. S poruchami týchto systémov sú následne spojené riziká bazénu vyhoreného paliva. Krízové stavy môžeme rozdeliť na poruchy spojené s chladiacim systémom, konštrukčné poruchy, poruchy týkajúce sa kritič-

nosti paliva a poruchy straty chladiva [12].

Riziko týkajúce sa chladiaceho systému spočíva v tom že bazén nieje radený ako takzvaný „safety-related“ systém. To znamená že sa na systém nevzťahujú požiadavky na zvýšenie bezpečnosti (ako napríklad fyzické oddelenie systémov). Systém chladienia je tak náchylnejší na poruchu. V prípade poruchy tak môže byť ovplyvnená hladina bazéna, ktorá úzko súvisí so schopnosťou radiačnej ochrany. Systémy takisto niesu napájané z bezpečnostných zberníc a prechod na záložný zdroj nemusí byť automatický. Na tento systém sú napojené aj poruchy čistiacich a filtračných podsystemov. Ďalšou kategóriou sú poruchy štruktúr alebo konštrukcií. Tieto poruchy sú spojené so seizmickými alebo inými externými udalosťami. Tieto udalosti vplývajú aj na ďalšie mimoriadne udalosti v bazéne [13]. Základný dizajn bazénu je prevedený tak aby bola udržaná podkritičnosť paliva za normálnej prevádzky. Toto je zaistené spôsobom uloženia paliva alebo materialmi pre pohltenie neutrónov, ako bolo popísané v predošlých kapitolách. V prípade poruchy však môže dôjsť k pohybu uloženého materiálu alebo k použitiu vody bez obsahu bóru. Poslednou kategóriou poruchy je strata chladiva. Táto porucha je dôsledkom predošlých poruch ako porucha štruktúry bazénu alebo prerušenie potrubia s poruchou zariadení na prerušenie odtoku. Príspeť k poruchovému stavu môže samozrejme aj chyba operátora (ľudská chyba). Schopnosť bazénu vyhoreného paliva poskytnúť dostatočný chladiaci výkon môže byť ovplyvnená buď poruchou chladiaceho systému (loss of cooling accident) alebo stratou objemu chladiva v bazéne (loss of coolant accident). To predstavuje dve hlavné poruchy, ktoré sú cieľom štúdií a simulácií [20].

### **1.3.1 Porucha chladiaceho systému - loss of cooling accident**

Obe poruchy si sú podobné v priebehu a fenoménoch, ktoré sa pri nich vyskytujú, rozdiel je však vo vývoji poruchy, ktorý je značne pomalší v prípade poruchy chladiaceho systému. Porucha chladiaceho systému nastáva v prípade straty chladiaceho výkonu (resp.prietoku) alebo chladiča pre odvod tepla. Strata toku chladiaceho média môže byť dôsledkom straty napájania pre chladiace čerpadlá, mechanického zlyhania čerpadla, zablokovania prietoku alebo stratou ťahu čerpadla v dôsledku predošlého poklesu hladiny v bazéne. Porucha chladiča („heat sink“) je spôsobená nedostatočným prietokom vo výmenníkoch tepla alebo tepelným výkonom prevyšujúcim chladiaci výkon systému. Každá porucha výmenníku tepla tak môže spôsobiť nebezpečné zvýšenie teploty v bazéne. Dôsledkom týchto porúch dochádza k zvýšeniu rizika vzniku závažnej nehody v bazéne vyhoreného paliva, pretože strata chladiacej funkcie má za následok zvyšovanie teploty a následný var vody v bazéne, čo môže v dlhšie trvajúcim prípade viesť k zníženiu hladiny v bazéne. Pri značnom poklese hladiny dochádza k odkrytiu paliva, chladienie už nieje dostatočné a palivo

zlyháva. Finálnym dôsledkom je únik rádioaktívneho materiálu do okolia. Poruchu alebo jej priebeh je možné rozdeliť do troch častí (fáz), podľa prebiehajúcich javov v bazéne. Počiatočným stavom je samozrejme stav za normálnej prevádzky. Pri objavení poruchy sa potom objavujú fázy pred odkrytím paliva, odkrytie paliva a fáza spojená s poruchou paliva. Prvá fáza môže trvať rádovo dni až týždne, počas tejto doby je palivo stále pod hladinou vody a prebiehajú hlavne termohydraulické javy. Druhá časť je charakteristická značným zvýšením teploty komponentov v bazéne a problémami spojenými s podkritičnosťou v dôsledku odkrytia paliva (značnej straty hladiny). V tretej fáze už dochádza k degradácii a poškodeniu paliva a ďalších súčastí nachádzajúcich sa v bazéne. Trvanie každej z fáz je závislé od výkonu zbytkového tepla, ktorý sa v bazéne vytvára a taktiež od typu a kondície paliva, ktoré je v ňom umiestnené [12]. V tabuľke 1.4 sú uvedené príklady niekoľkých porúch zo sveta.

Tab. 1.4: Prehľad porúch chladiaceho systému BSVJP - prevzaté z [12]

Elektrárň	Udalosť	Príčina	Dôsledok
Kori-1	Strata chladenia pri vypnutí v dôsledku straty napájania	Strata napájania z prenosovej sústavy	Zvýšenie teploty v BSVJP
Catawba-1,	Strata napájania	Strata napájania z prenosovej sústavy	Krátkodobá strata schopnosti chladenia BSVJP
Forsmark-3	Chyba pri štarte záložného dieselgenerátoru pri poruche napájacieho vedenia 400 kV	Strata dvoch fáz vedenia 400 kV	Strata schopnosti chladenia BSVJP
Belleville-2	Prerušenie chladenia BSVJP	Požiar miestnosti s pumpami chladiaceho systému BSVJP pre dva okruhy, tretí mimo prevádzky	Strata schopnosti chladit BSVJP na 15 hodín
Songs-2	Porucha funkcie chladiacej pumpy vedúca k strate bezpečnostnej funkcie	Malý tok v systéme chladenia slanou vodou ovplyvnil chladienie komponentov	Zvýšenie teploty v BSVJP

V prvej fáze dochádza k strate objemu vody v bazéne vyhoreteho paliva až do bodu, kedy dôjde k odkrytiu paliva. Pokiaľ je palivo pod hladinou vody a je zabezpečená aj jeho podkritičnosť a tienenie, nedochádza k žiadnej poruche integrity paliva. Zníženie podkritičnosti paliva môže byť zdrojom tepla a radiácie a taktiež dôvodom generovania prídavných štiepných produktov, ktoré sú v prípade ďalšieho



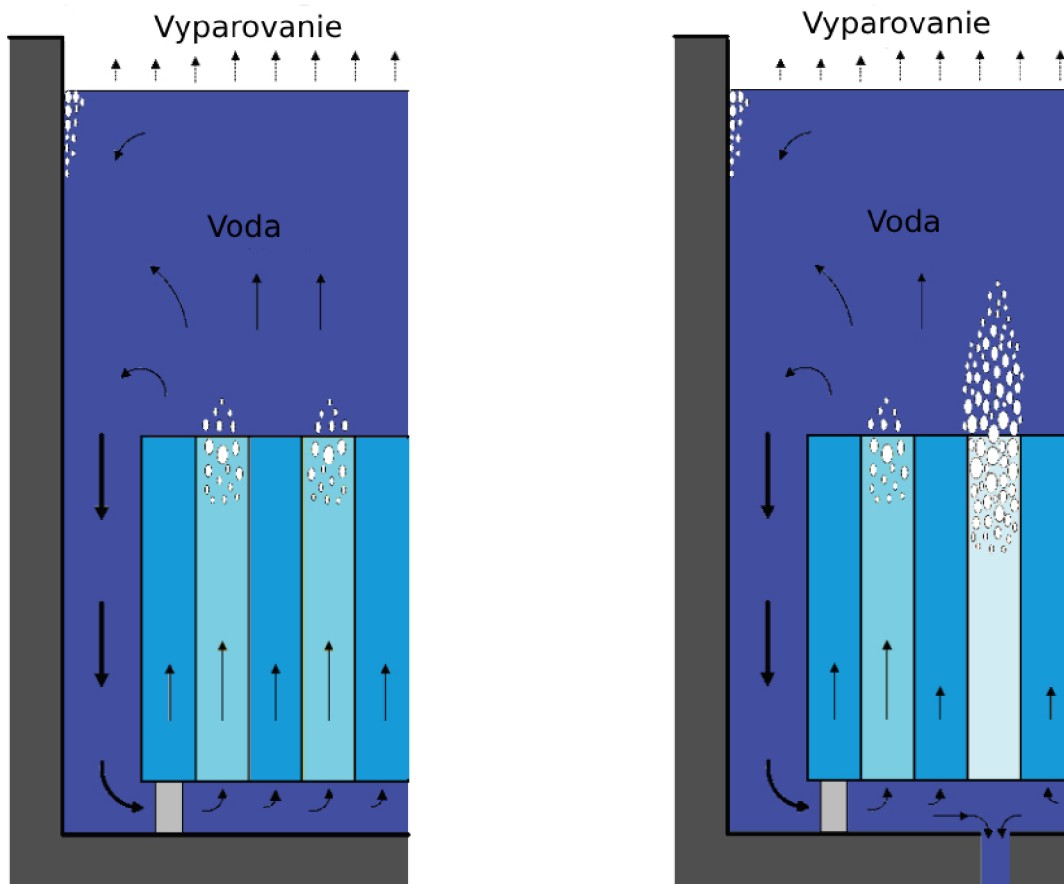
vývoja ťažkej havárie, uvoľnené do okolia [12]. Strata tienenia má za následok zne-  
možnenie prístupu osôb do objektu, čo ovplyvňuje kontrolu a iné zásahy potrebné  
pre odstránenie poruchového stavu. Strata hladiny tiež môže spôsobiť neschopnosť  
obnovenia cirkulácie a normálneho fungovania chladiacich systémov z dôvodu kavi-  
tácie čerpadla alebo straty sania. Hlavným mechanizmom prejavujúcim sa v tejto  
fáze sú termohydraulické javy. Pri postupnom ohrievaní bazénu sa zvyšuje úroveň  
odparovania z hladiny bazénu. Pri poruche chladiaceho systému je to hlavný me-  
chanizmus odvodu tepla z vyhoreného paliva, umiestneného v bazéne. Dochádza  
k vytváraniu ciest prirodzeného prúdenia, ktoré sú formované v závislosti na kon-  
štrukčných častiach, ktoré sa v bazéne nachádzajú (najmä druh roštov). Ďalší faktor  
na tvar prúdenia je rozloženie palivových kaziet v bazéne a ich konkrétne generovanie  
zbytkového tepla [22]. Množstvo tepla generovaného konkrétnou kazetou závisí od  
jej výkonu na konci života, vyhorenia a aktuálnej dĺžky pobytu v bazéne. Na mode-  
lovanie sa používajú pokročilé výpočtové metódy pre dynamiku tekutín a zbytkové  
teplo individuálnych palivových kaziet [23].

Za normalnej prevádzky je zbytkové teplo odvádzané primárne prirodzenou kon-  
vekciou cirkulujúcej vody cez rošty s palivom a nútenou konvekciou prostredníctvom  
chladiaceho systému. Prídavným mechanizmom odvodu tepla sú, vedenie cez bočné  
steny a podlahu alebo odparovaním z povrchu bazéna. Tieto mechanizmy sa však  
na celkovom odvode tepla podieľajú len minimálne. Pri poruchovom stave sa uva-  
žuje úplná alebo čiastočná strata schopnosti chladiť pomocou chladiaceho systému.  
Teplota bazénu tak začína rásť a dochádza k varu. V bazéne s nefunkčným chladiacim  
systémom však nemusí dôjsť k varu nevyhnutne. Mechanizmus odvodu tepla  
odparovaním sa stáva významnejším a udržuje vodu v bazéne pod bodom varu,  
za predpokladu fungujúcej ventilácie v miestnosti BSVJP. Pokiaľ je miestnosť ne-  
efektívne ventilovaná, dochádza k presytovaniu miestnosti parou a preto dochádza  
k dosiahnutiu bodu varu skôr. Mechanizmus varu vody (existencia bublín) pritom  
významne prispieva k celkovej strate objemu chladiva [12]. Vplyv samotných bublín  
je závislý na výške hladiny v bazéne. Ak je hladina dostatočne vysoko nad palivom,  
je vplyv bublín na stratu objemu malý, pretože bubliny kondenzujú predtým ako  
dosiahnu rozhranie voda-vzduch. Voda oteplená od paliva produkujúceho teplo sa  
premieša so studenou vodou a bublina tak zaniká. Tvorenie bublín je úzko zviazané  
aj s prirodzeným prúdením v bazéne [24]. Vznik bublín v prvej fáze poruchy je  
znázornený na obrázku 1.13. V prípade že sa v bazéne nachádza viacero paralél-  
nych kanálov, ktoré zdieľajú rovnakú spádovú trubicu pre tok chladiva, môže sa v  
prípade rozdielnej generácia tepla smer toku pri studenejšej palivovej kazete zmeniť.  
Následkom tohto javu môže nastať nestabilita v prirodzenom prúdení, ktorej výsled-  
kom bude prerušenie chladenia danej palivovej kazety. Bez kontinuálneho chladenia  
vznikne lokálne prehrievanie, vedúce k varu a vzniku bublín. Rovnaký problém môže

byť následkom zmeny toku z dôvodu výskytu praskliny, cez ktorú dochádza k úniku chladiva z bazénu [25]. Nebezpečenstvo výskytu varu a vzniku bublín v tejto fáze, je spojené s uvoľňovaním vodíku a rádionuklidov z bazénu do priľahlých miestostí (resp. budovy). Vodík v bazéne vzniká procesom rádiolýzy kedy ionizujúce žiarenie rozkladá molekuly vody. Pri procese varu vody sa tento jav zintenzívňuje, a okrem toho s rastúcou teplotou sa znižuje mechanizmus rozpúšťania plynov vo vode. Cez bubliny stúpajúce na povrch a zanikajúce na rozhraní sa tieto plyny dostávajú do prostredia [26]. Používaním vody s obsahom kyseliny bóritej v tlakovodných reaktoroch a jej neutrónovým záchytnom vzniká vo vode aj trícium. To predstavuje problém, pretože klasické systémy pre čistenie vody nie sú schopné túto látku zachytiť, zasa trícium sa tak postupne zvyšuje. Zvýšená teplota bazénu predstavuje problém aj pre samotný chladiaci systém, ktorý nie je dizajnovaný na vysoké teploty. Bazény vyhoreného paliva majú značnú hĺbku a teda aj značný rozdiel v hydrostatickom tlaku vrchnej a spodnej časti. Ak dôjde k varu, vplyvom teploty dôjde aj k lokálnej zmene hydrostatického tlaku. Dôsledkom môže byť strata sania na vstupnom potrubí či kavitácia čerpadla. V takom prípade nebude možné v prípade poruchy, znova naštartovať chladiace čerpadlo.

Okrem vyšetrovania termohydraulického mechanizmu, je dôležité sledovať aj podkritičnosť paliva. Podkritičnosť je v prvej fáze ohrozená znížením schopnosti neutrónovej absorpcie chladiva v dôsledku zníženia koncentrácie bóru vo vode a poklesom hustoty chladiva. Zmena koncentrácie bóru môže nastať v prípade že dôjde k doplneniu nebóritej vody do bazénu, ktorého pôvodný objem bóritej vody sa znížil v dôsledku úniku [12].

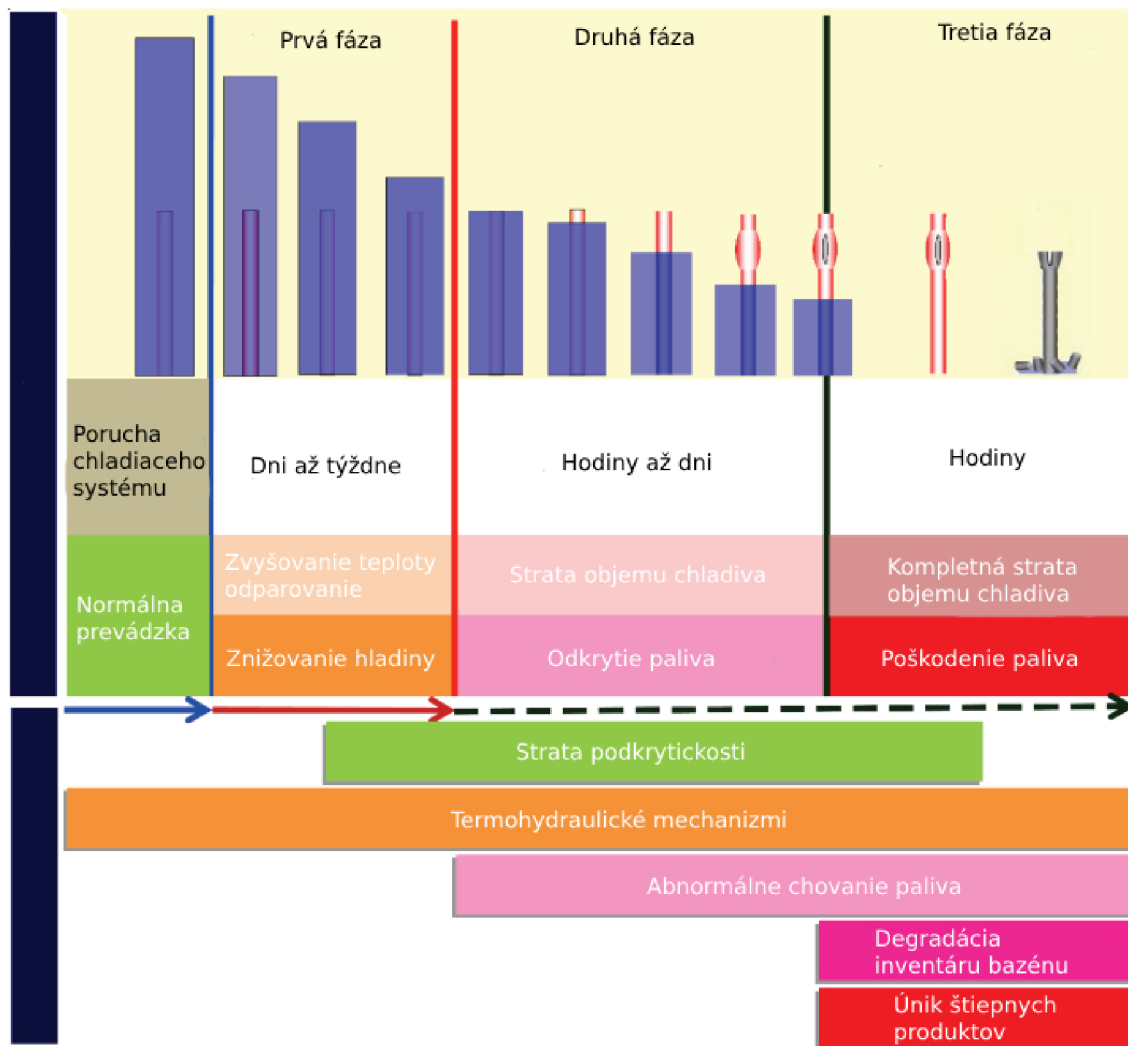
Oxidácia postihuje najmä konštrukčné časti s obsahom zirkónia ako sú pokrytie paliva alebo rošty. Druh a rozsah oxidačného procesu je závislý na prítomnosti a obsahu kyslíku, dusíku alebo pary. Ďalším faktorom, na ktorom závisí úroveň oxidácie je tlak a teplota. Prostredie vytvorené týmito parametrami sa na dĺžke palivovej kazety bude líšiť. Na spodnej časti v blízkosti vody sa bude tvoriť para, na vrchnej časti bude pôsobiť kombinácia pary, vodíku a vzduchu. Oxidačná vrstva, ktorá na palivovej kazete vznikne po dlhšej dobe praskne a odtrhne sa. Táto prasklina predstavuje oslabené miesto, kde dochádza k účinnejšiemu uvoľňovaniu atómov kyslíku, navyše sa zvyšuje a zrýchľuje ďalšia oxidácia [27]. Všetky prebiehajúce procesy oxidácie sú navyše exotermické reakcie, prispievajú teda k ďalšiemu uvoľňovaniu tepla. Pri teplotách nad 1000 K je príspevok tepla vyprodukovaného chemickou reakciou značný. Prídavným zdrojom tepla je zvyšované riziko náhlej reakcie („runaway effect“), kde dôsledkom tepelnej väzby dochádza k rapidnej eskalácii teploty a vzniku samostane udržiavajúceho sa zirkoniového požiaru. Riziko odhaleného paliva spočíva rozdielnej hladine časti kde dochádza k vreniu vody v dôsledku umiestneného paliva a časti mimo rošt, kde voda nevie. Rozdiel hladiny spôsobuje zníženie pohlcovania



