



ČESKÉ VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V PRAZE

FAKULTA ELEKTROTECHNICKÁ

Katedra Elektroenergetiky

Výpočet těžké havárie jaderného reaktoru GFR v důsledku ztráty napájení

Diplomová práce

Vypracoval: Bc. Petr Vácha

Vedoucí práce: Ing. Ladislav Bělovský, CSc.

Praha 2014

ZADÁNÍ

Pokyny

1. Stručná rešerše výzkumných projektů GFR se zaměřením na problematiku zajištěného napájení vlastní spotřeby a řešení těžké havárie.
2. Fenomenologie havárie reaktoru GFR se zaměřením na inicializační události z oblasti výpadku napájení VS a selhání jeho zálohy.
3. Popis výpočtového kódu MELCOR - Struktura, modely, rozsah použití.
4. Popis modelu reaktoru GFR pro kód MELCOR - Zjednodušující předpoklady, nodalizace.
5. Výpočet těžké havárie reaktoru GFR způsobené celkovou ztrátou napájení - vyhodnocení časování degradace aktivní zóny reaktoru.

Literatura

- [1] R.Stainsby et al. : Gas cooled fast reactor research in Europe, Nuclear Engineering and Design 241 (2011), p. 3481– 3489
- [2] IAEA Safety Standards Series NS-G-1.8: Design of Emergency Power Systems for Nuclear Power Plants (Safety Guide), STI/PUB/1188 (ISBN:92-0-103504-7), 2004
- [3] W. F. G. van Rooijen: Gas-Cooled Fast Reactor: A Historical Overview and Future Outlook, Science and Technology of Nuclear Installations Volume 2009 (2009), Article ID 965757
- [4] F. Bertrand et al.: Synthesis of the safety studies carried out on the GFR2400, Nuclear Engineering and Design 237 (2007), p. 1618–1627

PROHLÁŠENÍ

Prohlašuji, že jsem diplomovou práci na téma „Výpočet těžké havárie jaderného reaktoru GFR v důsledku ztráty napájení“ vypracoval samostatně. Veškerou použitou literaturu a podkladové materiály uvádím v přiloženém seznamu literatury.

V Praze, dne

.....

Petr Vácha

PODĚKOVÁNÍ

Na tomto místě bych chtěl poděkovat všem, kteří mají podíl na úspěšném dokončení mé diplomové práce. Především bych chtěl poděkovat své ženě, Ing. Ireně Váchové, za psychickou podporu a zázemí, ve kterém jsem mohl v klidu na DP pracovat.

Z odborného hlediska bych nejvíce chtěl poděkovat vedoucímu mé práce, Ing. Ladislavu Bělovskému, CSc., za mnoho užitečných informací, rad a konzultací. Dále Ing. Jiřímu Duspivovi za odborné konzultace mého modelu pro kód MELCOR a Ing. Tomáši Jandovi za konzultaci modelování aktivní zóny.

V neposlední řadě bych chtěl poděkovat Dr. C. Poettovi a F. Morinovi za poskytnutí užitečných rad a za konzultaci technických specifikací reaktoru GFR ALLEGRO.

Anotace

Název práce: **Výpočet těžké havárie jaderného reaktoru GFR v důsledku ztráty napájení**

Autor: Bc. Petr Vácha

Druh práce: Diplomová práce

Vedoucí práce: Ing. Ladislav Bělovský, CSc., ÚJV Řež, a.s.

Abstrakt: Cílem práce je provést výpočtovou analýzu těžké havárie jaderného reaktoru GFR pomocí výpočetního kódu MELCOR. Práce shrnuje dostupné informace o dosavadních výzkumných projektech GFR a fenomenologii těžké havárie GFR. V praktické části práce jsou popsány struktura a vlastnosti kódu MELCOR, dále je popsán vytvořený model a soubor vstupních dat založený na konceptu jaderného reaktoru ALLEGRO 75 MWth a v závěrečné části byl proveden a vyhodnocen výpočet těžké havárie tohoto reaktoru.

Klíčová slova: GFR, těžká havárie, MELCOR, výpadek napájení

Abstract

Title: **Severe accident of GFR nuclear reactor caused by blackout**

Author: Bc. Petr Vácha

Abstract: The aim of this thesis is to perform computational analysis of severe accident of GFR using MELCOR computational code. Available information on GFR research projects are summarized in the first section of the thesis, followed by a section on GFR severe accident phenomenology. The second part of the thesis contains information on structure and features of MELCOR, describes the model and the input deck based on ALLEGRO 75 MWth for MELCOR, which was prepared as a part of this thesis. The final part brings the evaluation of the performed calculations of severe accident of ALLEGRO.

Key words: GFR, severe accident, MELCOR, blackout

Obsah

Seznam zkratek	4
Seznam symbolů	6
Seznam obrázků	7
Seznam tabulek	8
Seznam příloh.....	8
1 Úvod	9
2 Výzkumné projekty GFR	11
2.1 Historie vývoje jaderné energetiky	11
2.2 Generace IV	12
2.2.1 GIF	12
2.2.2 VHTR.....	14
2.2.1 SCWR	15
2.2.2 MSR	15
2.2.3 SFR.....	16
2.2.4 LFR	17
2.3 GFR – Plynem chlazený rychlý reaktor	18
2.3.1 Historický výzkum GFR	18
2.3.1.1 USA.....	19
2.3.1.2 Evropa	20
2.3.1.3 Německo	20
2.3.1.4 Velká Británie	20
2.3.1.5 Sovětský svaz	21
2.3.1.6 Japonsko.....	21
2.3.2 Současný výzkum GFR.....	22
2.3.2.1 Výzkumné projekty GFR v rámci zemí EU	22
2.3.2.2 Výzkum v USA	24

2.3.3	Koncept CEA GFR2400	25
2.3.3.1	Základní vlastnosti	25
2.3.3.2	Aktivní zóna	26
2.3.3.3	Systémy odvodu zbytkového tepla (DHR).....	28
2.3.4	Koncept demonstrátoru GFR – CEA ALLEGRO (ETDR).....	28
2.3.4.1	Základní vlastnosti CEA ALLEGRO 75 MWth	29
2.3.4.2	Aktivní zóna	29
2.3.4.3	Uspořádání primárního okruhu	30
2.4	Elektrická část jaderné elektrárny s reaktorem GFR.....	32
2.4.1	Schéma napájení vlastní spotřeby jaderné elektrárny	32
2.4.2	Zajištěné napájení.....	33
2.4.3	Návrh elektrické části elektrárny s reaktorem GFR	34
3	Fenomenologie těžké havárie.....	37
3.1	Ochrana do hloubky (defense-in-depth).....	37
3.2	Klasifikace nehod a havárií jaderných elektráren	38
3.2.1	Klasifikace nehod a havárií – fyzikální přístup.....	38
3.2.2	Mezinárodní stupnice nehod a havárií - INES	39
3.3	Definice těžké havárie.....	40
3.4	Fenomenologie těžké havárie CEA GFR2400.....	41
3.4.1	Iniciační událost a počátek havárie	42
3.4.2	Pokračování havárie před ztrátou geometrie AZ.....	43
3.4.3	Pokračování havárie po ztrátě geometrie AZ.....	44
3.4.4	Chemické interakce při průniku cizích látek do aktivní zóny	45
3.4.5	Pozdní fáze těžké havárie.....	46
3.5	Fenomenologie havárie demonstrátoru CEA ALLEGRO 75 MWth.....	48
4	Výpočetní kód MELCOR.....	51
4.1	Struktura a vlastnosti kódu.....	51
4.2	Specifika modelování reaktoru GFR kódem MELCOR	52

5	Model demonstrátoru ALLEGRO pro MELCOR	54
5.1	Počáteční podmínky	54
5.2	Okrajové podmínky.....	55
5.3	Model aktivní zóny	55
5.4	Model reaktorové nádoby	58
5.5	Nodalizace hlavních cirkulačních smyček primárního okruhu	59
5.6	Smyčky DHR	60
5.7	Rozpadové teplo.....	61
5.8	Hlavní oběhová dmychadla a armatury.....	62
6	Výpočet těžké havárie demonstrátoru ALLEGRO 75 MWth.....	63
6.1	Modelování nominálního stavu.....	63
6.2	Časování degradace aktivní zóny.....	68
6.2.1	Počátek degradace aktivní zóny	68
6.2.2	Pokračování degradace aktivní zóny a relokace materiálu v AZ	72
6.2.3	Selhání opěrných desek.....	74
6.2.4	Shrnutí časování degradace AZ.....	77
6.3	Diskuse výsledků	80
7	Závěr.....	82
8	Literatura	85
	Příloha 1: Odhad velikosti bateriové stanice.....	91
	Příloha 2: Původní schéma nodalizace systémů DHR.....	93

Seznam zkratek

ABWR	–	Advanced Boiling Water Reactor (pokročilý varný reaktor)
AGR	–	Advanced gas cooled reactor (pokročilý plynem chlazený reaktor)
ALLEGRO	–	Název reaktoru, není zkratka
ALLIANCE	–	Preparation of ALLEgro - Implementing Advanced Nuclear Fuel Cycle in Central Europe (příprava ALLEGRO - implementace pokročilého palivového cyklu ve Střední Evropě)
ALWR	–	Advanced Light Water Reactor (pokročilý lehkovodní reaktor)
ANS	–	American Nuclear Society (Americká nukleární společnost)
AZ	–	Aktivní zóna
BNL	–	Brookhaven national laboratory (Brookhavenská národní laboratoř)
BWR	–	Boiling Water Reactor (varný reaktor)
CANDU	–	CANada Deuterium Uranium (kanadský těžkovodní reaktor)
CEA	–	Commissariat à l'énergie atomique (Komise pro atomovou energii)
CF	–	Control Function (kontrolní funkce)
CV Řež	–	Centrum výzkumu Řež
CV	–	Control Volume (kontrolní objem)
CVH	–	Control volume thermodynamics (kontrolní objemy pro termodynamiku)
ČR	–	Česká republika
DHR	–	Decay Heat Removal (odvádění rozpadového tepla)
DCH	–	Decay Heat (rozpadové teplo)
EGCR	–	Enhanced Gas-Cooled Reactor (vylepšený rychlý reaktor chlazený plynem)
EM ²	–	Energy multiplier module (modul pro množení energie)
EPR	–	European Pressurized Reactor (Evropský tlakovodní reaktor)
ETDR	–	Experimental Technology Demonstration Reactor (Experimentální reaktor pro demonstraci technologií)
ETGBR	–	Existing Technology Gas Breeder Reactor (množivý reaktor chlazený plynem založený na stávající technologii)
EU	–	Evropská unie
FL	–	Flow path (spojky kontrolních objemů)
FP	–	Frame programme (rámcový program)
GA	–	General Atomics
GBR	–	The Gas Breeder Reactor Association (Asociace pro rychlý množivý reaktor chlazený plynem)
GCFR	–	viz GFR
GFR	–	Gas-cooled Fast Reactor (rychlý reaktor chlazený plynem)
GIF	–	The Generation IV International Forum (mezinárodní fórum pro generaci IV)

GoFastR	– European Gas Cooled Fast Reactor (Evropský rychlý reaktor chlazený plynem)
GV	– Guard Vessel (ochranná nádoba)
HS	– Heat structures (tepelné struktury)
IAEA	– International Atomic Energy Agency (Mezinárodní agentura pro atomovou energii)
INES	– The International Nuclear Event Scale (Mezinárodní stupnice pro hodnocení jaderných událostí)
INL	– Idaho National Laboratory (Idažská národní laboratoř)
IRIS	– International Reactor Innovative and Secure (Mezinárodní inovativní a bezpečný reaktor)
IVR	– In Vessel Retention (udržení taveniny v reaktorové nádobě)
JAEA	– Japan Atomic Energy Agency (Japonská agentura pro atomovou energii)
JE	– Jaderná elektrárna
JETE	– Jaderná elektrárna Temelín
JNC	– Japan Nuclear Cycle Development Institute (Japonský institut pro výzkum jaderného palivového cyklu)
LB-LOCA	– Large Break Loss Of Coolant Accident (velká havárie se ztrátou chladiva)
LFR	– Lead-Cooled Fast Reactors (olovem chlazené rychlé reaktory)
LMFBR	– Liquid Metal Fast Breeder Reactor (rychlý množivý reaktor chlazený tekutými kovy)
LOCA	– Loss of coolant accident (havárie se ztrátou chladiva)
LWR	– Light Water Reactor (lehkovodní reaktor)
MELCOR	– Název výpočetního kódu, není zkratka
MOX	– Mixed Oxides (jaderné palivo ze směsi oxidů UO_2 a PUO_2)
MP	– Material properties (materiálové vlastnosti)
MSR	– Molten Salt Reactors (reaktory chlazené tekutými solemi)
MTAEK	– Magyar Tudományos Akadémia Energiatudományi Kutatóközpont (Maďarská Akademie věd - centrum pro energetický výzkum)
NCBJ	– Narodowe Centrum Badań Jądrowych (Národní centrum jaderného výzkumu)
NRC	– Nuclear Regulatory Commission (Komise pro regulaci jaderné energetiky)
PBMR	– Pebble Bed Modular Reactor (modulární reaktor s palivem ve formě koulí)
PO	– Primární okruh
PSA	– Probabilistic safety assesment (pravděpodobnostní bezpečnostní studie)
PWR	– Pressurized Water Reactor (tlakovodní reaktor)
R-C	– Rankine-Clausiusův cyklus
RELAP	– Název výpočetního kódu
SAOZ	– Systém havarijního chlazení aktivní zóny

SCWR	– SuperCritical Water Reactor (reaktor chlazený vodou s nadkritickými parametry)
SFR	– Sodium-Cooled Fast Reactor (sodíkem chlazený rychlý reaktor)
SKŘ	– Systém kontroly a řízení
SORR	– Systém ochrany a řízení reaktoru
SSSR	– Svaz Sovětských Socialistických Republik
STREP	– Specifically Targeted Research Project (specificky zaměřený výzkumný program)
SÚJB	– Státní Úřad pro Jadernou Bezpečnost
TF	– Tabular functions (tabulkové funkce)
TRISO	– TRIstructural-ISOtropic (typ jaderného paliva)
ÚJV	– Ústav jaderného výzkumu
ULOCA	– Unprotected Loss of Coolant Accident (nechráněná havárie se ztrátou chladiva)
ULOFA	– Unprotected Loss of Flow Accident (nechráněná havárie se ztrátou toku chladiva)
VHTR	– Very High Temperature Reactor (Reaktor s velmi vysokou teplotou)
VS	– Vlastní spotřeba
VÚJE	– Výzkumný ústav pro jadrové elektrárny
VVER	– Vodo-vodní energetický reaktor
ZN	– Zajištěné napájení

Seznam symbolů

\$	– Jednotka reaktivity odpovídající svou velikostí podílu zpožděných neutronů
% hm.	– Hmotnostní procento
atm.	– atmosféra (atmosférický tlak)
L	– Liquidus - kapalina
MWe	– Megawatt elektrický
MWth	– Megawatt tepelný
S	– Solidus – pevná látka
t	– Čas
T	– Termodinamická teplota

Seznam obrázků

Obr. 1: Rozdělení jaderných reaktorů do generací	11
Obr. 2: Schéma reaktoru VHTR sloužícího k výrobě vysokopotenciálového tepla.....	15
Obr. 3: Schéma reaktoru chlazeného tekutými solemi.	16
Obr. 4: Řez primárním okruhem návrhu GCFR od GA	19
Obr. 5: Reaktorová nádoba EM ² s vyznačením toku chladiva.	25
Obr. 6: Schéma tříokruhového uspořádání GFR	26
Obr. 7: Deskové palivo GFR	27
Obr. 8: Palivový soubor deskového paliva GFR	27
Obr. 9: Složení MOX aktivní zóny ALLEGRO	30
Obr. 10: Palivová kazeta ALLEGRO s proutkovým palivem MOX.....	30
Obr. 11: Primární okruh konceptu CEA ALLEGRO 75 MWth.....	31
Obr. 12: Řez reaktorovou budovou ALLEGRO.....	32
Obr. 13: Schéma napájení vlastní spotřeby GFR.....	35
Obr. 14: Binární fázový diagram UC-PuC	44
Obr. 15: Schéma lapače roztavené zóny.	47
Obr. 16: Fázový diagram binárního systému UO ₂ -PuO ₂	49
Obr. 17: Binární fázový diagram Fe-B	50
Obr. 18: Binární fázový diagram Cr-B	50
Obr. 19: Rozdělení aktivní zóny v části „channel“ - průtok kazetou.	57
Obr. 20: Rozdělení aktivní zóny v části „bypass“ - obtok kazety.	58
Obr. 21: Schéma nodalizace reaktorové nádoby a vnitřní vestavby „core barrel“	59
Obr. 22: Sschéma nodalizace hlavní cirkulační smyčky.	60
Obr. 23: Zjednodušený model smyček DHR.....	61
Obr. 24: Tlak v dolní směšovací komoře při výpočtu nominálního stavu.....	64
Obr. 25: Teplota v dolní směšovací komoře při výpočtu nominálního stavu.....	65
Obr. 26: Tlak v horní směšovací komoře při výpočtu nominálního stavu	65
Obr. 27: Teplota v horní směšovací komoře při výpočtu nominálního stavu.....	66
Obr. 28: Maximální teplota pokrytí paliva v AZ při výpočtu nominálního stavu	66
Obr. 29: Maximální teplota paliva v AZ při výpočtu nominálního stavu.....	67
Obr. 30: Hmotností průtok horkou větví při nominálním provozu.....	67
Obr. 31: Rozložení materiálů v aktivní zóně na počátku havárie	68
Obr. 32: Vývoj teploty pokrytí paliva v prvním radiálním prstenci	70

Obr. 33: Vývoj teploty pokrytí v druhém radiálním prstenci	70
Obr. 34: Vývoj teploty obálky regulačních kazet..	71
Obr. 35: Rozložení materiálů v AZ po selhání pokrytí v prvním prstenci	71
Obr. 36: Rozložení materiálů v AZ po selhání pokrytí v druhém prstenci.....	72
Obr. 37: Rozložení materiálů v AZ těsně po selhání pokrytí v 9. axiální úrovni	73
Obr. 38: Vývoj teploty horní z opěrných desek AZ.	75
Obr. 39: Vývoj teploty spodní z opěrných desek AZ.	75
Obr. 40: Rozložení materiálů v reaktorové nádobě po selhání opěrné desky AZ.	76
Obr. 41: Rozložení materiálu v reaktorové nádobě na konci výpočtu.....	77
Obr. 42: Nejdůležitější body degradace aktivní zóny na časové ose	78
Obr. 43: Vývoj teploty trosek v horní části AZ během celého výpočtu..	79
Obr. 44: Vývoj teploty trosek ve spodní části AZ během celého výpočtu..	79
Obr. 45: Vývoj teploty pokrytí paliva ve třetím radiálním prstenci.	80
Obr. 46: Původní nodalizace výměníku DHR - nárys	93
Obr. 47: Původní nodalizace výměníku DHR - půdorys	93

Seznam tabulek

Tab. 1: Potenciál jednotlivých návrhů reaktorů Generace IV	14
Tab. 2: Přehled počátečních konceptů GFR generace IV.	23
Tab. 3: Mezinárodní stupnice INES	40
Tab. 4: Časování událostí po začátku havárie.....	54
Tab. 5: Výkon z rozpadu štěpných produktů po odstavení reaktoru	61
Tab. 6: Časování degradace obálky regulačních kazet	69
Tab. 7: Časování degradace pokrytí palivových proutků.	72

Seznam příloh

Příloha 1: Odhad velikosti bateriové stanice.....	91
Příloha 2: Původní schéma nodalizace systémů DHR.....	93

1 Úvod

Ačkoliv politická i ekonomická situace v současné Evropě jaderné energetice příliš nepřeje, jako technický obor se jaderné inženýrství stále rozvíjí a Evropa stále hraje v jaderném výzkumu významnou roli. Těžiště výstavby nových jaderných bloků generace III se sice přesunulo do Asie, především do Číny a Indie, ale z celosvětového hlediska nelze říct, že by jaderná energetika byla jako celek v útlumu.

Tématem této diplomové práce je analýza hypotetické těžké havárie jednoho z jaderných reaktorů generace IV, plynem chlazeného reaktoru s rychlým spektrem neutronů - GFR. Výzkum reaktorů generace IV je plánovaný v dlouhodobém horizontu 30 – 50 let. Jedná se o velmi ambiciózní koncepty aplikující nové a často revoluční technologie, díky kterým by tyto reaktory měly vynikat bezpečností, účinností a měly by nabízet široké spektrum využití mimo klasickou výrobu elektřiny.

První část této práce je zaměřena na shrnutí dostupných informací o výzkumných projektech GFR. Na začátku je stručně shrnut rámec výzkumu reaktorů generace IV, následuje popis historického vývoje výzkumu konceptu GFR s detailnějším popisem dvou konkrétních návrhů CEA GFR2400 a ALLEGRO 75 MWth. Závěr kapitoly je věnován zajištěnému napájení vlastní spotřeby elektrárny a je prozkoumán zatím jediný návrh systémů napájení vlastní spotřeby GFR.

Další kapitola se zabývá fenomenologií těžké havárie GFR v důsledku ztráty napájení. Na začátku jsou vysvětleny některé důležité pojmy týkající se bezpečnosti jaderných elektráren, na něž navazuje shrnutí dosavadních poznatků o těžké havárii CEA GFR2400. V závěru kapitoly je z obecně platných předpokladů určen pravděpodobný vývoj těžké havárie způsobené úplnou ztrátou napájení vlastní spotřeby demonstrátoru CEA ALLEGRO 75 MWth.

V praktické části práce jsou nejprve ve čtvrté kapitole popsány vlastnosti a struktura výpočetního kódu MELCOR určeného pro výpočty těžkých havárií s tavením aktivní zóny. Zvláštní pozornost je věnována nalezení a popsání případných zvláštností při výpočtech plynem chlazených reaktorů.

Hlavním úkolem praktické části práce bylo provést analýzu časování degradace aktivní zóny modelu GFR založeného na ALLEGRO 75 MWth pomocí kódu MELCOR. V páté kapitole jsou uvedeny počáteční a okrajové podmínky výpočtu a je zde k dispozici detailní popis vytvořeného modelu reaktoru.

Šestá kapitola na úvod přináší výsledky výpočtu nominálního provozu, který slouží jako důkaz správnosti a přesnosti vytvořeného modelu. Následuje detailní popis časování degradace aktivní zóny tak, jak byla vypočítána kódem MELCOR. Na závěr kapitoly je zařazeno shrnutí nejvýznamnějších událostí při degradaci aktivní zóny a diskuse výsledků.

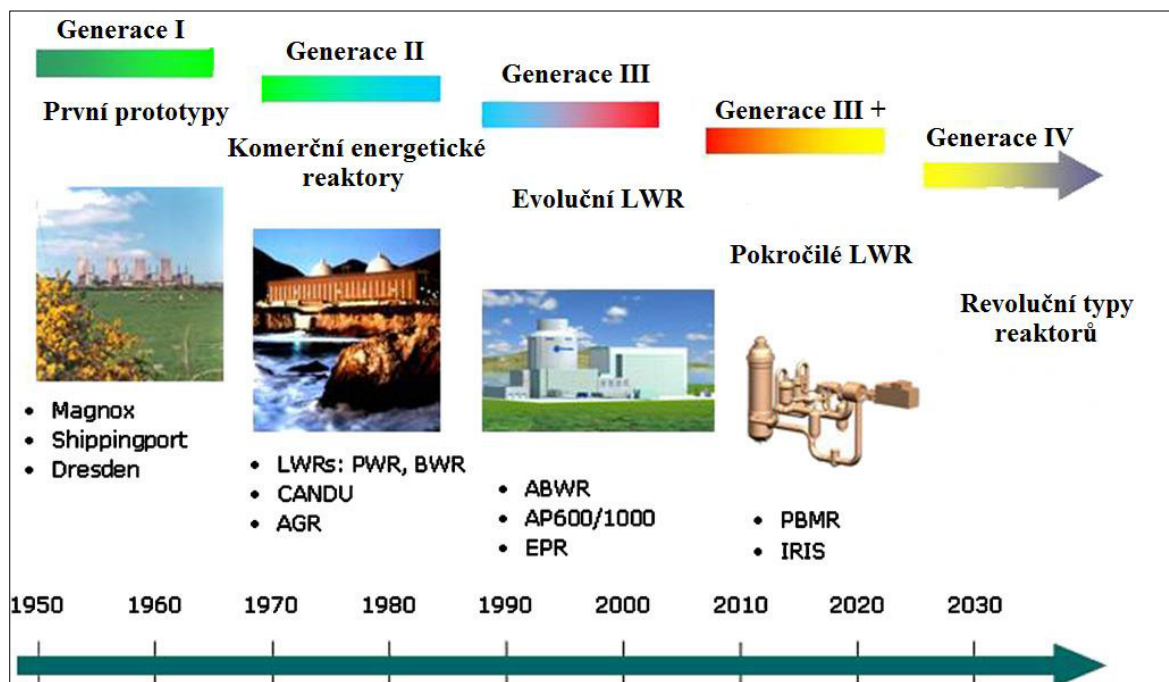
2 Výzkumné projekty GFR

2.1 Historie vývoje jaderné energetiky

Historie jaderných reaktorů sahá do roku 1942, kdy tým vedený Enrico Fermim postavil v zázemí univerzitního stadionu v Chicagu první funkční prototyp. Od té doby prošlo mírové využití jaderné energie překotným vývojem až do dnešního stavu, kdy je v provozu 437 jaderných reaktorů (data k lednu 2013). [1]

V současné době je obecně akceptováno dělení energetických jaderných reaktorů do 4 generací s důležitou podkategorií III+. Toto dělení však není možné chápat absolutně, některé systémy, jako např. JETE, představují jakýsi mezikrok mezi jednotlivými generacemi. [2]

Rozdělení jaderných reaktorů do generací ilustruje Obr. 1.



Obr. 1: Rozdělení jaderných reaktorů do generací. [1]

První jaderný reaktor dodávající elektrickou energii do sítě byl postaven v roce 1954 v Obninsku v tehdejší Sovětské Svazu. Tato a další jaderné elektrárny z přelomu 50. a 60. let se souhrnně označují jako Generace I a v současné době už není žádná v aktivním provozu. [1]

Jako Generace II jsou označovány jaderné elektrárny východní i západní konstrukce, které v dnešní době tvoří páteř světové jaderné energetiky. Patří mezi ně zejména tlakovodní reaktory typu VVER, PWR, BWR a CANDU. [2]

Do generace III patří pokročilé lehkovodní reaktory (ALWR), např. 6. a 7. blok japonské elektrárny Kashiwazaki, dále již realizované nebo plánované reaktory EPR, MIR 1200 a AP 1000. Generace III+ je definována tak, že vychází z dosavadního vývoje, počítá se však s evolučním přístupem zaměřeným na plnění přísnějších bezpečnostních požadavků. [3]

Reaktory generace IV jsou určeny pro výstavbu v dlouhodobém horizontu 30 až 50 let a mají představovat vysoce inovativní technologie se širokou využitelností (mimo výroby elektřiny a tepla i výroba vodíku a transmutace vyhořelého jaderného paliva). [4]

2.2 Generace IV

2.2.1 GIF

Vývoj jaderných reaktorů generace IV je od roku 2001 zastřešen mezinárodní organizací GIF. V současné době v rámci GIF spolupracuje dvanáct zemí - Argentina, Brazílie, Čína, Francie, Japonsko, Jihoafrická republika, Jižní Korea, Kanada, Rusko, Švýcarsko, USA, Velká Británie a Evropská Unie prostřednictvím organizace Euratom. [3]

V první fázi (roky 2000 – 2002) si GIF dalo za úkol prostudovat množství konceptů a návrhů a vybrat z nich omezené množství, které bude nadále preferováno ve výzkumných projektech. Jako měřítko vhodnosti daného konceptu bylo zvoleno 8 cílů, které by měly reaktory generace IV splňovat (přeloženo z [3]):

- **Udržitelný rozvoj I:**

Systemy generace IV by měly být zaměřené na čistou produkci energie, co nejvyšší vyhoření paliva a co nejvyšší životnost systému.

- **Udržitelný rozvoj II:**

Systemy generace IV by měly minimalizovat množství produkovaného jaderného odpadu.

- **Ekonomika provozu I:**

Systemy generace IV musí být ekonomicky výhodnější než ostatní zdroje energie.

- **Ekonomika provozu II:**

Rizika investice do systému generace IV musí být srovnatelná s investičními riziky do jiných energetických systémů.

- **Bezpečnost a spolehlivost I:**

Systémy generace IV musí vynikat bezpečností a spolehlivostí.

- **Bezpečnost a spolehlivost II:**

Systémy generace IV musí mít velmi nízké riziko těžké havárie s tavením aktivní zóny reaktoru.