Obr. 1.13: Vznik bublín v BSVJP v prvej fáze poruchy - prevzaté z [24]

neutrónov v mieste medzi kazetami, dochádza tak k neutrónovému spájaniu medzi susediacimi kazetami. Podkritičnosť sa znižuje aj tepelnou degradáciou absorpčných materiálov v konštrukčných častiach bazénu. Tie môžu mať menšiu tepelnú odolnosť, tým pádom ani obnovenie hladiny vody nemusí stačiť na udržanie podkritičnosti paliva (prípád vody bez obsahu bóru) [28].

Pokles hladiny na úroveň paliva znamená že sa porucha dostáva do druhej fázy. Prechod medzi jednotlivými fázami je znázornený na obrázku 1.14. Odkrytie paliva neznamená automatické poškodenie, to závisí od jeho tepelného výkonu (čerstvo zavezené palivo bude náchylnejšie než palivo, ktoré sa už v bazéne nachádzalo a je teda chladnejšie). Aj bez prítomnosti vody existujú mechanizmy prenosu tepla ako prúdenie vzduchu, ktoré sú dostatočné pre uchladenie malého tepelného výkonu. Pri vysokom výkone paliva alebo veľkom poklese hladiny, nebudú mechanizmy odvodu tepla dostatočné[29]. S ďalším poklesom hladiny narastá teplota pokrytia paliva. K nárastu dochádza pretože sa generuje menej pary na spodnej časti paliva a jej teplota narastá umerné s narastajúcou odkrytou časťou. Zo zvyšujúcou teplotou môže



Obr. 1.14: Vývoj hávarie BSVJP - prevzaté z [24]

dochádzať k napúchaniu vrchnej časti paliva. Po dosiahnutí spodnej časti palivovej kazety hladinou, sa stáva prirodzené prúdenie vzduchu hlavným mechanizmom chladenia. Tento stav predstavuje riziko, pokiaľ je použitá konštrukcia uzavretého roštu. V tomto prípade bude nevriaca voda na spodku kanálu s palivovou kazetou, pôsobiť ako prekážka. Voda tak bráni prirodzenému prúdeniu vzduchu okolo palivovej kazety a odvodu tepla. Nakoľko voda nevrie nedochádza ani k odvodu tepla bublinami. Tento fenomén môže nastať ak dôjde k úniku vody z bazénu na úrovni spodnej časti roštu alebo pod ním a dopĺňanie bazénu vodou je v spodnej časti. Ku kritickému stavu tak dôjde v momente kedy hladina vody dosiahne spodok roštu (kanálu s palivom). Zvýšenou teplotou sa urýchľuje aj tečenie a oxidácia paliva [30]. Tečenie znamená predlžovanie palivového prútika. Pri dlhom trvaní týchto javov dochádza k strate integrity palivového článku. Ak sa polomer prútika zvýši, lokálne

namáhanie je v dôsledku zníženej hrúbky steny spôsobenej tečením vyššie, dochádza tak k vzniku praskliny. Palivové prúťiky sú pri výrobe tlakované héliom, počas doby strávenej v aktívnej zóne reaktora sa tlak zvyšuje, v dôsledku akumulácie plynným štiepných produktov. Vnútorň tlak palivového prúťiku pri vložení do bazénu má následne vplyv na čas, za ktorý dôjde k prasknutiu pri havárijnom stave. Pri palive s vysokým vyhorením, dochádza pri prehrievaní aj k náhlemu uvoľneniu plynných produktov, čo vedie k ďalšiemu zvyšovaniu tlaku [31].

V poslednej fáze dochádza k poškodeniu palivového článku. Prechod do tejto fázy nastáva v momente straty integrity paliva. Dochádza k podobným javom ako pri poruche straty chladiva v reaktore, rozdiel je však vo výrazne nižšej teplote [23]. Reziduálne teplo generované palivovými kazetami je menšie a kazety sa vzájomne ovplyvňujú menej v závislosti na dobe, po ktorú sú v bazéne uložené. Ďalším rozdielom je fakt že pri havárii v bazéne je palivo vystavené vzduchu, ktorý zrýchľuje proces oxidácie [27]. V dôsledku praskliny na palive, dochádza k uvoľňovaniu plynných produktov. V uskladnenom palive sa po konci jeho pobytu v reaktore nachádza 95% oxidu uraničitého. Zvyšná časť je teda tvorená štiepnymi produktami a ďalšími prvkami, z ktorých väčšina je rádioaktívnych. Prvky sa na základe ich správania počas poruchy delia do troch skupín. Prvou skupinou sú prchavé prvky (Xe,Kr,Cs,I), nasleduje skupina stredne alebo málo prchavých látok (Rh,Ba,Pa,Ni,La,Ce...) a poslednou skupinou sú prvky neprchavé (Zr,Nd,Pr) [32].

Vzhľadom na relatívne malé teplné zaťaženie v prípade havárie v bazéne vyhoreného paliva, je predpoklad že kovové časti nachádzajúce sa v bazéne, prejdú procesom oxidácie skôr, ako dôjde k taveniu materiálu. Nakoľko sú v bazéne prítomné rôzne materiály, najmä v konštrukčných častiach, je nutné uvažovať so zlyhaním práve týchto častí. V takom prípade dochádza k strate schopnosti konštrukčných častí udržať palivové kazety v ich pôvodnej polohe. V prípade tavenia paliva, prúdi roztavený materiál smerom nadol a v chladnejších častiach palivového súboru dochádza k jeho tuhnutiu. V kombinácii so spomenutou stratou podpory štruktúrnych materiálov, dochádza k premiestnovaniu taveného materiálu. To prináša riziko kontaktu taviaceho sa materiálu a vody v spodnej časti bazénu. Takáto interakcia vyvolá prudké generovanie pary v miestnosti. Zvýšená produkcia pary môže viesť k prudkému nárastu teploty v dôsledku obnovenia oxidačných procesov, to všetko za predpokladu že je prítomný deficit kyslíku v hornej časti palivových kaziet[12]. Ďalším dôsledkom straty integrity a štruktúry v bazéne vyhoreného paliva môže byť obnovenie kritičnosti paliva. Podmienkou je prítomnosť vody v bazéne. Pokiaľ je bazén kompletne bez prítomnosti vody, zostáva palivo v podkritičnom stave [33].

### 1.3.2 Porucha straty objemu - loss of coolant accident

Jedná sa o druhú poruchu, s ktorou sa pri analyzovaní bazénu s vyhoretým jadrovým palivom stretávame. Zásadný rozdiel spočíva vtom, že v tomto prípade sa jedná o náhlu stratu chladiva únikom. Vývoj poruchy a jej fyzikálne fenomény budú rovnaké ako v prípade poruchy chladiaceho systému zobrazené na obrázku 1.14. Hlavný rozdiel bude v trvaní prvej fáze poruchy, kde v tomto prípade počítame s dĺžkou trvania hodín až dní, podľa veľkosti úniku. Strata chladiva z bazénu môže byť spôsobená poškodením stavebných štruktúr bazéna v dôsledku seizmickej aktivity alebo prasknutia potrubia. Vývoj a konečné dôsledky poruchy tak budú závislé na rozsahu poškodenia bazénu. Existujú však protiopatrenia, ktoré pomôžu zmierniť dôsledky nehody alebo zvýšia chladiacu schopnosť bazénu v prípade takejto havárie.

- dopĺňanie vody a oprava netesností
- vhodná konfigurácia uloženého paliva
- núdzové sprejovanie
- ventilácia budovy
- konštrukčné vybavenie bazénu

## 2 Predošlé havárie v BSVJP

### 2.1 Havária Fukushima Daiichi

Pred udalosťami, ktor-é sa odohrali v japonskej Fukušime sa vážne havárie v bazénoch s vyhoretým palivom nepovažovali za bezpečnostné riziko. Hlavnou motiváciou pre tento prístup bol fakt že vývoj poruchy je v tomto prípade pomalý a preto existuje dostatok času na vykonanie potrebných protiopatrení. Scenár havárie vo Fukušime s dlhotrvajúcou stratou napájania v kombinácii s inými udalosťami, však poukázal na zraniteľnosť tohto prístupu. Táto havária viedla k prehodnoteniu takéhoto prístupu a téma bezpečnosti bazénu s vyhoretým palivom začala byť diskutovaná s vysokou dôležitosťou. Od tejto doby sa uskutočnilo niekoľko medzinárodných cvičení na simuláciu podobných nehôd. Začalo sa taktiež porovnávanie rôznych postupov a použitých kódov pre simulovanie podobnej havárie. K hávárií došlo 11. marca 2011 v dôsledku zemetrasenia Tohoku s magnitúdou 9,0. Zemetrasenie bolo nasledované vlnami tsunami, ktoré dosahovali výšky až 10 metrov. Havária Fukushima Daiichi bola ohodnotená hodnotou 7 na medzinárodnej stupnici jadrových a radiologických udalostí (INES).

#### 2.1.1 Popis nehody

Dňa 11. marca 2011 o 14:46 zasiahlo východné pobrežie Japonska zemetrasenie. Vrchol zemetrasenia mal hodnoty magnitúdy 9,0 a trval približne 2 minúty. Dôsledkom masívneho pohybu morského dna bola séria vln tsunami, ktoré narazili na pobrežie. Jedná sa o štvrté najväčšie tsunami aké bolo na svete pozorované. Zemetrasenie a následne tsunami ovplyvnili okrem iných štruktúr aj priamo jadrové elektrárne, nachádzajúce sa na východnom pobreží. Poškodené boli budovy, prenosové vedenia, cesty či komunikačné kanály. Jadrová elektráreň vo Fukušime sa nachádza približne 180 km od epicentra zemetrasenia 2.1.

Jadrová elektráreň Fukushima Daiichi má päť blokov varných reaktorov Mark-1 a jeden blok varného reaktoru Mark-2. Dôležitým údajom pri popisovaní javov, ktoré nastali počas nehody je informácia o prevádzkovom stave v akom sa jednotlivé bloky nachádzali. Bloky 1 až 3 boli v normálnej prevádzke keď dodávali výkon do siete (460, 784, 784 MW). Blok 4 bol odstavený pre výmenu paliva. Všetko palivo bolo mimo reaktor a umiestnené v bazéne s vyhoretým jadrovým palivom. Bazén aj reaktor boli kompletne zaplavené vodou. Blok 5 bol odstavený dlhšiu dobu, palivo s malým zbytkovým výkonom bolo stále v aktívnej zóne. Reaktorová nádoba bola uzavretá a prebiehala na nej skúška tesnosti. Blok 6 bol taktiež odstavený. Okruh bol odtlakovaný a pomocou izolačných ventilov odpojený od zbytku elektrárne.



Obr. 2.1: Epicentrum zemetrasenia - prevzaté z [34]

Po vzniku zemetrasenia, prekročila seizmická činnosť nameraná senzormi dovolené hodnoty. Bloky 1 až 3 tak boli krátko po výskyte zemetrasenia odstavené ochranných systémom reaktora. Došlo k zasunutiu riadiacích tyčí a odstaveniu reaktora, zbytkové teplo bolo odvádzané chladiacim systémom. Následne však došlo k poškodeniu vonkajšej prenosovej sústavy a strate napájania. V reakcii na stratu napájania boli aktivované záložné zdroje v podobe dieselgenerátorov. Dieselgenerátory sú navrhnuté tak aby obnovili napájanie všetkých blokov, energia v núdzových zberniciach a záložných batériach tak bola obnovená. Približne po 40 minútach od výskytu zemetrasenia sa začali na pobreží objavovať vlny tsunami. Prvé vlny dosahovali výšku 4 až 5 metrov. Voči týmto vlnám bol areál jadrovej elektrárne ochránený navrhnutými bariérami. Po 10 minútach od prvej vlny sa však objavila vlna s výškou 13 metrov a bariéra tak bola prekonaná. Voda o ničivej sile dosiahla až k samotným blokom, zaplavené tak boli všetky časti a vybavenie elektrárne aj vrátane reaktorovej budovy. Pumpy a motory, ktoré čerpali morskú vodu na chladenie boli vytopené, došlo tak k strate konečného chladiča. Voda sa dostala aj do reaktorovej či turbínovej budovy, bazénu s vyhoretým palivom a budovy s dieselgenerátormi. Poškodená bola



značná časť elektrického či mechanického vybavenia. Medzi poškodeným vybavením boli aj dieselgenerátory a ich pripojenie, čo viedlo k strate núdzového napájania. Dieselgenerátor pre blok 6 sa nachádzal v inej časti, ktorá nebola zaplavená a pre blok 6 tak bola zachovaná funkcia chladenia rektoru.

Ako ďalšia záloha napájania, boli všetky bloky vybavené batériovým zdrojom. Tieto zdroje však boli pre bloky 1,2 a 4 rovnako zaplavené a došlo teda k úplnej strate napájania. V dôsledku straty napájania neboli dostupné žiadne informácie o kritických parametroch a funkčnosti systémov v postihnutých blokoch. Pre takýto prípad navyše nemali operátori ani dostupný procedurálny postup. Pre bloky 3 a 5 ostalo zachované DC napájanie, monitoring tak bol možný. Z vyšetrovania tejto nehody sa ukázalo že došlo k zlyhaniu všetkých piatich úrovní princípu ochrany do hĺbky (DiD), ktoré sú definované medzinárodnou agentúrou pre atómovú energiu (IAEA). Dôvody týchto zlyhaní je možné rozdeliť na technické, ľudské či organizačné. Pri kategórií ľudských a organizačných dôvodov, sú uvažované kultúrne a sociálne aspekty.

### **2.1.2 Dôsledky udalosti**

Každá závažná udalosť, ktorá nejakým spôsobom poukáže na zraniteľnosť jadrovej elektrárne vyvolá odpoveď v podobe protiopatrení. Tieto protiopatrenia sú výsledkom skúmania príčin vzniku takejto udalosti s cieľom predísť budúcim nehodám. Úrad pre jadrovú bezpečnosť USA realizoval takéto skúmanie ako odpoveď na teroristické útoky, ktoré sa odohrali 11.septembra 2001. Začalo sa preverovanie fenoménu straty veľkého územia (LOLA) v dôsledku výbuchov či požiarov najmä tých, ktoré vznikli nebezpečnosťou ľudskej činnosti - teroristický útok. Skúmanie bolo zamerané na zachovanie a obnovenie kritických bezpečnostných funkcií ako chladenie aktívnej zóny, chladenie bazénu s vyhoretým jadrovým palivom či integrita bezpečnostného obalu. Výsledkom skúmania bolo usmernenie o zmiernovaní rozsiahlych škôd (EDMG). Tento dokument bol až do udalostí v Japonskej Fukušime utajený, po havárií ho však americká vláda zverejnila. Dovtedy obdobné usmernenia neboli bežnou súčasťou bezpečnostných stratégií jednotlivých krajín, po havárií ich však mnohé z nich prevzali [35].

Princíp obrany do hĺbky (DiD) je základným princípom pre udržanie bezpečnosti v jadrových elektrárnach. Systém zavádza 5 bariér, ktoré zabraňujú úniku rádioaktívneho materiálu. Tento systematický koncept ukázal od svojho zavedenia značný úspech zvyšovania jadrovej bezpečnosti. Havária vo Fukušime, pri ktorej zlyhalo všetkých 5 úrovní, však poukázala na nedostatky tejto stratégie. Hlavným bodom skúmania sa stali extrémne prírodne katastrofy, s ktorými sa musí koncept obrany do hĺbky vysporiadať pre zachovanie jadrovej bezpečnosti. Havária poukázala na

aspekty, ktoré musia byť zahrnuté do núdzového prevádzkového postupu (EOP) a usmernenia na zvládanie ťažkých nehôd (SAMG). Postupy a opatrenia v oboch dokumentoch sú závislé od merania parametrov jadrovej elektrárne v reálnom čase, to sa však pri podobnej nehode ako Fukušima ukázalo ako nedostatočné. Preto ako odpoveď na túto haváriu, došlo k prehodnoteniu koncepcie obrany do hĺbky. Základnou úvahou pri návrhu bezpečnostných systémov bola podmienka jednej poruchy (SFC). Takáto úvaha je však nepoužiteľná pri uvažovaní rozsiahlej živej udalosti alebo teroristického útoku, pri ktorom dochádza k zlyhaniu väčšieho počtu systémov. Namiesto toho sa však začalo uvažovať s princípom porúch so spoločnou príčinou (CCF) [35].

Americký úrad pre jadrovú bezpečnosť (US.NRC) nariadil prevádzkovateľom komerčných reaktorov, vypracovanie stratégie na zvládnutie dlhdoberej straty základných bezpečnostných systémov. Výsledkom má byť zlepšenie flexibility, diverzity a celkovej odozvy elektrárne na extrémne prírodné javy ako sú záplavy či zemetrasenia. Cieľom je zachovanie chladenia aktívnej zóny, chladenie bazénu s vyhoretým jadrovým palivom, kontrola úniku radiácie pomocou zachovania integrity bezpečnostného obalu. Dôležité je aby tieto kritéria splnili všetky bloky, ktoré sa v elektrárni nachádzajú. To sa zameriava na fakt, že jednotlivé bloky sa pri havárii ovplyvňujú tak ako tomu bolo aj vo Fukušime. Pre splnenie týchto požiadavok bol vytvorený program flexibilného zmierňovania nehody (FLEX). Tento program používa zariadenia so zvýšenou odolnosťou voči prírodným rizikám, ktoré sú inštalované priamo v elektrárni, ako aj záložné prenosné zariadenia. Ďalej bolo prijaté opatrenie, ktoré zahŕňalo špeciálne všetky reaktory s podobnou konštrukciou ako bloky vo Fukušime. Opatrenie sa týkalo kontroly a zlepšenia ventilačných otvorov pre odvod tepla a odtlakovanie pred poškodením jadra. Cieľom je oddialenie možného poškodenia jadra a zachovanie integrity bezpečnostného obalu [36].

Ďalšou oblasťou, na ktorej zraniteľnosť havária poukázala, je bazén s vyhoretým jadrovým palivom. Počas havárie stratili operátori schopnosť chladit bazén s vyhoretým palivom ako aj presne merať hladinu vody. To predstavuje riziko tepelného zlyhania uloženého paliva a následný únik značnej radiácie. Vo fukušime k tomu síce nedošlo, strata schopnosti merať hladinu však priniesla ďalší problém. Strata informácie a obavy z poškodenia paliva v bazéne, odvádzali pozornosť operátorov a obmedzili zdroje od ďalších dôležitejších úloh. Preto v rámci skupiny opatrení nariadil americký úrad pre jadrovú bezpečnosť (US.NRC) inštalovanie viacerých meraní hladiny vody v bazéne. Hladina v bazéne vyhoreteho paliva sa tak meria na troch úrovniach. Prvá predstavuje normálnu hladinu v bazéne, druhá reprezentuje nízku hladinu, ktorá je však stále dostatočná na ochranu pracovníkov pred radiáciou a posledná hladina ukazuje nebezpečne nízku úroveň hladiny, v blízkosti hornej časti paliva [37]. Skúmanie havárie prinieslo množstvo vedeckých prác a seminárov, ktoré

poukázali na oblasti, v ktorých je potrebné zvýšiť náš záujem. Dovtedy neexistovali rozšiahlejšie analýzy ťažkých havárií v bazénoch s vyhoretým palivom. Bolo potrebné vykonať štúdie týkajúce sa produkcie a akumulácie vodíka v bazénoch s vyhoretým palivom. Usmerenie pre riadenie ťažkých nehôd by malo rozšíriť svoju účinnosť aj na bazény s vyhoretým palivom. Zohľadniť by sa mal aj vplyv používania systémov skladovania vyhoretoho paliva s vysokou hustotou. Medzinárodne stretnutie expertov ďalej doporučilo zvýšenie rôznorodosti a flexibility systémov. Týka sa to zavedenia prídavných systémov chladenia bazénu s vyhoretým palivom ako napríklad zavedenie kombinovaného chladenia vzduch/voda, pridanie prenosných chladiacich systémov alebo zavedenie prídavného systému na injektovanie vody. Na redukovanie efektu straty podkritičnosti, sa začalo uvažovať o väčšom decentralizovaní uloženia paliva. Experti z rôznych krajín vrátane Japonska sa priklonili k použitiu konzervatívneho prístupu skladovania paliva, tým že znížia množstvo skladovaného paliva v bazénoch. K týmto technickým požiadavkám boli pridané aj požiadavky na zlepšenie postupov a príručiek [38].

V neposlednom rade boli preverené a upravené postupy a personálna pripravenosť jadrových elektrární. Kontrolovaný bol potrebný personál pre zvládnutie veľkej nehody, ktorá by postihla viacero blokov. Dôležitou súčasťou bola kontrola komunikačných kanálov a ich zabezpečenie v krízových stavoch. Zabezpečenie napájania vysielaciek, mobilných či satelitných telefónov. Ako ďalšie boli implementované nové poznatky s upraveným chápaním seizmických a povodňových nebezpečenstiev. Tieto poznatky boli použité pre úpravu ochranných opatrení pre konkrétne štruktúry, systémy či komponenty ako odozva na záplavy či zemetrasenie [35, 39].

Úprava bezpečnostných opatrení neprebehla len v USA. Všetky ostatné krajiny disponujúce jadrovými reaktormi prevzali tento americký postup alebo po jeho vzore vyvinuly svoje vlastné usmernenia. Kanadský úrad pre jadrovú bezpečnosť nariadil prevádzkovateľom jadrových elektrární vypracovať stratégie na zvládnutie širokej škály havárií, obsahujúce aj významné živelné udalosti [40]. Vo Francúzku boli vybudované regionálne a národné centrá, ktorých úlohou je podpora jadrovej elektrárne v prípade nehody. Centrá sú naplánované tak aby personál aj vybavenie centier boli schopné doraziť na miesto nehody do 12 hodín. Vybavenie týchto centier je dostatočné pre obnovenie potrebných funkcií ako chladenie aktívnej zóny či bazénu s vyhoretým jadrovým palivom, pokiaľ došlo k ich strate alebo obmedzeniu [41]. Podobné riešenie zaviedli aj v Španielsku. Spoločné stredisko havarijnej podpory, zdieľa zdroje medzi jednotlivými španielskymi jadrovými elektrárnami a je schopné poskytovať podporu v prípade havarijnej situácie [42]. Samotné Japonsko si prešlo viacerými organizačnými zmenami. Z technických opatrení došlo k inštalácií posilnených zdrojov elektrickej energie vo všetkých jadrových elektrárnach. Povinné opatrenia proti závažným haváriam spôsobených človekom alebo živelnou udalosťou

boli posilnené. Podobne ako v amerike, zaviedlo sa používanie mobilných zariadení na posilnenie diverzity a flexibility bezpečnostných funkcií. Taktiež sa sprísnila požiadavky na tretiu a štvrtú úroveň konceptu obrany do hĺbky. Došlo k posilneniu a zohľadneniu nových udalostí v jednotlivých úrovniach [43].

## 2.2 Havária Paks

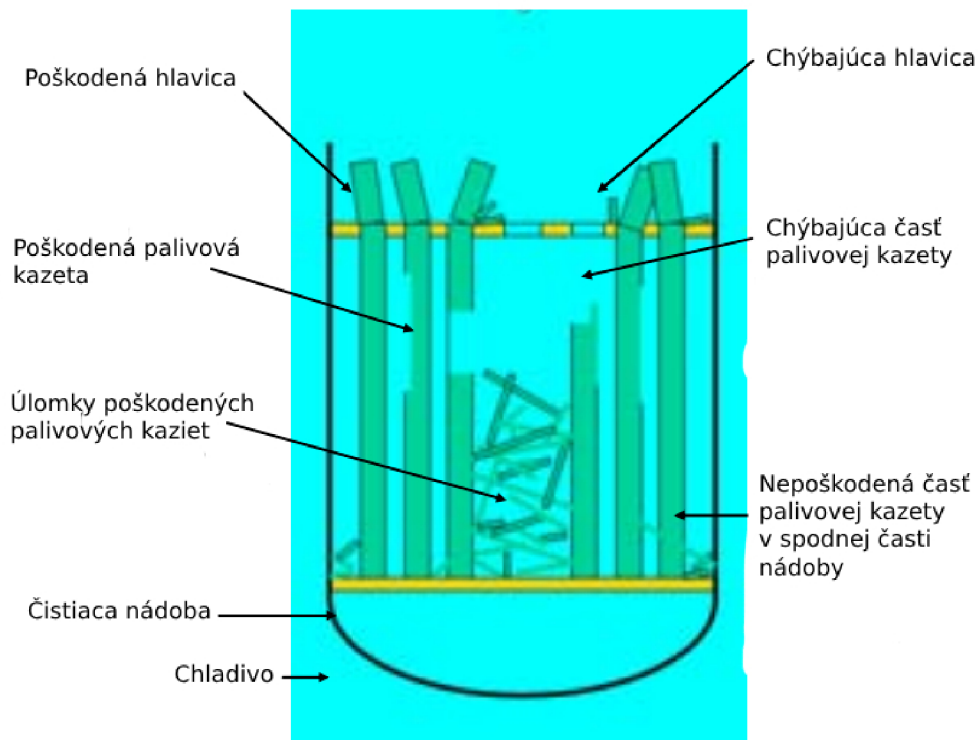
Havária v maďarskej elektrárni Paks nieje typickou nehodou v bazéne s vyhoretým jadrovým palivom. Nehoda má však veľa spoločných aspektov s poruchou chladiaceho obehu či poruchou straty objemu v BSVJP. Preto táto nehoda priniesla množstvo poznatkov, dôležitých pre pochopenie javov súvisiacich s haváriou v BSVJP. Spoločné aspekty tejto poruchy s poruchami v BSVJP sú tie že vyhoreté palivo generovalo malé zbytkové teplo, došlo k oxidácií paliva alebo že v dôsledku zahrievania paliva došlo k jeho napúchaniu a prasknutiu [12].

### 2.2.1 Popis nehody

Dňa 10. apríla 2003 došlo k poškodeniu 30 palivových kaziet na bloku 2 v jadrovej elektrárni Paks. K nehode došlo počas chemického čistenia paliva. Toto chemické čistenie paliva bolo zavedené z dôvodu vzniku usadenín v parogenerátore, ktoré mali za následok vznik hydraulických asymetrií. Pre zníženie týchto problémov bol každý palivový súbor, ktorý sa po odstávke vracal do reaktora, podrobený chemickému čisteniu. Čistiaci systém pozostával z kontajnera, ktorý bol inštalovaný v šachte na manipuláciu s palivom, prepojeným s BSVJP. Čistenie sa vykonávalo po skupinách, ktoré boli tvorené 30 palivovými kazetami. Čistenie 6 skupiny prebehlo v poriadku.

Počas procesu čistenia bolo chladenie paliva zabezpečené cirkulovaním chladiva pomocou čerpadla s vysokým prietokom. Po ukončení procesu čistenia 6 skupiny palivových kaziet, však neboli tieto kazety odstránené z nádrže, pretože manipulačný žeriav bol nedostupný. Chladenie bolo v tento moment zabezpečované ponorným čerpadlom s nižším hmotnostným prietokom. Ukázalo sa že chladenie týmto čerpadlom bolo nedostatočné a chladivo nebolo schopné odvieť tepelný výkon generovaný palivom, ktorý predstavoval 241 kW. Termohydraulické výpočty odhalili konštrukčný problém, ktorý bol hlavným dôvodom nedostatočného odvodu tepla. Prívod aj odvod chladiva z chladiaceho systému sa nachádzali v spodnej časti nádrže, došlo tak k vytvoreniu obtokovej cesty „by-pass“ pre chladivo. Následkom bolo vytvorenie rôznych tepelných vrstiev, ktoré ďalej blokovaly prúdenie chladiva. V dôsledku toho nebolo teplo generované palivom dostatočne odvádzané. Vo vrchnej časti paliva došlo k tepelnému nasýteniu chladiva. Nasledovalo generovanie pary, ktorá vytlačila

objem chladiva mimo čistiacu nádrž. Dôvodom bola nevhodná konštrukcia čistiacieho prístroja, v následku tohto sa tak palivo ocitlo bez chladenia. Palivové kazety dosiahli vysokých teplôt nad 1000 °C, čo viedlo k vážnemu poškodeniu a oxidácií paliva. Likvidácia poruchy ukázala že väčšina palivových kaziet bola poškodená. Došlo ku krehkému lomu paliva a poškodeniu hlavíc palivových kaziet. Niektoré palivové kazety boli zlomené celé, úlomky palivových tyčí a časti pokrytia boli rozptýlené v nádrži. V niektorých palivových prútikoch došlo k únikom peletiek do nádrže. Následná analýza havárie ukázala, že palivové kazety umiestnené na kraji nádoby mali lepšie podmienky na odvod tepla, došlo tak k menšiemu poškodeniu ako pri kazetách v strede nádoby. Rozloženie poškodeného paliva v čistiacej nádrži je zobrazené na obrázku 2.2. Vzhľadom na rozsah poškodenia bola udalosť klasifikovaná úrovňou 3 na stupnici INES [44].



Obr. 2.2: Poškodené palivo v čistiacej nádrži JE Paks - prevzaté z [44]



## 3 Výpočtové prostredie Melcor

V rámci praktickej časti sa bude práca zaoberať modelovaním bazénu s vyhoretým jadrovým palivom. Model bude vytvorený vo výpočtovom programe Melcor. Melcor je kód vyvinutý spoločnosťou Sandia National Laboratories, ako výpočtový nástroj na ťažké havárie. Jeho primárnym cieľom je modelovanie priebehu havárií v jadrových elektrárnach s ľahkovodnými reaktormi. Projekt sa začal v roku 1982 a jeho vývoj bol motivovaný štúdiou Wash1400, ktorú vytvorila regulačný úrad USA (US.NRC) v náväznosti na jadrovú haváriu Three Mile Island. Program sa postupne rozšíril do celého sveta a je momentálne používaný v rôznych organizáciách zaberajúcich sa jadrovou bezpečnosťou či regulačnými úradmi.

### 3.1 Popis programu Melcor

Je to ucelený kód obsahujúci rôzne modely popisujúce dôležité fyzikálne javy, ktoré sú vyšetrované počas havárie. Kód sa skladá z hlavného ovládača a prídavných modulov, ktoré spoločne modelujú hlavné systémy jadrovej elektrárne a ich vzájomné prepojenie. Modelovanie sa snaží zachytiť dôležité fyzikálne procesy. Fyzikálne modely sú zoskupené do skupín či balíkov, ktoré si explicitne vymenávajú informácie. Medzi modelované oblasti patria [45]:

- termohydraulická odozva chladiaceho systému reaktoru
- odkrytie jadra (strata chladiiva) - ohrievanie paliva, oxidácia, degradácia, tavenie jadra a jeho relokácia
- zlyhanie reaktorovej nádoby - presun roztaveného materiálu do aktívnej zóny
- interakcia roztaveného jadra a betónu
- tvorenie a prenos vodíku, "vä "mimo"nádoby
- uvoľnenie, prenos a ukladanie štiepných produktov
- správanie sa rádioaktívnych aerosolov
- vplyv bezpečnostných prvok

Na modelovanie termohydraulických javov využíva Melcor princíp riadiaceho média (Control Volume). Riadiace médium môže byť reprezentované dvoma poliami, pole „bazén“ alebo pole „atmosféra“. Každá fáza môže mať rôznu teplotu, tlak na ich rozhraní je však rovnaký. Každá fáza môže byť reprezentovaná v každom poli. Kvapalná fáza sa môže nachádzať v poli atmosféry ako hmla, plynná fáza sa môže nachádzať v poli bazénu vo forme bubliny. Jednotlivé riadiace média sú medzi sebou spojené prenosovými kanálmi (Flow Path). Prenosový kanál určuje tlakové straty pri prúde kvapaliny medzi objemami. Komponenty obsiahnuté v balíku COR predstavujú štruktúry aktívnej zóny. Štruktúry sú modelované ako sústredené hmoty definované teplotou či entalpiou vrámci jednej bunky označovanej ako uzol (node).

Kód pracuje aj s výpočtami zbytkového tepla a oxidácie paliva. Zbytkové teplo vznikajúce od štiepných produktov je modelované cez rádionuklidy v balíku RN. Tento balík sleduje uvoľňovanie rádionuklidov z paliva a modeluje ich šírenie. Program pracuje s modelom pary aj aerosolu. Na stanovenie objemu využíva program stavové premenné a model využívajúci tlak uvoľnených pár. Pre sledovanie oxidácie, sú v balíku COR obsiahnuté vnútorné modely oxidácie. Dochádza k výmene hmotností a energií medzi balíkom COR a CVH, pre výpočet objemu generovaného vodíku a spotrebovanej pary. Model následne mení hustotu, objem a materiálové zloženie komponentov. Degradácia aktívnej zóny ďalej zahŕňa tečenie, tavenie či následné mrznutie materiálov na povrchu. Program obsahuje model pre interakcie materiálov a výpočet efektívnych hodnôt tavenia zmesí či skvapalňovanie pevných zložiek pri kontakte s roztavenou zmesou. Interakciu kória a betónovej základne modeluje balík CAV [45, 46].