- **Bezpečnost a spolehlivost III:**

Systémy generace IV nebudou potřebovat zásah zvenčí ke zvládnutí havarijních situací.

- **Odolnost proti zneužití a fyzická ochrana:**

Systémy generace IV nesmí být zajímavé z hlediska možného zneužití štěpného materiálu k výrobě jaderných zbraní a zajistí zvýšenou úroveň ochrany proti teroristickým činům.

Na základě těchto osmi kritérií bylo vybráno následujících šest nejnadějnějších konceptů jaderných reaktorů. Jejich potenciál naplnění cílů GIF je shrnutý v Tab. 1.

- VHTR - reaktory s velmi vysokou teplotou
- SCWR - reaktory chlazené vodou s nadkritickými parametry
- MSR - reaktory chlazené tekutými solemi
- GFR - rychlé reaktory chlazené plynem
- SFR - rychlé reaktory chlazené tekutým sodíkem
- LFR - rychlé reaktory chlazené olovem

Potenciál splnění cíle GEN IV	VHTR	GFR	SFR	LFR	SCWR	MSR
efektivní výroba elektřiny	velmi vysoký	vysoký	vysoký	vysoký	vysoký	vysoký
vysokopotenciálové teplo	velmi vysoký	vysoký	nízký	nízký	nízký	nízký
výroba štěpného materiálu	střední/nízký	vysoký	vysoký	vysoký	nízký	střední
přepřerávání vyhořelého paliva	střední	velmi vysoký	velmi vysoký	velmi vysoký	nízký	vysoký
potenciál pasivní bezpečnosti	vysoký	velmi nízký	střední/nízký	střední	velmi nízký	střední
možnost realizace v současnosti	vysoký	střední/nízký	vysoký	střední	střední/nízký	nízký

Tab. 1: Potenciál jednotlivých návrhů reaktorů Generace IV. [5]

Výzkum jednotlivých typů reaktorů nové generace neprobíhá separátně, některé tematické okruhy jsou společné více návrhům (například systémy čištění a doplňování helia u VHTR a GFR). V následujících kapitolách jsou proto stručně shrnuty nejdůležitější vlastnosti jednotlivých návrhů.

2.2.2 VHTR

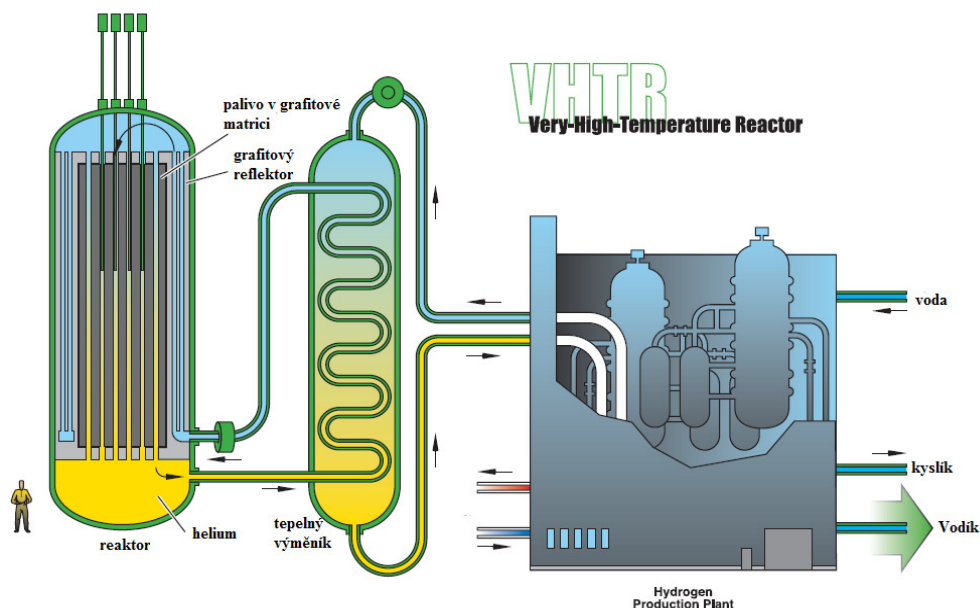
Koncept reaktoru s velmi vysokou teplotou navazuje na vysokoteplotní reaktory HTR, které byly poprvé představeny v 50. letech. [4]

VHTR vybraný jako projekt v rámci GIF má být tepelný reaktor chlazený heliem, jako moderátor a reflektor slouží grafit. Hlavní charakteristikou tohoto reaktoru je, jak napovídá i samotný název, vysoká teplota chladiva na výstupu z aktivní zóny, která by měla dosahovat v ideálním případě až 1000 °C. [5]

Mezi největší výhody tohoto typu reaktoru patří vysoká inherentní bezpečnost systému, konstrukce paliva v podobě částic TRISO, která umožňuje dosáhnout velmi vysokého vyhoření, dále vysoká termodynamická účinnost a možnost výroby vodíku tepelným rozkladem vody. [2][4]

Hlavní nevýhodou je přítomnost velkého množství grafitu v reaktoru, který je v důsledku ozáření při provozu silně radioaktivní a v současné době je problematická jeho dekontaminace. [6]

Na Obr. 2 je schematicky znázorněn reaktor VHTR zaměřený na produkci vodíku, alternativně lze tuto kombinovat s výrobou elektřiny použitím přímého cyklu s heliovou turbínou. [4]



Obr. 2: Schéma reaktoru VHTR sloužícího k výrobě vysokopotenciálového tepla. [3]

2.2.1 SCWR

Návrh reaktoru chlazeného superkritickou vodou jako jediný z šesti návrhů Generace IV přímo navazuje na stávající generace energetických jaderných reaktorů. V návrhu se počítá jak s možností tepelného, tak rychlého reaktoru, teplota a tlak v primárním okruhu by měly dosahovat 500 °C respektive 25 MPa. [5]

Hlavní výhodou tohoto konceptu je možnost využít většinu technologií a postupů ze současných varných reaktorů generace III a dále vyšší energetická účinnost než mají tyto reaktory. [4]

Hlavním problémem zůstávají materiály - pro pokrytí paliva běžně používaná zirkoniová slitina Zircalloy by termohydraulické podmínky v SCWR nevydržela. [5]

Bohužel v současné době neexistuje žádný materiál, který by byl vhodný jako pokrytí paliva nebo jako konstrukční materiál pro vestavby reaktoru, a zároveň by vydržel tepelné, korozní a radiační podmínky, které v SCWR panují. [7][8]

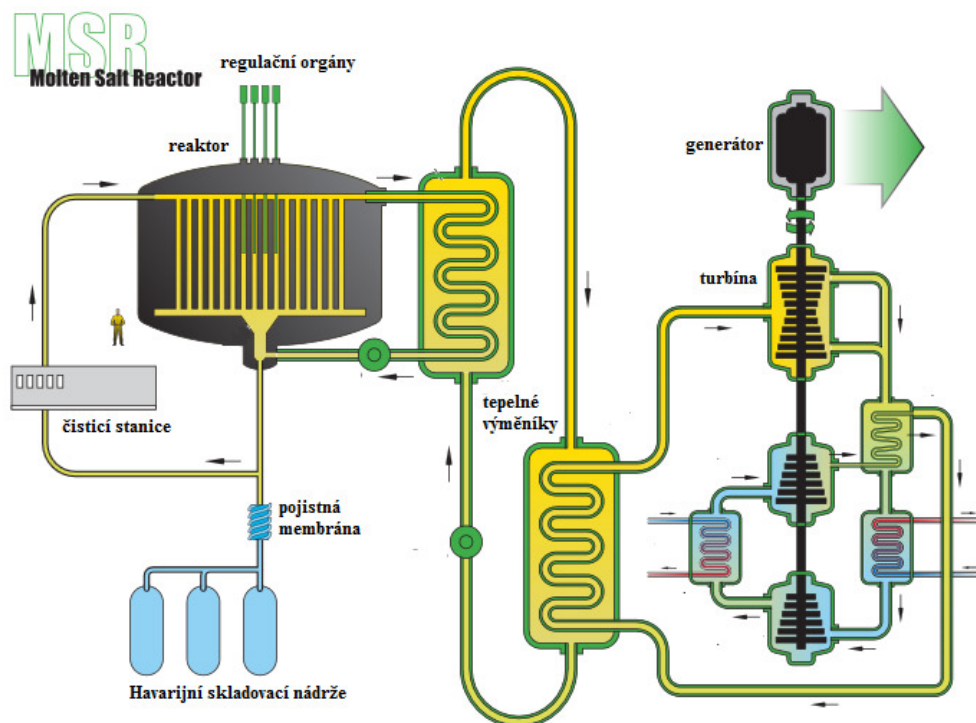
2.2.2 MSR

Projekt reaktoru chlazeného tekutými solemi je unikátní hned v několika ohledech. Reaktor nemá „klasickou“ aktivní zónu, ale palivo je homogenně rozptýleno v chladivu a protéká společně s ním kontinuálně skrz primární okruh, který může být v jednom místě obklopen bloky grafitu sloužícími jako moderátor. [4]

Odpadají tak odstávky pro výměnu paliva, to je neustále doplňováno do okruhu a zároveň jsou z něho odebírány štěpné produkty. Použití rozptýleného paliva dále snižuje jeho cenu, protože není nutné vyrábět žádné palivové soubory. Dále v případě havarijní situace je veškeré palivo odčerpáno do připravených nádrží, což výrazně zvyšuje bezpečnost reaktoru.[5]

Hlavním problémem konceptu MSR je množství nových technologií a procesů, které musí být vyvinuty, aby byl realizovatelný. Mimo vývoje materiálů, které by byly schopné vydržet provozní podmínky, se jedná hlavně o systém čištění chladiva, který musí být efektivní a ekonomicky přijatelný. [9]

Na Obr. 3 je znázorněno schéma reaktoru chlazeného tekutými solemi.



Obr. 3: Schéma reaktoru chlazeného tekutými solemi. [3]

2.2.3 SFR

Rychlý reaktor chlazený sodíkem je nejvíce prozkoumaným typem rychlého reaktoru. Současný návrh se opírá o rozsáhlé zkušenosti s dosavadním provozem, byly realizovány i jednotky o vyšších výkonech, jako byly francouzské reaktory Phénix a Superphénix .[4]

Reaktor SFR je vyvíjen ve dvou variantách – bazénové, nebo se smyčkovým uspořádáním. Bazénové uspořádání je častější a více prozkoumané, navíc dle analýz

vychází jako bezpečnější varianta z důvodu vyšší tepelné setrvačnosti primárního okruhu [10].

Chladivem je čistý sodík v tekutém skupenství (teplota tání 98 °C). Protože sodík bouřlivě chemicky reaguje s vodou, musí být primární okruh reaktoru SFR absolutně těsný. V realizovaných projektech byl navíc mezi primární stranu a parogenerátor zařazen sodíkový meziokruh – v případě havárie s vniknutím vody z výrobního okruhu do sodíkového okruhu je tak minimalizován únik radioaktivních látek. [5]

Nutnost použití meziokruhu patří mezi aspekty, kvůli kterým není stávající návrh rychlého reaktoru chlazeného sodíkem ekonomicky výhodný. Současný výzkum SFR tak cílí hlavně na co největší zjednodušení primárního okruhu a meziokruhu a dále na vývoj reaktorů o co nejvyšším jednotkovém výkonu. [4]

2.2.4 LFR

LFR je rychlý reaktor chlazený buď čistým tekutým olovem, nebo slitinou olova a vizmutu. Jeho primárním účelem má být produkce elektřiny a transmutace minoritních aktinidů z vyhořelého jaderného paliva. [5]

Olovo má jako chladivo jaderného reaktoru výborné neutronové i termo-hydraulické vlastnosti, nereaguje chemicky s vodou ani vzduchem a má vysokou teplotu varu (1749 °C), která neomezuje maximální možnou výstupní teplotu z aktivní zóny. [4]

Čisté olovo má oproti slitině olovo-vizmut výhodu v nižší ceně a lepších korozních vlastnostech při vysokých teplotách. Slitina olova a vizmutu má na druhou stranu nižší teplotu tání (125 °C) než olovo (327 °C), což je výhodné zejména z hlediska zabránění ztuhnutí chladiva a následnému poškození primárního okruhu. Na druhou stranu při použití v jaderném reaktoru vzniká v tomto chladivu nebezpečný radioizotop ^{210}Po , který je nutné odstraňovat poměrně složitým procesem, což slitinu olovo-vizmut ekonomicky znevýhodňuje. [11].

2.3 GFR – Plynem chlazený rychlý reaktor

GFR představuje perspektivní a atraktivní koncept reaktorů IV. generace, který kombinuje výhody rychlého spektra neutronů a vysoké teploty (~ 850 °C na výstupu z aktivní zóny). [4]

Koncept GFR je jednoznačně inovativní ve srovnání s jinými koncepty reaktorů a žádný demonstrátor nebyl nikdy postaven. Projekt energetického GFR musí řešit klíčové problémy výzkumu a vývoje s ohledem na palivové technologie, provedení aktivní zóny a bezpečnost (zejména odvod zbytkového tepla). Vysoká výstupní teplota chladicího helia umožňuje efektivně vyrábět elektřinu nebo dodávat technologické teplo pro výrobu vodíku. [5]

K přednostem GFR patří tvrdé neutronové spektrum a synergie s vysokoteplotními reaktory (VHTR), které rovněž náleží k šesti vybraným systémům generace IV. Obě tyto reaktorové koncepce mají společné plynné chladivo, helium, a snahu o vysokou výstupní teplotu zvyšující tepelnou účinnost výroby elektřiny a také možnosti neelektrických aplikací jaderného tepla např. pro výrobu vodíku a pro průmysl. Oba systémy mají hodně společného hlavně v oblasti materiálů a technologii komponent. [4]

Rychlé neutrony umožňují transmutaci vyhořelého jaderného paliva s vyšší účinností než nynější reaktory, které pracují s tepelnými neutrony, a bez nutnosti používat množivé blankety v aktivní zóně. Návrhy na konstrukci plynem chlazených rychlých reaktorů dlouhodobě řeší odstranění nedostatků svých předchůdců, jako např. snížený odvod tepla z aktivní zóny plynným chladivem, jak v případě normálního provozu, tak i v havarijních podmínkách. [4]

2.3.1 Historický výzkum GFR

Výzkum GFR začal v 60. letech 20. Století, a to Evropě, v USA a v Japonsku. Návrhy těchto reaktorů v podstatě vycházely z reaktorů typu LMFBR, s modifikacemi, které vyžaduje změna chladiva na plynné. Jako chladivo bylo uvažováno helium, vodní pára a CO₂. Tyto historické koncepty se běžně označují zkratkou GCFR. [13]

Následující kapitoly stručně shrnují tento historický výzkum s důrazem na ty části, které jsou relevantní pro současnost.

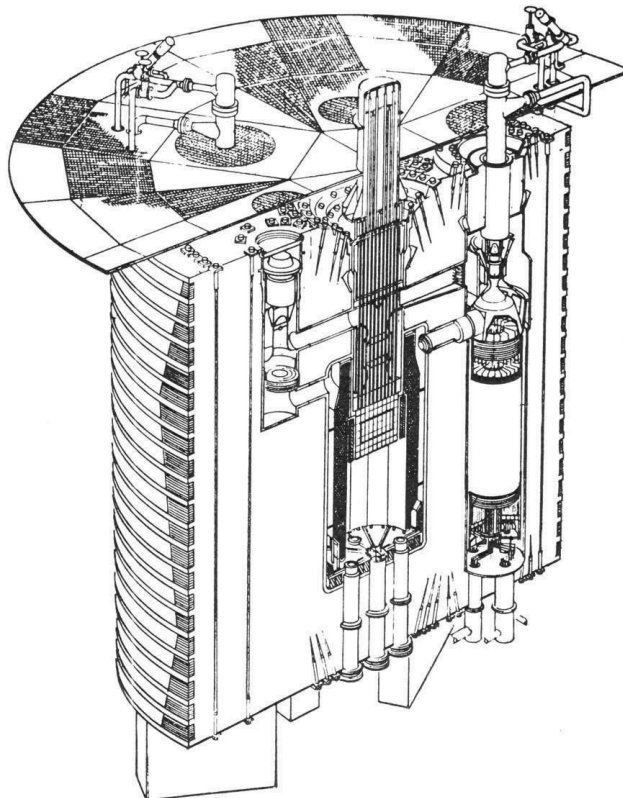
2.3.1.1 USA

V USA se vývojem GFR v minulosti zabývala především firma General Atomics (GA). Vývoj začal v roce 1962. Byly připraveny 2 návrhy - demonstrační elektrárna o výkonu 300 MWe a komerční jednotka s 1000 MWe. [16]

Návrhy počítaly s palivem ve formě palivových proutků s UO_2 v ocelovém pokrytí a s použitím helia jako chladiva – tedy stejná konfigurace, o jaké se uvažuje i pro současné GFR. Schematický řez AZ navrhovaného GCFR od General Atomics je zobrazen na Obr. 4. [17]

V roce 1968 začal výzkumný program, jehož cílem bylo postavení a uvedení do provozu jedné 300 MWe demonstrační jednotky. V roce 1973 bylo stanoveno, že elektrárna by měla být v provozu do 10 let. [15]

Poslední zmínka o tomto GCFR pochází z roku 1981, kdy byl plánovaný výkon zvýšen na 350 MWe. Bohužel především kvůli bezpečnostním problémům nebyl tento projekt nikdy dokončen. [18]



Obr. 4: Řez primárním okruhem návrhu GCFR od GA. [17]

2.3.1.2 Evropa

V kontinentální Evropě probíhal výzkum GCFR od konce 60. let pod hlavičkou asociace GBR. Ta v roce 1970 navrhla první design reaktoru nazvaný GBR-1. Jednalo se o 1000 MWe jednotku s heliovým chladivem, palivem ve formě palivových proutků a sekundárním okruhem s parním cyklem. V roce 1971 následovaly návrhy s palivem ve formě TRISO částic, nazvané GBR-2 (helium jako chladivo) a GBR-3 (chladivo CO₂). [19]

Tyto 3 návrhy nakonec vyústily v GBR-4 – reaktor o výkonu 1200 MWe s heliovým chladivem a proutkovým typem paliva. Stejně jako ostatní návrhy z této doby i tento počítal s velkou reaktorovou nádobou z předpjatého betonu, která v sobě měla mít inkorporovaná dmychadla a tepelné výměníky. [19]

Z pohledu současného výzkumu GFR jsou zajímavé některé použité materiály (SiC v částech reaktoru s vysokou teplotou) a postupy – například vroubkovaný povrch ocelového pokrytí palivových proutků pro zlepšení přestupu tepla.

Stejně jako ostatní návrhy GCFR z této doby nebyl žádný realizován. Poslední zmínka o GBR-4 je v [20], kde jsou řešeny bezpečnostní aspekty návrhu.

2.3.1.3 Německo

Německé výzkumné instituce v Karlsruhe a Jülichu ve spolupráci s průmyslem připravily v roce 1972 dokument nazvaný „Gas Breeder Memorandum“. [14]

Toto memorandum obsahovalo tři návrhy rychlých reaktorů chlazených plynem. Všechny používaly jako chladivo helium, ačkoliv bylo uvažováno i použití CO₂ nebo vodní páry, obě tato chladiva však byla shledána nevyhovujícími. [15]

Německý výzkum dosáhl poměrně pokročilé fáze. Zajímavé (nejen) z hlediska výzkumu těžkých havárií bylo hlavně zahrnutí úvah o nutnosti udržení vyššího tlaku v primárním okruhu z důvodu chlazení při haváriích typu LOCA, které je aktuální i u současných konceptů GFR. [13]

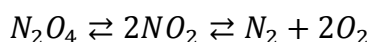
2.3.1.4 Velká Británie

Velká Británie se do výzkumu GCFR zapojila na konci 70. let s projektem ETGBR. Tento projekt vycházel z britských zkušeností s provozováním rychlých reaktorů chlazených sodíkem a reaktorů AGR chlazených CO₂. [21]

Návrh ETGBR využíval podobnou koncepci, jaká byla popsána v předchozích kapitolách, výzkum probíhal až do konce 90. let. V poslední fázi byl přejmenován na EGCR a jeho hlavním účelem mělo být spalování aktinidů z vyhořelého jaderného paliva. [22]

2.3.1.5 Sovětský svaz

Vývoj GCFR v bývalém SSSR byl zaměřen hlavně na použití disociujícího se chladiva N_2O_4 . Při průchodu aktivní zónou se tato sloučenina disociuje skrze dvě endotermické chemické reakce [23]:



Takové chladivo poskytuje hned několik výhod – přestup tepla z paliva do chladiva v aktivní zóně je zlepšen o energii potřebnou k vypaření chladiva a k proběhnutí chemické reakce jedním směrem. Naopak v tepelném výměníku je možné chladivo zkapalnit a výrazně tak snížit potřebnou velikost a výkon čerpadla.

Naopak velká nevýhoda N_2O_4 je jeho vysoká korozní aktivita. Sovětský výzkum GCFR tak z velké části spočíval ve výzkumu korozi vzdorných materiálů. [24]

Podobně jako u dalších návrhů z této éry lze poslední reference na probíhající výzkum naléznout na začátku 80. let. [15]

2.3.1.6 Japonsko

V Japonsku byl program výzkumu rychlých reaktorů zahájen v 60. letech, zaměřený byl hlavně na koncepty sodíkem a plynem chlazených reaktorů. Hlavním vývojářem byla firma Kawasaki Heavy Industries, která zkoumala možnosti využití chladiva ve formě CO_2 , vodní páry a helia. [25]

Koncepty opět vycházely z LMFBR, ale japonský návrh byl specifických velice nízkou aktivní zónou sloužící k zmenšení tlakové ztráty při průchodu chladiva. Jako palivo byly navrženy potahované částice v matici (TiN, SiC nebo ZrC), uspořádané do prizmatických palivových souborů. [25]

Výzkum GCFR v Japonsku pokračoval bez přerušení až do příchodu GIF, na konci 90. let přišla s návrhem společnost JNC. [26]

2.3.2 Současný výzkum GFR

Vznik GIF znamenal velký milník v moderním výzkumu jaderných technologií. Každá z účastnicích se zemí si mohla vybrat, který z vybraných konceptů bude rozvíjet. Plynem chlazený rychlý reaktor je vyvíjen převážně v Evropě a v USA. [27][3]

2.3.2.1 Výzkumné projekty GFR v rámci zemí EU

Výzkum GFR podporovaný Evropskou unií začal v roce 2000 v rámci pátého rámcového programu (FP5) [28][29] a pokračoval v březnu 2005 čtyřletým projektem GCFR STREP zařazeným do šestého rámcového programu Evropské komise (FP6) [30].

V období mezi těmito dvěma projekty proběhla významná změna v přístupu k jejich výzkumu. Původní plán vyvinout evoluční návrh GFR, který by mohl být plně realizovaný v relativně krátké době (v horizontu deseti let), byl pozměněn a novým cílem bylo vyvinout inovativní návrh, který by plně využil potenciál GFR. Tato změna v přístupu koincidovala s iniciativou GIF, která GFR vybrala jako jeden ze šesti nadějných konceptů pro budoucnost. [27]

Projekt FP5 GCFR měl 3 části. Úkolem první z nich bylo shrnout dosavadní relevantní výzkum plynem chlazených reaktorů s cílem obnovit a prohloubit míru znalostí v tomto oboru. Další dva okruhy byly věnovány bezpečnosti plynem chlazených rychlých reaktorů a palivovému cyklu. [28]

Závěry projektu FP5 GCFR byl, že evoluční návrhy GFR byly na dobré úrovni, pozitivní zkušenosti z provozu tepelných plynem chlazených reaktorů poskytly další argument na podporu vývoje rychlých plynem chlazených reaktorů, a že zkušenosti s provozem sodíkem chlazených rychlých reaktorů mohou být velmi užitečné při vývoji paliva pro GFR. [29]

Projekt FP6 GCFR STREP byl plně zapojen do výzkumu v rámci GIF a finančně se na něm kromě EU podílelo 10 dalších výzkumných organizací. V rámci tohoto projektu probíhaly dvě paralelní linie výzkumu. Jedna z nich byla zaměřená na vývoj střední až velké komerční jednotky GFR, druhá na vývoj malé demonstrační jednotky, v tomto projektu nazvané ETDR, později inovované a přejmenované na ALLEGRO. Zatímco části zabývající se konkrétním designem zařízení a bezpečnostními studiemi byly zkoumány odděleně, výzkum keramického paliva byl od začátku společný pro GFR2400 i ETDR. [27]

Koncepty uvažované k roku 2006 shrnuje Tab. 2.

Koncept	ETDR	GFR600	GFR600	GFR2400	GFR2400	JAEA GFR
Výkon [MWth]	50	600	600	2400	2400	2400
Chladivo	He	He	He/S-CO ₂	He	He	He
Hustota výkonu [MW/m ³]	100	103	103	100	100	90
Měrný výkon [W/gHM]	—	45	45	—	42	36
Teplota na vstupu do AZ [°C]	250	480	≈400	480	480	460
Teplota na výstupu z AZ [°C]	525	850	≈625	850	850	850
Rozměry AZ (výška/průměr)	0.86/0.86	1.95/1.95	1.95/1.95	1.55/4.44	1.34/4.77	0.9/5.9
Tlak [MPa]	7.0	7.0	7.0	7.0	7.0	7.0
Typ paliva	proutky	desky	desky	desky	proutky	bloky
Materiál paliva	(U,Pu)O ₂	(U,Pu)C	(U,Pu)C	(U,Pu)C	(U,Pu)C	(U,Pu)N

Tab. 2: Přehled počátečních konceptů GFR generace IV. [15]

Výzkumný program GFR pokračoval i v sedmém rámcovém programu skrze projekt nazvaný European Gas Cooled Fast Reactor (Evropský rychlý reaktor chlazený plynem), častěji zkracovaný na GoFastR. I tento projekt sloužil jako příspěvek Euratomu do výzkumu v rámci GIF. Na rozdíl od FP6 GCFR STREP byl zaměřený více na dokázání praktické realizovatelnosti GFR pomocí rozsáhlých analýz a výzkumných činností hlavně v oblasti jaderné bezpečnosti. [27]

V roce 2009 se do té doby vedoucí subjekt výzkumu GFR, francouzská CEA, rozhodl z ekonomických důvodů ustoupit od výzkumu GFR a přenechat ho jiným zemím v rámci Euratom. Výzkum tak pokračuje v rámci projektu FP7 ALLIANCE, kterého se účastní ÚJV Řež z České republiky, VÚJE ze Slovenska a Maďarsko prostřednictvím MTAEK, CEA figuruje v roli konzultanta. [31]

V roce 2013 bylo přesunutí výzkumu GFR do oblasti střední Evropy stvrzeno vytvořením konsorcia V4G4 Centre of Excellence, kterého se mimo instituce zmíněné výše účastní i výzkumný institut NCBJ z Polska. Konsorcium si dalo za úkol vytvořit právní rámec pro výzkum reaktorů generace IV v zemích Visegrádské čtyřky do roku 2018. [32]

V projektu ALLEGRO v rámci V4G4 Centre of Excellence koordinuje MTAEK vývoj a výzkum záležitostí dotýkajících se jaderného paliva a uzavřeného palivového cyklu, NCBJ je zodpovědné za otázku materiálů, ÚJV Řež zodpovídá za výzkum,

vývoj a experimentální podporu heliových technologií a VÚJE za konstrukční návrh a hodnocení bezpečnosti. [33]

Výstupy z těchto projektů zatím nejsou k dispozici. Výzkum probíhá na základě francouzského návrhu reaktoru ALLEGRO 75 MWth, který je dále inovován. Jednou z nejdůležitějších inovací je opuštění dvouokruhového uspořádání s vodou v sekundárním okruhu. Místo toho je zkoumána možnost tříokruhového uspořádání elektrárny s plynovým meziokruhem. [34]

2.3.2.2 Výzkum v USA

Mimo evropský kontinent probíhá výzkum GFR v současné době také v USA, konkrétně v INL a BNL, a dále společností General Atomics. [35][36]

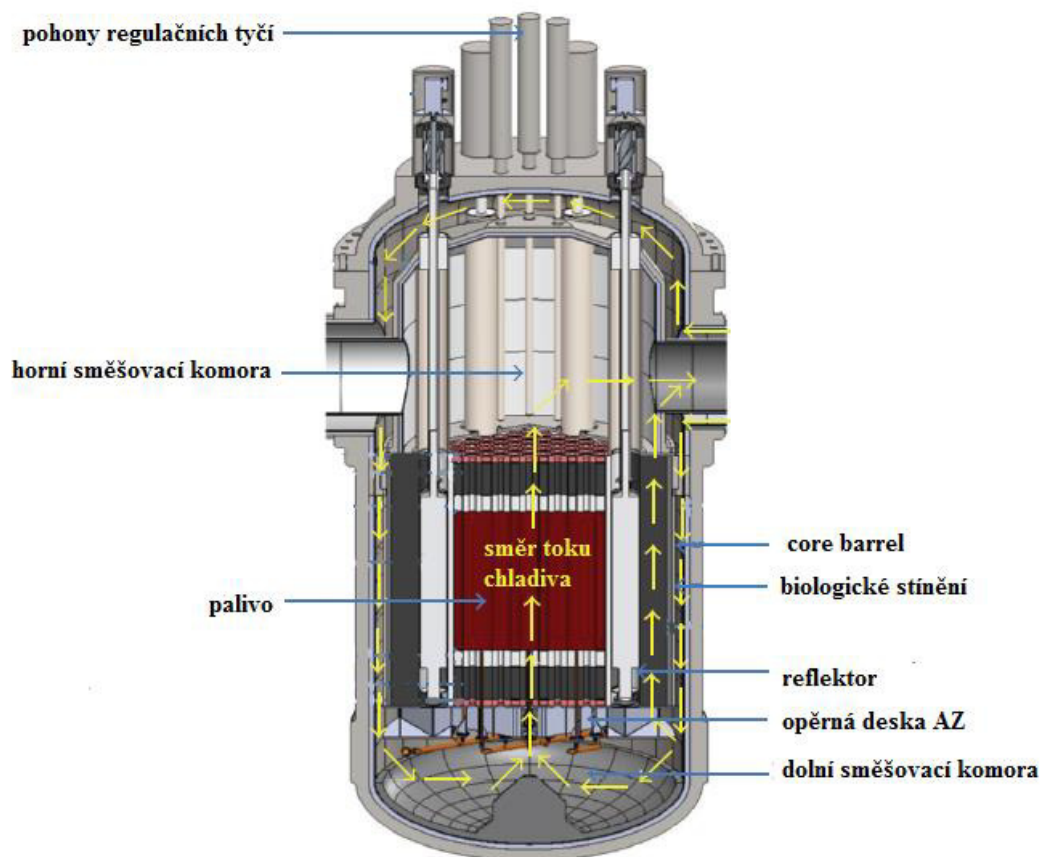
Tříletý výzkumný projekt GA začal v roce 2002 a byl zaměřen na vývoj designu GFR o jednotkovém výkonu 600 MWth, který by splňoval kritéria genrace IV. Po ekonomických analýzách bylo rozhodnuto o zvýšení výkonu navrhovaného GFR od GA na 2400 MWth. Poslední zmínka o výzkumu GFR společností GA je z roku 2006, novější publikace nelze z veřejně dostupných zdrojů nalézt. [37]

INL byla zapojena do výzkumu GFR v rámci GIF, v průběhu let 2004 a 2005 bylo provedeno několik studií projektových havárií pomocí výpočetních kódů RELAP a Athena [38][39] pro referenční návrhy GFR o výkonech 600 a 2400 MWth. Novější publikace opět není možné nalézt.