## 3.2 Model BSVJP v programe Melcor

V náväznosti na haváriu vo Fukušime, ktorá poukázala na dôležitosť modelovania BSVJP, bolo do programu Melcor pridaných niekoľko rozšírení, ktoré takéto modelovanie umožňujú. Melcor obsahuje možnosť modelovania BSVJP pre reaktory tlakovodné (PWR) ale aj varné (BWR). Tieto možnosti sa v kóde vyskytujú v podobe typu aktívnej zóny v balíku COR. Ďalej boli upravené aj spôsoby a logika prenosu tepla tak, aby boli zahrnuté tieto nové modely. Vylepšili sa cesty pre prestup tepla medzi komponentami aktívnej zóny a tepelných štruktúr tak aby bolo možné modelovanie viacerých bazénov, ktoré sú uzavreté stenami. Boli pridané nové modely oxidácie. Model bol upravený na sledovanie hrúbky oxidácie pre presnejšiu predikciu rozpadu. Upravený bol aj balík RN, tak aby bolo možné modelovať uvoľňovanie štiepných materiálov nodalizačných častí modelu. Táto zmena zohľadňuje faktor odchyľky (vyhorenie) medzi jednotlivými skupinami palivových kaziet, ktoré sa v bazénoch nachádzajú [46]. Užívateľ je schopný definovať zbytkové teplo a hmotnosť rádionuklidov. Definovanie sa realizuje v balíkoch DCH a RN. Hmotnosti rádionuklidov sa definujú triedami. Melcor rozlišuje 17 chemických tried, ktoré sú označené najdôležitejším prvkom tejto triedy. Následne sa pomocou balíka DCH definuje generované zbytkové teplo pre každú z týchto tried [47]. Všetky tieto vylepšenia teda umožňujú modelovanie BSVJP a poskytujú tak možnosť modelovať bazén v troch rôznych stavoch [46]:

- BSVJP za normálnej prevádzky
- BSVJP pri čiastočnej strate chladiva
- BSVJP pri kompletnej strate chladiva



## 4 Tvorba a úprava modelu

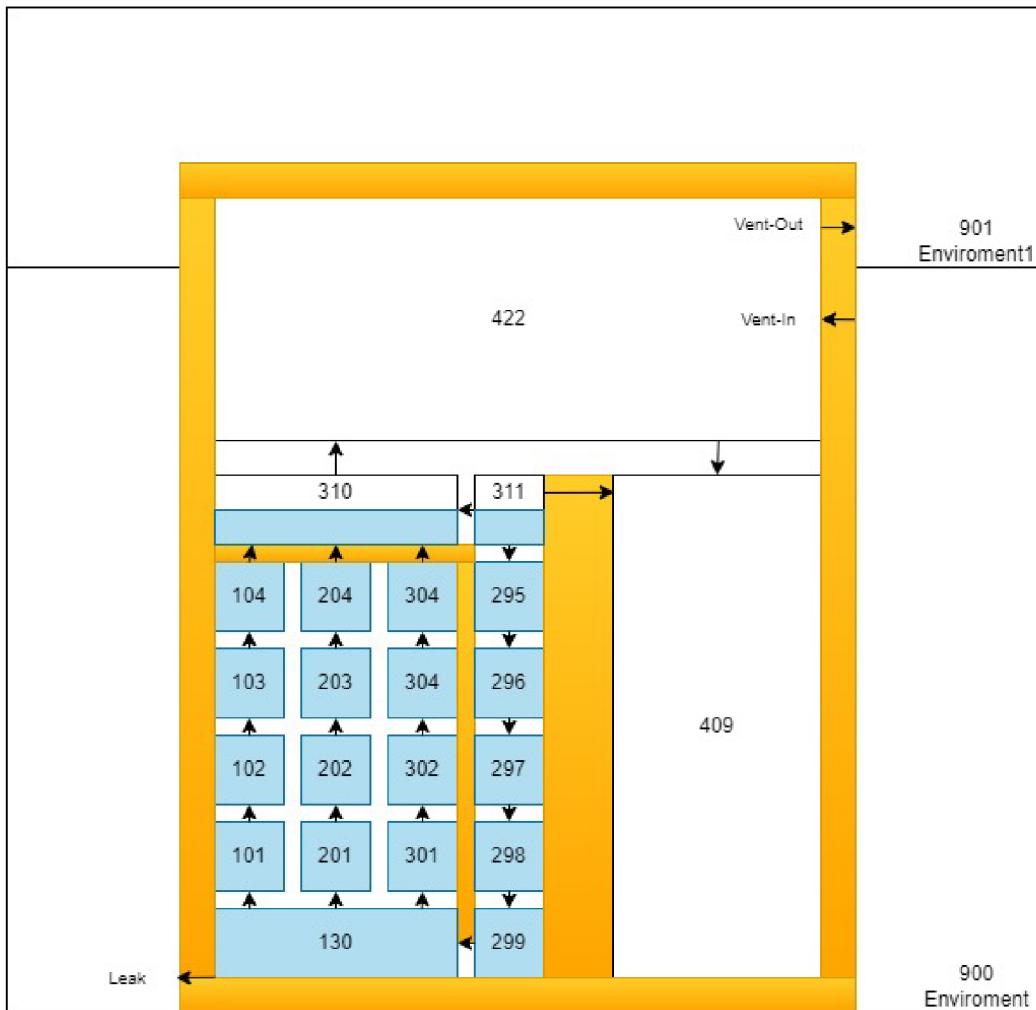
Nasledujúca kapitola popisuje tvorbu a úpravu použitého modelu. Uvedená je nodalizácia a uvažované scenáre ktoré odpovedajú získaným výsledkom. Tieto údaje sú dôležité pre interpretáciu dosiahnutých výsledkov v ďalšej kapitole. Každý z uvedených predpokladov má priamy dopad na získané výsledky.

### 4.1 Popis modelu

Simulačný model pre MELCOR bol vytvorený na základe generického usporiadania bazénu pre tlakovodný reaktor západneho typu, viď obrázok 1.7. Jednotlivé časti, v ktorých prebiehajú termohydraulické výpočty, sú modelované ako objemy pomocou balíku CVH (Control Volume Hydrodynamics) a reprezentujú samotné časti celého bazénu a okolitých miestností. Nodalizácia, s ktorou program pracuje a vykonáva výpočty, je na obrázku 4.1.

Oblasť bazénu je tvorená súborom 20 objemov. Rozmery samotného bazénu sú 12,8954x10,668x11,8 m. Objemy 101-104, 201-204 a 301-304 predstavujú rošty s uloženým palivom. Tieto objemy komunikujú priamo s balíkom COR, ktorý simuluje aktívne palivo. Objemy sú usporiadané v sústredenom uložení a odpovedajú modelu radiálneho rozdelenia paliva. Palivo je rozdelené na 3 radiálne úrovne s rozdielnym počtom kaziet, pre zohľadnenie rozdielného zbytkového tepla kaziet. V týchto objemoch sa nachádza aj ďalší materiál simuláci absorbné kazety a konštrukciu roštov z nehrdzavejúcej ocele. Objem 130 obsahuje konštrukčné časti ako nosnú dosku roštu a podporné trubky, na ktorých celý rošt s palivom stojí. Taktiež predstavuje vstup prúdiaceho chladiva do jednotlivých komôr obsahujúcich palivo. Chladienie paliva je zaisťované vertikálnym prúdením chladiva zo spodnej časti paliva smerom nahor, horizontálne prúdenie sa v priestore s palivom nevyskytuje. Chladiaci systém je pre odvod tepla modelovaný ako externý zdroj energie. Tento externý zdroj pracuje ako výmenník tepla, ktorý podľa zadaných parametrov, v tomto prípade teploty vo vrchnej časti paliva, dodáva alebo odoberá teplo. Nedochoádza tak k žiadnej výmene objemu chladiva medzi bazénom a chladiacim obehom.

Nad palivom sa nachádza objem 310, reprezentujúci hladinu bazénu a prázdny priestor nad ňou. V ustálenom stave je hladina v tomto objeme na úrovni 7,65 m. Ďalšie objemy 311, 295, 296, 297, 298 a 299 predstavujú objem vody v periférii bazénu. Cez tieto objemy prúdi chladivo z vrchnej časti bazénu do spodnej, kde vstupuje do jednotlivých kaziet. Tieto objemy taktiež komunikujú s balíkom HS (Heat Structures), ktorý predstavuje tepelné štruktúry budovy a bazénu v podobe stien a roštov. Posledné dva objemy 422 a 409 už nepatria do priestoru samotného bazénu s palivom ale predstavujú prilahlé miestnosti v budove s BSVJP. Objem



Obr. 4.1: Nodalizácia pre BSVJP

422 je veľký priestor od steny bazénu až po strop budovy. V tomto priestore sa nachádza príslušenstvo na pohyb s palivom, ktoré je potrebné pri prevádzke. V tomto objeme je umiestnený aj ventilačný systém prepojený s vonkajším prostredím 900 respektíve 901. Objem 409 simuluje zavážaciu šachtu odkiaľ prichádza vyhoreté palivo z reaktora, do budovy s BSVJP.

Všetky objemy z balíka CVH sú navzájom prepojené za pomoci balíka FL (Flow Path). V týchto spojoch je možné definovať aj trenie za pomoci koeficientov trenia alebo charakteristiky prúdenia. Tento balík slúži aj na simulovanie prvkov systému akými sú napríklad ventily či pumpy, slúžiacich na riadenie prietoku či simuláciu poruchy. Týmto spôsobom sú namodelované aj spojenia predstavujúce únik chladiva či ventilačný systém budovy. Druhým modelom, ktorý zabezpečuje komunikáciu medzi jednotlivými balíkmi sú tepelné štruktúry obsiahnuté v balíku HS. To zahŕňa všetky steny bazénu či budovy, strop budovy, steny roštov medzi jednotlivými objemami či veškerú inštrumentáciu v objeme 422. Potrebným vstupom sú informácie o umiest-

nený štruktúry, smer prenosu tepla, geometrický tvar a informácie o materiáloch, z ktorých sa daná tepelná štruktúra skladá.

Aktívna zóna alebo v našom prípade palivové kazety, ktoré sú zdrojom tepla, sú modelované v balíku COR. Palivo je rozdelené na dve hlavné časti. Prvou je časť od spodnej steny bazénu až po nosnú dosku roštu, druhou je časť od základovej dosky až po vrchnú hranu roštov, ktorá reprezentuje aktívne palivo. Časť s aktívnym palivom je následne rozdelená na 17 axiálnych a 3 radiálne úrovne viď 4.2.

Level	Obsah	Bunka	R-1	R-2	R-3
17	Vrch roštov	COR17	CV 104	CV 204	CV 304
16	Neaktívna časť paliva	COR16			
15	Aktívne palivo	COR15	CV 103	CV 203	CV 303
14		COR14			
13		COR13			
12		COR12			
11	Aktívne palivo	COR11	CV 102	CV 202	CV 302
10		COR10			
9		COR9			
8		COR8			
7		COR7			
6	Aktívne palivo	COR6	CV 101	CV 201	CV 301
5		COR5			
4		COR4			
3	Distálna mriežka	COR3			
2	Nosná doska	COR2	CV 130		
1	Nosné trubky	COR1			

Obr. 4.2: Rozdelenie úrovní aktívneho paliva

Každá úroveň delenia predstavuje bunku, pre ktorú sú nastavené parametre a obsah materiálov. Pre modelovanie bol použitý typ paliva 17x17 používaný v tlakovodných reaktoroch západného typu (typ Westinghouse). Každá kazeta obsahuje 264 palivových prútikov. Hrúbka pokrytia je 0,57 mm a každá kazeta obsahuje 461 kg  $UO_2$ . Rozloženie výkonu samotných palivových kaziet je modelované ako uniformné v axiálnom smere, nakoľko sa jedná o už vyradené palivo. Ďalšou súčasťou tohoto balíka sú podporné (Supporting structures) a nepodporné (Non-supporting structures) objekty. Nepodporné štruktúry majú predstavovať materiál ako napríklad absorbčné

kazety. Na druhej strane podporné štruktúry v aktívnej zóne sú podporné trubky a nosná doska, ktoré podopierajú palivové súbory. Teplota ich zlyhania je rovnaká ako pre nepodporné štruktúry a je nastavená na  $T=1700$  K. Rozdielom oproti modelovaniu klasickej aktívnej zóny je nahradenie tlakovej nádoby betónom štvorcového tvaru o zadanej hrúbke. Spodná polguľová časť tlakovej nádoby je taktiež nahradená betónom. Všetky betónové časti majú ocelovú výstelku v priestore bazénu a hrúbka betónu predstavuje 2 m.

## 4.2 Simulované scenáre

Simulované sú dva hlavné scenáre popísane v kapitole 1.3 a to porucha so stratou chladenia a porucha so stratou chladiva. Je uvažované že iniciačnou udalosťou pre obe havárie je úplný výpadok elektrickej energie. Vznik trhliny pre únik chladiva, v prípade poruchy so stratou chladiva môžeme napríklad uvažovať ako dôsledok seizmickej činnosti. Počiatočný objem chladiacej vody v bazéne činí  $1053,46 \text{ m}^3$ , pričom výška hladiny je  $7,6577 \text{ m}$  (aktívne palivo zasahuje do výšky  $4,1884 \text{ m}$ ). V bazéne sa nachádza 1498 palivových kaziet s celkovým výkonom zbytkového tepla na úrovni 9 MW. Palivo je modelované ako generické palivo pre tlakovodný reaktor 17x17 (typ Westinghouse) s  $461 \text{ kg UO}_2$  na jednu kazetu.

Simulácia je spustená po dobu 15 hodín kvôli ustáleniu sledovaných parametrov pri fungujúcom systéme chladenia. Sledovanými parametrami sú, ustálenie prietokov medzi jednotlivými objemami, hladina a ustálenie teploty v bazéne na  $40 \text{ }^\circ\text{C}$ . V čase 15 hodín dochádza k iniciácií oboch porúch. V prípade straty chladenia, dôjde k odstaveniu chladiaceho systému. V druhom prípade a teda pri poruche so stratou chladiva, dochádza podobne k odstaveniu chladiaceho systému, naviac je však aktivovaný ventil v spodnej časti uloženého paliva, simulujúceho únik chladiva. Veľkosť trhliny je modelovaná na rozmer  $0,01 \text{ m}^2$ . Rozmer trhliny bol zvolený tak aby pri tomto rozmere došlo k úplnej strate chladiva v bazéne za približne 5 hodín.

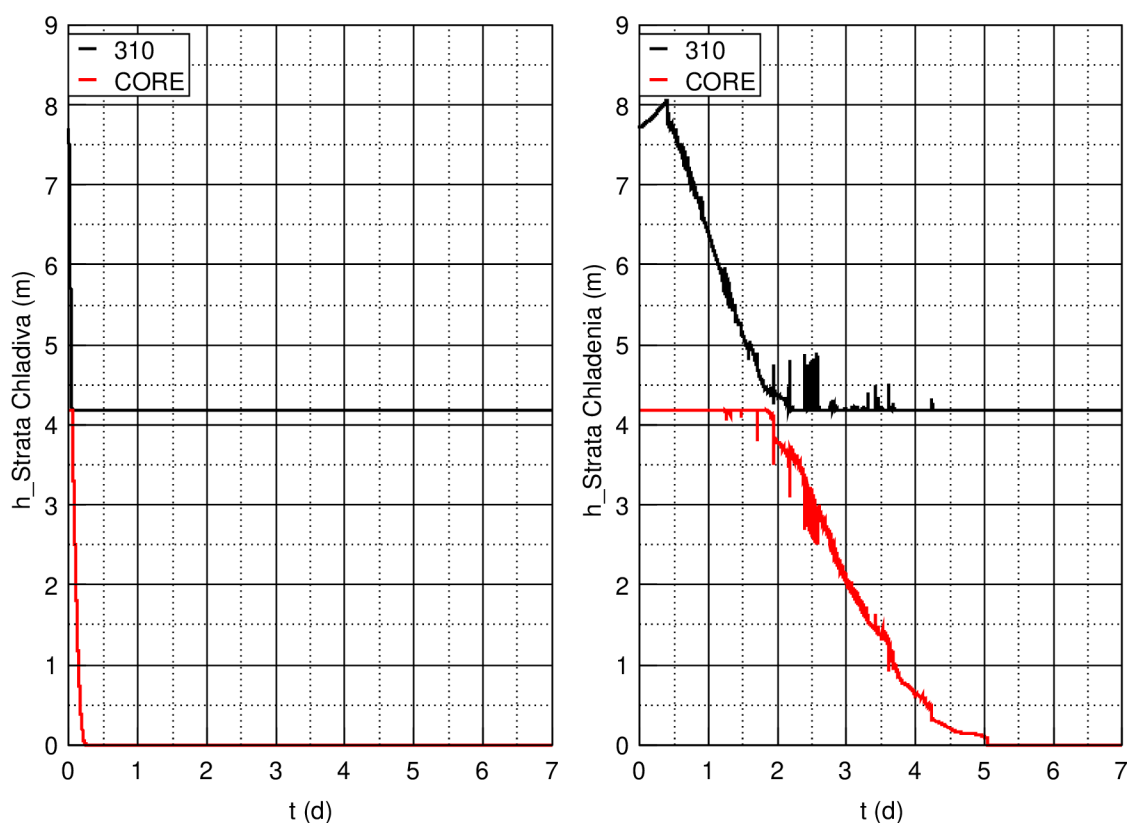
Nakoľko sa po strate chladiva očakáva že hlavný mechanizmus odvodu tepla bude prúdením vzduchu, bol pre obe poruchy simulovaný aj vplyv ventilácie na výsledné hodnoty. Uvažujeme tri úrovne ventilačného výkonu.

- A) plný ventilačný výkon s kapacitou  $8,9 \text{ m}^3/\text{s}$
- B) polovičný výkon s kapacitou  $4,45 \text{ m}^3/\text{s}$
- C) porucha ventilácie  $0 \text{ m}^3/\text{s}$

Z dôvodu relatívne nízkeho výkonu v podobe zbytkového tepla tu existuje značná časová náročnosť jednotlivých výpočtov. Simulácie sú preto realizované pre časové okno 7 dní od začiatku poruchového stavu.

## 5 Výsledky simulácií

Oba prípady sledovaných porúch sú spojené so stratou chladiva v bazéne s vyhoreným jadrovým palivom. V dôsledku postupnej alebo rýchlej straty chladiva a tým pádom odkrývaním uloženého paliva, dochádza k zvyšovaniu teploty hlavných komponentov bazéna. Medzi sledované ukazatele patrí teplota pokrytia jednotlivých palivových kaziet, prípadne teplota roštov z nehrdzavejúcej ocele, ktoré zabezpečujú mechanickú podporu paliva. Najvyššia dosiahnutá teplota a jej časový priebeh v tomto prípade závisia od sledovanej poruchy. Jedným zo základných parametrov sledovaných pri bazénoch s vyhoreným palivom je preto hladina bazéna. Výška hladiny simulovaných scenárov je na obrázku 5.1. Obe poruchy začínajú v čase  $t=15$  h, ktorému prechádza dosiahnutie ustáleného stavu v bazéne. V grafických zobrazeniach je začiatok poruchy umiestnený do bodu  $t=0$  h pre lepšiu interpretáciu výsledkov.



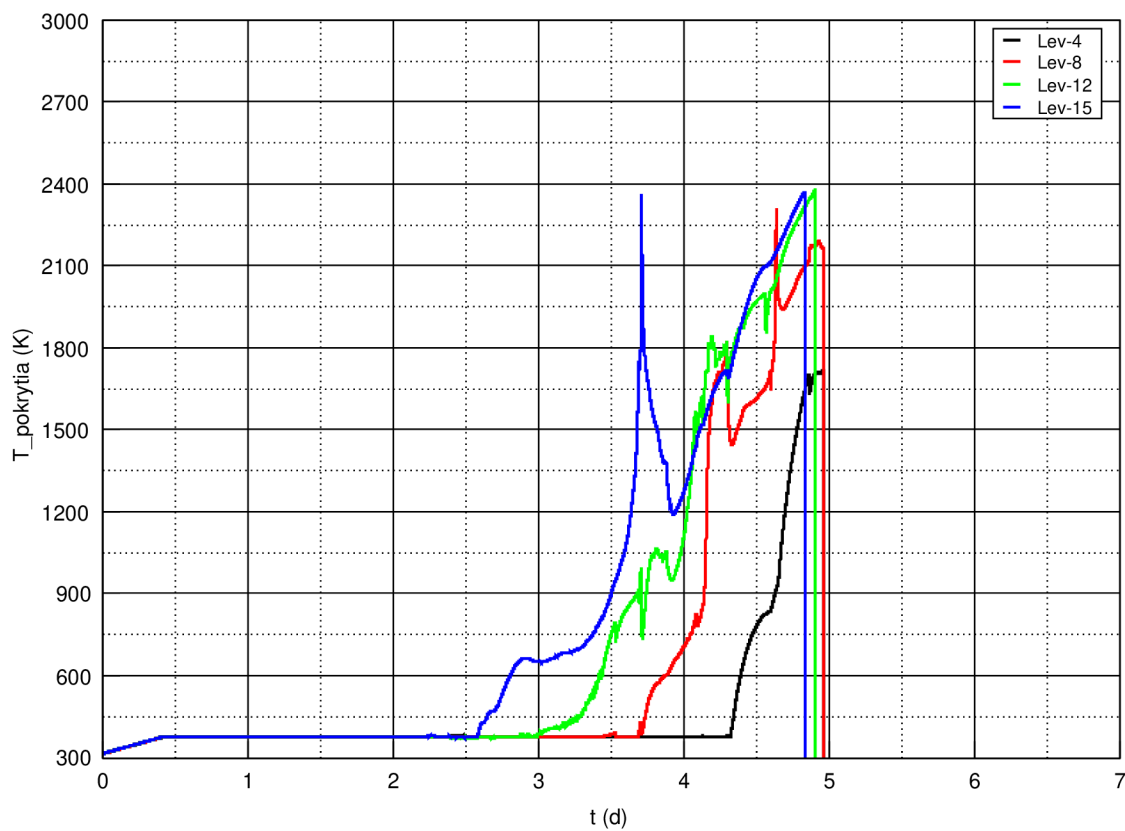
Obr. 5.1: Hladina chladiacej vody v BSVJP

Podľa predpokladov scenára dôjde pri poruche so stratou chladiva ku kompletnej strate chladiva bazéna približne za 5 hodín. V prípade straty chladienia najprv dochádza k miernemu zvýšeniu hladiny v dôsledku zmeny hustoty chladiva. Rýchlosť vyparovania chladiva je s počiatku pomerne malá. Po dosiahnutí bodu varu, začne

byť odparovanie efektívnejšie a hladina začína klesať. V tomto prípade dochádza k odokrytiu paliva asi v čase  $t=60$  h a kompletná strata chladiva v bazéne nastane približne za 132 hodín od vzniku poruchy. V nasledujúcich sekciách je popísaný vývoj sledovaných parametrov pre obe poruchy.

## 5.1 Porucha so stratou chladenia

Prvou poruchou je porucha so stratou chladenia. Strata možnosti odoberať teplo z chladiva prúdiaceho v bazéne, vedie k jeho ohrievaniu a následnému odparovaniu. Na obrázku 5.2 je zobrazený vývoj teploty pokrytia paliva v prvej radiálnej časti modelu.

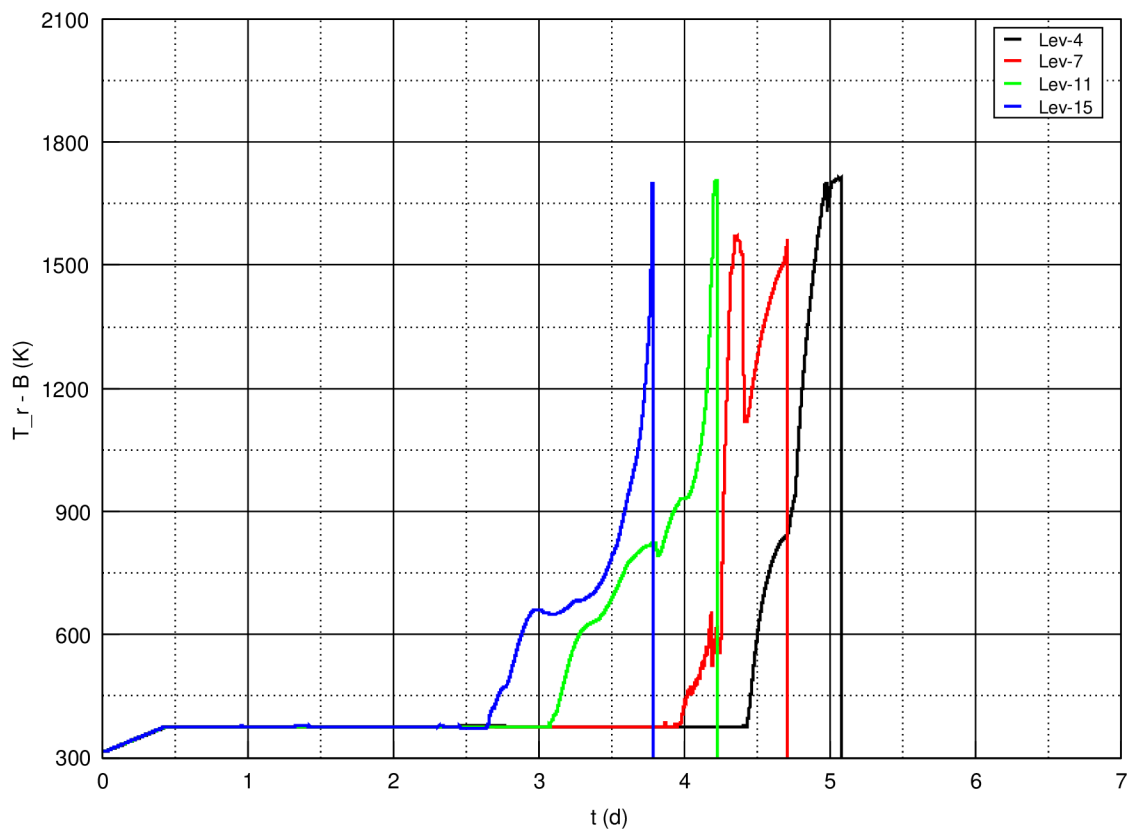


Obr. 5.2: Teplota pokrytia pri poruche so stratou chladenia

Zobrazené sú štyri body vertikálneho delenia modelovaného palivového súboru. Úrovně 4 až 15 predstavujú časti s aktívnym palivom. Z priebehu teplôt je zjavné že nárast teploty začína od najvyššej časti paliva, ktorá je odokrytá ako prvá. Zvyšovanie teplôt v ďalších úrovniach potom odpovedá postupnému odparovaniu chladiva. Vrcholová teplota, ktorú pokrytie paliva dosiahne činí  $T=2400$  K. S dosiahnutím

vysokých teplôt pokrytia súvisí aj tepelné zlyhanie pokrytia, ku ktorému dochádza približne po 5 dňoch. K postupnému tepelnému zlyhaniu pokrytia dochádza až do vertikálnej úrovne paliva číslo 10. Spoločne s pokrytím sa ďalej ohrieva aj atmosféra v bazéne ako aj ďalšie konštrukčné časti. Jednou z nich je aj nosná doska roštu, ktorá taktiež dosiahne značných teplôt a dochádza k strate mechanickej podpory palivového súboru. To je dôvod zlyhania nižších úrovní paliva, aj napriek tomu že nedosiahli tak vysoké teploty ako ostatné úrovne, viď úrovne 4 a 8 na obrázku 5.2.

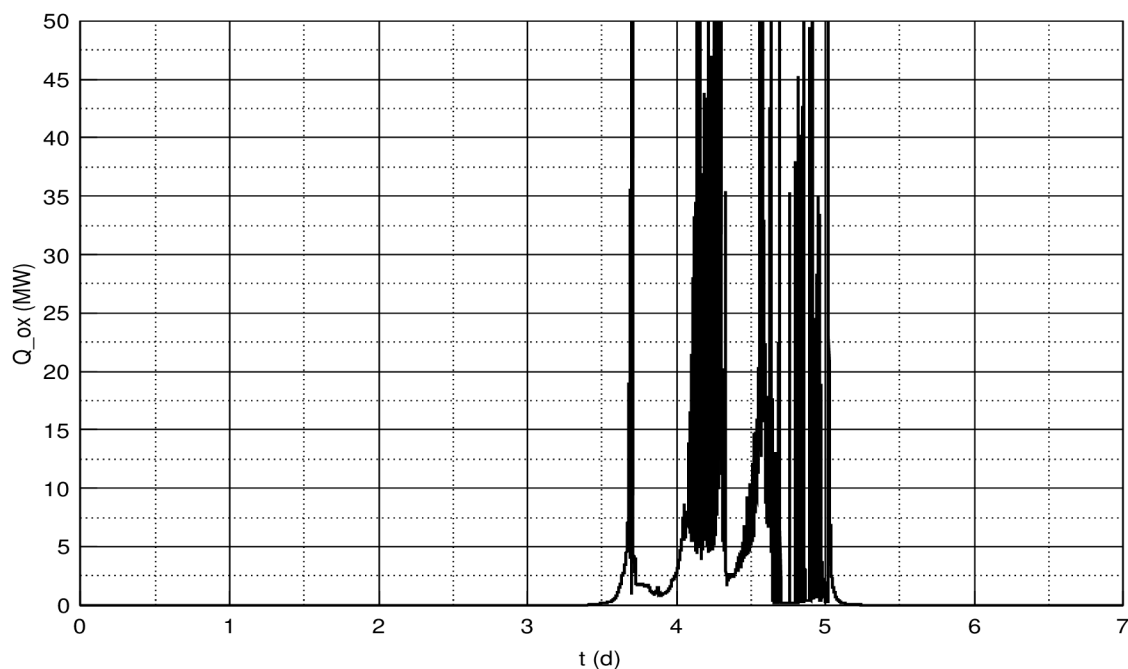
K taveniu podporných štruktúr, presnejšie roštov, dochádza skôr ako k tepelnému zlyhaniu pokrytia paliva. Teplota tavenia nehrdzavejúcej ocele je pre tento model nastavená na hodnotu  $T=1700$  K. Časový priebeh vývoja teploty roštov je na obrázku 5.3. Pre prehľadnosť sú znova zvolené rovnaké vertikálne úrovne ako pri teplote pokrytia. Zahrievanie pokrytia paliva ako aj konštrukčných častí z nehrdzavejúcej ocele má za následok oxidačné procesy s vodnou parou, ktorá je v bazéne prítomná. Oxidácia začína v momente odkrytia vrchnej časti paliva a pokračuje po celú dobu prítomnosti vodnej pary.



Obr. 5.3: Teplota roštov pri poruche so stratou chladenia

Výsledkom chemickej reakcie vodnej pary s inštrumentáciou v bazéne je tvorba značného množstva vodíku a tepla. Oxidačné reakcie za prítomnosti vodnej pary,

predstavujú silné exotermické procesy. Dochádza k vzniku značného tepla, čo má za následok prídavne otepľovanie pokrytia paliva a ďalších štruktúr nachádzajúcich sa v bazéne. Tepelný výkon generovaný v bazéne počas postupnej straty hladiny pri poruche so stratou chladenia je zobrazený na obrázku 5.4. Z grafického zobrazenia vidno, že dochádza ku generovaniu desiatok MW tepelného výkonu počas celej doby prítomnosti vodnej pary.

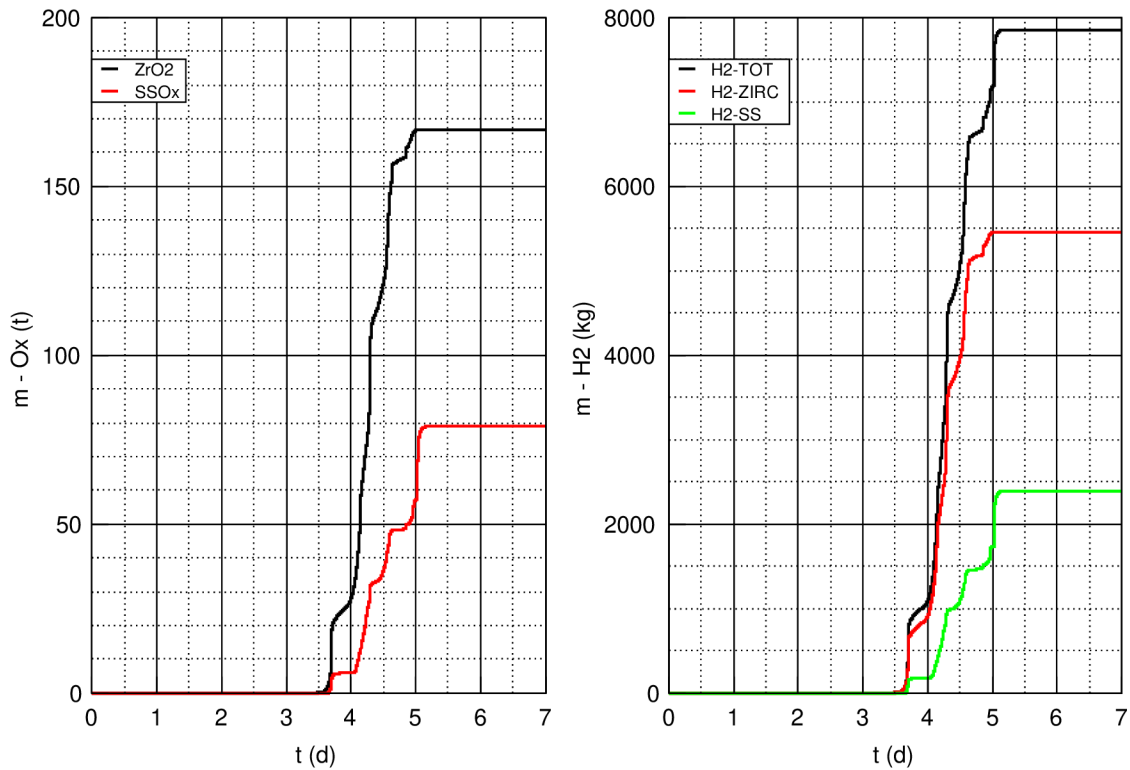


Obr. 5.4: Okamžitá hodnota generovaného oxidačného tepla pri poruche so stratou chladenia

Tvorba oxidov a generácia vodíku v bazéne, je zobrazená na obrázku 5.5. Oba priebehy sledujú podobný trend a ustávajú svoju hodnotu v momente kompletnej straty chladiacej vody v bazéne. Konečná hodnota hmotnosti oxidov predstavuje 164 t z oxidácie zirkónia, čo predstavuje takmer 100% obsahu zirkónia z počiatočného stavu bazéna. Hmotnosť oxidov z reakcie na nerezerovej oceli dosahuje hodnotu 76 t. Z pohľadu vzniknutého vodíku sa jedná o celkovú hmotnosť 7680 kg vodíku, kde približne 70% vzniklo z oxidačnej reakcií zirkónia a zvyšných 30% z oxidačnej reakcie nerezerovej oceli. Výsledné hodnoty z výpočtu oxidačných procesov sa budú líšiť podľa použitého oxidačného modelu, ktoré Melcor ponúka. V tomto prípade bol použitý model PSI. Vybrané modely pre oxidáciu parou a vzduchom boli Cathcart (para) a Hofmann-Birchley(vzduch). Počiatočná teplota pre oxidáciu pokrytia je v tomto modeli nastavená na  $T=600$  K.