Společnost General Atomics v současné době vyvíjí koncept EM², velice ambiciózní návrh malého GFR s výkonem 500 MWth, jehož aktivní zóna je rozdělena na tzv. startovací část (obsahující uranové palivo s obohacením 11,4 %) a množivou část, ve které dochází jadernými procesy ke vzniku nového paliva. [40]

Uvažovaná aktivní zóna disponuje obrovskou výhodou v hloubce vyhoření paliva a v délce palivové kampaně – v předkládaném návrhu se v podstatě o palivové kampani v tradičním pojetí nedá hovořit, protože předpokládaná délka pobytu paliva v aktivní zóně dosahuje 30 let. [36]

Obr. 5 znázorňuje řez návrhem reaktorové nádoby a aktivní zóny reaktoru EM².



Obr. 5: Reaktorová nádoba EM² s vyznačením toku chladiva, [40]

2.3.3 Koncept CEA GFR2400

Ze všech původních referenčních návrhů byl nejvíce propracován koncept GFR s výkonem 2400 MWth a s plynovým meziokruhem od francouzského CEA. Plánovaná termodynamická účinnost má dosahovat až 45 %. [27]

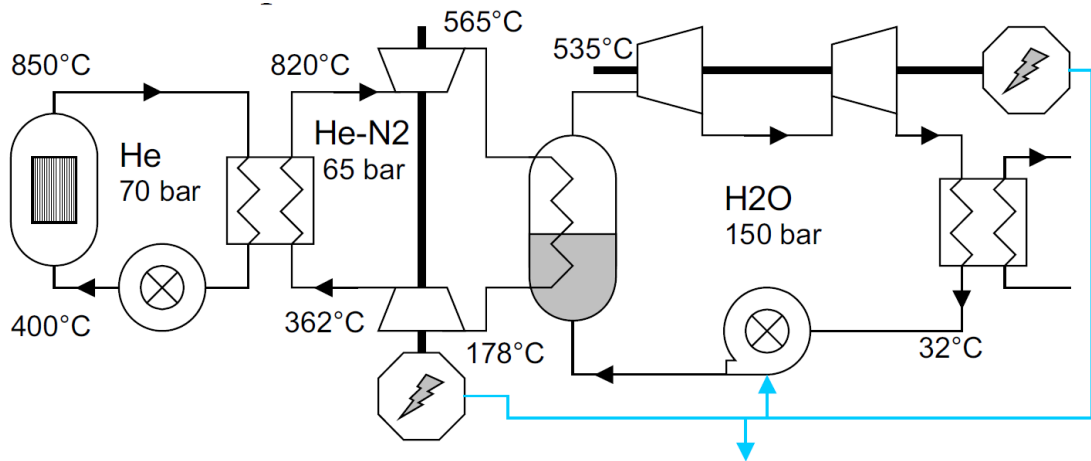
2.3.3.1 Základní vlastnosti

Základní parametry reaktoru byly stanoveny v CEA na konci roku 2007. Uspořádání je tříokruhové, viz Obr. 6. Chladivo primárního okruhu je helium o nominálním tlaku 7 MPa, vstupní teplotě 400 °C a výstupní teplotě 850 °C. Počítá se s vysokým hmotnostním průtokem 1020 kg/s. [41]

Sekundární okruh je naplněn směsí helia (pro zlepšení přestupu tepla) a dusíku (pro zlepšení účinnosti a zjednodušení návrhu turbosoustrojí). Terciární okruh je klasický Rankine-Clausiův cyklus s vodou/vodní parou. [41]

Počítá se s třemi primárními a třemi sekundárními smyčkami, terciární okruh bude páru ze tří parogenerátorů shromažďovat v parním kolektoru a počítá se pouze s jedním turbosoustrojím. [42]

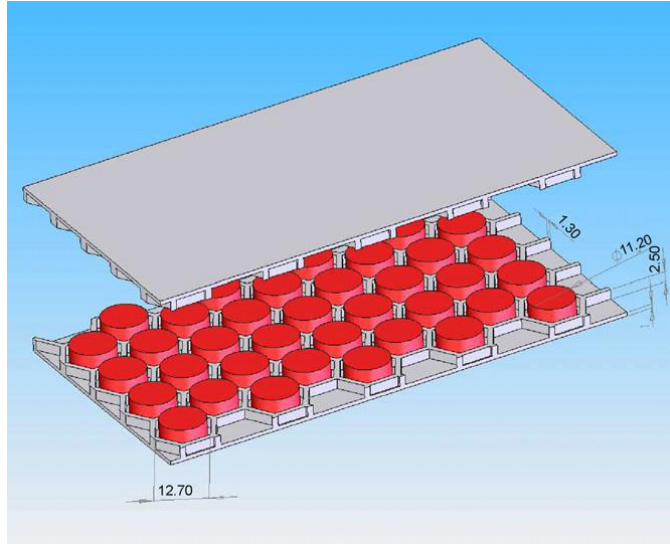
Elektrický výkon je generován jednak turbosoustrojími v plynovém mezikruhu (3 x 130 MWe) a dále parním turbosoustrojím v terciárním okruhu (1x 730 MWe). Celkový elektrický výkon elektrárny je tedy přibližně 1100 MWe. [41]



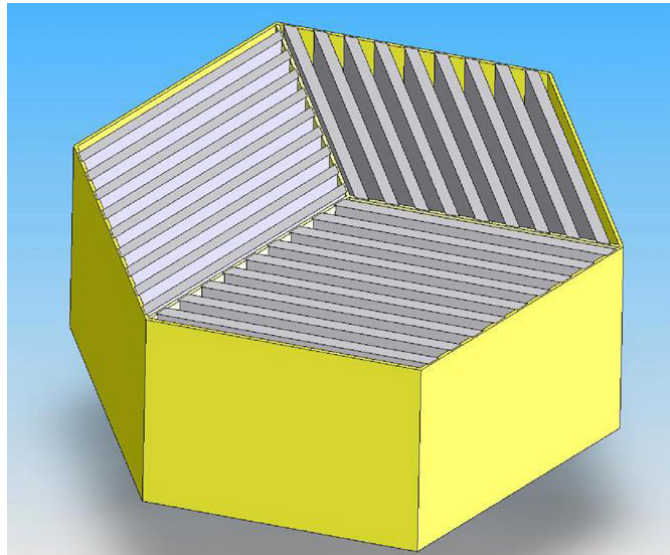
Obr. 6: Schéma tříokruhového uspořádání GFR.[42]

2.3.3.2 Aktivní zóna

Byly zkoumány dva možné koncepty keramického paliva pro GFR: deskové palivo a klasičtější proutkové palivo. Koncept deskového paliva je na Obr. 7 – jedná se o dva pláty z SiC, mezi kterými je uzavřena šestiúhelníková struktura také z SiC obsahující palivo ve formě nízkých válcovitých pelet z (U,Pu)C. Na Obr. 8 je poté ukázka sestavení desek do palivové kazety. [43]



Obr. 7: Deskové palivo GFR. [44]



Obr. 8: Palivový soubor deskového paliva GFR. [44]

Pro oba typy paliva se počítá s pokrytím z žáruvzdorných keramických materiálů (nejčastěji je zmiňováno SiC), samotné palivo má být uranovo-plutoniové karbidické (U,Pu)C. Dále se uvažuje použití tenké těsné bariéry uvnitř palivového proutku (desky), pro které byl jako výchozí materiál zvolen W-5Re (slitina 95 % hm. wolframu a 5 % hm. rhenia). [44]

V aktivní zóně je celkem 144 palivových kazet ve vnitřní části aktivní zóny a 102 ve vnější (s vyšším obohacením paliva). Je počítáno s nominální teplotou pokrytí přibližně 1000 °C a teplotou paliva 1380 °C. Hustota výkonu má dosahovat 90 MWth/m³. [43]

2.3.3.3 Systémy odvodu zbytkového tepla (DHR)

Francouzský koncept GFR spoléhá při havarijním dochlazování reaktoru na tzv. systémy DHR. Jedná se o dedikované smyčky, které jsou za nominálního provozu oddělené od reaktorové nádoby. V případě, že dojde k havarijnímu odstavení reaktoru, jsou naopak oddělené hlavní smyčky a chladivo z aktivní zóny proudí pouze skrze potrubí DHR a přes výměníky DHR. [44]

Koncept CEA GFR2400 počítá se 3 smyčkami DHR pro vysokotlaké dochlazování (zbytkový tlak v primárním okruhu alespoň 3 atm.) a jednou pro nízkotlaké dochlazování (pro tlak v primárním okruhu mezi 1 a 3 atm.) [42]

Sekundární okruh DHR výměníků je naplněný vodou o nominálním tlaku 1 MPa. Počítá se s přirozenou konvekcí a sekundární okruh DHR tak neobsahuje žádné čerpadlo. Sekundární voda je poté chlazena přes výměník umístěný na střeše kontejnmentu ve veliké nádrži s vodou, která má dostatečnou tepelnou kapacitu na odvod zbytkového tepla po prvních 24 hodin po havarijním odstavení reaktoru. [42]

2.3.4 Koncept demonstrátoru GFR – CEA ALLEGRO (ETDR)

Protože ve světě nikdy nebyl postaven žádný reaktor GFR, bylo by příliš riskantní začít přímo stavbou velkého energetického reaktoru. Standardní postup při uvádění nové jaderné technologie do provozu je začít s výstavbou a testováním demonstrační jednotky o výkonu obvykle v desítkách MWth. [45]

Demonstrační reaktor, který má za úkol prokázat životaschopnost GFR, byl navržen v CEA v roce 2001 pod názvem ETDR. Jednalo se o reaktor o výkonu 50 MWth s jednou hlavní cirkulační smyčkou. [48]

Reaktor prošel postupným vývojem, byla přidána druhá cirkulační smyčka a výkon zvýšen na 75 MWth přidáním dalšího věnce palivových kazet. Jeho hlavním účelem zůstalo ověření vlastností a vhodnosti klíčových komponent jako je jaderné palivo nebo systémy odvodu zbytkového tepla. Od roku 2009 je tento nový koncept nazýván ALLEGRO. [27]

Před samotnou stavbou demonstračního GFR je třeba provést mnoho menších experimentů zaměřených na výzkum konkrétních problémů, jako příklad může sloužit experimentální zařízení Esthair. [46]

2.3.4.1 Základní vlastnosti CEA ALLEGRO 75 MWth

Výstupní teplota chladiva je u MOX paliva plánovaná na 550 °C, u keramického paliva až na 850 °C. [27] Nominální tlak v primárním okruhu dosahuje 7 MPa a hustota výkonu až 100 MWth/m³. V původním francouzském konceptu se počítá s dvouokruhovým uspořádáním, kde je v sekundárním okruhu použita voda (bez vypařování) a teplo je následně odváděné tepelnými výměníky do atmosféry. [46]

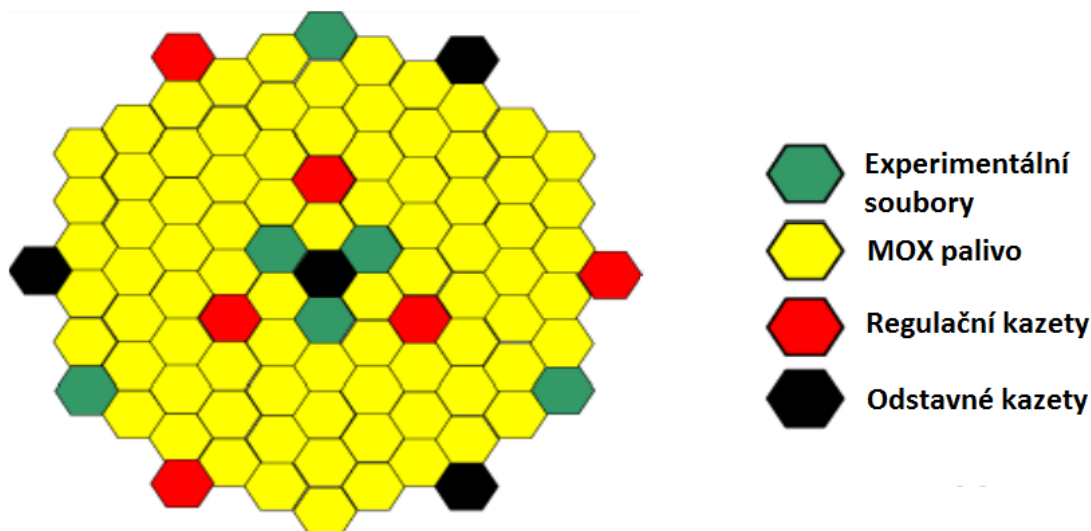
V současné době se pracuje na konceptu, který by se více přiblížil plánované koncepci CEA GFR2400. Ta počítá s tříokruhovým uspořádáním, v sekundárním okruhu je uvažována směs 80 % N₂ a 20 % He. Terciární okruh by měl být klasický parní R-C cyklus a ALLEGRO by tak mohlo teoreticky dodávat do sítě elektřinu. [47]

2.3.4.2 Aktivní zóna

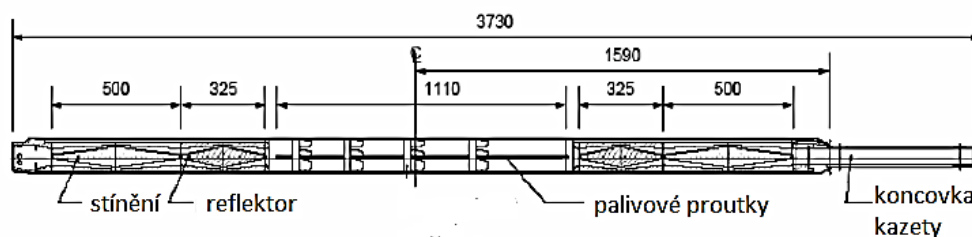
Při provozu reaktoru ALLEGRO je počítáno se 2 variantami aktivní zóny: [27][46]

- počáteční zóna s MOX palivem + experimentální keramické palivo ve formě pelet v keramickém pokrytí
- inovovaná zóna sestávající celá z keramického paliva

Na Obr. 9 je schéma uspořádání první aktivní zóny ALLEGRO. Můžeme vidět, že v aktivní zóně je celkem 81 palivových kazet s MOX palivem, 6 pozic pro experimentální kazety s keramickým palivem, dále 6 regulačních kazet a 4 odstavné kazety. Regulační a odstavné kazety jsou do aktivní zóny zasouvány spodem. Okolo aktivní zóny je dále několik vrstev kazet obsahujících reflektor a stínění. [48]



Obr. 9: Složení MOX aktivní zóny ALLEGRO. [49]



Obr. 10: Palivová kazeta ALLEGRO s proutkovým palivem MOX. [48]

Na Obr. 10 je potom podélný řez palivovou kazetou obsahující MOX palivo ve formě palivových proutků. Palivové proutky jsou umístěny ve střední části kazety, nad a pod nimi je vždy blok materiálu sloužícího jako reflektor a blok stínícího materiálu. Na dolním konci je koncovka pro upevnění kazety v opěrných deskách aktivní zóny, na horním konci potom speciální hlavice se závitem, na kterou se připojí jeřáb pro výměnu paliva. [48]

Aktivní zóna byla navržena s ohledem na požadavek co nejnižší tlakové ztráty při průchodu chladiva. Ta nakonec dosahuje hodnoty méně než 100 kPa. [49]

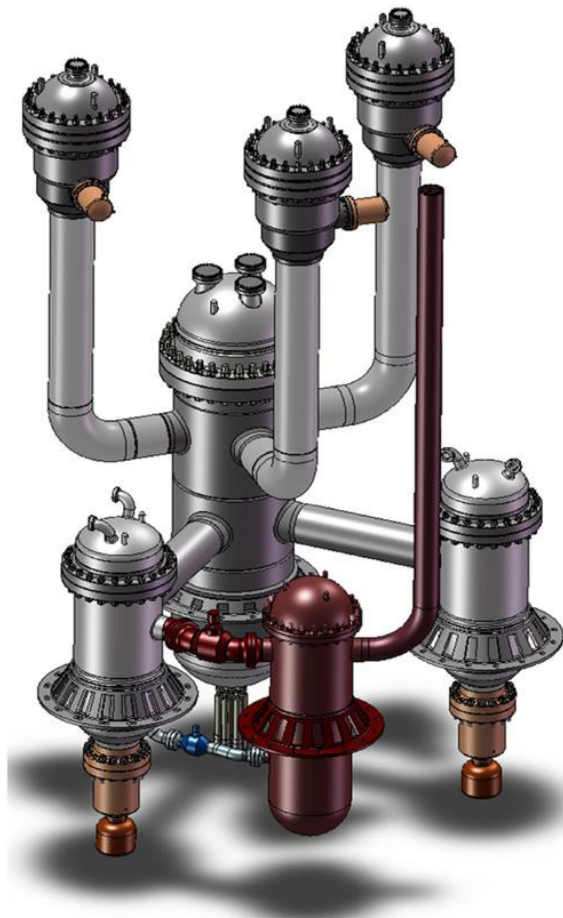
2.3.4.3 Uspořádání primárního okruhu

Na Obr. 11 je základní schéma primárního okruhu reaktoru ALLEGRO. Počítá se dvěma hlavními smyčkami, v obou je zařazen tepelný výměník a hlavní oběhové dmychadlo. Uvažované potrubí je koaxiální – ve vnitřní části proudí horké helium, ve vnější studené. U jedné ze smyček se počítá také s odvodem vysokopotenciálního tepla

přes další výměník. Toto teplo může sloužit například k výrobě vodíku tepelným rozkladem vody. [27]

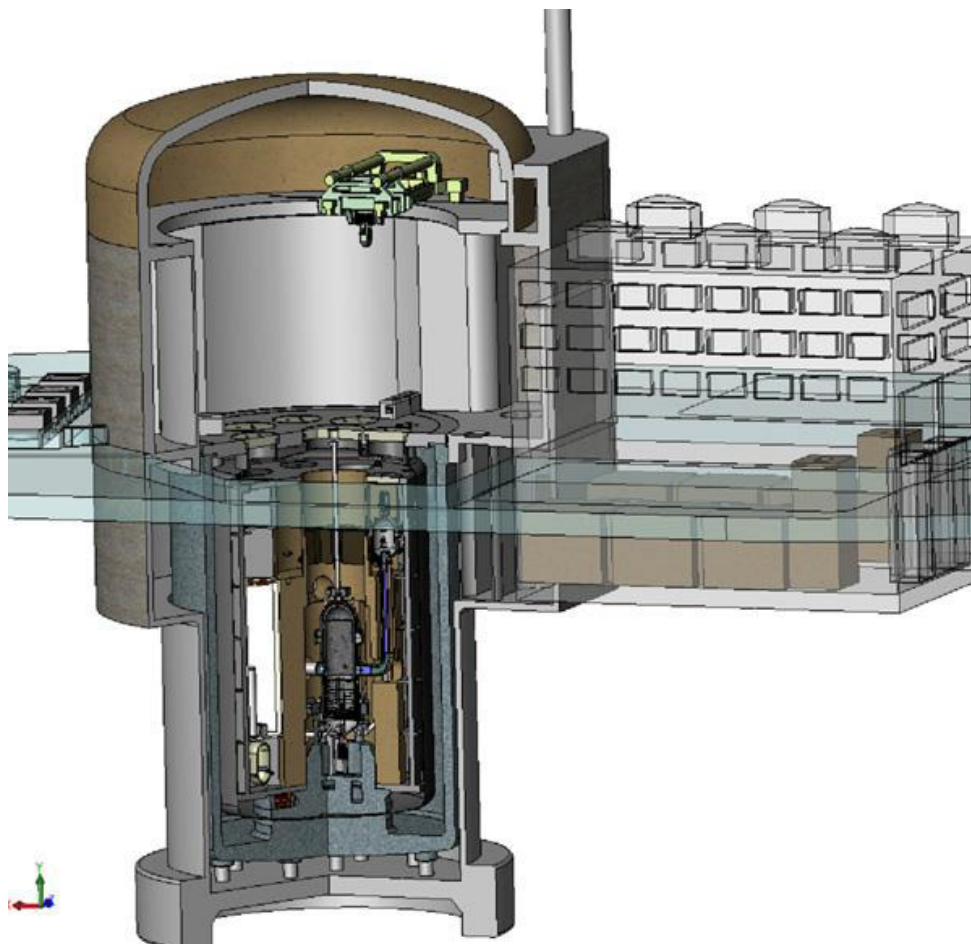
V horní části reaktorové nádoby jsou poté připojené 3 smyčky DHR systémů. Ty jsou navrženy tak, aby každá byla schopná odvést 100 % rozpadového tepla po odstavení reaktoru. Zálohování těchto systémů je tedy 3 x 100 %. Při některých haváriích bez úniku chladiva by mohla k uchlazení aktivní zóny stačit i přirozená konvekce a systémy DHR by tak byly plně pasivní. Pro havárie s únikem chladiva a pro zlepšení proudění při vysokotlaké sekvenci je navíc každá smyčka DHR doplněná vlastním dmychadlem poháněným elektromotorem. I v tomto případě se počítá s možností napájení dmychadel z baterií při úplném výpadku všech ostatních možností napájení. Sekundární a terciární okruh DHR je řešen stejně jako u konceptu GFR2400, viz kapitolu 2.3.3.3. [48]

Takto řešený systém odvodu zbytkového tepla není zdaleka dokonalý a je z velké části závislý na aktivních prvcích, proto se intenzivně zkoumají možnosti, jak zaručit fungování DHR pasivně - pouze na základě fyzikálních zákonitostí. [47]



Obr. 11: Primární okruh konceptu CEA ALLEGRO 75 MWth. [27]

Na Obr. 12 je dále vyobrazeno okolí primárního okruhu. Celý je uzavřen do kompaktní ocelové obálky nazývané Guard Vessel (tlaková obálka), která má při havárii s únikem chladiva zajistit dostatečný zbytkový tlak v primárním okruhu, který je důležitý pro správnou funkci DHR systémů. Jako poslední bariéra je navržen klasický kopulovitý kontejnment z předpjatého betonu. [27]



Obr. 12: Řez reaktorovou budovou ALLEGRO. [27]

2.4 Elektrická část jaderné elektrárny s reaktorem GFR

2.4.1 Schéma napájení vlastní spotřeby jaderné elektrárny

Schéma vyvedení výkonu a napájení vlastní spotřeby jaderné elektrárny se v několika bodech liší od schémat používaných pro tepelné elektrárny. Musí být navrženo tak, aby byla zabezpečena vysoká spolehlivost dodávky elektrické energie pro zařízení VS nejen při normálním provozu, ale hlavně v režimu havarijního dochlazování po odstavení reaktoru, které je v prevenci těžkých havárií klíčové. [50]

Pro napájení spotřebičů zajišťujících dochlazování reaktoru a lokalizaci poruch v havarijních stavech musí být použito tří nezávislých systémů napájení. Ostatní zařízení technologického procesu elektrárny musí být napájena alespoň ze dvou nezávislých zdrojů. Struktura schématu napájení vlastní spotřeby jaderné elektrárny je tak tvořena systémem pracovního napájení (nejčastěji z blokového generátoru přes odbočkový transformátor), systémem rezervního napájení (přes záskokový transformátor z elektrické soustavy) a systémy zajištěného napájení. [51]

Praktická realizace systémů napájení vlastní spotřeby je pro každou jadernou elektrárnu navrhována na míru, lze však vyvodit i některé obecné závěry.

2.4.2 Zajištěné napájení

Uspořádání vlastní spotřeby jaderné elektrárny je obvykle blokové. Elektrické pohony a ostatní elektrické spotřebiče jsou z hlediska zajištěného napájení rozděleny do 3 skupin [50] :

1. Skupina – pohony se zajištěným napájením I. kategorie

Jedná se o důležité pohony zúčastňující se havarijního odstavení bloku. Maximální doba přerušení elektrického napájení je do 1 sekundy. Do této skupiny patří zařízení systému SKŘ (Systém kontroly a řízení), systému SORR (systém ochrany a řízení reaktoru), napájení důležitých počítačů, systémů dozimetrie, část havarijního osvětlení, havarijní olejová čerpadla turboalternátoru, turbíny apod.

2. Skupina – pohony se zajištěným napájením II. Kategorie

Jedná se opět o důležité pohony zúčastňující se havarijního odstavení bloku. U této skupiny pohonů je povoleno přerušení napájení v rozmezí přibližně 40 sekund do 3 minut. Patří sem havarijní napájecí čerpadla, čerpadla technické vody, SAOZ (Systém havarijního chlazení aktivní zóny), části osvětlení a další.

3. Skupina – normální napájení

Jedná se o důležité pohony zapojené do technologického procesu JE, jako jsou hlavní cirkulační čerpadla, napáječky, pohony chemické úpravy vody, čerpacích stanic, klimatizace apod. V případě výpadku těchto zařízení dojde k snížení výkonu, případně až k odstavení bloku.

Dále sem patří nedůležité pohony, při jejichž výpadku nemusí dojít ke snížení výkonu ani odstavení bloku a nepodílí se ani na havarijním odstavení a dochlazování reaktoru.