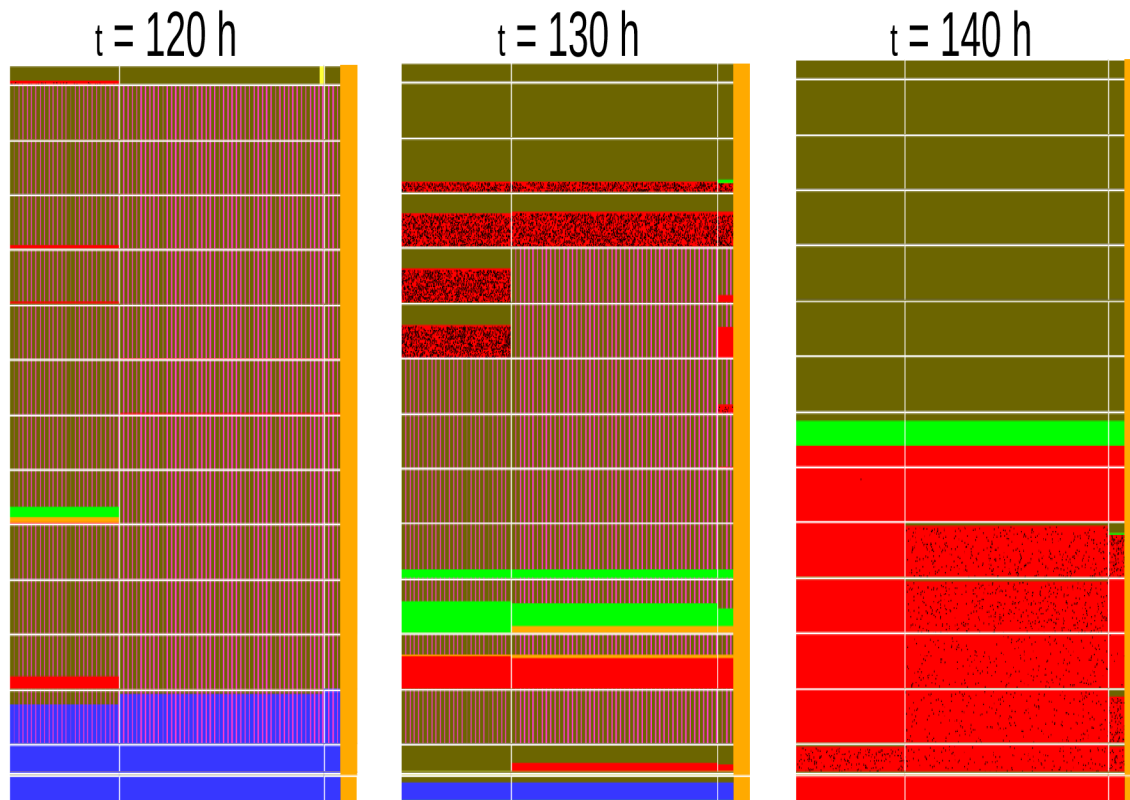
Konečným následkom poruchy so stratou chladenia je strata integrity uskladne-





Obr. 5.5: Tvorba oxidov a vodíku v bazéne pri poruche so stratou chladenia

ného paliva. Ako vyplíva zo zobrazených priebehov, dochádza k tepelnému zlyhaniu pokrytia paliva, roštov a ďalších podporných štruktúr. Palivo v tomto prípade môže zlyhať, alebo sa zrútiť dvoma spôsobmi. Prvým je tepelné zlyhanie, na základe lokálnej teploty danej axiálnej časti, ktorá prekročí nastavenú hodnotu. Druhým je strata mechanickej podpory, pri zlyhaní nosných častí v podobe nosnej dosky roštu, v dôsledku prekročenia nastavenej medznej teploty. V prípade poruchy so stratou chladenia sa uplatňujú oba procesy. Dochádza k postupnému zlyhávaniu palivového pokrytia vo vrchnej časti paliva, až do bodu kedy dôjde k otepleniu nosnej dosky nad jej kritickú teplotu. To vedie strate mechanickej podpory a zlyhaniu celej palivovej kazety. Stupeň degradácie vo vybratých časových úsekoch je animačne zobrazený v aplikácii SNAP, viď obrázok 5.6. V čase  $t=120$  h je stále v bazéne prítomne chladiivo v spodnej časti bazénu, dochádza ku generácii vodnej pary a oxidačné procesy stále prebiehajú. Spodná časť bazénu s palivom a podpornými štruktúrami je chladená, vrchná časť paliva sa ale značne zahrieva. V čase  $t=130$  h už v bazéne chladiivo takmer nieje, pokrytie vo vrchných častiach paliva už zlyhalo. Pokrytie a nosná doska v spodných častiach už taktiež dosahuje kritické teploty. V čase  $t=140$  h už došlo ku kompletnej degradácii paliva v dôsledku roztavenia pokrytia v kombinácii so stratou mechanickej podpory v dôsledku tepelného zlyhania nosnej dosky.



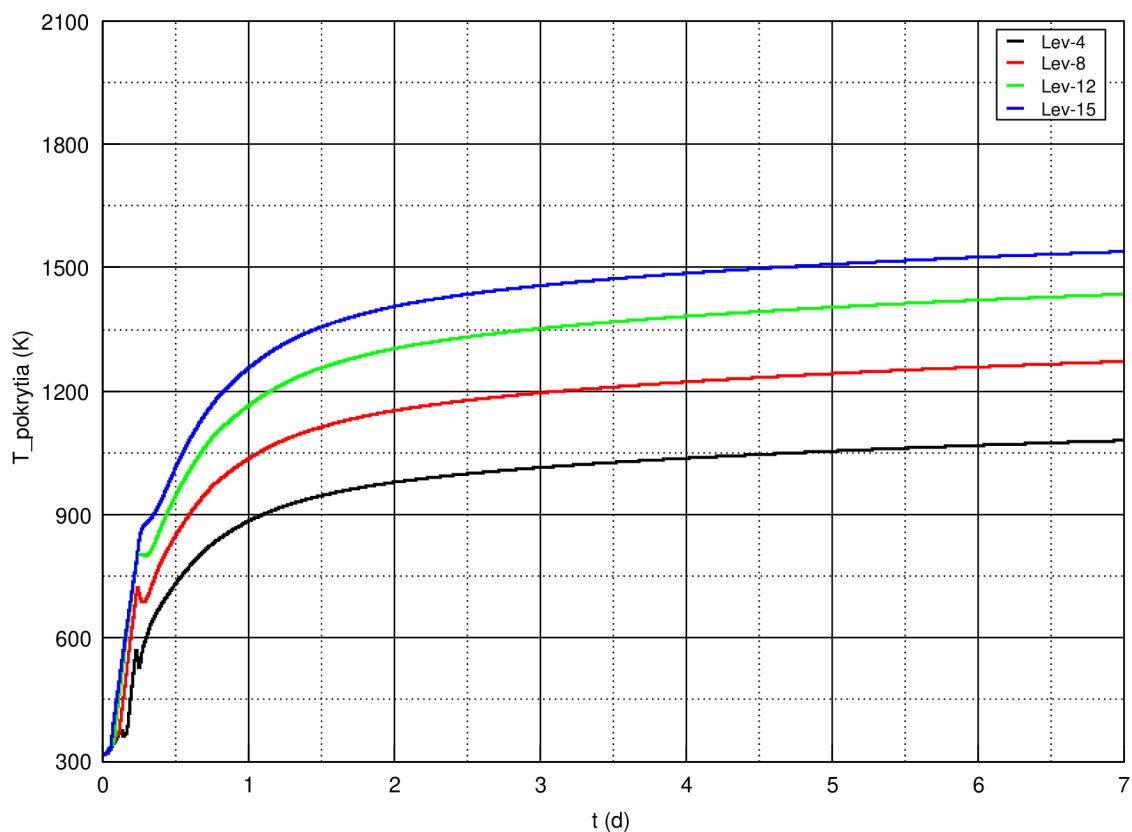
Obr. 5.6: Vývoj degradácie paliva v BSVJP pri poruche so stratou chladenia

## 5.2 Porucha so stratou chladiva

Druhou poruchou, s ktorou sa uvažuje pri analýze poruchových stavov v bazénoch s vyhoretým jadrovým palivom je porucha so stratou chladiva. V tomto prípade dochádza ku kompletnej strate chladiva už v čase  $t=5$  h. Rýchla strata chladiva obmedzuje vznik vodnej pary v objeme bazénu čím sa značne redukovujú oxidačné procesy. Dochádza len k oxidácií zirkoniového pokrytia na vzduchu, oxidácia na nehrdzavejúcej oceli nepriebeha. Odokrytie paliva má za následok zvyšovanie teploty jeho pokrytia tak ako aj v prvom prípade. Vývoj teploty pokrytia pre vybrané vertikálne úrovne paliva pre prípad poruchy so stratou chladiva je na obrázku 5.7.

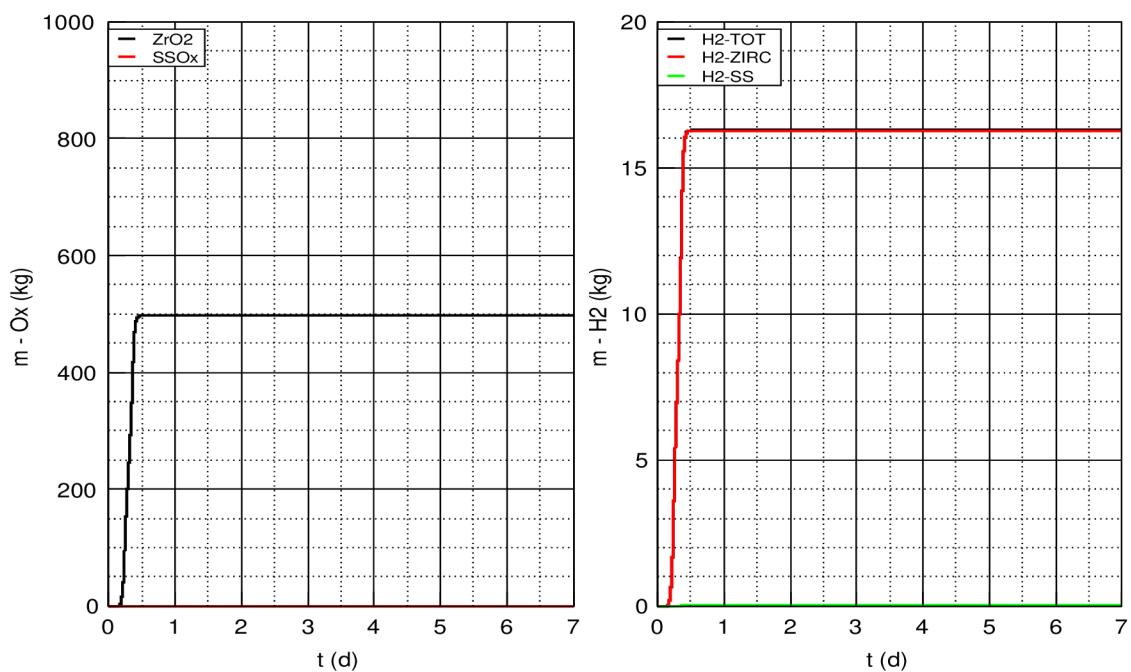
Z počiatku dochádza k prudkému nárastu teploty kde je za približne 4 hodiny dosiahnutá teplota pre oxidáciu, ktorá je v tomto modeli nastavená na  $T=600$  K. Nárast teploty začína ako prvý vo vrchných úrovniach palivovej kazety, ktoré sú odokryté ako prvé. V krátkom časovom úseku však dochádza ku zvyšovaniu teploty pokrytia vo všetkých úrovniach. Rozloženie teploty v axiálnom smere postupne narastá od spodnej časti paliva smerom nahor. To je spôsobené tým, že po kompletnej strate paliva vstupuje studený vzduch do spodnej časti roštu s uloženým palivom. Prúdiaci vzduch je postupne ohrievaný smerom nahor, kde odoberá teplo z paliva a

opúšťa rošt vo vrchnej časti. Oxidačná reakcia preto taktiež začína v hornej časti paliva. Rošty s jednotlivými palivovými kazetami sú modelované ako uzavreté trubky štvorcového tvaru, radiálne prúdenie medzi palivovými súbormi tak nieje v modeli uvažované.

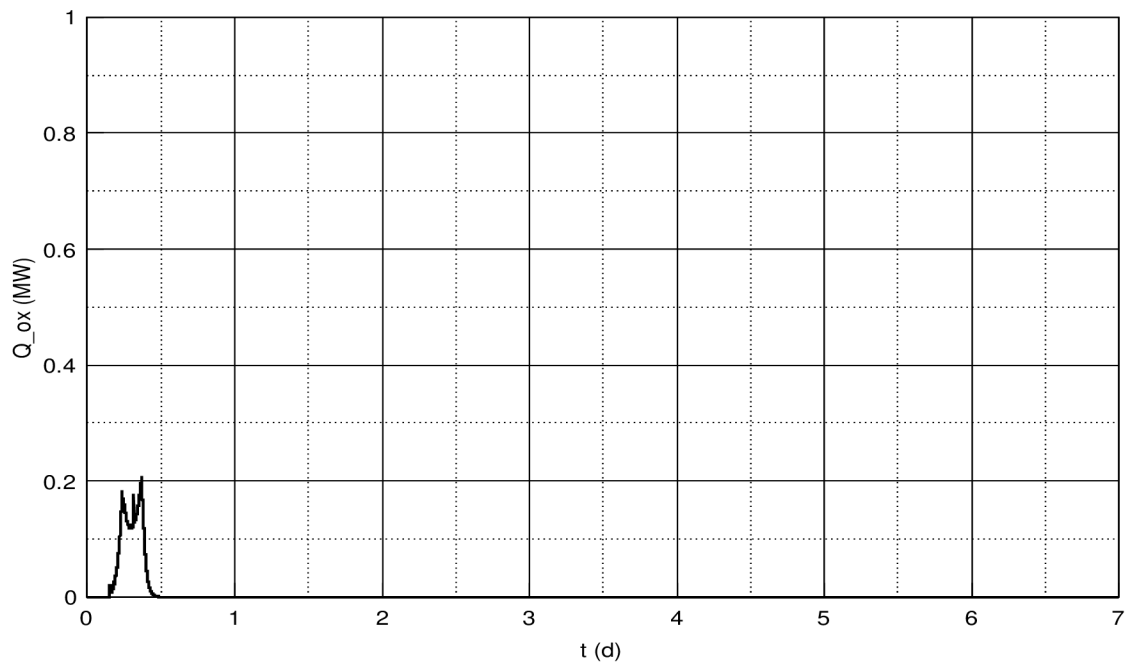


Obr. 5.7: Teplota pokrytia pri poruche so stratou chladiva

Oxidáciou zirkónia na vzduchu je vytvorená tenká vrstva oxidu a celý proces oxidácie zaniká približne po ďalších 5 hodinách. Nárast teploty sa následne spomalý, odvod tepla vzduchom sa stáva efektívnym a nedochádza tak k tepelnému zlyhaniu pokrytia. Pomalý vývoj teploty pokrytia v ďalšom sledovanom období tak poskytuje časové okno pre prípadne zásahy v procese zvládania poruchového stavu. Na obrázku 5.8 je zobrazené množstvo vytvoreného vodíku a oxidov. Z priebehov je viditeľné že dochádza len k oxidácií zirkónia so vzduchom. Rýchla strata chladiva zabraňuje vzniku vodnej pary, ktorá prispieva k oxidačným procesom tak ako tomu bolo pri poruche so stratou chladenia. Oxidácia častí z nehrdzavejúcej oceli preto tiež nepriebieha, výsledne množstvo oxidov a vodíku je menšie. Menší je preto aj generovaný tepelný výkon z oxidačných procesov, viď obrázok 5.9.



Obr. 5.8: Tvorba oxidov a vodíku v bazéne pri poruche so stratou chladiva



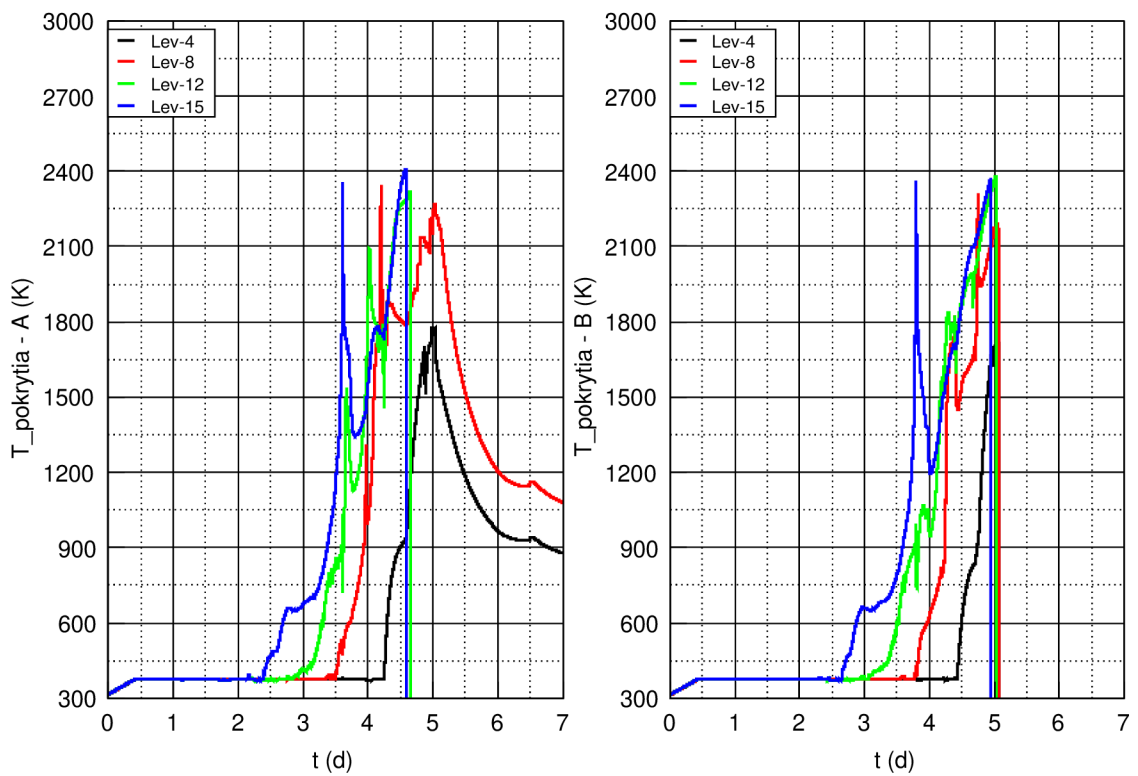
Obr. 5.9: Okamžitá hodnota generovaného oxidačného tepla pri poruche so stratou chladiva

## 5.3 Vplyv ventilácie

Havária v japonskej Fukushime, ktorá je významným motívom prečo sa podobné simulácie bazénov s vyhoretým palivom realizujú, poukázala aj na dôležitosť ventilačného systému budovy s BSVJP. Z výsledkov pre obe poruchy je zreteľný nárast teploty paliva a ďalších konštrukčných častí, kde sa hlavným mechanizmom odvodu tepla po strate chladiva, stáva prúdenie vzduchu. Pre obe poruchy tak bol do simulácií zahrnutý aj vplyv ventilačného výkonu na získane výsledky.

### 5.3.1 Ventilácia pri poruche so stratou chladenia

Pri poruche so stratou chladenia došlo k tepelnej degradácii paliva uloženého v BSVJP. Preto bol pre túto poruchu pridaný naviac prípad so zvýšením ventilačného výkonu. Pôvodný ventilačný výkon predstavoval kapacitu  $4,45 \text{ m}^3/\text{s}$ . Zvýšený výkon bol nastavený na dvojnásobnú hodnotu a teda  $8,9 \text{ m}^3/\text{s}$ . Vplyv ventilácie na teplotu pokrytia paliva je zobrazený na obrázku 5.10.