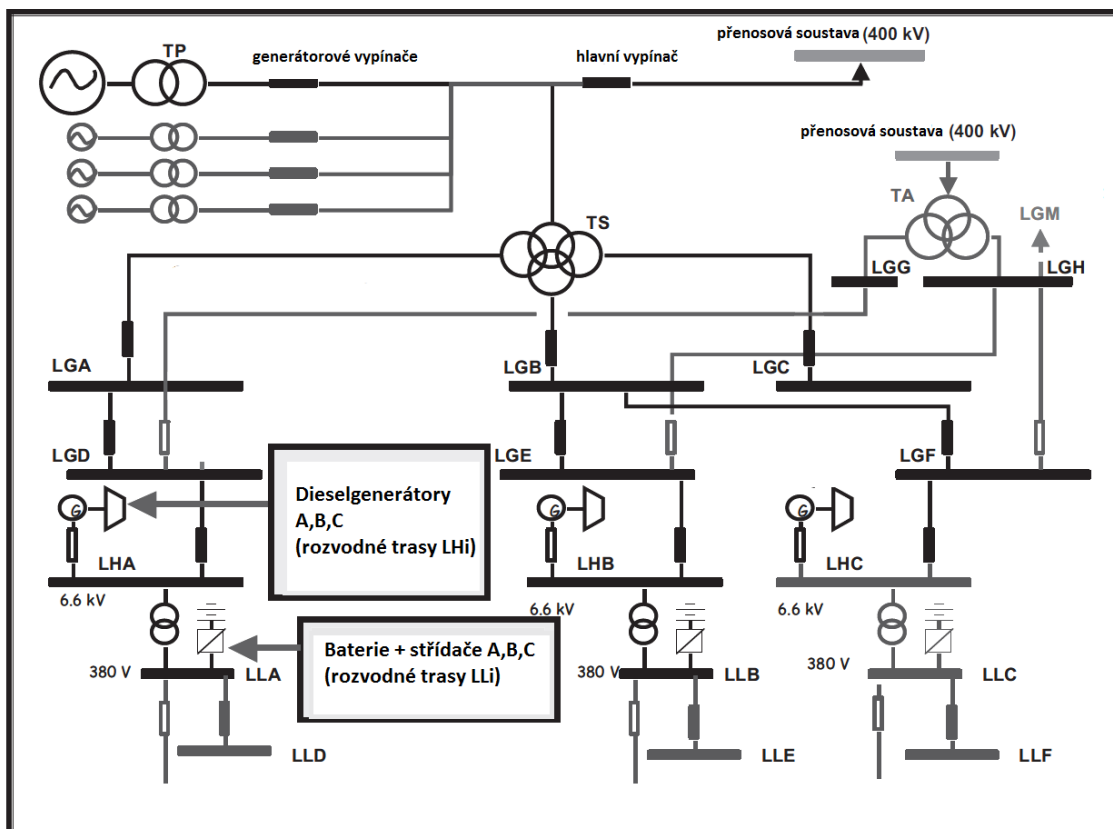
Z důvodu bezpečnosti je dodržován princip redundance a diverzity a pro každý reaktorový blok jsou nainstalovány 3 samostatné bezpečnostní systémy ZN, z nichž každý je schopen zajistit jadernou bezpečnost, a to i v havarijním režimu bloku. Jejich nezávislost je zajištěna nejen po stránce elektrické, ale i stavební a technologické, pro zabránění tzv. chyby ze společné příčiny. [50]

2.4.3 Návrh elektrické části elektrárny s reaktorem GFR

Historický výzkum GFR nikdy nepokročil do fáze, kdy by byl připravován konkrétní projekt výstavby elektrárny. Z tohoto důvodu také nebyl u historických GFR proveden návrh elektrické části elektrárny, protože se nejednalo o zásadní problém výzkumu GFR. [15] [17]

V moderním výzkumu GFR pro GEN IV už takový návrh elektrického schématu nalézt lze, a to v rámci tzv. PSA studie, provedené v roce 2010. [42]

Navrhnuté schéma pro vyvedení výkonu z bloku a napájení vlastní spotřeby je z velké části převzaté z projektu francouzské elektrárny typu PWR o výkonu 1300 MWe. Zjednodušené jednopólové schéma je na Obr. 13. [42]



Obr. 13: Schéma napájení vlastní spotřeby GFR. [42]

Ze schématu je vidět, že se počítá s vyvedením výkonu do soustavy 400 kV, a že jak hlavní generátor 3. Okruhu (R-C cyklus), tak 3 generátory ze sekundárního okruhu (plynové turbíny) mají každý svůj generátorový vypínač. Protože všechny hlavní spotřebiče vlastní spotřeby (hlavní dmychadla, dmychadla DHR apod.) má každý blok ztrojené, je vlastní spotřeba bloku rozdělena do 3 nezávislých rozveden. Odbočkový transformátor je tedy čtyřvinuťový. Rezervní napájení vlastní spotřeby bloku a společné vlastní spotřeby je realizováno přes záskokový transformátor ze sítě 400 kV. [42]

Zajištěné napájení důležitých systémů II. kategorie je realizováno skrze 3 nezávislé linie napájené z dieselgenerátorů, připojené k rozvodně 6,6 kV. Každý je dimenzován tak, aby byl schopný napájet 100 % aktivních systémů účastnících se havarijního odstavení bloku. Zajištěné napájení I. kategorie je dále realizováno 3 nezávislými okruhy napájenými z akumulátorů. Konkrétní dimenzování těchto systémů zatím neproběhlo, jedná se pouze o koncepční návrh. [42]

Jedním ze závěrů studie PSA bylo, že 98 % všech těžkých havárií s tavením aktivní zóny obsahuje ve svém stromu poruch také blackout. Další analýzy [42]

ukázaly, že pro zajištění havarijního dochlazování reaktoru CEA GFR2400 v jakékoliv situaci je zásadní, aby byly k dispozici aktivní dmychadla okruhů DHR. [42]

Jedním z návrhů bylo zajistit pohon dmychadla v nízkotlakém okruhu DHR skrze plynovou turbínu umístěnou na jedné hřídeli společně s dmychadlem, kde systém zásobníku plynu a příslušného ventilu by byl plně pasivní. [52]

Další možností jak zaručit nepřerušovaný chod dmychadel DHR systémů je návrh CEA přesunout pohony dmychadel DHR do I. kategorie zajištěného napájení a adekvátně k tomu zvýšit kapacitu baterií zajišťujících toto napájení. [42]

Proveditelnost napájení systémů DHR z baterií nebyla v CEA zkoumána [53], v rámci této diplomové práce je proveden zjednodušený výpočet energetické náročnosti se závěrem, že realizace tohoto řešení je v současné době na hranici proveditelnosti. Pro podrobnější informace viz přílohu 1.

V současné době je zkoumána také možnost použít elektřinu generovanou při doběhu turbosoustrojím plynových meziokruhů k havarijnímu napájení dmychadel primárního okruhu [54], žádné konkrétní výsledky však zatím nejsou k dispozici. [47]

3 Fenomenologie těžké havárie

Slovo fenomenologie (z řeckého „fainomai“, ukazují se) znamená obecně přesné zkoumání jevů. Místo zkoumání podstat a skutečností samých se tedy zabývá zkušeností, tím, jak se věci „samy“ člověku ukazují v jeho vlastním vědomí. [55]

Fenomenologie havárií jaderné elektrárny se tedy zabývá popisem jejich průběhů bez požadavku na dokonalé pochopení podstaty zkoumaných jevů, které mohou být na hranici naší současné úrovně poznání.

3.1 Ochrana do hloubky (defense-in-depth)

Ochrana do hloubky (defense-in-depth) patří mezi základní principy zajištění jaderné bezpečnosti. V českém právním řádu je ochrana do hloubky zakotvena v [56], kde stojí:

„Jaderná bezpečnost jaderného zařízení musí být zajištěna prostřednictvím ochrany do hloubky založené na použití vícenásobných fyzických bariér bránících šíření ionizujícího záření a radionuklidů do životního prostředí a s opakovaným použitím systému technických a organizačních opatření sloužících k ochraně a zachování účinnosti těchto bariér, jakož i ochraně zaměstnanců a dalších osob, obyvatelstva životního prostředí.“

Princip hloubkové ochrany je primárně založen na několika fyzických bariérách mezi uvolňovanými radioaktivními látkami a životním prostředím. Jsou to [57]:

- I. Chemická a fyzikální struktura jaderného paliva - dokud nedojde k roztavení paliva, zůstává většina štěpných produktů vázána v krystalické mřížce paliva.
- II. Povlak palivových elementů - zabraňuje pronikání (hlavně) plyných štěpných produktů do chladiva primárního okruhu.
- III. Tlaková hranice primárního okruhu (reaktorová nádoba, stěny potrubí a dalších komponent PO).
- IV. Ochranná obálka, nebo jiný systém lokalizace radioaktivních látek.

Fyzické bariéry však nejsou vzájemně nezávislé, například pokud v aktivní zóně panují podmínky, při kterých dojde k tavení paliva, dojde velice pravděpodobně i k poškození povlaku paliva. Cílem hloubkové ochrany je také chránit na několika úrovních integritu jednotlivých fyzických bariér a posilovat jejich spolehlivost. [58]

3.2 Klasifikace nehod a havárií jaderných elektráren

Existuje řada hledisek, která je možno vzít v úvahu při třídění nehod, poruch a havárií jaderných reaktorů. V dalších kapitolách budou zmíněny dvě: inženýrsko-fyzikální přístup, který vychází z fyzikální podstaty zkoumaných jevů, a mezinárodní informační systém INES, který slouží primárně k rychlé komunikaci s veřejností.

3.2.1 Klasifikace nehod a havárií – fyzikální přístup

V jaderných reaktorech je tavení aktivní zóny a následný únik radioaktivních látek nepřipustným stavem. K tavení paliva může dojít porušením rovnováhy mezi vývinem a odvodem tepla, které může být způsobeno následujícími procesy [59]:

- růst výkonu reaktoru,
- únik chladiva z reaktorového systému,
- snížení účinnosti chladicího systému.

K rozsáhlému úniku radioaktivních látek může dojít i u reaktoru mimo provoz, nebo v systémech, které přímo nesouvisejí s provozem reaktoru. Krom toho je třeba analyzovat vnější vlivy, jako jsou zemětřesení, záplavy, tornáda, požáry, pád letadla, či teroristický útok. Pokud se zaměříme na inženýrsko-fyzikální přístup, můžeme nehody a havárie v jaderných reaktorech rozdělit do následujících pěti tříd [59]:

- havárie vyvolané kladnou změnou reaktivity - vystřelení regulační tyče, špatná závážka aktivní zóny apod.
- havárie se ztrátou chladiva (LOCA) – prasknutí hlavního potrubí, prasknutí trubky v parogenerátoru apod.
- havárie v systému odvodu tepla – obecně většinou nehody způsobené výpadkem napájení nebo jiným selháním čerpadel, turbíny apod.
- ostatní havárie – havárie při manipulaci s palivem, havárie při zpracování radioaktivních odpadů
- vnější vlivy – zemětřesení, hurikán, sabotáž, pád letadla

3.2.2 Mezinárodní stupnice nehod a havárií - INES

Mezinárodní stupnice pro hodnocení jaderných událostí INES slouží k rychlé orientaci veřejnosti o závažnosti, rozsahu a následcích havárií, poruch, nehod a odchylek provozu od nominálního. [60]

INES hodnotí jaderné události v sedmi stupních, viz Tab. 3. Dosažení dvou nejvyšších stupňů je třeba zcela vyloučit. Další dva stupně (5. a 4. stupeň) nelze zcela vyloučit, ale jejich výskyt musí být maximálně omezen. Vážné nehody – 3. stupeň a menší nehody – 2. stupeň se patrně i nadále budou v provozu jaderných zařízení vyskytovat a bohužel nezbyvá, než je tolerovat. Součástí běžného provozu bude 1. stupeň – anomálie, či odchylka od nominálního provozu. Stupněm 0 – událost pod stupnicí jsou hodnoceny události bez bezpečnostního významu. Události, které nesouvisejí s bezpečností jaderných zařízení, jsou mimo stupnici. Každá havárie či nehoda je vždy zvažována podle všech tří kritérií odpovídajících třem sloupcům a je jí přiřazen stupeň podle nejvyšší zjištěné závažnosti. [61]

	Oblast dopadu		
	Dopad vně zařízení	Dopad uvnitř zařízení	Dopad na ochranu do hloubky
7 Velmi těžká havárie	rozsáhlý únik: široce rozšířené dopady na zdraví a životní prostředí		
6 Těžká havárie	závažný únik: pravděpodobné nasazení veškerých plánovaných protipatření		
5 Havárie s rizikem vně zařízení	omezený únik: pravděpodobné částečné nasazení plánovaných protipatření	vážné poškození aktivní zóny reaktoru/radiačních bariér	
4 Havárie bez vážnějšího rizika vně zařízení	menší únik: ozáření obyvatelstva řádově v povolených mezích	významné poškození aktivní zóny reaktoru/radiačních bariér/smrtelné ozáření zaměstnanců	
3 Vážná nehoda	velmi malý únik: ozáření obyvatelstva zlomkem povolených limitů	velké rozšíření kontaminace/akutní účinky na zdraví zaměstnanců	téměř havarijní stav, nezůstaly žádné bezpečnostní bariéry
2 Nehoda		významné rozšíření kontaminace/nadměrné ozáření zaměstnance	nehoda s významným poškozením bezpečnostních opatření
1 Anomálie			anomálie od chváleného provozního režimu
0 Odchylka	žádný bezpečnostní význam		

Tab. 3: Mezinárodní stupnice INES [61].

3.3 Definice těžké havárie

Jak je vidět z předcházejících kapitol, je hned několik možností, jak definovat, kdy už je havárie jaderného zařízení těžká. V této kapitole jsou shrnuty definice těžké havárie od několika významných regulačních orgánů různých států a definice IAEA.

Definice těžké havárie podle:

- **IAEA** - jako těžká havárie jsou označeny takové havarijní podmínky, které přesahují maximální projektovou havárii (design basis accident) a zároveň při nich dojde k vážnému poškození aktivní zóny reaktoru. [62]
- **SÚJB** - těžkou havárií se rozumí nadprojektová nehoda, při které došlo k vážnému poškození a nezvratné ztrátě struktury aktivní zóny reaktoru, nebo palivových souborů převážně v důsledku tavení jaderného paliva, a která může vést k radiační nehodě, nebo radiační havárii. [51]
- **NRC** - Typ nehody, která může zatížit bezpečnostní systémy na úroveň mnohem vyšší, než se očekávalo. [63]

3.4 Fenomenologie těžké havárie CEA GFR2400

Jak bylo naznačeno v předcházející kapitole, těžkou havárií lze klasifikovat více způsoby. Pro účely této práce bude za těžkou havárii považován stav, kdy dojde k tavení aktivní zóny reaktoru.

Obecně lze prakticky všechny cesty, které vedou k tavení aktivní zóny, ohraničit tzv. nízkotlakou a vysokotlakou sekvencí. Klasickým příkladem nízkotlaké sekvence je velká havárie se ztrátou chladiva (LB-LOCA) při níž se nepodařilo obnovit odvod tepla z aktivní zóny. K vysokotlaké sekvenci může dojít například při úplném výpadku energetických zdrojů vlastní spotřeby, včetně zdrojů rezervních. [64]

Těžké havárii GFR se věnují publikace [43][65][66], všechny řeší těžkou havárii konceptu CEA GFR2400 s keramickým palivem. Dosud neexistuje žádná publikace zabývající se těžkou havárií demonstrátoru ALLEGRO.

Vzhledem k obrovskému rozsahu zkoumaných fenoménů budou v následujících kapitolách rozebírány především situace, které nějakým způsobem souvisejí s nehodou zapříčiněnou ztrátou napájení.

3.4.1 Iniciační událost a počátek havárie

V [65] bylo identifikováno 15 situací, které mohou vést k těžké havárii. Obecně je možné rozdělit je do 4 větších skupin:

1) Události s rychlým průběhem (méně než 100 sekund) s možnou ztrátou prvních dvou bariér:

- náhlé prasknutí pokrytí palivového proutku v důsledku teplotního šoku
- rychlý vzrůst výkonu (pravděpodobně jako následek průniku vody do aktivní zóny)
- náhlá ztráta geometrie aktivní zóny
- prasknutí reaktorové nádoby

Těmto situacím musí být zabráněno už ve fázi návrhu, protože díky své vysoké dynamice poskytují systémům zvládnání havárií velice krátký čas na zahájení jejich činnosti. [43]

2) Události se středně rychlým průběhem (několik stovek sekund) končící částečnou degradací AZ:

- nechráněná havárie s únikem chladiva (ULOCA)
- nechráněná havárie se ztrátou toku chladiva (ULOFA)

3) Události s pomalým průběhem (od stovek sekund do několika hodin) končící úplnou degradací aktivní zóny:

- ztráta konečného tepelného zásobníku

Pro tyto situace je nutné navrhnout lapač roztavené aktivní zóny, který zaručí dlouhodobou podkritičnost a dochlazování roztaveného paliva.

4) Chemické reakce s průnikem materiálu zvenčí (t~ několik hodin)

- průnik vody, vzduchu nebo dusíku

Produkty chemických reakcí po průniku cizích látek do primárního okruhu mohou být nebezpečné. Podrobněji je toto téma zpracované v kapitole 3.4.4.

Pro malý reaktor, jako je například ALLEGRO, by efekt průniku vody ve formě vodní páry v omezeném množství neměl být výrazný a nepřispívá ke zhoršení jaderné bezpečnosti. [67]

3.4.2 Pokračování havárie před ztrátou geometrie AZ

Hlavním problémem při těžké havárii způsobené úplnou ztrátou elektrického napájení je nedostatečný průtok chladiva aktivní zónou. Ten způsobí zhoršený odvod tepla vznikajícího uvnitř palivového proutku a zvyšuje se teplota paliva i pokrytí. Rychlost zvyšování teploty závisí na mnoha faktorech, jako jsou například:

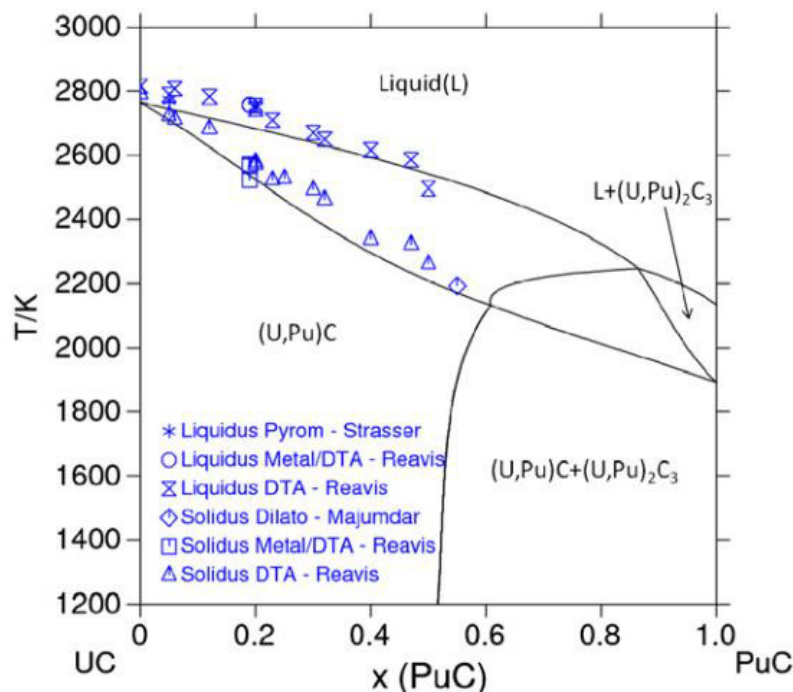
- množství vyvíjeného rozpadového tepla
- tepelná vodivost paliva
- prostup tepla mezerou mezi palivem a pokrytím
- tepelná vodivost pokrytí
- koeficient přestupu tepla z pokrytí do paliva

Na straně paliva nedochází k žádným chemickým interakcím mezi uranovým palivem (UC) a vložkou (W-5%Re) až do teploty 2000 °C [68]. Tento výsledek je ve shodě s výpočtem pomocí počítačového programu Thermocalc, který určil nejnižší teplotu při které dochází k tvorbě taveniny na 2020 °C [69].

Pro interakci mezi palivem ve formě (U,Pu)C a vložkou z W-5%Re, konkrétně pro systém U_{0.8}Pu_{0.2}C_{1.04}/W-5Re, určil Berche et al. [68] počátek formování tekuté fáze při teplotě 1880 °C.

Na straně pokrytí (SiCf-SiC), tedy pro systém pokrytí-vložka byla ve stejné publikaci určena teplota formování kapalně fáze na 1845 °C. [68]

Samotné palivo ve formě (U,Pu)C začíná pro složení s 80 %hm. U a 20 % hm. Pu tvořit kapalnou fázi při teplotě 2200 °C, plně roztavené je při 2400 °C, viz Obr. 14.



Obr. 14: Binární fázový diagram UC-PuC [70]

Samotné pokrytí z SiC zůstává prakticky kompletně v pevném skupenství až do teplot převyšujících 2400 °C. Nicméně pokud by došlo k přímé interakci mezi palivem a pokrytím (například při zhroucení geometrie AZ), dá se očekávat formování kapalně fáze už při teplotách okolo 1600 °C. [43]

3.4.3 Pokračování havárie po ztrátě geometrie AZ

Ke ztrátě geometrie AZ může dojít buď lokálně (mechanické selhání palivového souboru, roztavení palivového souboru jako následek blokace průtočného průřezu souboru), nebo ve větším rozsahu jako následek tavení aktivní zóny při celkově nedostatečném chlazení. [43]

V případě CEA GFR2400 výpočty ukazují, že po zhroucení geometrie AZ začne vznikat kapalná fáze při teplotě přibližně 1600 °C [69]. Když teplota přesáhne 2200 °C, zůstává v rovnováze pouze pevné SiC a kapalná fáze obsahující velké množství štěpného materiálu. Následně dojde k relokaci materiálu, která vyústí ve vytvoření bazénu taveniny s vrstvou neroztaveného pokrytí na povrchu. [65]

Velkým problémem takové konfigurace taveniny je udržení podkritičnosti paliva. Výpočty ukazují, že při zhroucení a roztavení 7 palivových souborů je vnesená

reaktivita mnohem větší než 1\$ a tavenina se tak stane kritickou na okamžitých neutronech. [71]

Následkem této vnesené reaktivity dojde k lokálnímu výbuchu taveniny spojenému s prudkým a vysokým zvýšením tlaku v postiženém místě. [66]

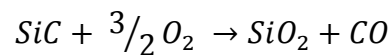
Takový stav je nepřijatelný a bude třeba dalšího výzkumu aktivní zóny a z něj vyplývajících změn v její konfiguraci, aby k podobné události nemohlo dojít.

3.4.4 Chemické interakce při průniku cizích látek do aktivní zóny

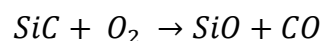
Látky, které mohou teoreticky při provozu proniknout do primárního okruhu CEA GFR2400 jsou voda (vodní pára), vzduch a dusík. Přítomnost vodní páry a vzduchu povede k oxidaci SiC, přítomnost dusíku pak k jeho nitridaci. [43]

Průběh oxidace byl zkoumán v [72] a byly identifikovány dva režimy oxidace:

- Pasivní oxidace s vytvořením ochranné povrchové vrstvy SiO₂, probíhající za nižších teplot s vysokým parciálním tlakem kyslíku, podle chemické rovnice [72]:

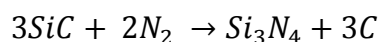


- Aktivní oxidace s vytvořením nestabilní vrstvy SiO, probíhající za vysokých teplot a nízkého parciálního tlaku kyslíku, podle chemické rovnice [72]:



Pro teploty vyšší než 1600 °C je dominantním režimem aktivní oxidace, která způsobí poškození pokrytí.

Termodynamické výpočty provedené v CEA [43] ukázaly, že v případě průniku dusíku do primárního okruhu může probíhat následující chemická reakce s pokrytím paliva:



Další analýzy provedené v CEA [43] ukázaly, že nitridace SiC probíhá relativně pomalu a navíc pouze při teplotách nižších než 1600 °C. Tyto výpočty budou muset být potvrzeny experimentálně, nicméně v současné době není nitridace pokrytí z SiC považována za vážný problém. [43]

3.4.5 Pozdní fáze těžké havárie

Pozdní fáze těžké havárie GFR nebyla dosud zkoumána. [43] Obecně je však možné předpokládat, že v jistých aspektech bude probíhat podobně, jako u lehkovodních reaktorů [58]. Následující úvahy vychází z tohoto předpokladu.

Na dně reaktorové nádoby se vytvoří stratifikovaná vrstva roztaveného materiálu. Nejlehčím materiálem v systému je SiC (hustota 3215 kg.m⁻³) [73], které bude tvořit povrchovou vrstvu, ať už v pevném, nebo kapalném skupenství. Pokud budou uvnitř reaktorové nádoby kovové vestavby, bude tvořit roztavená metalická fáze druhou vrstvu. Spodní vrstva bude tvořena karbidickým palivem, jehož hustota bude podle konkrétního složení ležet mezi 11 560 kg.m⁻³ (PuC) a 11 586 kg.m⁻³ (UC) [74].

Teoreticky může následně dojít k tzv. fokusačnímu efektu [58], kdy nepoměr mezi odvodem tepla z roztaveného paliva do metalické fáze a z metalické fáze do horní krusty (v případě GFR do vrchní vrstvy tvořené SiC) vede k zvýšenému odvodu tepla skrze dobře vodivý materiál - kovovou stěnu reaktorové nádoby. Následkem toho dojde k jejímu protavení, selhání dna reaktorové nádoby a úniku roztaveného materiálu do reaktorové šachty.

Obecně existují dva možné přístupy, jak předejít nekontrolovanému úniku taveniny (a s ní i štěpných produktů) ven z reaktorové nádoby:

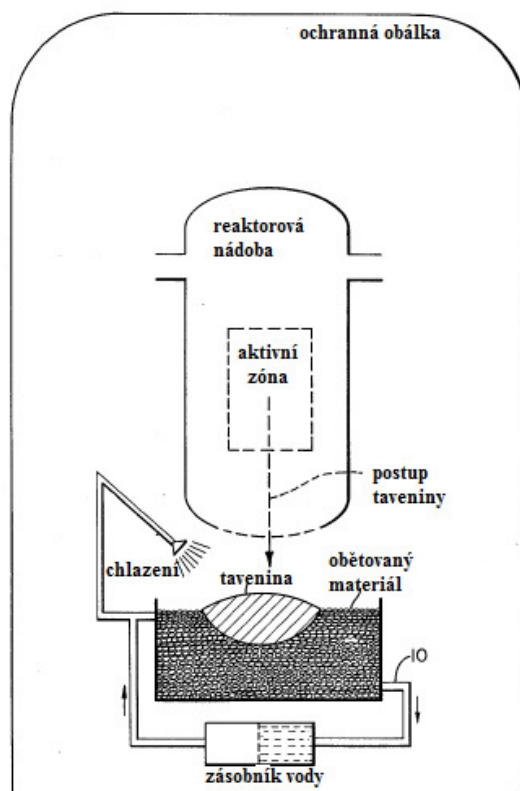
- IVR (In Vessel Retention) - udržení taveniny v nádobě
- Core catcher - lapač roztavené aktivní zóny

IVR spoléhá na systémy vnějšího chlazení reaktorové nádoby (nejčastěji chlazení vodou uvnitř reaktorové šachty) a pokud je tato strategie úspěšná, nedojde vůbec k protavení reaktorové nádoby, štěpné produkty zůstanou uvnitř primárního okruhu a nedojde k významnějšímu úniku radioaktivity mimo areál elektrárny. [75]

Součástí strategie IVR může být i takzvaný vnitřní lapač roztavené aktivní zóny. Vnitřní lapač roztavené aktivní zóny je většinou součástí dna reaktorové nádoby, jedná se o vestavbu z teplotně odolného materiálu, která za nominálního provozu nebrání toku chladiwa aktivní zónou a při těžké havárii zabrání nebo zpomalí protavení dna reaktorové nádoby. [76]

Strategie lapače roztavené aktivní zóny naproti tomu s protavením reaktorové nádoby počítá. Lapač je obecně nádoba umístěná pod reaktorovou nádobou, do které má při těžké havárii spadnout tavenina a případně část dna nádoby. Stěny lapače jsou vyrobeny z žáruvzdorného materiálu, jeho výstelka musí být naopak dobře tavitelná – funguje jako obětovaný materiál, který rozředí taveninu. Poslední důležitou částí lapače roztavené aktivní zóny je systém chlazení taveniny. Většinou se jedná buď o sprchový systém, nebo trubkový tepelný výměník ve stěnách lapače. [77]

Schematický obrázek lapače roztavené zóny je na Obr. 15.



Obr. 15: Schéma lapače roztavené zóny. [77]

3.5 Fenomenologie havárie demonstrátoru CEA ALLEGRO 75 MWth

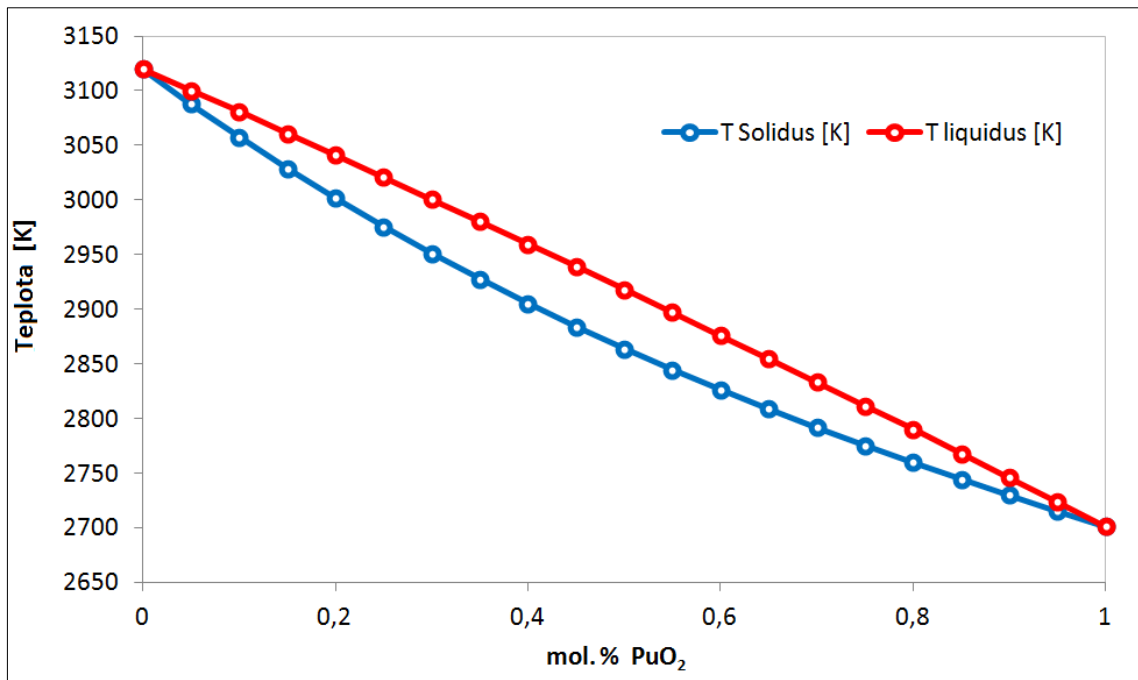
Dosud neexistuje žádná publikace o fenomenologii havárie reaktoru ALLEGRO (ETDR). Praktická část této práce se však věnuje právě tomuto reaktoru a s první konfigurací aktivní zóny – MOX palivem. Stručný fenomenologický popis těžké havárie ALLEGRO 75 MWth v důsledku ztráty napájení založený na obecných faktech následuje.

Při havárii bez průniku cizích látek do primárního okruhu se v aktivní zóně nachází pouze helium, oxidické palivo ve formě (U,Pu)O₂, absorpční materiál regulačních kazet – B₄C a dále vestavby, pokrytí paliva a obálky palivových souborů z oceli.

Při takovéto konfiguraci chladiwa a aktivní zóny nedochází za reálně dosažitelných teplot k žádné chemické reakci mezi pokrytím a palivem v palivovém proutku (výjimku může tvořit zanedbatelná interakce volného kyslíku vzniklého v důsledku štěpení paliva a ocelového pokrytí). [78]

V prvních fázích těžké havárie tedy zůstane aktivní zóna neporušená. Teplota tavení oceli je (v závislosti na konkrétním typu oceli) mezi 1 400 °C a 1 500 °C [79]. Při této teplotě již určitě palivové proutky neudrží mechanickou integritu a dojde k jejich selhání s následným únikem paliva a štěpných produktů do primárního okruhu.

Teplota tavení (U,Pu)O₂ je závislá na konkrétním hmotnostním zlomku U a Pu a pohybuje se přibližně mezi 2 400°C a 2850 °C, viz Obr. 16. [79]



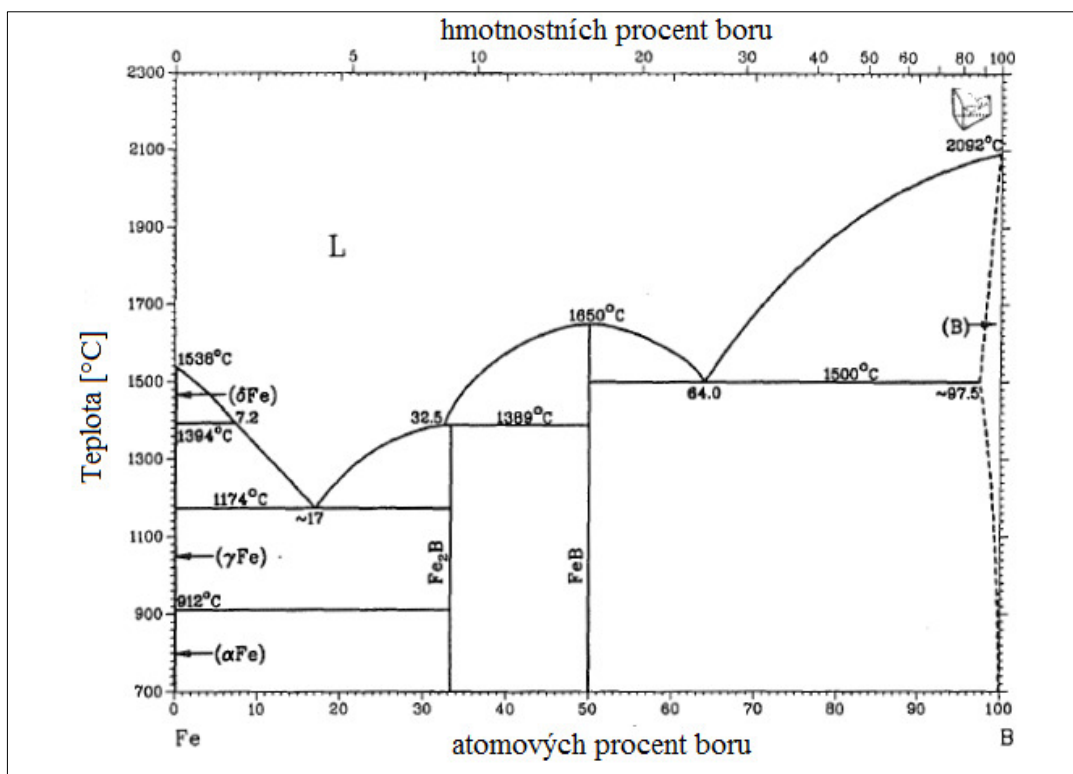
Obr. 16: Fázový diagram binárního systému UO₂-PuO₂. [79]

Po ztrátě integrity palivových proutků je tedy pravděpodobné, že palivo bude stále v pevné fázi díky své o mnoho vyšší teplotě tavení. V aktivní zóně se tedy vytvoří lože trosek tvořené převážně pevným palivem a bazén taveniny s kapalnou metalickou fází.

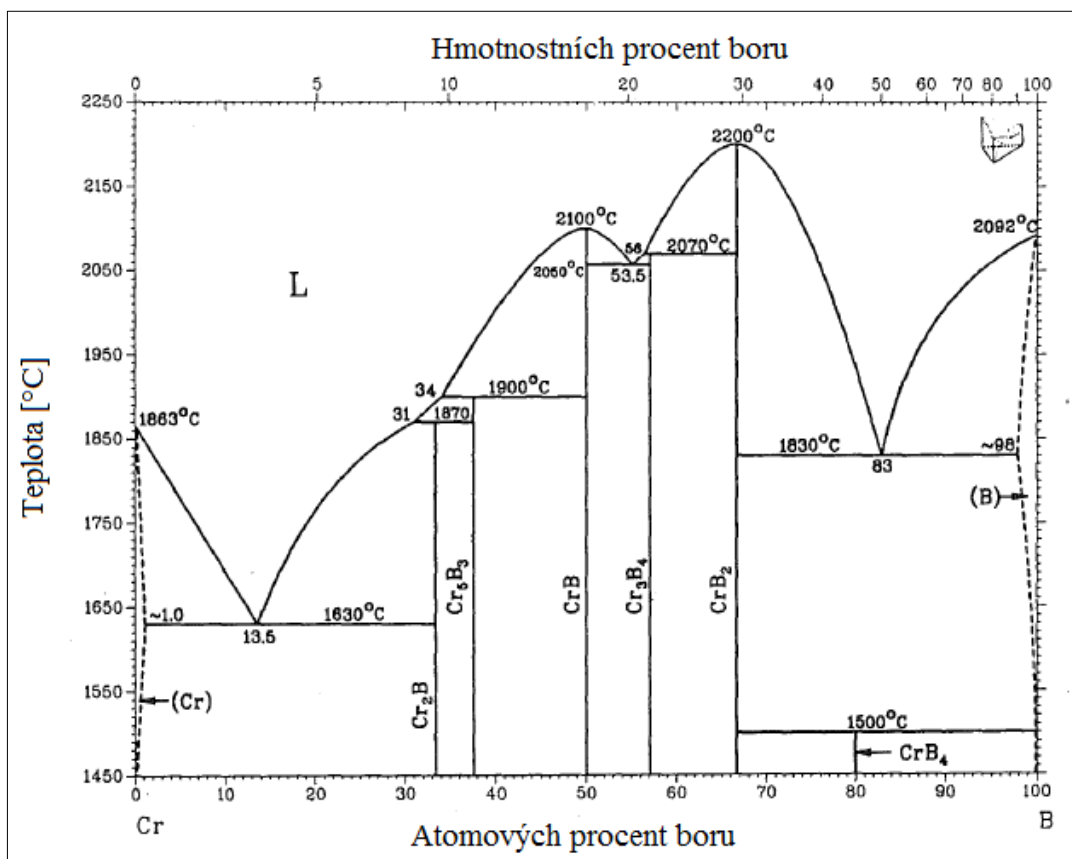
Specifickým případem jsou regulační kazety, které obsahují B₄C v ocelovém pokrytí. B₄C je keramický materiál s vysokou teplotou tání 2450 °C [80]. Jak ukazují binární fázové diagramy na Obr. 17 a Obr. 18, vzniká při interakci B₄C s Fe a s Cr eutektikum při poměrně nižších teplotách, než jsou teploty tání jednotlivých materiálů.

Experimenty [81] ukazují, že při současné interakci mezi B₄C, Fe, Cr a Ni dojde k náhlému a rozsáhlému vytvoření kapalně fáze v reakční oblasti již při teplotě 1250°C, tedy pod teplotou tavení samotné oceli a hluboko pod teplotou tavení B₄C. [81]

Další úvahy o průběhu těžké havárie CEA ALLEGRO 75 MWth by byly spekulativní, nejlepší odpověď podá výpočet těžké havárie specializovaným kódem MELCOR v praktické části této práce.



Obr. 17: Binární fázový diagram Fe-B. [81]



Obr. 18: Binární fázový diagram Cr-B. [81]

4 Výpočetní kód MELCOR

4.1 Struktura a vlastnosti kódu

MELCOR je integrální výpočetní kód vyrobený v Sandia National Laboratories pro ministerstvo energetiky USA. Jeho primární použití je pro modelování průběhu havárií v energetických lehkovodních jaderných reaktorech. Pomocí tohoto výpočetního kódu je možné modelovat a analyzovat široké spektrum těžkých havárií jak v tlakovodních, tak varných reaktorech. V poslední době se pracuje na úpravách kódu, aby umožnil i stejně kvalitní a pohodlné modelování dalších typů jaderných reaktorů (chlazených plynem, tekutými kovy apod.). [82]

Struktura kódu MELCOR je modulová, součinnost jednotlivých modulů řídí specializovaný řídicí modul. Ten také zajišťuje předávání dat mezi moduly před každým časovým krokem výpočtu. Každý z modulů je určen k modelování jednoho z hlavních systémů jaderné elektrárny a navazujících podsystémů. [83]

Původně byl MELCOR navržen s ohledem na komplikovanost modelovaných fyzikálních procesů a nedostatečný výkon tehdejší výpočetní techniky jako parametrický kód. [82]

Avšak během posledních let se výrazně zlepšil jak výpočetní výkon počítačů, tak obecná úroveň znalostí o fyzikálních procesech probíhajících při těžké havárii jaderného reaktoru a kód MELCOR byl upraven. V dnešní době je většina modelů pro MELCOR mechanistických a jsou často používány pro analýzy neurčitostí měření a citlivostní analýzy. [82]

Pro správný běh výpočtu časování degradace aktivní zóny při těžké havárii je třeba zadat vstupy pro následující balíčky kódu [83]:

- CVH – kontrolní objemy pro termodynamiku
- FL – spojky kontrolních objemů
- HS – tepelné struktury
- COR – modeluje aktivní zónu reaktoru
- DCH – rozpadové teplo
- MP – vlastnosti materiálů
- CF – kontrolní funkce
- TF – tabulkové funkce

Každý balíček má přesně vyžadovanou strukturu požadovaných informací, které se musí do vstupního souboru vložit a jsou uvedené v uživatelské příručce dodávané společně s kódem.

Fyzikální procesy, které kód MELCOR při výpočtech zohledňuje, zahrnují [82]:

- Termohydraulika primárního chladicího systému, reaktorové šachty a kontejnmentu.
- Obnažení aktivní zóny (při havárii s únikem chladiva), zahřívání jaderného paliva, oxidace povrchu paliva, degradace paliva a konstrukčních materiálů reaktoru a jejich roztavení a relokace.
- Ohřev spodní části reaktorové nádoby způsobený roztaveným materiálem aktivní zóny, proces jejího protavení a následný výron materiálů aktivní zóny do prostoru reaktorové šachty.
- Reakce betonu s roztaveným jaderným palivem a související produkce radioaktivních aerosolů.
- Vývoj, přesun a hoření vodíku.
- Uvolňování štěpných produktů (ve formě plynů a aerosolů), jejich transport a usazování.
- Mechanismus chování radioaktivních aerosolů v prostorách kontejnmentu, zahrnující jejich selektivní usazování se ve vodě, nárůst velikosti částic a usazování se na površích v důsledku působení gravitační síly .

4.2 Specifika modelování reaktoru GFR kódem MELCOR

Jak již bylo uvedeno v předchozí kapitole, MELCOR je vyvinut primárně pro modelování těžkých havárií vodou chlazených a moderovaných jaderných reaktorů. Při modelování rychlého reaktoru chlazeného plynem tedy existuje hned několik oblastí, kterým je nutné věnovat zvláštní pozornost:

- V některých pasážích kódu se přímo počítá s tím, že primární okruh obsahuje vodu - například jedna z funkcí počítajících rozložení výkonu v aktivní zóně reaktoru počítá s výškou vodního sloupce v sestupné šachtě reaktorové nádoby.

- Jaderné palivo - MELCOR verze 1.8.6 není schopen plně modelovat palivo typu MOX.
- Helium je kódem modelováno jako ideální plyn. Model ideálního plynu však při termohydraulických podmínkách panujících v primárním okruhu neplatí zcela přesně.
- Architektura aktivní zóny GFR neodpovídá přesně rozložení komponent v reaktorech typu PWR nebo BWR.

Některé z těchto problémů je možné řešit poměrně jednoduše, například zvolit ve vstupním souboru jinou možnost počítání výkonu v aktivní zóně, která neuvažuje hladinu vody.

Jiné lze stále vyřešit, i když za cenu nutných aproximací a nepřesností. To se týká především modelování komponent aktivní zóny. Naštěstí je MELCOR v tomto ohledu velice pružný a většina nástrojů pro modelování aktivní zóny je univerzálních a přizpůsobitelných.

Několik omezení však nelze obejít žádným způsobem (absence možnosti dodefinovat plutonia v palivu) a je třeba na ně brát zřetel při vyhodnocování výsledků analýzy.

5 Model demonstrátoru ALLEGRO pro přípravu vstupního souboru pro MELCOR

Tato kapitola popisuje model demonstrátoru GFR vycházející z konceptu CEA ALLEGRO 75 MWth, na jehož základě byl sestaven soubor vstupních dat pro MELCOR. Jako zdroj dat sloužily publikace [27][31][34][46][48][49]

Vzhledem k zaměření analýzy na výpočet časování degradace aktivní zóny byla hlavní pozornost věnována co nejpřesnějšímu modelu aktivní zóny. Dále je modelován celý primární okruh. Modely sekundárních okruhů (hlavních i DHR) a tlakové nádoby („Guard vessel“) jsou zjednodušené, protože nemají pro uvažovaný typ havárie zásadní důležitost.

5.1 Počáteční podmínky

Jako počáteční podmínka výpočtu havárie byla zvolena inicializační událost z oblasti výpadku napájení vlastní spotřeby – úplná ztráta napájení systémů vlastní spotřeby zároveň se selháním zajištěného napájení spotřebičů II. kategorie. Napájeny jsou tedy pouze nejdůležitější systémy v I. kategorii zajištěného napájení a to z baterií.

V čase $t = 0$ s dojde k výpadku napájení vlastní spotřeby a následkem toho se přeruší (mimo jiné) napájení elektromotorů hlavních oběhových dmychadel. Časování dalších událostí bylo stanoveno expertním odhadem v ÚJV a shrnuje ho Tab. 4.

Čas [s]	událost
0.0	ztráta napájení
1.0	začátek odstavování reaktoru
2.5	reaktor odstaven - štěpný výkon nulový
4.0	konec doběhu hlavních dmychadel, uzavření hlavních pojistných ventilů
5.0	otevření pojistných ventilů systémů odvodu zbytkového tepla (DHR)

Tab. 4: Časování událostí po začátku havárie

Před samotným výpočtem havarijní sekvence je zařazen výpočet dlouhý 2000 sekund modelující běžný provoz za účelem naladění správných nominálních podmínek v primárním okruhu tak, aby model správně popisoval chování reálného zařízení.

5.2 Okrajové podmínky

Sekundární okruh je modelován dvojicí kontrolních objemů CV200 a CV201 (sekundární strany hlavních tepelných výměníků) s pevně nastavenou teplotou vody, která se sama automaticky znovu nastaví při každé iteraci.

Na U-trubky v hlavních tepelných výměnících (modelové objemy CV107 a CV117) je aplikována okrajová podmínka 2. druhu – konstantní měrný tepelný tok skrz stěnu trubek. Toto zjednodušení je možné, protože hlavní tepelný výměník se neúčastní havarijního dochlazování aktivní zóny, k tomu slouží dedikované systémy DHR. Role sekundárního okruhu tedy spočívá převážně při nastavování nominálních podmínek v primárním okruhu.

Podobně tlaková obálka („Guard vessel“) je modelována pouze jedním kontrolním objemem (CV800) s pevně nastavenou teplotou 50 °C. Vzhledem k zaměření výpočtu na počáteční fázi degradace aktivní zóny je tento kontrolní objem hraničním objemem výpočtu a není modelován žádný přestup energie ani hmoty skrz stěny "Guard vessel".

5.3 Model aktivní zóny

Aktivní zóna je ve vstupním souboru pro MELCOR modelována samostatným balíčkem COR. Ten využívá válcové symetrie AZ a ta je v něm rozdělena na maximální počet 25 axiálních úrovní a 9 radiálních prstenců. Každá kombinace prstence a axiální úrovně tvoří jednu buňku balíčku COR, což je jeho základní jednotka. V každé buňce jsou poté definovány hmotnosti paliva, pokrytí, absorpčního materiálu regulačních orgánů, opěrných struktur, neopěrných struktur a volný objem, kudy může protékat chladivo.

V první části vstupu pro balíček COR je třeba definovat některé základní parametry reaktoru, mimo jiné zda má být použit základní model reaktoru PWR nebo BWR. Protože se v aktivní zóně počítá s částečným obtokem kazet, byl použit model reaktoru BWR, který obtok umožňuje.

Model vytvořený v rámci praktické části této diplomové práce využívá 22 axiálních úrovní a 7 radiálních prstenců. Sedmý prstenec se nachází mezi druhým a třetím a obsahuje pouze regulační kazety. Toto oddělení regulačních kazet bylo nutné provést, protože model BWR by jinak počítal s regulačními orgány mimo kazetu v obtoku.

Ze stejného důvodu nejsou reflektor a biologické stínění modelovány jako neopěrné struktury, ale jako pokrytí. Tato záměna je možná, protože jak pokrytí, tak stínění a reflektor jsou ze stejného materiálu a jedná se tedy pouze o přesun hmot materiálu mezi jednotlivými komponentami uvnitř MELCORu.

Spodní výšková úroveň modeluje vnitřní prostor dna tlakové nádoby reaktoru, druhá pak spodní víko vnitřní vestavby „core barrel“. Třetí axiální úroveň modeluje vnitřní prostor spodní části „core barrel“, čtvrtá spodní ze dvou opěrných desek aktivní zóny, pátá prostor mezi opěrnými deskami obsahující koncovky kazet, šestá pak druhou opěrnou desku aktivní zóny. Sedmá a osmá axiální úroveň modeluje spodní část kazet obsahující biologické stínění a reflektor. Devátá až dvacátá axiální úroveň modeluje ve vnitřních třech radiálních prstencích palivové kazety, ve čtvrtém a pátém reflektorové kazety respektive biologické stínění, v sedmém je prázdný prostor pro zasunutí regulačních orgánů. Konečně v dvacáté první a dvacáté druhé axiální úrovni jsou horní konce kazet obsahující opět v celé aktivní zóně krom sedmého prstence reflektor a biologické stínění. V sedmém prstenci jsou na těchto axiálních úrovních za provozu regulační orgány.

Rozdělení aktivní zóny po jednotlivých buňkách a přiřazení buněk kontrolním objemům balíčku CVH pro průtok kazetou („channel“) a obtok kazety („bypass“) je znázorněno na Obr. 19 a Obr. 20.

Jak je vidět z obrázků, aktivní zóna je v balíčku CVH rozdělena celkem do 16 kontrolních objemů + sestupná šachta („downcomer“) CV100 v šestém radiálním prstenci.

Prstence →	1	2	7	3	4	5	6
Úrovně ↓							
22	012	012	012	012	012	016	100
21	012	012	012	012	012	016	100
20	008	008	008	008	010	015	100
19	008	008	008	008	010	015	100
18	008	008	008	008	010	015	100
17	008	008	008	008	010	015	100
16	008	008	008	008	010	015	100
15	008	008	008	008	010	015	100
14	008	008	008	008	010	015	100
13	008	008	008	008	010	015	100
12	008	008	008	008	010	015	100
11	008	008	008	008	010	015	100
10	008	008	008	008	010	015	100
9	008	008	008	008	010	015	100
8	006	006	006	006	006	014	100
7	006	006	006	006	006	014	100
6	006	006	006	006	006	014	100
5	004	004	004	004	005	005	100
4	004	004	004	004	005	005	100
3	003	003	003	003	002	002	002
2	003	003	003	003	002	002	-
1	001	001	001	001	001	002	-

Legenda:

	opěrné konstrukce
	reflektor a stínění
	konce palivových proutků
	palivo
	regulační orgány
	volný prostor

Obr. 19: Rozdělení aktivní zóny v části „channel“ - průtok kazetou.

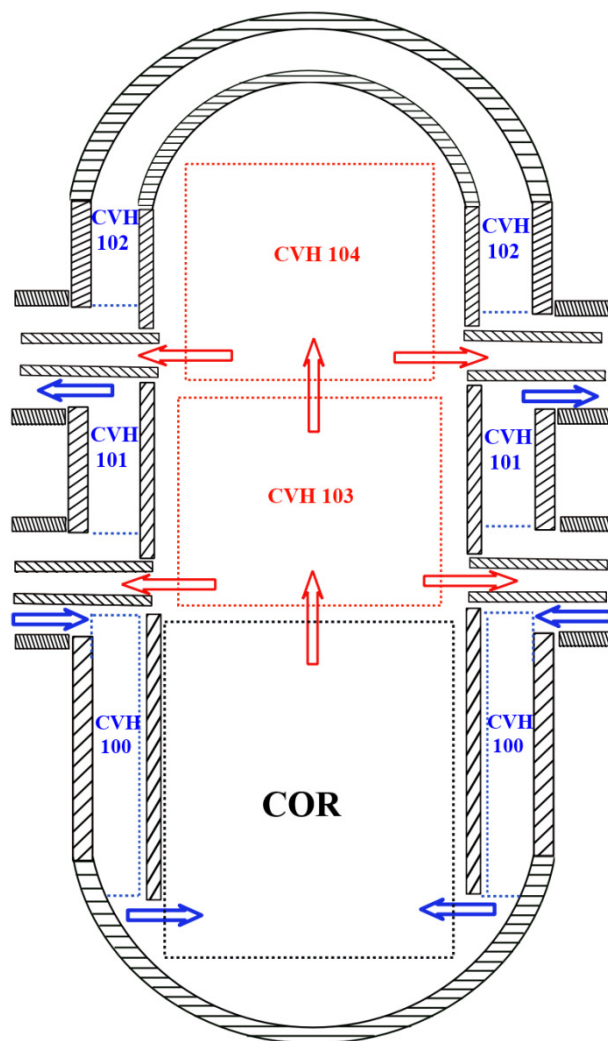
Prstence→	1	2	7	3	4	5	6
Úrovně ↓							
22	013	013	013	013	013	-	-
21	013	013	013	013	013	-	-
20	009	009	009	009	011	-	-
19	009	009	009	009	011	-	-
18	009	009	009	009	011	-	-
17	009	009	009	009	011	-	-
16	009	009	009	009	011	-	-
15	009	009	009	009	011	-	-
14	009	009	009	009	011	-	-
13	009	009	009	009	011	-	-
12	009	009	009	009	011	-	-
11	009	009	009	009	011	-	-
10	009	009	009	009	011	-	-
9	009	009	009	009	011	-	-
8	007	007	007	007	007	-	-
7	007	007	007	007	007	-	-
6	-	-	006	-	-	-	-
5	-	-	004	-	-	-	-
4	-	-	004	-	-	-	-
3	-	-	003	-	-	-	-
2	-	-	003	-	-	-	-
1	-	-	001	-	-	-	-

Obr. 20: Rozdělení aktivní zóny v části „bypass“ - obtok kazety.

5.4 Model reaktorové nádoby

Schéma nodalizace reaktorové nádoby a vnitřní vestavby „core barrel“ je na Obr. 21. Červenou barvou jsou znázorněny modelové objemy a spojky na výstupu z aktivní zóny (horké helium) – horní směšovací komora CV103 a prostor pod horním víkem „core barrel“ CV104, modrou kontrolní objemy a spojky obsahující chladné helium před vstupem do aktivní zóny – sestupná šachta („downcomer“) CV100, prostor mezi hlavním potrubím a potrubím DHR CV101 a prostor pod víkem reaktorové nádoby CV102. Černě jsou znázorněny tepelné struktury.

Hydraulické podmínky jsou v primárním okruhu nastavené tak, že při běžném provozu proudí helium z horní směšovací komory do hlavních smyček, při havarijních podmínkách do smyček DHR.



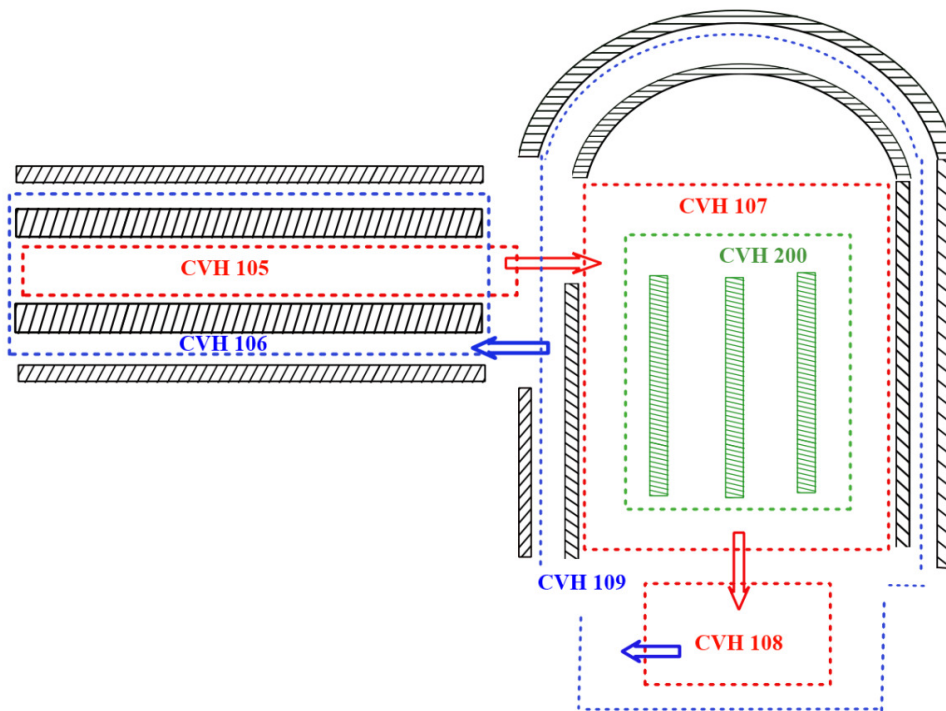
Obr. 21: Schéma nodalizace reaktorové nádoby a vnitřní vestavby „core barrel“

5.5 Nodalizace hlavních cirkulačních smyček primárního okruhu

Na Obr. 22 je schéma nodalizace hlavní cirkulační smyčky. Model obsahuje stejně jako reálný reaktor dvě identické smyčky. Červenou barvou jsou opět znázorněny modelové objemy a spojky s horkým heliem a modrou modelové objemy a spojky se studeným heliem po průchodu tepelným výměníkem.