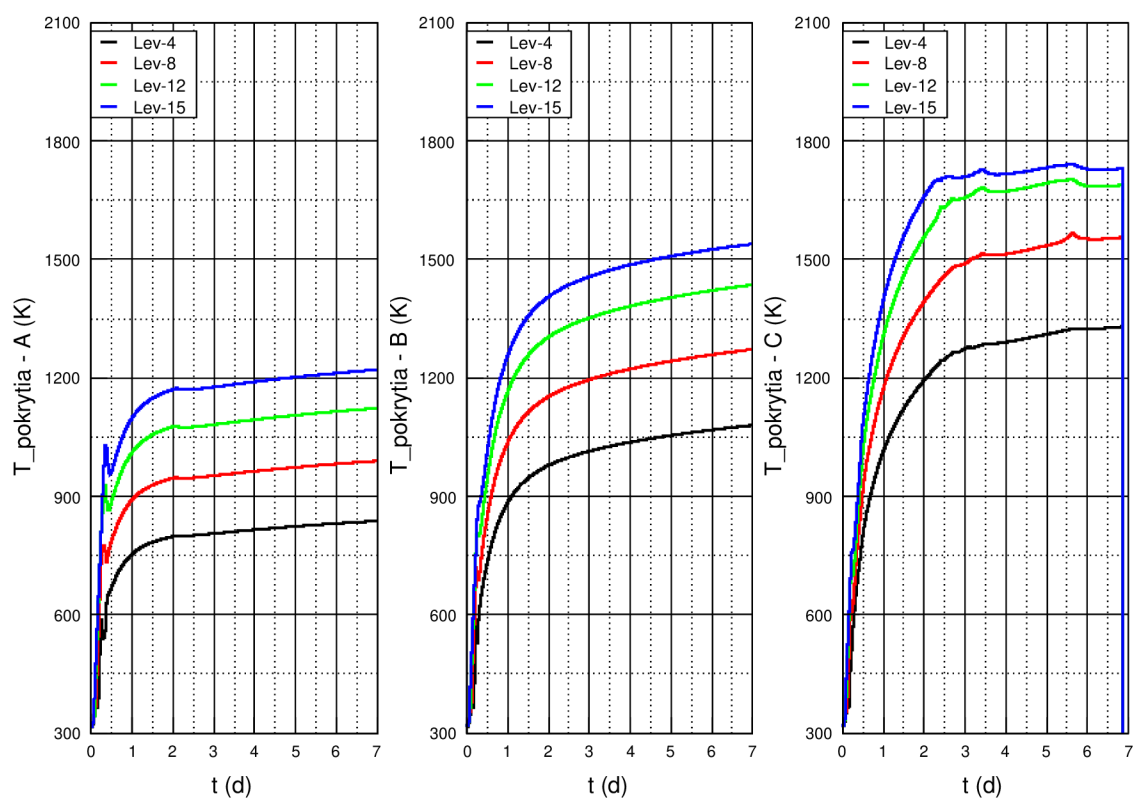
Obr. 5.10: Teplota pokrytia pri poruche so stratou chladenia: A) zvýšená ventilácia, B) pôvodná ventilácia

Z grafického zobrazenia je viditeľný priaznivý vplyv zvýšeného výkonu ventilácie. V prípade s posilnenou ventiláciou dochádza k lepšiemu odvodu tepla spojeného s

aktívnejším prúdením vzduchu v okolí paliva. To sa prejavuje na menšej degradácii pokrytia paliva. Taktiež nedochádza k strate mechanickej podpory v dôsledku ohrievania nosnej dosky roštu v spodnej časti bazénu. To je viditeľné na úrovniach 4 a 8 kde nedošlo pre prípad A) ku degradácii pokrytia paliva tak ako tomu bolo v prípade B).

### 5.3.2 Ventilácia pri poruche so stratou chladiva

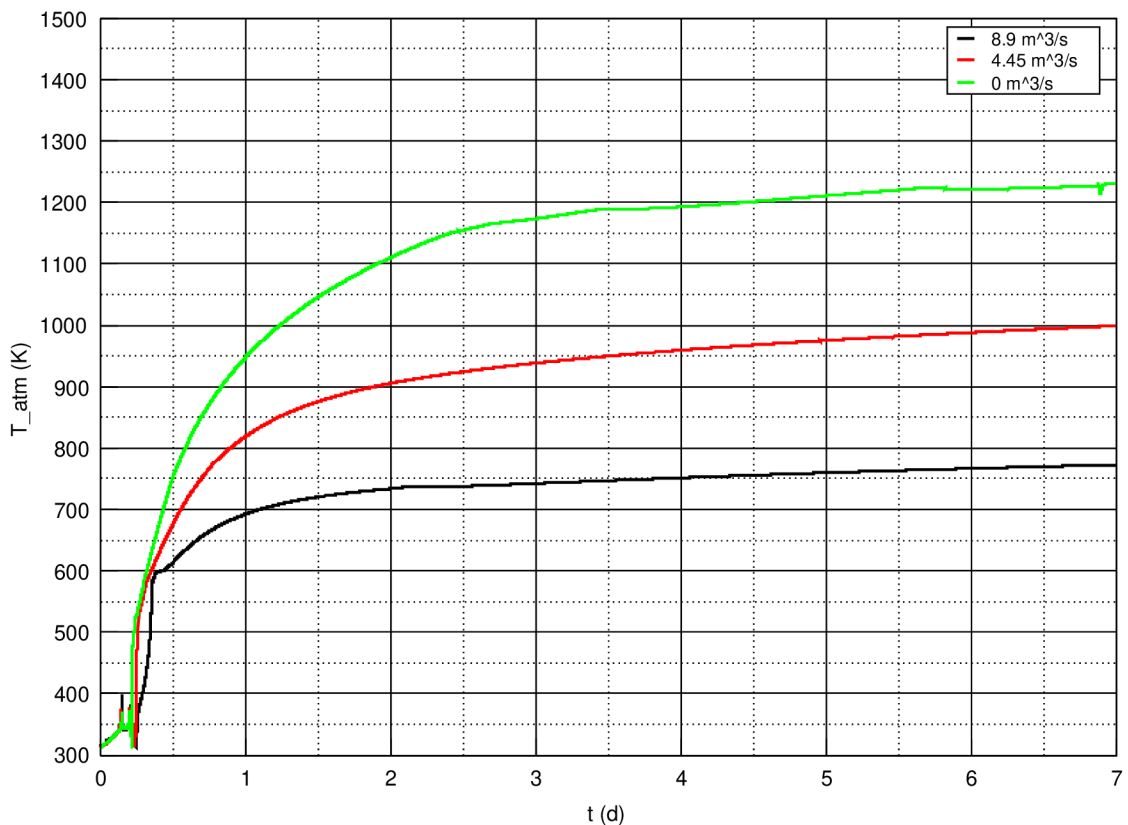
Narozdiel od poruchy so stratou chladenia nedošlo v prípade so stratou chladiva v pôvodnom usporiadaní, k degradácii paliva. Preto bol pre túto časť pridaný okrem vplyvu posilnenej ventilácie, aj vplyv kompletnej straty ventilácie. Porovnanie teploty pokrytia pre všetky tri stavy je uvedené na obrázku 5.11.



Obr. 5.11: Teplota pokrytia pri poruche so stratou chladiva: A)zvyšená ventilácia, B)pôvodná ventilácia C)žiadna ventilácia

Z grafického zobrazenia je viditeľný vplyv ventilácie na maximálnu teplotu pokrytia. Po šiestich hodinách dosiahne teplota pokrytia s plne fungujúcou ventiláciou teploty v okolí 1200 K, kdežto pri nefungujúcej ventilácii hodnoty presahujú 1700 K. Zásadným rozdielom medzi jednotlivými prípadmi je fakt že v prípade s nefungujúcou ventiláciou dochádza k zlyhaniu paliva. Palivo však nezlyháva na prekročenie

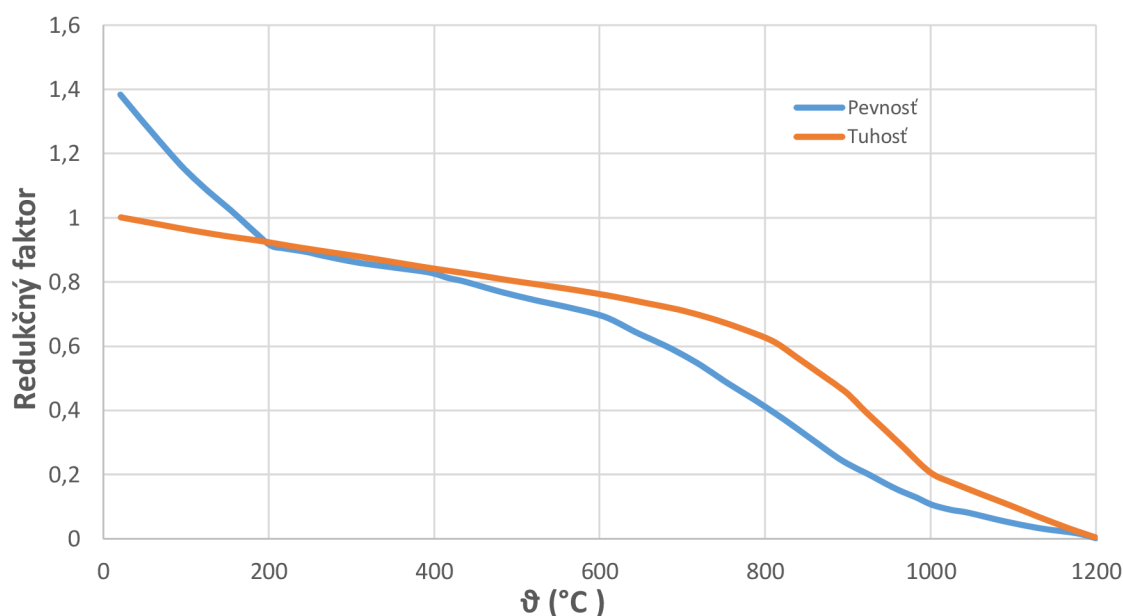
kritickej teploty v jednotlivých vrstvách ako tomu bolo v prípade poruchy so stratou chladenia, ale dochádza ku strate mechanickej podpory. Nakoľko je dej pomalý, teploty v celom systéme sa vyrovnávajú. Dochádza tak k výraznému nárastu teploty atmosféry v spodnej časti bazénu a ohrevu nosných dosiek roštov. Dosiahnutá teplota atmosféry v spodnej časti bazénu je uvedená na obrázku 5.12. Zlyhanie paliva je však nutné v tomto prípade chápať z pohľadu simulačného programu, ten uvažuje stratu mechanickej podpory, ako zlyhanie celej palivovej kazety. V realite však nedochádza k okamžitému zlyhaniu tohto paliva. Dochádza k nestabilite jeho mechanickeho uloženia a prípadnej relokácií celej kazety. Relokáciou v tomto prípade možno rozumieť posun kazety z pôvodnej polohy do nižšej časti bazénu, prípadne kontakt s podlahou. Toto má za následok zhoršenie podmienok pre odvod tepla. Zhoršené podmienky pre odvod tepla môžu následne viesť k tepelnému zlyhaniu pokrytia. To však nastane až v dlhšom časovom okne, ktoré už nieje záberom tejto práce.



Obr. 5.12: Teplota atmosféry v spodnej časti bazénu

## 5.4 Tepelná odolnosť nosnej dosky

Výhodnými vlastnosťami nehrdzavejúcej ocele je dobrá kombinácia vlastností ako pevnosť a odolnosť voči oxidácií pri zvýšenom tepelnom zatažení. Nehrdzavejúca oceľ sa preto úspešne využíva v priemysle s pracovnými teplotami nad 500 °C. Tieto teploty nie sú pri bežnej prevádzke v bazéne s vyhoreným palivom dosiahnuté. Pri oboch sledovaných poruchách však dochádza k dosiahnutiu oveľa vyšších teplôt, ktoré vedú k strate mechanickej podpory. So zvyšujúcou teplotou sa znižuje pevnosť aj tuhosť materiálu. Pri teplotách v okolí  $T=1200$  K predstavuje redukčný faktor pre pevnosť materiálu už len hodnoty 0,1. Teplotná závislosť pre pevnosť a tuhosť nerezovej ocele je uvedená na obrázku 5.13. Redukčný faktor vyjadruje pomer medzi dizajnovanou pevnosťou pri zvýšenej teplote a pevnosťou pri izbovej teplote. Hodnoty redukčného faktora vyššie ako 1 pre nízke teploty, súvisia so spôsobom určovania hodnôt pevnosti. Postup určovania koeficientov je bližšie uvedený v [48].

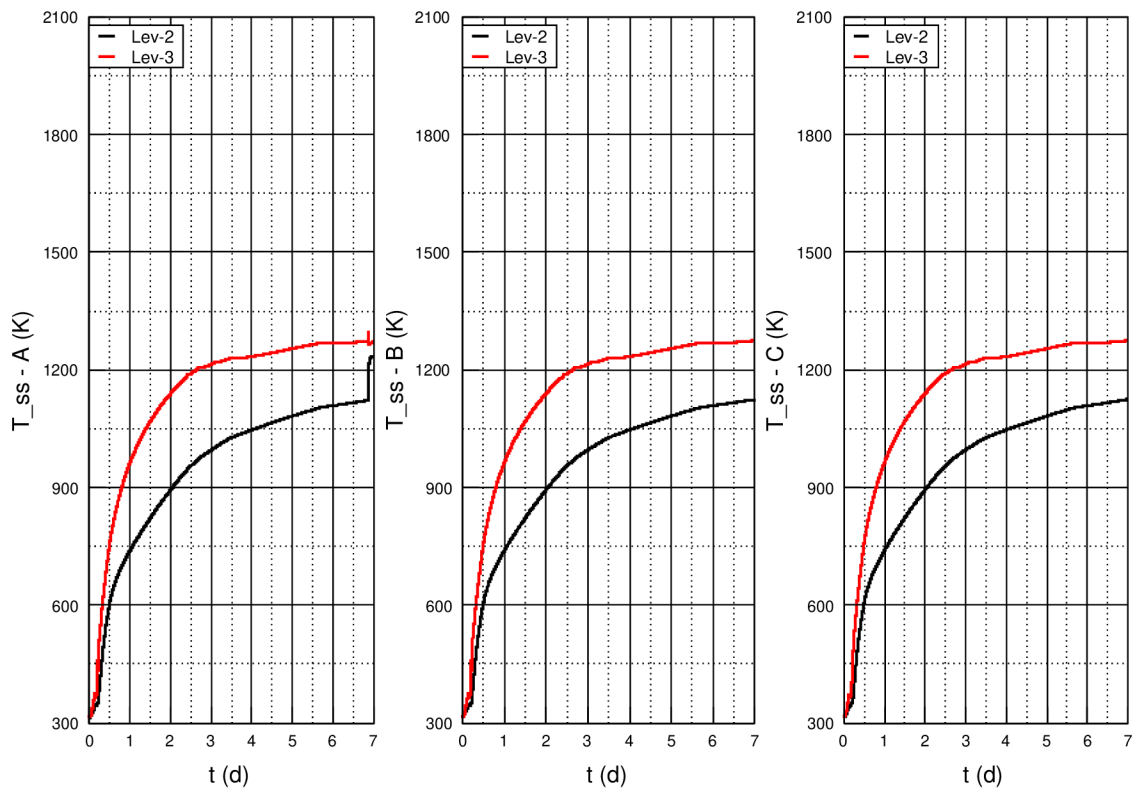


Obr. 5.13: Teplotná závislosť pevnosti a tuhosti pre nehrdzavejúcu oceľ

V prípade poruchy so stratou chladiva pri nefungujúcej ventilácii dochádza k zlyhaniu paliva práve v dôsledku straty mechanickej podpory. Je to vplyvom povahy scenára a dlhej doby jeho trvania. Preto bola pre tento prípad v rámci simulovaného scenára doplnená ešte jedna skúška senzitivity. Bol simulovaný vplyv nastavenej teploty zlyhania podporných štruktúr, presnejšie nosných dosiek na výsledok. Medzné teploty boli nastavené na: A)1250 K, B)1300 K, C)1500 K. Výsledkom je obrázok 5.14, ktorý poukazuje že pri dostatočne vysokej tepelnej odolnosti materiálu pre



nosné konštrukcie, v tomto prípade nosnej dosky roštu, nedochádza ku strate mechanickej podpory a teda zlyhaniu paliva. Je však nutné podotknúť že sa jedná len o možnosti simulačného modelu. Výsledky sú dosiahnuté čisto nastavením vrcholovej hodnoty pre teplotu zlyhania a neboli zmenené žiadne vlastnosti materiálu. Použitie iného materiálu by mohlo priniesť požadovaný výsledok, došlo by však aj k ovplyvneniu ďalších parametrov. Skúmanie týchto zmien otvára ďalšiu komplexnú časť, ktorá ale nieje cieľom tejto práce.



Obr. 5.14: Teplota nosnej dosky roštu



## Záver

Havária v japonskej Fukushime patrí medzi najväčšie katastrofy jadrovej energetiky. Táto udalosť spustila silnú vlnu diskusií o bezpečnosti jadrových elektrární. Pozornosť sa v rámci hodnotenia následkov upriamila aj na bezpečnosť bazénov s vyhoretým jadrovým palivom. To sa premietlo aj do simulačných a výpočtových softvérov, ktoré do svojich štruktúr implementovali nástroje na modelovanie takýchto bazénov. Táto diplomová práca sa zaoberala tvorbou a úpravou simulačného modelu bazénu s vyhoretým jadrovým palivom v prostredí Melcor. Medzi sledované fenomény patria dve poruchy, ktoré sa v odbornej literatúre objavujú najčastejšie a to porucha so stratou chladiva a porucha so stratou chladenia.

Hlavný rozdiel medzi oboma scenármi je rýchlosť vývoja poruchy a tým spojená odozva nadväzujúcich procesov. Pri poruche so stratou chladenia dochádza k postupnému vyparovaniu chladiva z bazénu, ktoré v tomto prípade trvá až 5 dní. Na druhej strane pri poruche so stratou chladiva, je palivo odhalené v krátkom čase a kompletná strata chladiva nastáva už po 5 hodinách. Prítomnosť chladiva v bazéne ovplyvňuje tvorbu vodnej pary v bazéne a významne určuje rozsah oxidačných procesov, ktoré v bazéne prebiehajú. Pri oxidácií vzniká značné množstvo tepla, ktoré prispieva k ďalšiemu ohrevu uskladneného paliva. Nielenže sa pri oxidácií zirkoniového pokrytia s vodnou parou generuje väčšie množstvo tepla ako pri oxidácií na vzduchu, pri výskyte vodnej pary dochádza k oxidácií aj ďalších častí z nerezovej ocele nachádzajúcich sa v bazéne. Pri oxidácií na vzduchu sa generuje tepelný výkon v desiatkach kW počas niekoľkých hodín, kdežto pri existencii vodnej pary sa generujú desiatky MW po dobu niekoľkých dní.