Ten je modelován vždy jedním objemem na primární straně (CV107 a CV117 v druhé smyčce) a jedním objemem na sekundární straně (CV200 a CV201) znázorněným na obrázku zelenou barvou. Model dále obsahuje hlavní cirkulační dmychadlo (modelový objem CV108 a příslušná spojka objemů 108 a 109) a jeden kontrolní objem pro vnitřní část hlavního potrubí a jeden pro vnější.

Černou barvou jsou zobrazené tepelné struktury primárního okruhu, zelenou tepelné struktury sekundárního okruhu – U-trubky ve výměníku.

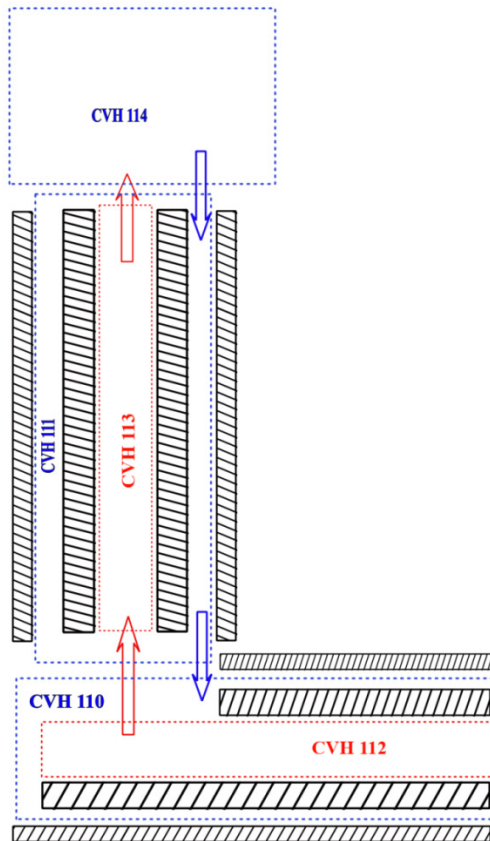


Obr. 22: Schéma nodalizace hlavní cirkulační smyčky.

5.6 Smyčky DHR

Původní plán byl modelovat každou ze tří smyček DHR pomocí sedmi modelových objemů primárního okruhu a 1 modelového objemu meziokruhu DHR (viz příloha 2). Vzhledem k tomu, že nejsou k dispozici termohydraulická data pro smyčky DHR a jejich přesný výpočet je pro takto složitý systém daleko za hranicí možností integrálního kódu jako je MELCOR, bylo rozhodnuto použít pro tento první výpočet zjednodušeného modelu smyček DHR tak, jak jsou zobrazeny na Obr. 23.

Model tedy nepočítá s odvodem tepla pomocí výměníků DHR a analyzovaný scénář by tak měl být nejnepříznivějším z teoreticky možných vysokotlakých havarijních scénářů.



Obr. 23: Zjednodušený model smyček DHR.

5.7 Rozpadové teplo

MELCOR nabízí několik možností, jak počítat tepelný výkon vznikající rozpadem štěpných produktů. Vzhledem k absenci relevantních dat byla zvolena možnost výpočtu křivky rozpadového tepla po odstavení reaktoru pomocí standardu ANS. O standardu ANS více viz [84]. Standard ANS byl zaveden pro výpočet rozpadového tepla lehkovodních reaktorů, v prvním přiblížení lze použít i pro GFR. V budoucnu však bude třeba provést detailní fyzikální výpočet tepelného výkonu z rozpadu štěpných produktů pomocí dedikovaných výpočetních kódů.

Tab. 5 uvádí data v současnosti používaná při analýzách v UJV pro prvních 200 s po odstavení reaktoru. Tato data byla použita při ladění výkonu z rozpadu štěpných produktů pomocí ANS v MELCORu. Ten je uveden v dolním řádku tabulky.

Čas po odstavení reaktoru [s]		1	10	25	50	100	200
Výkon z rozpadu štěpných produktů [MW]	UJV 200 s	5,6	4,0	3,2	2,7	2,3	2,0
	ANS	5,6	4,1	3,4	2,9	2,5	2,2

Tab. 5: Výkon z rozpadu štěpných produktů po odstavení reaktoru

Z dat v Tab. 5 lze vyčíst, že pro prvních 10 sekund se data v podstatě shodují, zatímco s postupujícím časem je tepelný výkon způsobený rozpadem štěpných produktů spočítaný kódem MELCOR přibližně o 8 - 10 % vyšší.

Tento rozdíl je pravděpodobně způsobený rozdílným inventářem štěpných produktů - v rychlém reaktoru vzniká poměrně více štěpných produktů s krátkým poločasem rozpadu, než v tepelném reaktoru. Zvolený přístup je konzervativní - množství rozpadového tepla uvolněného při výpočtu v této práci je vyšší, než jaké je reálně předpokládané.

5.8 Hlavní oběhová dmyhadla a armatury

MELCOR nedisponuje speciálním balíčkem, který by podrobně modeloval armatury, čerpadla (dmyhadla) apod. Ty jsou modelovány jako speciální vlastnosti konkrétních spojek z balíčku FL.

Vzhledem k tomu, že výpočet havárie probíhá po celkovém výpadku napájení, není třeba věnovat modelování elektricky poháněného dmyhadla zvýšenou pozornost. Nakonec byl použit nejjednodušší možný model – spojkou odpovídající výstupu z dmyhadla byla za nominálního stavu nastavena konstantní rychlost proudění s odhadem doběhu na počátku havárie.

Hlavní pojistné ventily a pojistné ventily smyček DHR jsou pasivní – stav jejich uzavření/otevření je řízen pouze průtokem chladiva v hlavních cirkulačních smyčkách (hlavní pojistné ventily) a tlakovým rozdílem mezi horkou a studenou větví (pojistné ventily DHR). Modelování jejich uzavření a otevření je provedeno pomocí kontrolních funkcí MELCORu, časování je uvedené v Tab. 4.

6 Výpočet těžké havárie demonstrátoru ALLEGRO 75 MWth

V následujících kapitolách je vyhodnocen výpočet časování degradace první aktivní zóny (MOX palivo) ALLEGRO 75 MWth.

Výstup programu MELCOR je binární soubor, který je nutné následně zpracovat, aby z něj bylo možné získat data. Pro potřeby vyhodnocení časování degradace AZ byly zvoleny programy Readptf a Cor-volf. Readptf umí číst výstupní binární soubor a jeho výstupem jsou datové soubory s dvěma sloupci dat – čas a hodnota požadované veličiny. Cor-volf je grafická nadstavba Readptf, která umí vykreslit objemy jednotlivých materiálů v buňkách COR pro daný časový krok. Pro přehlednost není vykreslen sedmý radiální prstenec obsahující regulační kazety, který byl na obrázcích příliš úzký.

Kompletní výstupy z obou programů jsou k dispozici v elektronické příloze na přiloženém CD.

6.1 Modelování nominálního stavu

Aby byl výpočet havárie kódem MELCOR správný, je nutné, aby havarijní sekvence začínala v modelovaném stavu ze stejných termohydraulických podmínek, jaké panují při provozu v reálném zařízení. Jak již bylo uvedeno v kapitole 5.1, je ve výpočtu před samotnou inicializační událostí zařazeno 2000 sekund provozu reaktoru při nominálním stavu.

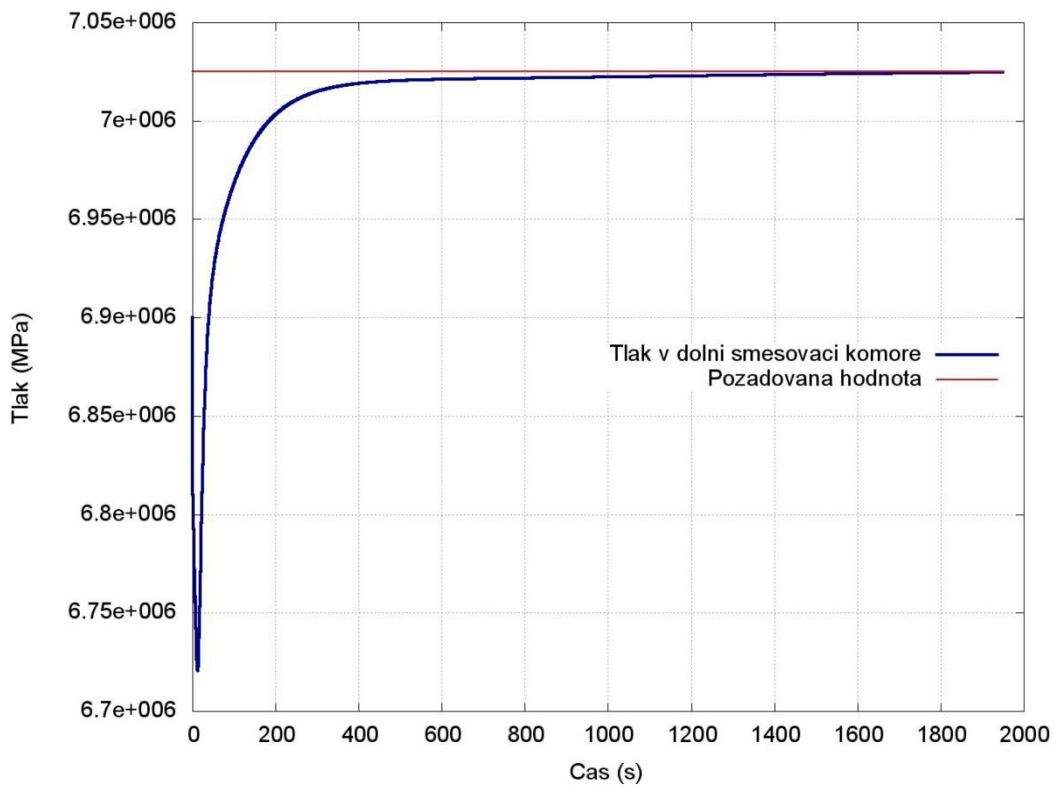
Byly zvoleny následující veličiny, které se musí ve výpočtu nominálního provozu shodovat s hodnotami navrženými v projektu:

- hmotnostní průtok chladiva v horké větvi hlavní cirkulační smyčky – ve spojkách FL305 a FL315
- Teplota a tlak na vstupu do aktivní zóny – v kontrolním objemu CV001 „dolní směšovací komora“
- Teplota a tlak na výstupu z aktivní zóny – v CV103 „horní směšovací komora“
- Maximální teploty pokrytí a paliva v buňkách COR obsahujících palivo

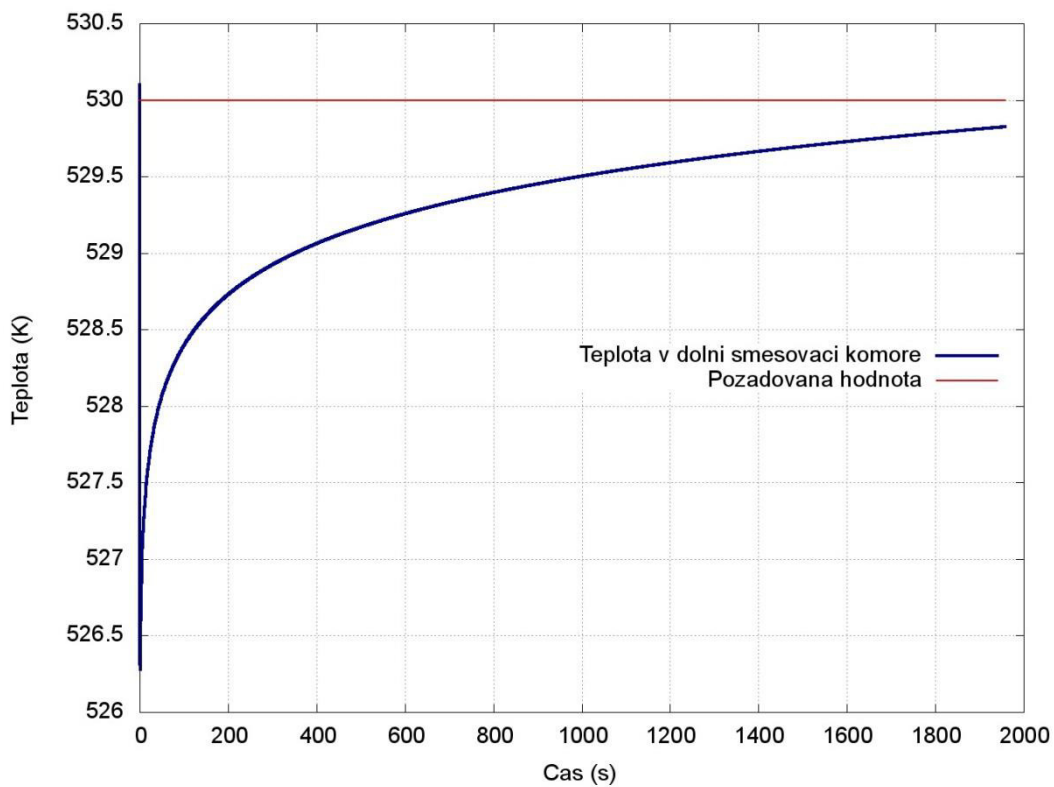
Veličiny, jejichž hodnoty byly v souboru vstupních dat měněny tak, aby bylo dosaženo nominálního stavu, jsou následující:

- průtočné průřezy spojek
- hodnoty součinitelů místních tlakových ztrát ve spojkách
- počáteční hodnoty teplot a tlaků v kontrolních objemech
- počáteční teploty materiálů v AZ

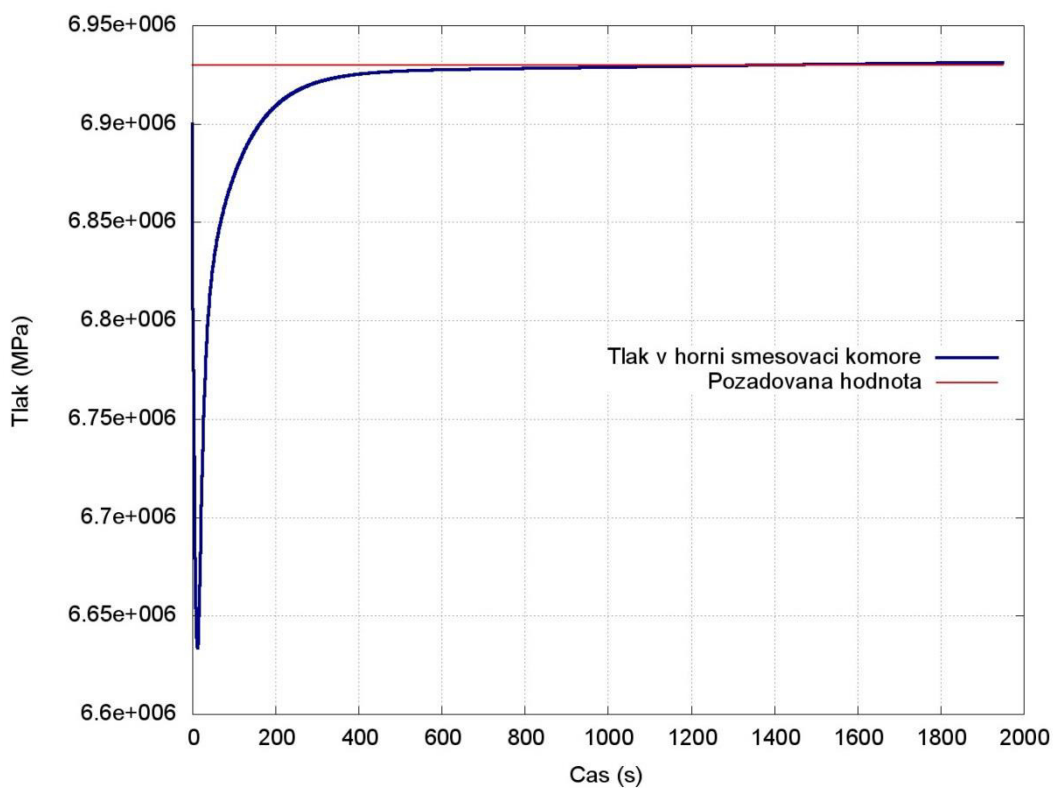
Srovnání vypočtených hodnot při nominálním provozu s požadovanými je na Obr. 24 – Obr. 30. Z grafů je vidět, že pro všechny sledované veličiny se vypočtené hodnoty liší maximálně o 1 % a výpočet nominálního stavu tak byl úspěšný.



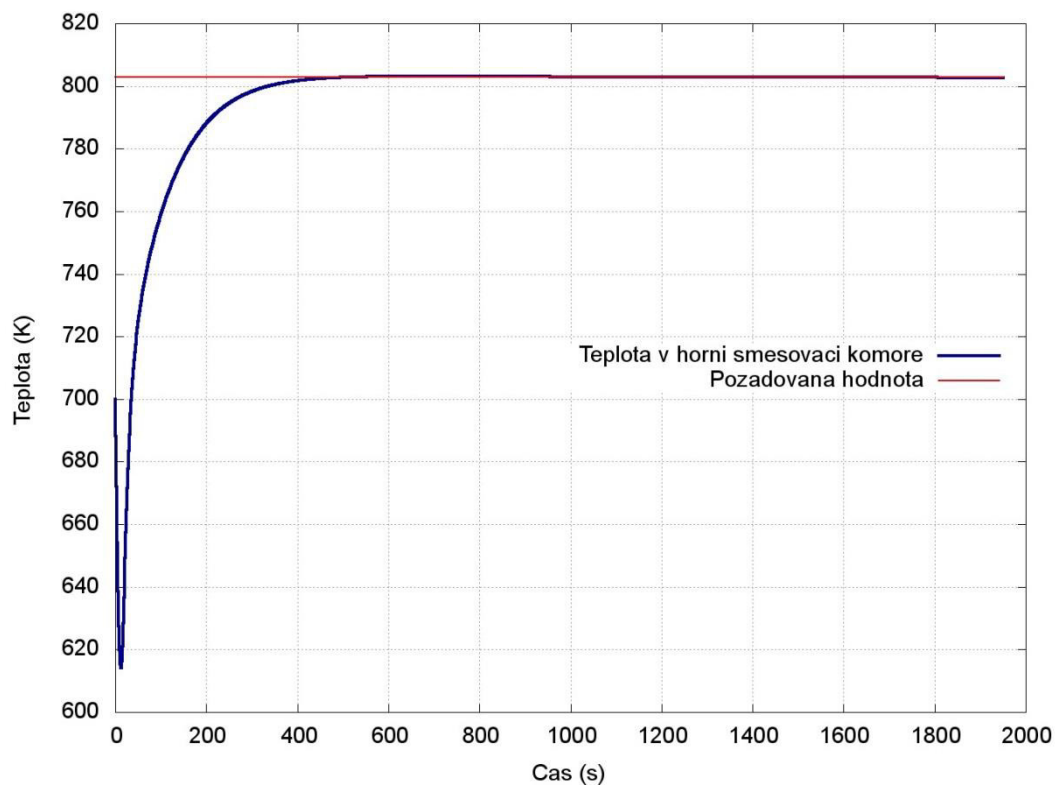
Obr. 24: Tlak v dolní směšovací komoře při výpočtu nominálního stavu a jeho požadovaná hodnota.



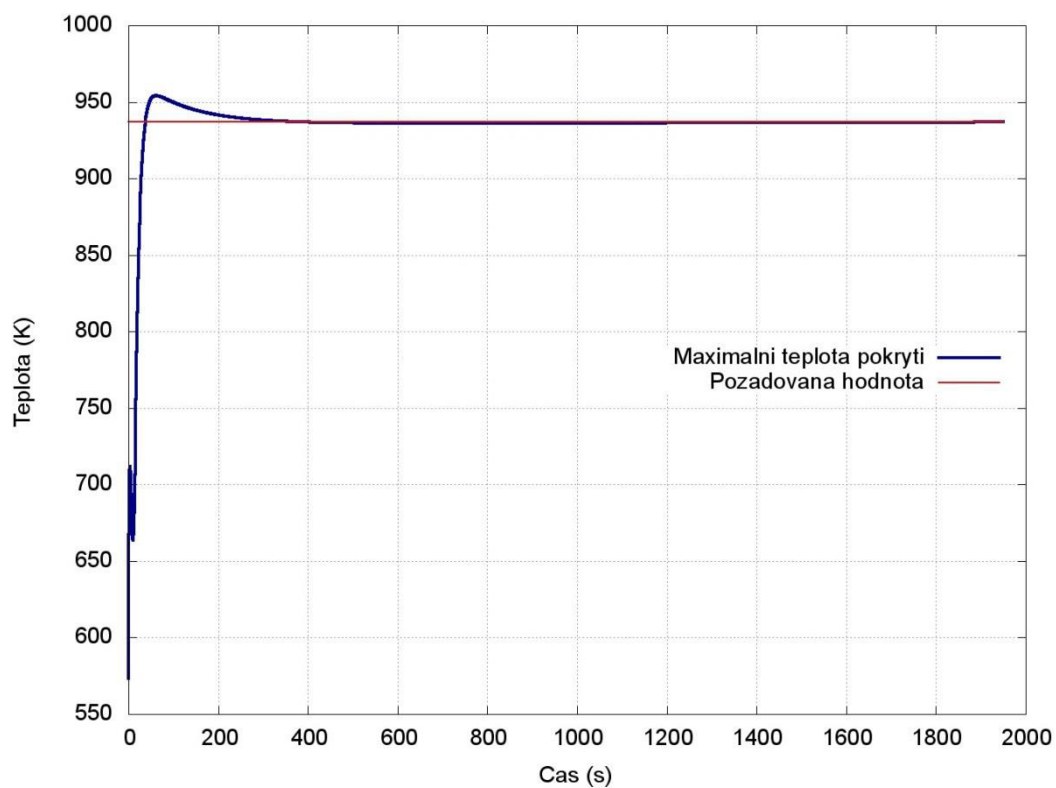
Obr. 25: Teplota v dolní směšovací komoře při výpočtu nominálního stavu a její požadovaná hodnota.



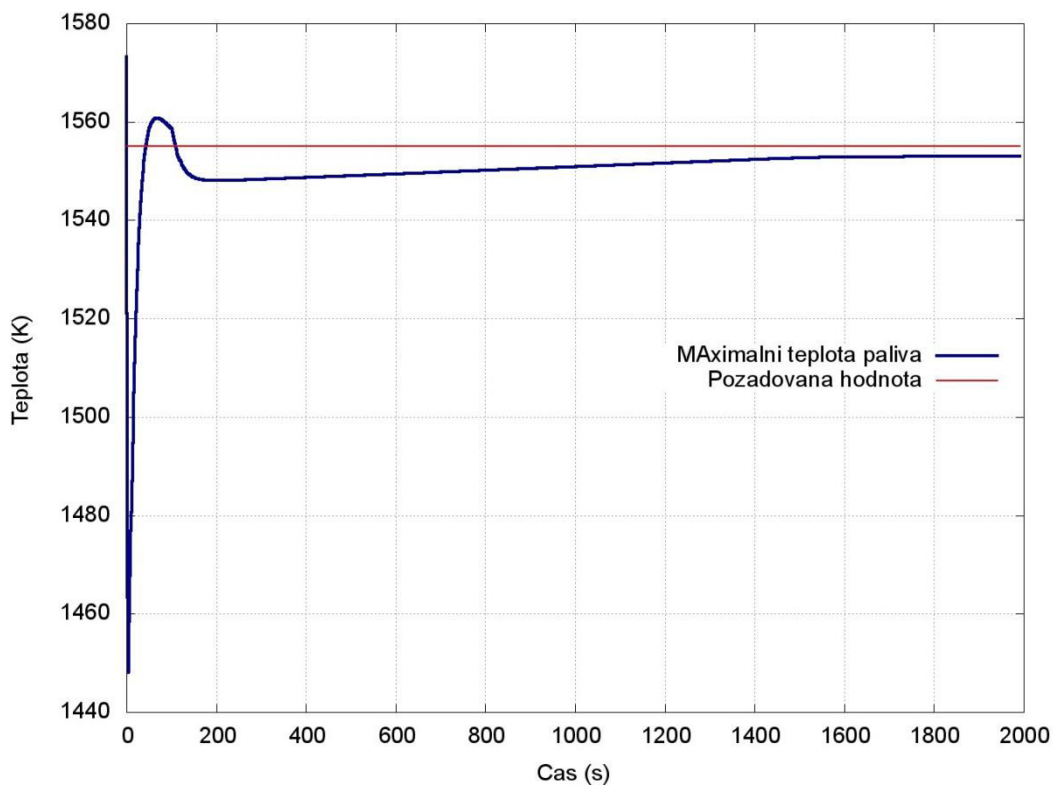
Obr. 26: Tlak v horní směšovací komoře při výpočtu nominálního stavu a jeho požadovaná hodnota.



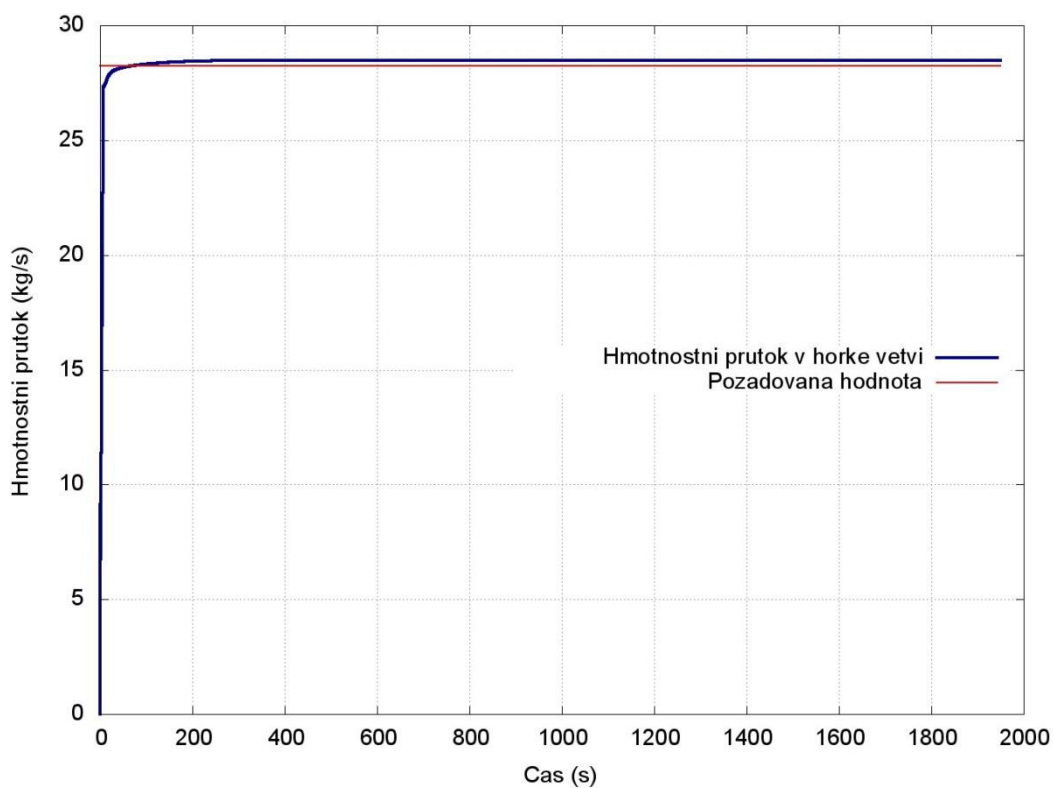
Obr. 27: Teplota v horní směšovací komoře při výpočtu nominálního stavu a její požadovaná hodnota.



Obr. 28: Maximální teplota pokrytí paliva v AZ při výpočtu nominálního stavu a její požadovaná hodnota.