Výsledkom simulovaných porúch je degradácia paliva a roštov, ktoré sa v bazéne nachádzajú. Výsledky ukazujú že pri rýchlej strate chladiva nedochádza k tepelnému zlyhaniu pokrytia paliva. Jednotlivé scenáre dokazujú že je možné udržať teplotu pokrytia pod kritickou hodnotou tak aby nezlyhalo, pokiaľ je prítomný dostatočne veľký ventilačný výkon. Ani v prípade s nefunkčnou ventiláciou nedochádza k tepelnému zlyhaniu pokrytia, dochádza tu však k tepelnému zlyhaniu základovej dosky roštu. Skúška senzitivity v práci potom ukazuje že zvýšením teploty zlyhania základovej dosky je možné predísť aj tomuto javu.

V prípade poruchy so stratou chladenia je strata chladiva značne pomalšia, degradácia paliva je však väčšieho rozsahu. V oboch sledovaných prípadoch tejto poruchy dochádza k tepelnému zlyhaniu pokrytia. Je tu síce znateľný vplyv výkonu ventilácie na konečný rozsah degradácie, ani zvýšená ventilácia však nezabráni zlyhaniu pokrytia vo vrchnej časti paliva. Príčinou je už spomenutá oxidácia, ktorá v tomto prípade generuje oveľa väčšie množstvo tepla ako pri rýchlej strate chladiva. Tieto výsledky len potvrdzujú dôležitosť sledovania hladiny v bazéne s vyhoretým

palivom. Aj keď je strata chladiva pomalá, predstavuje v dlhšom časovom horizonte vyššie riziko ako náhla strata chladiva.

Najväčším prínosom uvedených výsledkov je poukázanie na rozdiel vo vývoji sledovaných parametrov a ich závislosť na rýchlosti poruchy, respektíve prítomnosti vodnej pary. Keďže neexistujú experimentálne podklady pre výsledky, ich platnosť a presnosť závisí na použitých predpokladoch simulácie. Spresnenie vstupných predpokladov v oblasti inventára štiepných produktov, modelovania paliva atď. bude viesť k teoreticky presnejším výpočtom, je však nutné uvážiť aj výpočtový čas. Nakoľko sa jedná o poruchy s dlhým vývojom v čase, sú kladené vysoké nároky na výpočtový čas.

# Literatúra

1. IAEA. *OPERATION AND MAINTENANCE OF SPENT FUEL STORAGE AND TRANSPORTATION CASKS/CONTAINERS*. IAEA-TECDOC-1532. Vienna: IAEA, 2007. ISBN 92-0-115006-7.
2. *Nuclear Fuel and its Fabrication*. [B.r.]. Dostupné tiež z: <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/conversion-enrichment-and-fabrication/fuel-fabrication.aspx>.
3. ONUFRIEV, V. Design and fabrication of nuclear fuel for WWER and RBMK reactors. In: [b.r.]. Dostupné tiež z: <https://indico.ictp.it/event/a04215/session/26/contribution/16/material/0/1.pdf>.
4. V.SLUGENĽ. *Jadrovo-Energetické zariadenia: Skriptá*. 2003. vyd. Bratislava: Slovenská Technická Univerzita, [b.r.].
5. LAMARSH, John R. *Introduction to nuclear engineering*. 3rd ed. Ed. BARATTA, Anthony John. Upper Saddle River, NJ: Prentice Hall, 2001. Addison-Wesley series in nuclear science and engineering. ISBN 0201824981. Includes bibliographical references and index.
6. DAM, H.van. *Nuclear Reactor Physics: lecture notes AP3341*. 1. vyd. Delft: Delft University of Technology, 2005.
7. REST, J.; COOPER, M.W.D.; SPINO, J.; TURNBULL, J.A.; VAN UFFELLEN, P.; WALKER, C.T. Fission gas release from UO<sub>2</sub> nuclear fuel: A review. *Journal of Nuclear Materials*. 2019, roč. 513, s. 310–345. ISSN 0022-3115. Dostupné z DOI: <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2018.08.019>.
8. YOSHIDA, Tadashi. Behavior of Spent LWR Fuel Decay Heat: For Better Insight into Fukushima-Daiichi Accident. In: *Insights Concerning the Fukushima Daiichi Nuclear Accident Vol. 1*. The Atomic Energy Society of Japan, 2021, s. 88–95. Dostupné z DOI: [10.15669/fukushimainsights.vol.1.88](https://doi.org/10.15669/fukushimainsights.vol.1.88).
9. WIGELAND; A.ROALD; BAUER; H.THEODORE; FANNING; H.THOMAS; MORRIS; E.EDGAR. Separations and Transmutation Criteria to Improve Utilization of a Geologic Repository. *Nuclear Technology*. 2006, roč. 154, č. 1, s. 95–106. ISSN 1943-7471. Dostupné z DOI: [10.13182/nt06-3](https://doi.org/10.13182/nt06-3).
10. ALVAREZ; ROBERT; BEYEA; JAN; JANBERG; KLAUS; KANG. Reducing the Hazards from Stored Spent Power-Reactor Fuel in the United States. *Science amp; Global Security*. 2003, roč. 11, č. 1, s. 1–51. ISSN 1547-7800. Dostupné z DOI: [10.1080/08929880309006](https://doi.org/10.1080/08929880309006).
11. IAEA. *Storage of spent nuclear fuel: specific safety guide*. 1. vyd. Vienna: IAEA, 2012. ISBN 978-92-0-115110-0.

12. *Status Report on Spent Fuel Pools under Loss-of-Cooling and Loss-of-Coolant Accident Conditions Final Report*. NEA/CSNI/R(2015)2. Nuclear Safety NEA, 2015.
13. ENGINEERING, ERIN; RESEARCH, Inc. *Spent Fuel Pool Accident Characteristics: 2013 TECHNICAL REPORT*. Zv. 2013. 1. vyd. EPRI, 2013.
14. *Vyhláška 190/2000 Z. z. Úradu jadrového dozoru Slovenskej republiky: Podrobnosti o nakladaní s rádioaktívnymi odpadmi a vyhoretým jadrovým palivom*. [B.r.].
15. IAEA. *Design of spent fuel storage facilities*. 1. vyd. Vienna: IAEA, 1994. ISBN 92-0-104994-3.
16. S.K.MOUSAVIAN; A.S.SHIRANI; F.D'AURIA. Analysis of loss of cooling accident in VVER-1000/V446 spent fuel pool using RELAP5 and MELCOR codes. *Nuclear Engineering and Technology*. 2023, roč. 55, č. 8, s. 3102–3113. ISSN 1738-5733. Dostupné z DOI: <https://doi.org/10.1016/j.net.2022.12.031>.
17. US.NRC. Spent Fuel Pool Cooling and Cleanup System. *Westinghouse Technology systems manual*. 2021. Dostupné tiež z: <https://www.nrc.gov/docs/ML1122/ML11223A323.pdf>.
18. ENERGY, U.S. Department of. DOE FUNDAMENTALS HANDBOOK THERMODYNAMICS, HEAT TRANSFER, AND FLUID FLOW. *DOE-HDBK-1012/3-92*. 1992, roč. 3. DOE-HDBK-1012/3-92.
19. P.K.VIJAYAN, A.K. Nayak. NATURAL CIRCULATION SYSTEMS: ADVANTAGES AND CHALLENGES - I. *IAEA Training Course on Natural Circulation Phenomena and Passive Safety Systems in Advanced Water-Cooled Reactors, ICTP, Trieste, Italy, 17-21 May 2010*. 2010.
20. OMIDIFARD, P.; PIROUZMAND, A.; HADAD, K. Analysis of loss of cooling and loss of coolant severe accident scenarios in VVER-1000/V446 spent fuel pool. *Annals of Nuclear Energy*. 2020, roč. 138, s. 107205. Dostupné z DOI: [10.1016/j.anucene.2019.107205](https://doi.org/10.1016/j.anucene.2019.107205).
21. A.YUKIYA. *The Fukushima Daiichi Accident*. Vienna: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2015. Non-serial Publications. ISBN 978-92-0-107015-9. Dostupné tiež z: <https://www.iaea.org/publications/10962/the-fukushima-daiichi-accident>.
22. HUNG; VIJAY; PEI; CHEN; TSAI. The development of a three-dimensional transient CFD model for predicting cooling ability of spent fuel pools. *Applied Thermal Engineering*. 2013, roč. 50, č. 1, s. 496–504. ISSN 1359-4311. Dostupné z DOI: <https://doi.org/10.1016/j.applthermaleng.2012.06.042>.

23. IAEA. *Phenomenology, Simulation and Modelling of Accidents in Spent Fuel Pools*. IAEA-TECDOC-1949. Vienna: IAEA, 2021.
24. *Phenomena Identification and Ranking Table: R&D Priorities for Loss-of-Cooling and Loss-of-Coolant Accidents in Spent Nuclear Fuel Pools*. 1. vyd. Paris: NEA, 2018.
25. SALAH, Anis; VLASSEN BROECK, Jacques. Survey of some Safety Issues related to some specific phenomena under Natural Circulation flow conditions. In: 2012.
26. S.YANG; Y.KATSUMURA; S.YAMASHITA; C.MATSUURA; D.HIROISHI; P.LERTNAISAT; M.TAGUCHI. Radiolysis of boiling water. *Radiation Physics and Chemistry*. 2016, roč. 123, s. 14–19. ISSN 0969-806X. Dostupné z DOI: <https://doi.org/10.1016/j.radphyschem.2016.02.008>.
27. M.STEINBRÜCK. Prototypical experiments relating to air oxidation of Zircaloy-4 at high temperatures. *Journal of Nuclear Materials*. 2009, roč. 392, č. 3, s. 531–544. ISSN 0022-3115. Dostupné z DOI: <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2009.04.018>.
28. *Fuel Behavior under Abnormal Conditions: NUREG/KM-0004*. 1. vyd. Washington: US N.R.C, 2013. Dostupné tiež z: <https://www.nrc.gov/docs/ML1302/ML13028A421.pdf>.
29. CRONENBERG, A.W. Analysis of High Burnup Fuel Behavior During LOCA, PCM and Operational Transients. In: *International Topical Meeting on Light Water Reactor Fuel Performance Portland*. US N.R.C, 1997. Dostupné tiež z: <https://www.nrc.gov/docs/ML0824/ML082460614.pdf>.
30. JAECKEL, Bernd; BIRCHLEY, Jonathan; FERNANDEZ-MOGUEL, Leticia. *Spent Fuel Pool Under Severe Accident Conditions*. Zv. Volume 3: Next Generation Reactors and Advanced Reactors; Nuclear Safety and Security. 2014. International Conference on Nuclear Engineering. Dostupné z DOI: 10.1115/ICONE22-30729.
31. CAPPS, Nathan; JENSEN, Colby; CAPPIA, Fabiola; HARP, Jason; TERRANI, Kurt; WOOLSTENHULME, Nicolas; WACHS, Daniel. A Critical Review of High Burnup Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal under Loss-Of-Coolant Accident Conditions. *Journal of Nuclear Materials*. 2021, roč. 546, s. 152750. ISSN 0022-3115. Dostupné z DOI: <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2020.152750>.

32. COLLE; HIERNAUT; PAPAIOANNOU; RONCHI; SASAHARA. Fission Product Release in High-Burnup UO<sub>2</sub> Oxidised to U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>. *JOURNAL OF NUCLEAR MATERIALS*. 2006, roč. 348, s. 229–242. Dostupné z DOI: 10.1016/j.jnucmat.2005.09.024.
33. SEHGAL, B. R. (ed.). *Nuclear safety in light water reactors : Severe Accident Phenomenology*. 2012. ISBN 9780123884466. Dostupné z DOI: 10.1016/C2010-0-67817-5. QC 20170621.
34. *UM TO FUKUSHIMA: JAPAN'S TRIPLE DISASTER EXPLAINED*. [B.r.]. Dostupné tiež z: <https://missoulacurrent.com/montana-japan-tsunami-earthquake/>.
35. XU, Hong; ZHANG, Baorui; LIU, Yuechan. New safety strategies for nuclear power plants: A review. *International Journal of Energy Research*. 2021, roč. 45, č. 8, s. 11564–11588. ISSN 1099-114X. Dostupné z DOI: 10.1002/er.6657.
36. US.NRC. ISSUANCE OF ORDER TO MODIFY LICENSES WITH REGARD TO RELIABLE HARDENED CONTAINMENT VENTS CAPABLE OF OPERATION UNDER SEVERE ACCIDENT CONDITIONS: EA-13-109. 2013, roč. 2013. Dostupné tiež z: <https://www.nrc.gov/docs/ML1314/ML13143A321.pdf>.
37. US.NRC. ORDER MODIFYING LICENSES WITH REGARD TO RELIABLE SPENT FUEL POOL INSTRUMENTATION: NRC-2012-0067. [B.r.], roč. 2012. Dostupné tiež z: <https://www.nrc.gov/docs/ML1205/ML12056A044.pdf>.
38. *IAEA Report on Reactor and Spent Fuel Safety in the Light of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant*. Vienna: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2012. Action Plan on Nuclear Safety Series. Dostupné tiež z: <https://www.iaea.org/publications/10443/iaea-report-on-reactor-and-spent-fuel-safety-in-the-light-of-the-accident-at-the-fukushima-daiichi-nuclear-power-plant>.
39. US.NRC. REQUEST FOR INFORMATION PURSUANT TO TITLE 10 OF THE CODE OF FEDERAL REGULATIONS 50.54(f) REGARDING RECOMMENDATIONS 2.1,2.3, AND 9.3, OF THE NEAR-TERM TASK FORCE REVIEW OF INSIGHTS FROM THE FUKUSHIMA DAI-ICHI ACCIDENT. 2012, roč. 2012. Dostupné tiež z: <https://www.nrc.gov/docs/ML1205/ML12053A340.pdf>.
40. *Design of Reactor Facilities: Nuclear Power Plants: REGDOC-2.5.2*. 1. vyd. Ontario: Canadian Nuclear Safety Commison, 2014. ISBN 978-1-100-23762-6.



41. GUEN, B.Le. EDF FARN (fast action force in case of nuclear accident) - Focus on radiation protection of workers. *NEA-ISOE-06-2014*. 2014. Dostupné tiež z: [https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig\\_q=RN:45089853](https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:45089853).
42. CARO, Rafael. CAE, THE SPANISH EMERGENCY SUPPORT CENTER, A CENTRALIZED AND SHARED EMERGENCY SUPPORT SERVICE FOR BEYOND DESIGN BASIS. *Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science*. 2016, roč. 2. Dostupné z DOI: 10.1115/1.4032641.
43. New Regulatory Requirements for Light-Water Nuclear Power Plants. 2013. Dostupné tiež z: <https://www.iaea.org/sites/default/files/requirements160913.pdf>.
44. *OECD-IAEA Paks Fuel Project*. Vienna: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2010. Non-serial Publications. Dostupné tiež z: <https://www.iaea.org/publications/8243/oecd-iaea-paks-fuel-project>.
45. HUMPHRIES, L.L. *MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 2: Reference Manual: SAND2023-10994 O. 2.2 r2023.0*. Washington: U.S.NRC, 2023.
46. L.HUMPHRIES; R.GAUNTT. MELCOR 22 Severe Accident Analysis Code – Current Status and Plans for Future: (IAEA-TECDOC-1872). 2019. Dostupné tiež z: <https://www.osti.gov/servlets/purl/1513446>.
47. D'ONORIO, M.; MAGGIACOMO, A.; GIANNETTI, F.; CARUSO, G. Analysis of Fukushima Daiichi unit 4 spent fuel pool using MELCOR. *Journal of Physics: Conference Series*. 2022, roč. 2177, č. 1, s. 012020. ISSN 1742-6596. Dostupné z DOI: 10.1088/1742-6596/2177/1/012020.
48. GARDNER, L.; INSAUSTI, A.; NG, K.T.; ASHRAF, M. Elevated temperature material properties of stainless steel alloys. *Journal of Constructional Steel Research*. 2010, roč. 66, č. 5, s. 634–647. ISSN 0143-974X. Dostupné z DOI: <https://doi.org/10.1016/j.jcsr.2009.12.016>.



# Zoznam symbolov a skratiek

<b>EDMG</b>	Extensive Damage Mitigation Guidelines Usmernenie na zmiernenie rozsiahlych škôd
<b>SAMG</b>	Severe Accident Management Guideline Usmernenie na riadenie ťažkých nehôd
<b>EOP</b>	Emergency Operating Procedure Núdzový postup prevádzky
<b>LOLA</b>	Loss of Large Area Strata veľkého územia
<b>DiD</b>	Defence in Depth Ochrana do hĺbky
<b>US.NRC</b>	United States Nuclear Regulatory Commission Regulačný úrad USA
<b>FLEX</b>	Diverse and Flexible Mitigation Capability Rôznorodá a flexibilná schopnosť zmierňovania následkov nehody
<b>CCF</b>	Common Cause Failure Spoločná príčina poruchy
<b>SFC</b>	Single Failure Criterion Kritérium jednej poruchy
<b>IAEA</b>	International Atomic Energy Agency Medzinárodná agentúra pre atómovú energiu
<b>INES</b>	International Nuclear and Radiological Event Scale Medzinárodná stupnica jadrových a radiačných udalostí
<b>BSVJP</b>	Bazén s vyhoretým jadrovým palivom
<b>PSI</b>	Paul Scherrer Institut
<b>COR</b>	Core package balíček aktívnej zóny
<b>CVH</b>	Control Volume Hydrodynamics package balíček riadeného objemu

<b>RN</b>	Radionuclides package balíček rádionuklidov
<b>FL</b>	Flow Path package balíček prietokových ciest
<b>HS</b>	Heat Structures package balíček tepelných štruktúr
<b>COR</b>	Decay Heat package balíček zbytkového tepla
<b>PWR</b>	Pressurized water reactor tlakovodný reaktor
<b>BWR</b>	Boiling water reactor varný reaktor
<b>HWR</b>	Pressurized heavy-water reactor ťažkovodný reaktor
<b>GCR</b>	Gas-cooled reaktor plynom chladený reaktor
<b>VVER</b>	tlakovodný reaktor východného typu
<b>DBA</b>	Design basis accident projektová havária