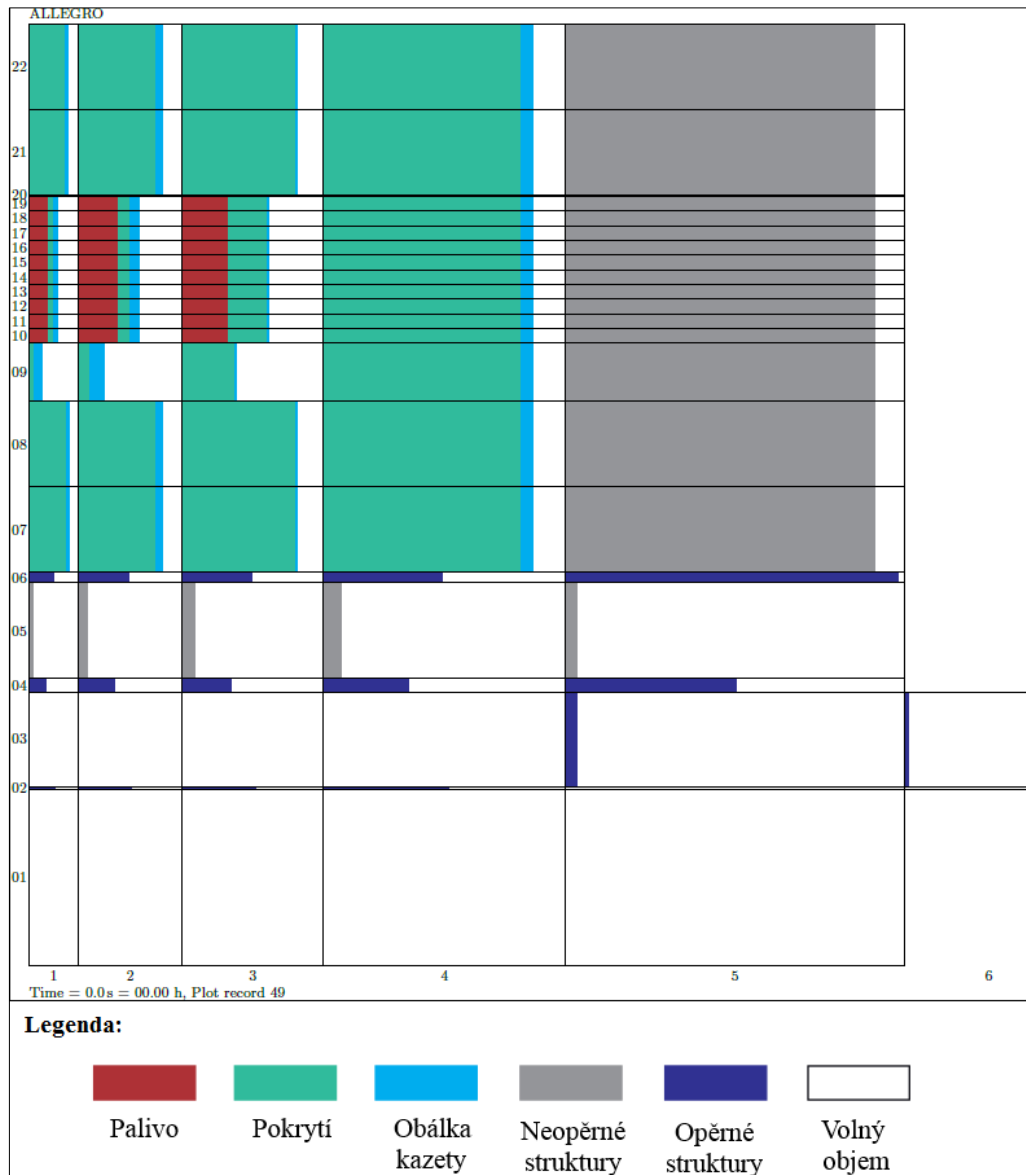
Obr. 29: Maximální teplota paliva v AZ při výpočtu nominálního stavu a její požadovaná hodnota.



Obr. 30: Hmotností průtok horkou větví jedné z hlavních cirkulačních smyček při nominálním provozu a jeho požadovaná hodnota.

6.2 Časování degradace aktivní zóny

Na obrázku Obr. 31 je aktivní zóna zobrazená programem Cor-volf v čase $t = 0$ s, tedy na úplném počátku havárie, kdy jsou všechny materiály v AZ neporušené.



Obr. 31: Rozložení materiálů v aktivní zóně na počátku havárie.

6.2.1 Počátek degradace aktivní zóny

Jako první materiál se v aktivní zóně začne tavit pokrytí v buňce COR116 (1. radiální prstenec, 16. axiální úroveň) v čase $t = 780$ s. V buňce 116 také následně dojde poprvé k mechanickému selhání pokrytí v důsledku jeho tavení v čase $t = 931$ s. To zapříčiní selhání palivových proutků i v buňkách 117 až 120, a dále reflektoru a

stínění v buňkách 121 a 122. Všechn materiál v těchto buňkách krom obálky kazety je kódem převeden na trosky, část z nich padá i do nižších axiálních úrovní. Množství roztaveného materiálu je v tomto čase stále zanedbatelné.

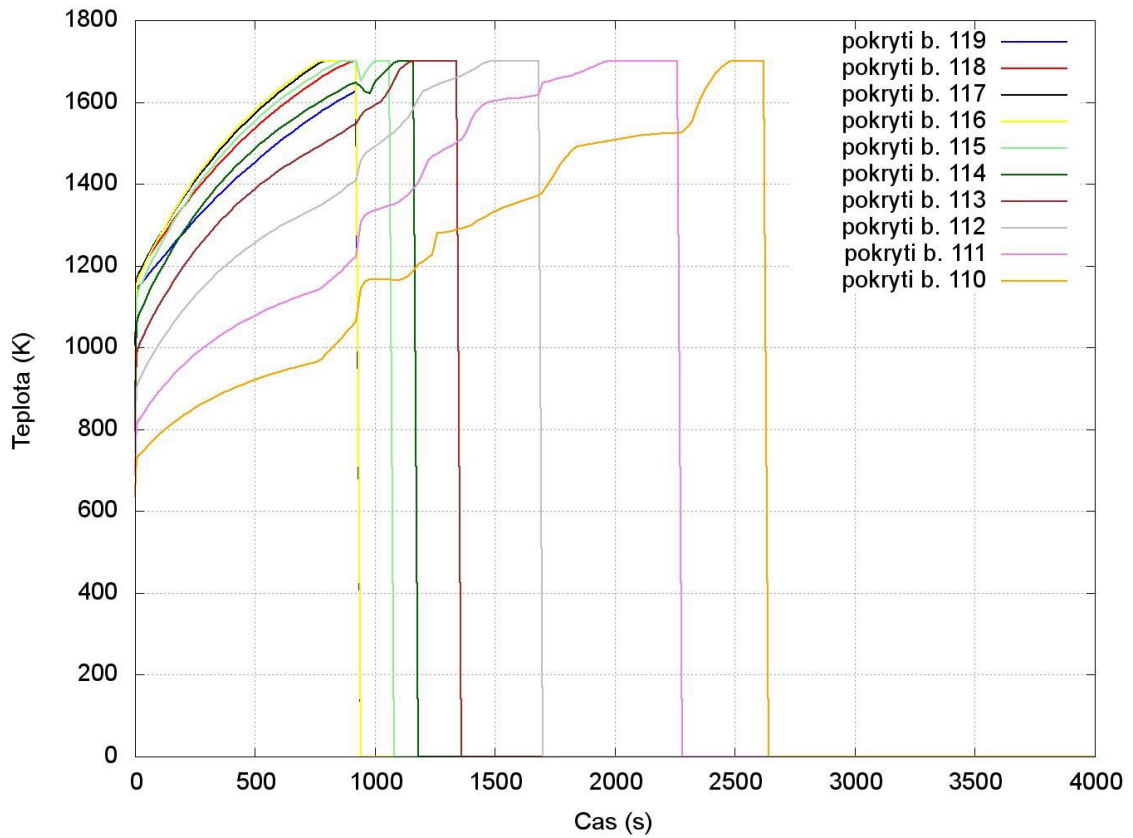
Geometrie AZ je částečně zachována i po selhání palivových proutků, protože obálky palivových kazet selhávají později. Názorně je tento postup selhávání vidět v kompletním výstupu programu Cor-volf v elektronické příloze této práce (soubor cor-volf.pdf). Graf vývoj teploty pokrytí paliva v prvním radiálním prstenci je k dispozici na obrázku Obr. 32. Situace ve vnitřní části AZ v čase $t = 940$ s je zobrazena na Obr. 35.

V čase $t = 1158$ s selhává pokrytí i v druhém radiálním prstenci, na axiální úrovni 17, což má pro materiál v buňkách 217 - 222 podobné následky jako selhání pokrytí v buňce 116 pro první prsteneček. Vývoj teplot pokrytí paliva v druhém radiálním prstenci je zobrazen na Obr. 33, rozložení materiálů v aktivní zóně v čase $t = 1160$ s pak na Obr. 36.

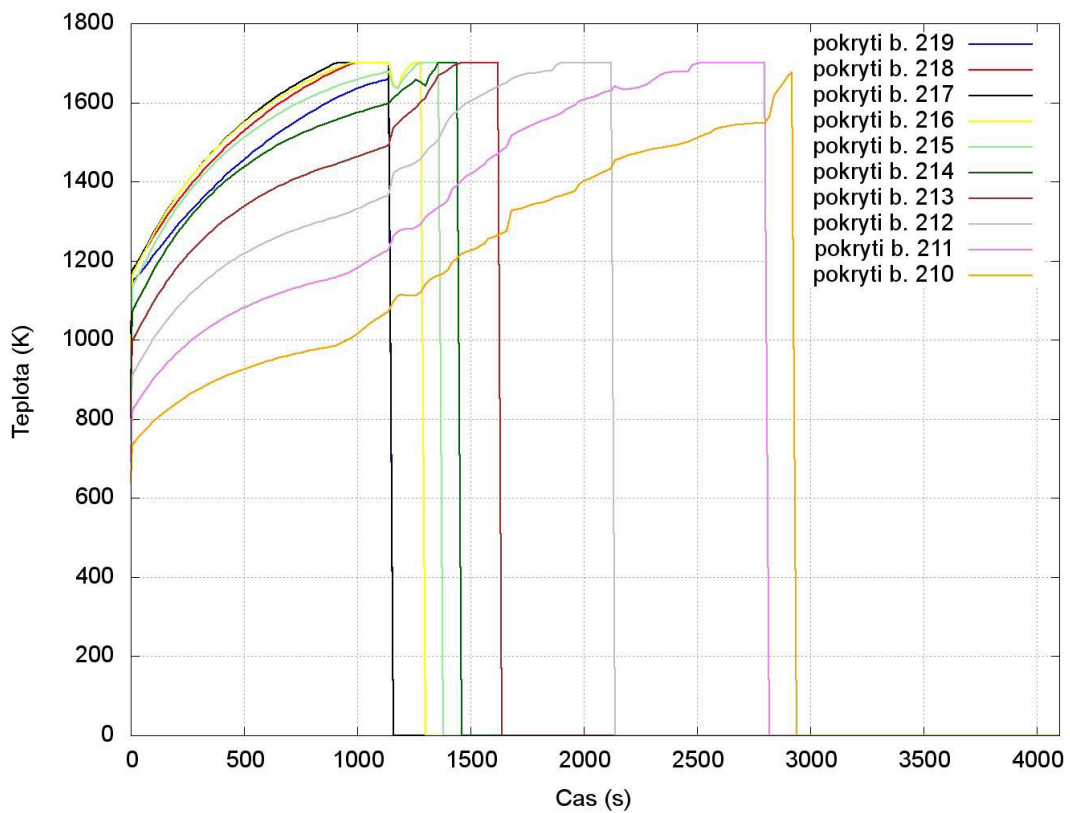
Regulační orgány v sedmém radiálním prstenci (v axiálních úrovních 710 až 719) selhávají ve chvíli, kdy dojde k selhání jejich obálky. Vývoj teplot obálek regulačních kazet v jednotlivých prstencích je na Obr. 34, časování jejich selhání je v Tab. 6.

Čas (s)	1567						
Buňka COR	714	715	716	717	718	719	720
Čas (s)	1567		1785	2175	2857	2919	
Buňka COR	721	722	713	712	711	710	

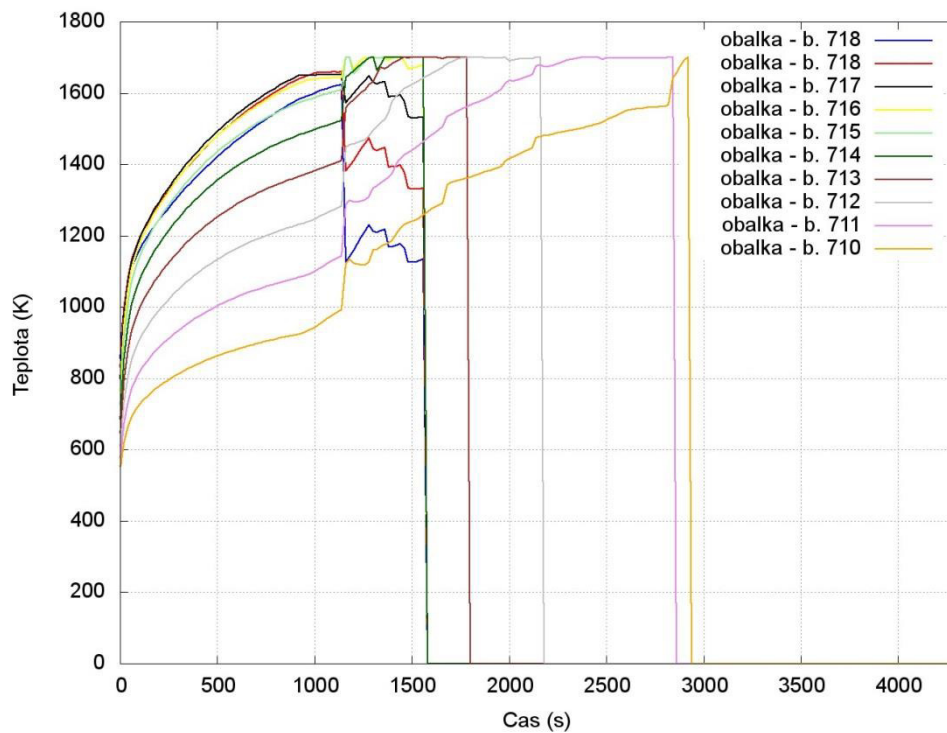
Tab. 6: Časování degradace obálky regulačních kazet.



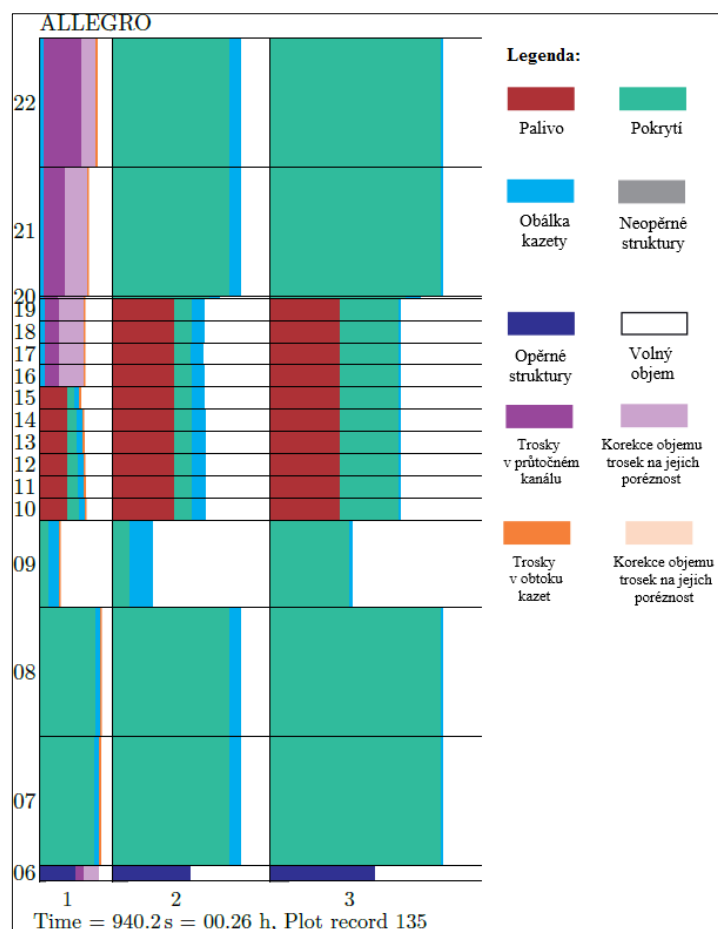
Obr. 32: Vývoj teploty pokrytí paliva v prvním radiálním prstenci. Náhlý pád teploty na 0 znamená selhání pokrytí.



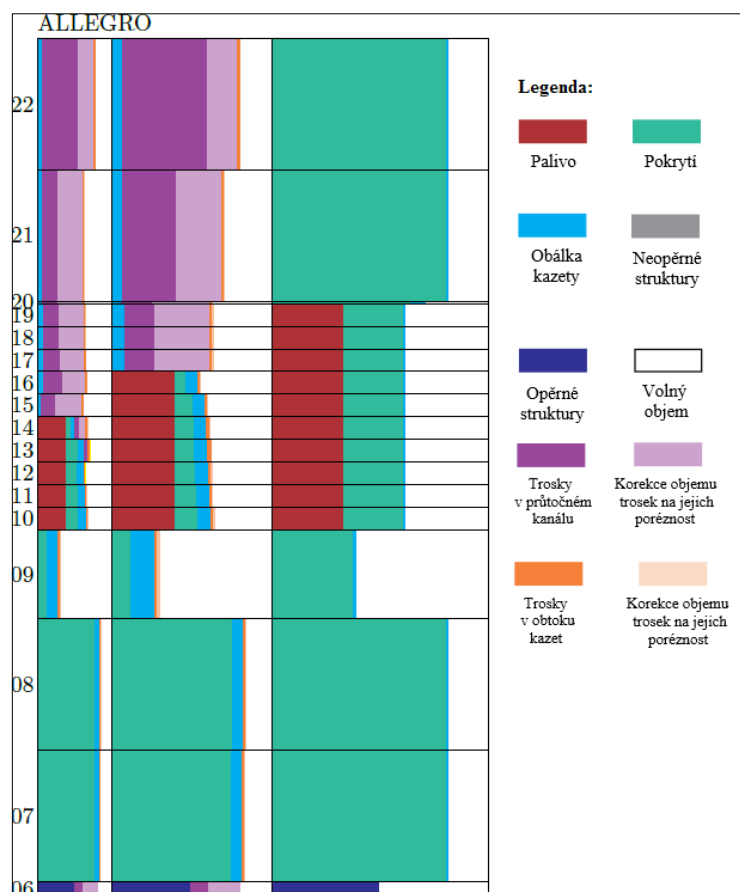
Obr. 33: Vývoj teploty pokrytí v druhém radiálním prstenci. Náhlý pád teploty na 0 znamená selhání pokrytí.



Obr. 34: Vývoj teploty obálky regulačních kazet. Náhlý pád teploty na 0 znamená selhání obálky.



Obr. 35: Rozložení materiálů v AZ po selhání pokrytí v prvním prstenci.



Obr. 36: Rozložení materiálů v AZ po selhání povrchu v druhém prstenci.

6.2.2 Pokračování degradace aktivní zóny a relokace materiálu v AZ

Degradace aktivní zóny pokračuje (mimojiné) selháním palivových proučků v dalších buňkách balíčku COR. Časování jejich degradace je pro přehlednost shrnuto v Tab. 7.

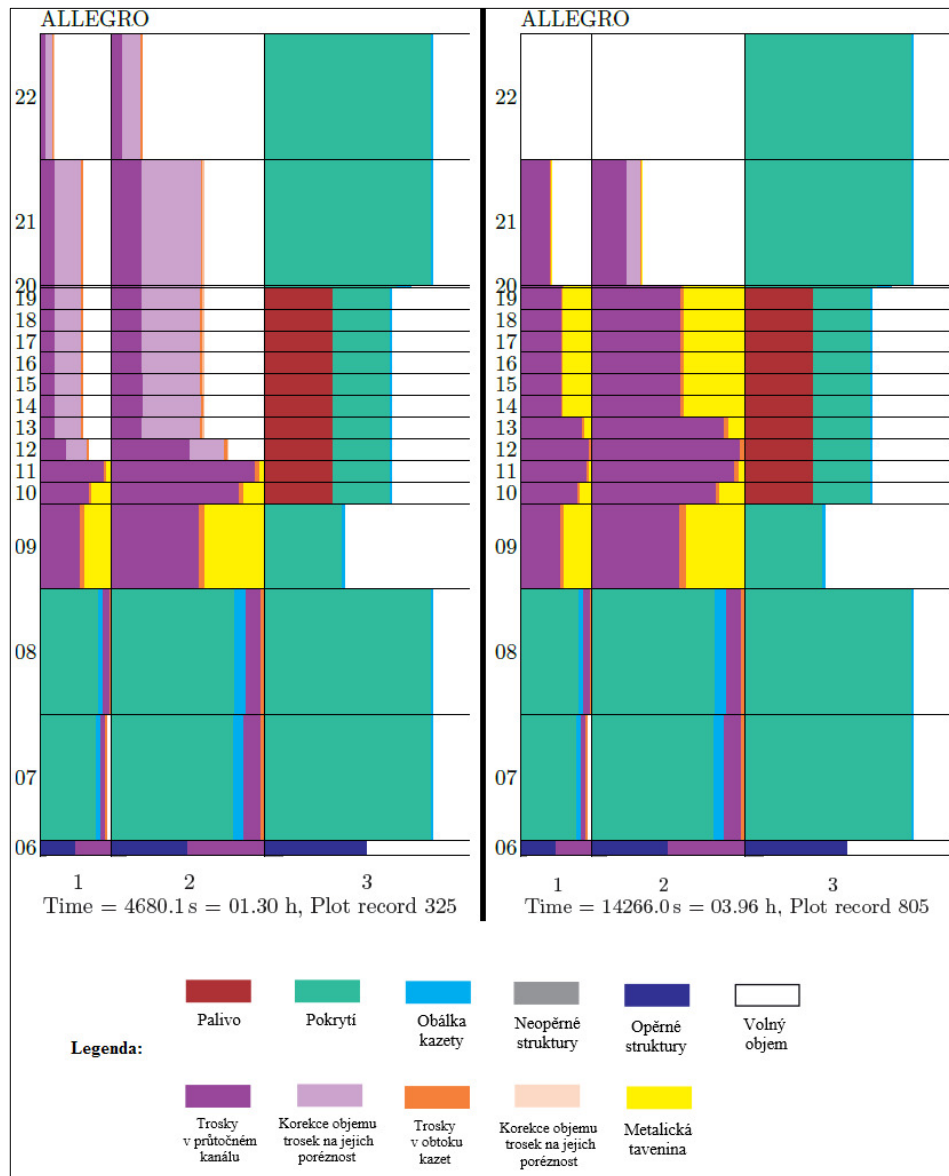
Čas (s)	1170	1298	1355	1357	1374	1450	1638
Buňka COR	114	216	113	116	215	214	213
Čas (s)	1684	2131	2263	2625	2809	2937	
Buňka COR	112	212	111	110	211	210	

Tab. 7: Časování degradace povrchu palivových proučků.

V čase $t = 2937 \text{ s}$ (přibližně 49 minut) tedy dochází k selhání palivového proučku v poslední buňce prvních dvou radiálních prstenců, která obsahovala palivo. K selhání proučků na axiální úrovni 9, která obsahuje spodní konce palivových proučků, dojde

v čase $t = 4250$ s (buňka 209) a $t = 4678$ s (buňka 109). V prvním a druhém radiálním prstenci tak zůstávají v axiálních úrovních nad opěrnou deskou AZ neporušené pouze biologické stínění v buňkách 107 a 207 a reflektor v buňkách 108 a 208. Tyto komponenty zůstanou z větší části neporušené až do selhání opěrné desky AZ.

V čase od $t = 4678$ s do $t = 14\ 266$ s probíhá relokace materiálů v horní části AZ spolu s tavením oceli v troskách AZ. Rozložení materiálů v AZ v čase $t = 4680$ s a $t = 14266$ s je zobrazeno na Obr. 37.



Obr. 37: Rozložení materiálů v AZ těsně po selhání pokrytí v 9. Axiální úrovni (vlevo) a těsně před selháním opěrné desky AZ (vpravo).

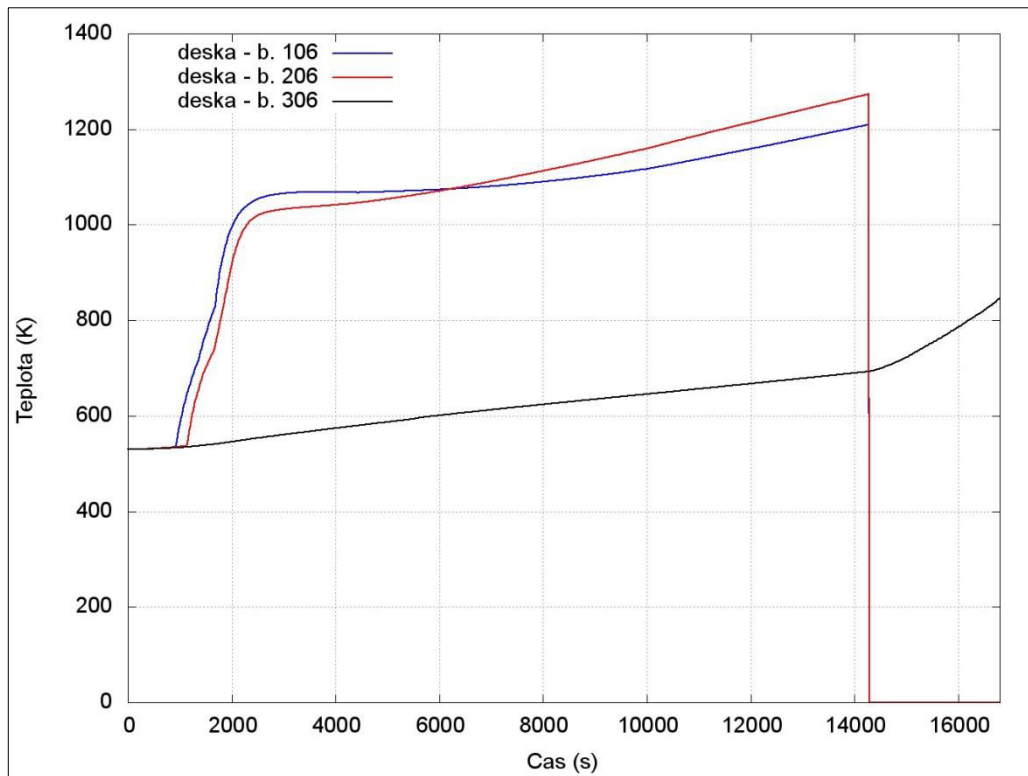
6.2.3 Selhání opěrných desek

Horní ze dvou opěrných desek aktivní zóny (axiální úroveň 6) selže v buňkách 106 a 206 prakticky ve stejný okamžik, v časech $t = 14\,267\text{ s}$, respektive $t = 14\,269\text{ s}$. Selhání je MELCOREm nastaveno na okamžik, kdy teplota opěrné desky v konkrétní buňce přesáhne 1273 K (1000° C), což je mez, při které je v MELCORu stanoveno, že již deska nedokáže plnit svou podpůrnou funkci.

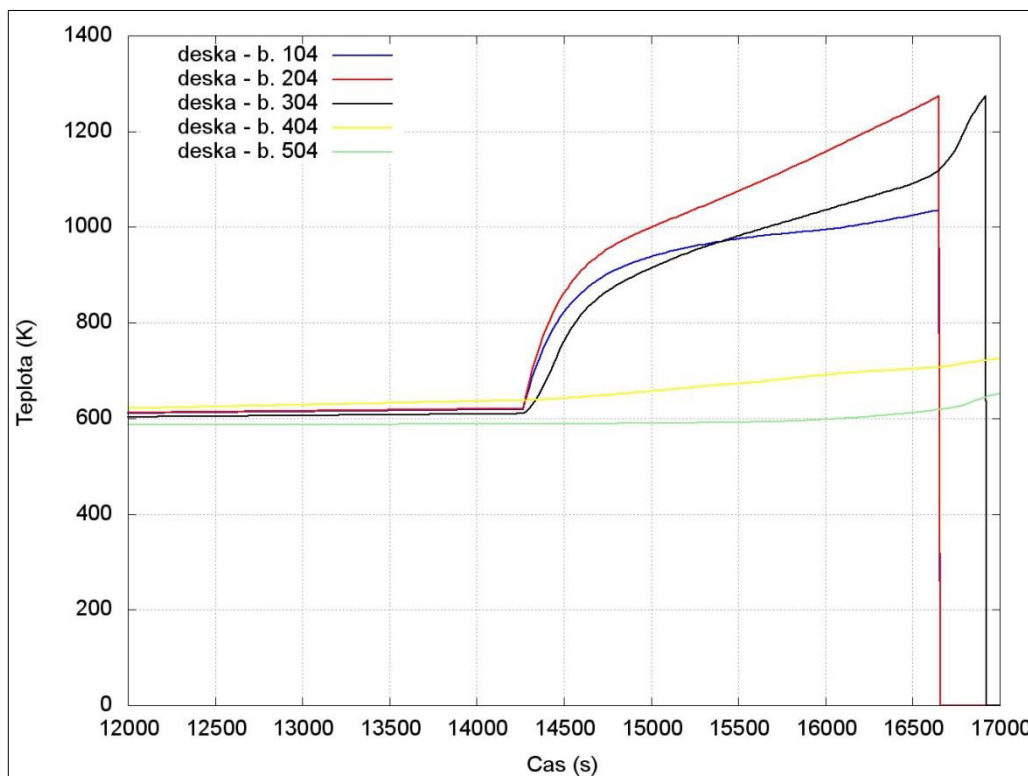
Následně dochází k propadu materiálu do úrovní 5 a 4. V těchto axiálních úrovních je volný prostor i v dalších prstencích, takže tavenina i trosky mohou pronikat nejen v axiálním směru, ale i radiálně.

Konec výpočtu je nastaven na čas selhání spodní opěrné desky AZ v axiální úrovni 4. K tomu dojde opět prakticky současně v buňkách 104 a 204 v časech $t = 16\,648\text{ s}$ respektive $t = 16\,649\text{ s}$.

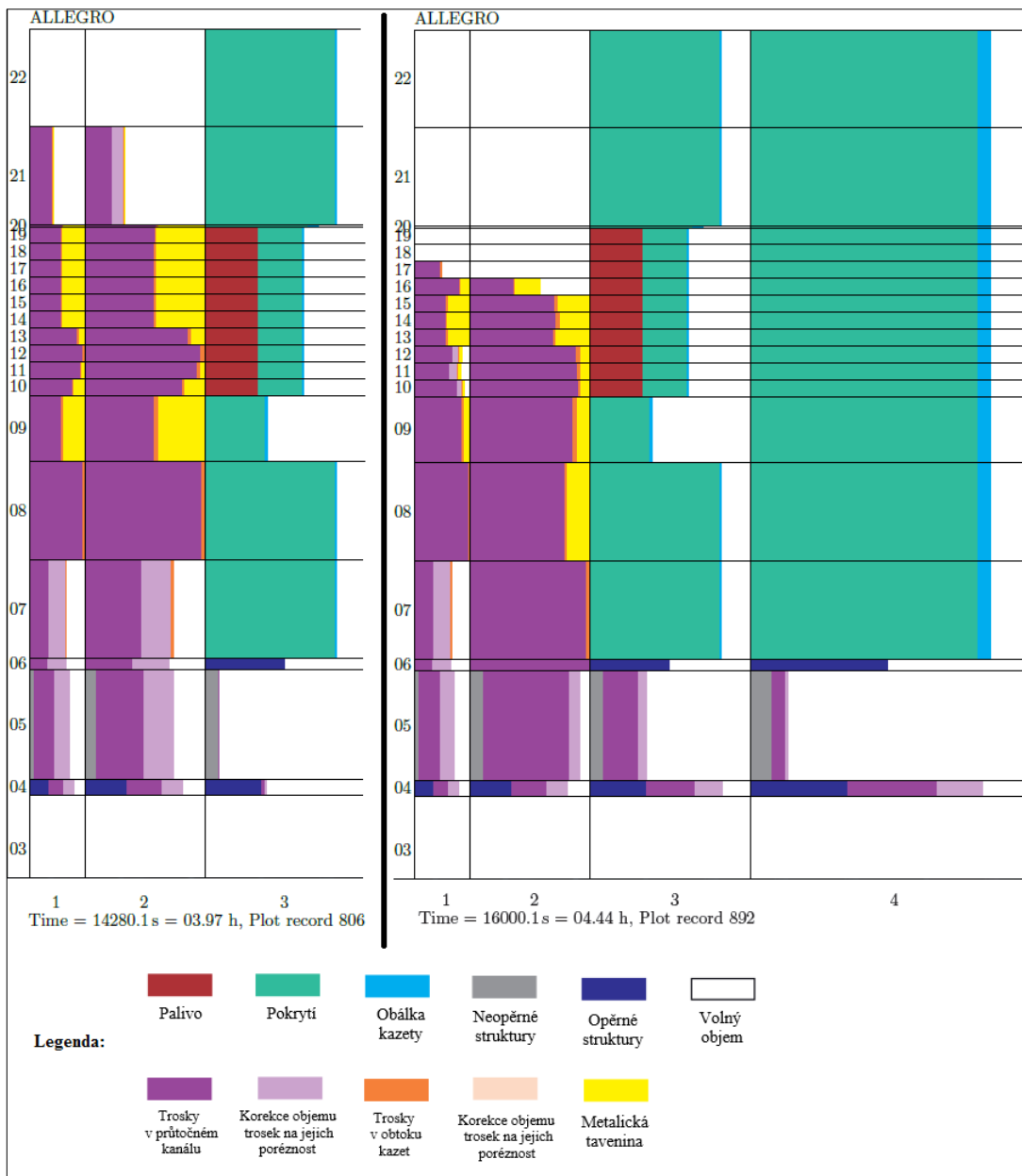
Vývoj teploty opěrných desek v 6. axiální úrovni je na Obr. 38, ve 4. axiální úrovni na Obr. 39. Situaci v aktivní zóně po selhání horní opěrné desky a v čase $t = 16\,000\text{ s}$ zobrazuje Obr. 40, poslední časový krok výpočtu po selhání spodní opěrné desky pak Obr. 41.



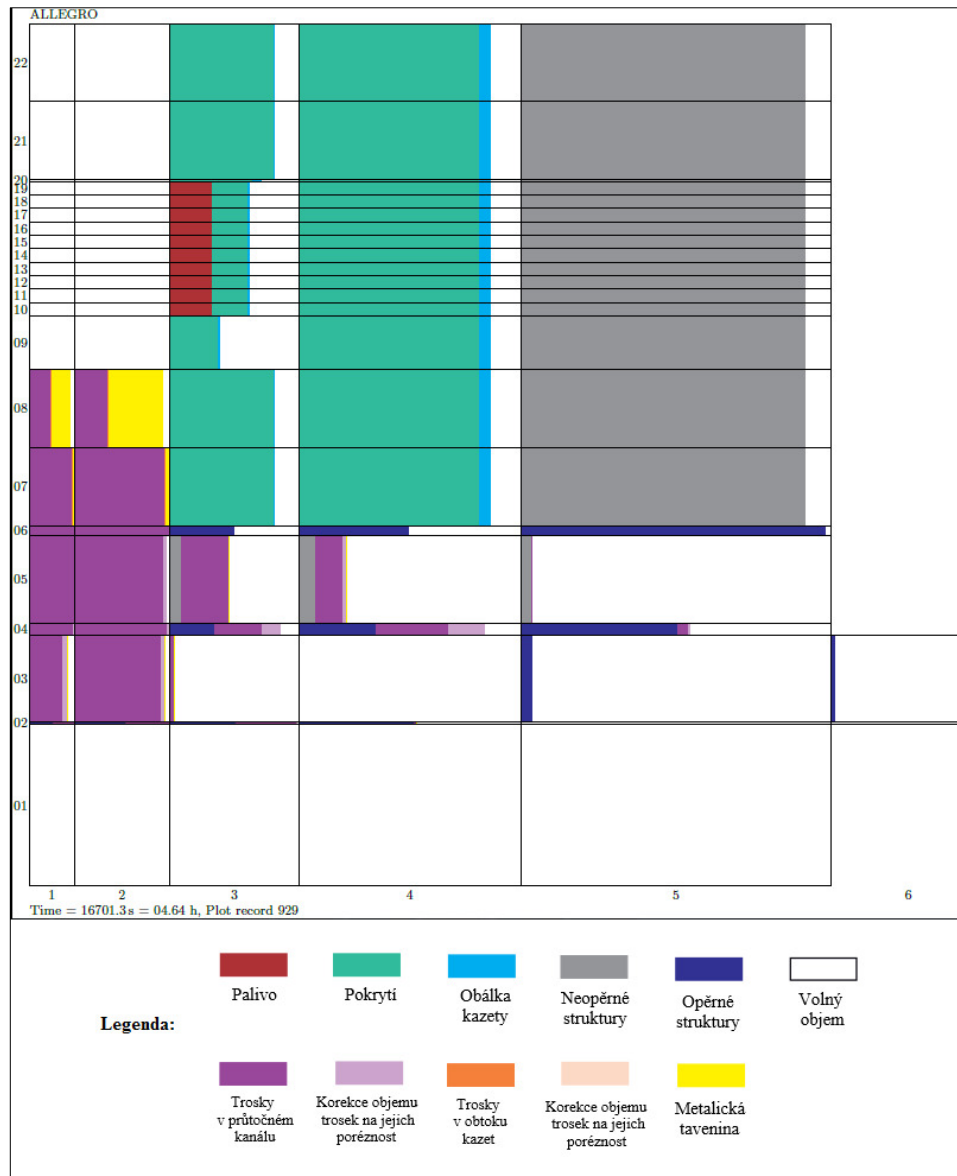
Obr. 38: Vývoj teploty horní z opěrných desek AZ. Náhlý pokles teploty na 0 značí selhání desky.



Obr. 39: Vývoj teploty spodní z opěrných desek AZ. Náhlý pokles teploty na 0 značí selhání desky.



Obr. 40: Rozložení materiálů v reaktorové nádobě po selhání opěrné desky AZ (vlevo) a po relokaci materiálu (vpravo).

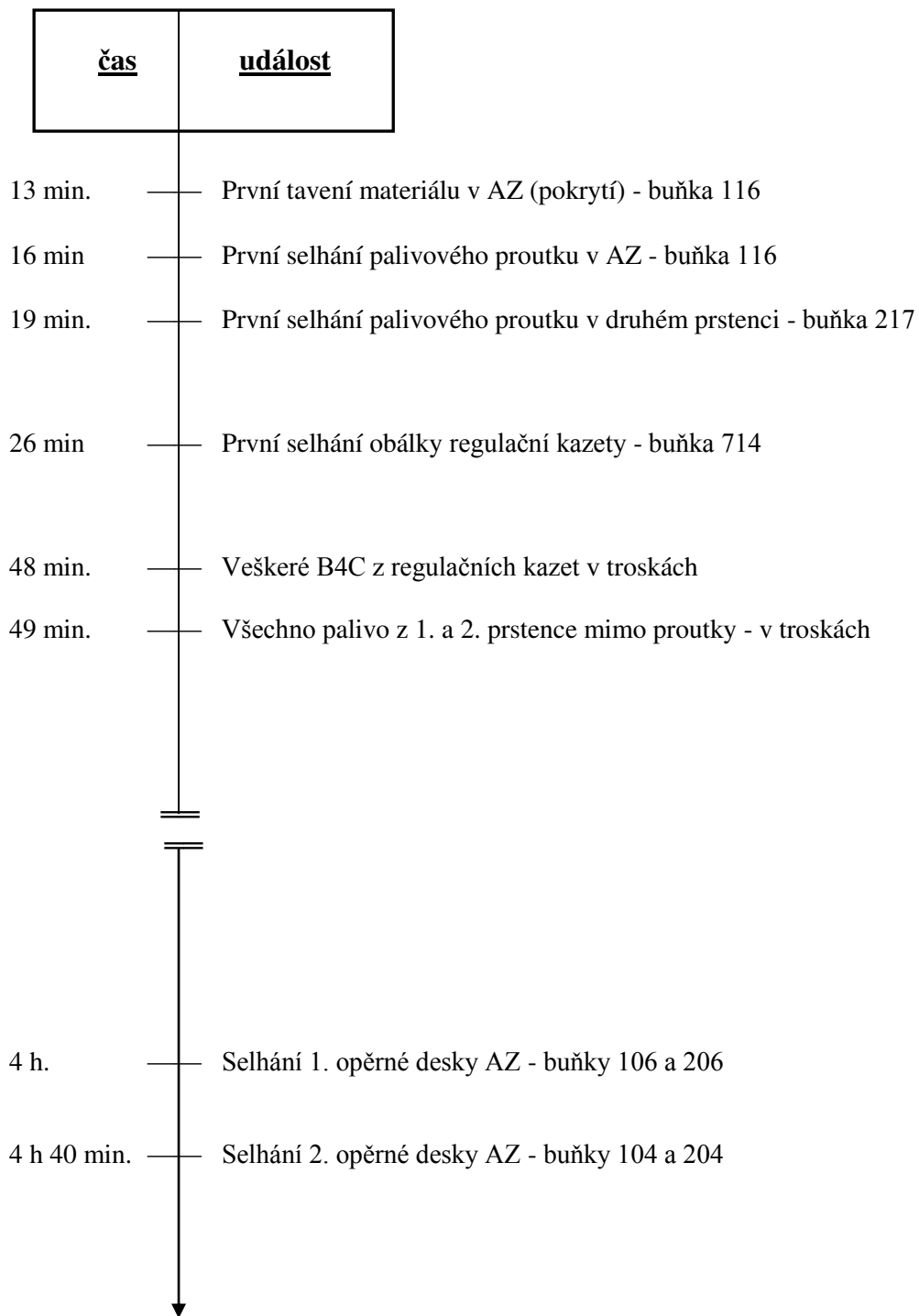


Obr. 41: Rozložení materiálu v reaktorové nádobě na konci výpočtu – po selhání druhé opěrné desky AZ.

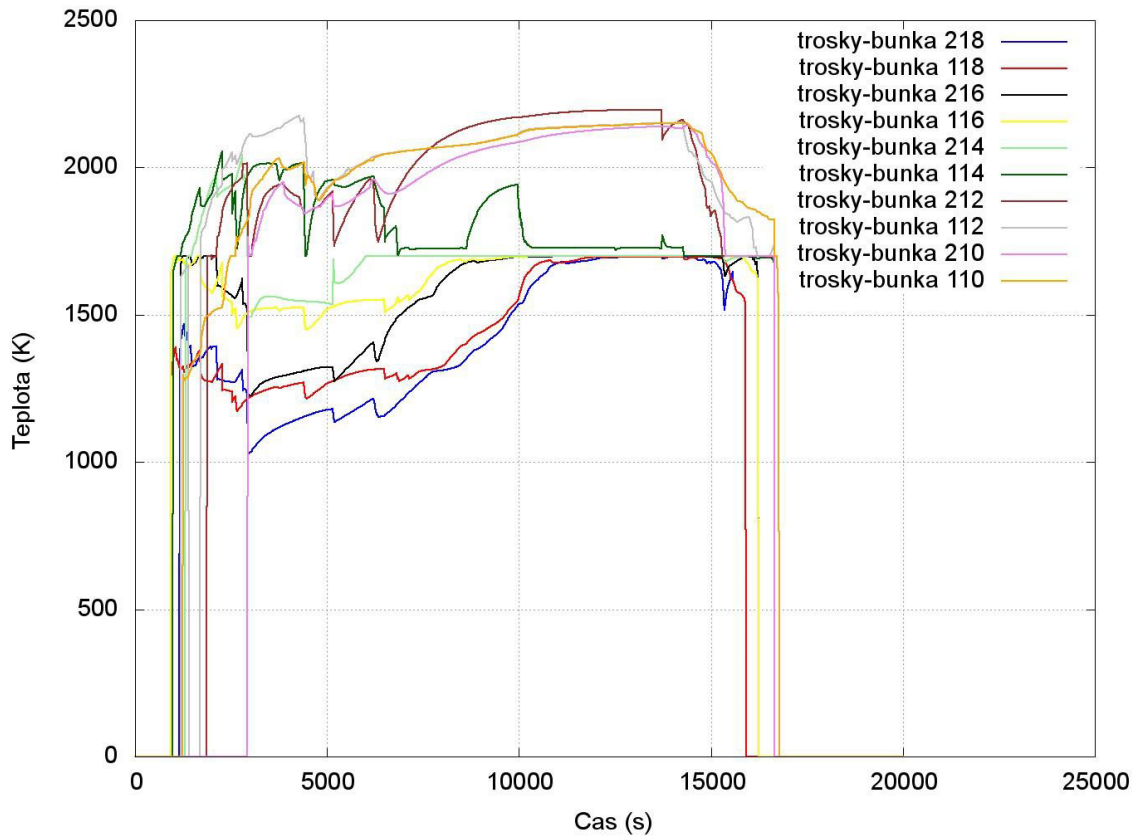
6.2.4 Shrnutí časování degradace AZ

Během celé degradace AZ nedojde k tavení paliva, jak je možné vyčíst z grafů na obrázcích Obr. 43 a Obr. 44 - teplota trosek v žádném okamžiku nedosahuje zdaleka teploty tavení paliva. Zároveň nedojde k degradaci materiálů v třetím radiálním prstenci, ač se teplota pokrytí v některých okamžicích blíží k teplotě tavení, viz Obr. 45.

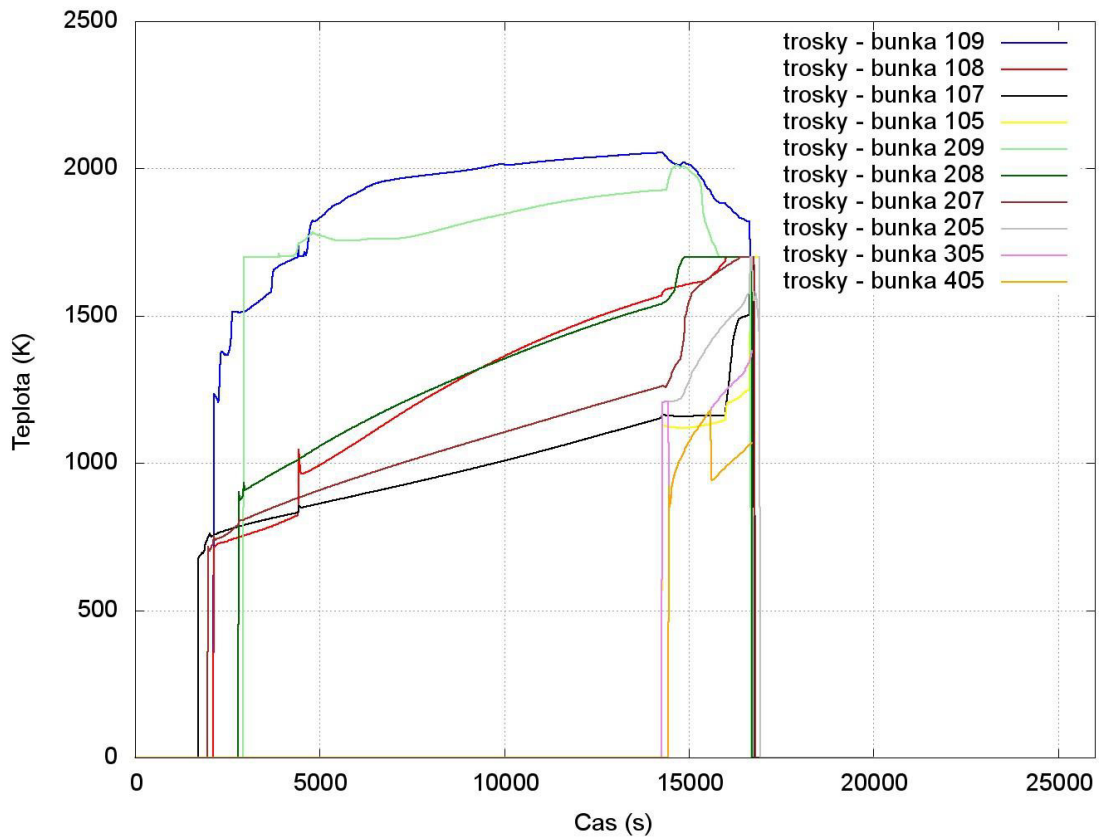
Časová osa na Obr. 42 přehledně shrnuje všechny nejdůležitější body degradace aktivní zóny modelu ALLEGRO 75 MWth.



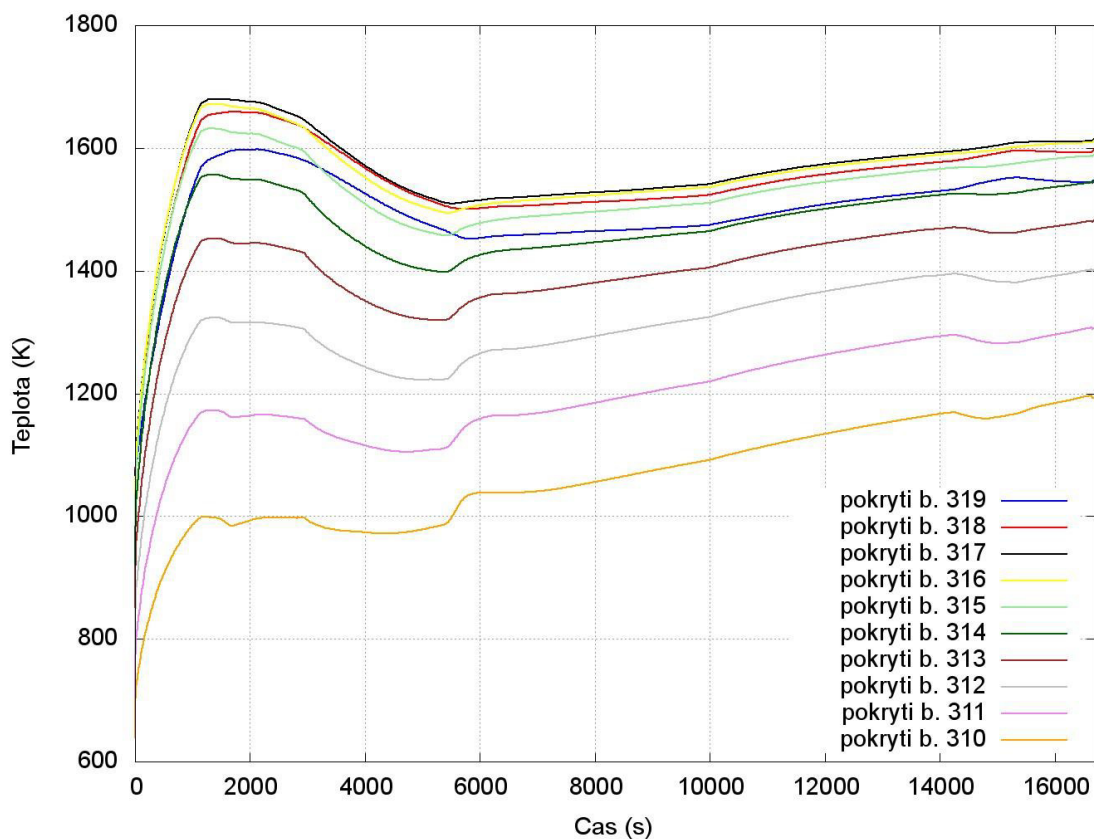
Obr. 42: Nejdůležitější body degradace aktivní zóny na časové ose.



Obr. 43: Vývoj teploty trosky v horní části AZ během celého výpočtu. Náhly pád teploty na 0 znamená, že v buňce nejsou žádné trosky.



Obr. 44: Vývoj teploty trosky ve spodní části AZ během celého výpočtu. Náhly pád teploty na 0 znamená, že v buňce nejsou žádné trosky.



Obr. 45: Vývoj teploty pokrytí paliva ve třetím radiálním prstenci během celého výpočtu.

6.3 Diskuse výsledků

V souladu s předpoklady analýza degradace aktivní zóny ALLEGRO 75 MWth pro daný scénář ukázala, že se jedná o velice rychlý proces. K prvnímu tavení materiálu dojde již za 13 minut od počátku havárie a kompletní degradace vnitřní části aktivní zóny obsahující palivo proběhne během 49 minut.

Zajímavým faktem vyplývajícím z analýzy výsledků je, že až do konce výpočtu nedojde k porušení integrity palivových souborů ve třetím radiálním prstenci. Toto je zčásti způsobené rychlou degradací paliva v prvních dvou radiálních prstencích, čímž je omezen radiální přestup tepla do třetího prstence. Dále je třeba vzít v úvahu nejistotu v radiálním rozložení výkonu z rozpadu štěpných produktů. Vzhledem k výše uvedeným argumentům a s přihlédnutím k tomu, že teplota pokrytí ve třetím radiálním prstenci dosahuje takřka teploty tavení, není možné považovat absenci degradace paliva ve vnější části aktivní zóny za daný fakt a bude ji třeba prokázat v dalších a přesnějších výpočtech.

Během celého procesu degradace AZ také nedojde k tavení paliva. To je zapříčiněno právě rychlým postupem degradace materiálů v AZ, kdy je do interních

frakcí MELCORu „trosky“ a „metalická tavenina“ ve velkém množství převáděn nový materiál s nižší teplotou, což zpomalí její celkový nárůst. Příznivým faktem je, že k degradaci regulačních kazet dochází přibližně stejně rychle jako k degradaci palivových proutků, a výpočet tak signalizuje, že by v celém průběhu degradace AZ měla být bezpečně udržena podkritičnost paliva. Nicméně MELCOR nemá ve své struktuře implementovaný tak přesný model interakce B_4C s ocelí jako ten, který je popisován v kapitole 3.5. Popisovaný efekt by nicméně neměl být při takto rychlém postupu degradace významný.

Ačkoliv konkrétní časování událostí je třeba brát s jistou rezervou kvůli nejistotám ve vstupních datech, obecný postup degradace aktivní zóny by těmito nejistotami neměl být příliš ovlivněn. Ukazuje se, že hlavní postup degradace je směrem dolů, a to velmi rychle. V aktivní zóně tak zůstává velké množství neporušené oceli, která se nepřidá k bazénu taveniny, jež se utvoří v dolní směšovací komoře po selhání opěrné desky AZ.

Žádoucí stav je však přesně opačný – co nejdříve udržení trosek a taveniny v aktivní zóně a výraznější postup tavení radiálně od středu AZ. Čím více neaktivního materiálu totiž výsledná tavenina obsahuje, tím lépe je možné ji dochlazovat v pozdních fázích těžké havárie.

K samotnému selhání opěrných desek aktivní zóny dojde, když teplota jejich materiálu překročí 1000 °C. Tato teplota je v MELCORu nastavená jako výchozí a je možné ji změnit, ačkoliv pro ocel se to nedoporučuje. Jak je vidět z grafů vývoje teploty opěrných desek, ani mírná změna tohoto parametru by nijak zásadně neoddálila okamžik jejich selhání. Zásadní změna teploty selhání opěrných desek by zase neodpovídala reálným mechanickým vlastnostem oceli.

7 Závěr

Rychlý reaktor chlazený plynem patří k perspektivním konceptům jaderných reaktorů budoucnosti, takzvané generace IV. Jeho výzkum začal už v 60. letech 20. století, tedy v době, kdy docházelo k velkému rozmachu jaderné energetiky a bylo zkoumáno mnoho nových konceptů.

Historický výzkum GFR probíhal v několika zemích v Evropě, a dále v USA a Japonsku. Žádný výzkumný program však nikdy nepostoupil do fáze přípravy konkrétního projektu a jeho realizace. Jedním z hlavních problémů byla nedostupnost vhodných materiálů pro pokrytí, palivo i vestavby reaktorové nádoby. Vzhledem k horším teplotnickým vlastnostem plynného chladiva oproti vodě nebo tekutým kovům byla diskutabilní i otázka jaderné bezpečnosti tehdejších konceptů.

Obnovení zájmu o výzkum GFR proběhlo v novém tisíciletí, poté, co byl koncept rychlého reaktoru chlazeného plynem identifikován jako jeden ze šesti nadějných konceptů pro jaderné reaktory budoucnosti. Moderní výzkum GFR je lokalizován především v Evropě, částečně také v USA. V posledních letech je součástí tohoto výzkumu také ÚJV Řež z České republiky. Ačkoliv bylo provedeno mnoho výzkumné práce, a pro velkou část problémů z historie bylo nalezeno adekvátní moderní řešení, některé otázky zůstávají stále otevřené.

Jedna z nich je i otázka havarijního napájení důležitých systémů elektrárny. Doposud navrhovaný systém bateriového napájení havarijních dmychadel systémů odvodu zbytkového tepla je v současné době nerealizovatelný, jak ukazují výpočty provedené v této práci. Havarijní napájení GFR se tak (mimo klasické diesellové agregáty) bude muset spolehnout na jiný dodatečný zdroj energie pro havarijní napájení. Jednou z možností je použití elektromotorů havarijních systémů na společné hřídeli s plynovou turbínou, která by byla v případě použití těchto systémů napájena ze zásobníku stlačeného plynu.

Také samotný koncept rozdělení rozvodny napájení vlastní spotřeby do tří rozvodů pro každý blok není příliš obvyklé a použití složitého čtyřvinutového odbočkového transformátoru není v souladu s požadavkem na co nejvyšší spolehlivost zařízení používaných v jaderných elektrárnách. V koncepci napájení vlastní spotřeby GFR tedy také bude muset dojít ke změnám.

Moderní jaderné reaktory musí vynikat svou spolehlivostí a bezpečností, přesto nelze zcela vyloučit možnost těžké havárie s tavením aktivní zóny. Přestože bude v případě realizace GFR jako první uvedena demonstrační jednotka o malém výkonu, byl dosavadní výzkum těžkých havárií zaměřen výhradně na francouzský návrh reaktoru o vysokém jednotkovém výkonu – CEA GFR2400. Díky použití žáruvzdorných materiálů a keramického paliva jsou teploty, při kterých dojde k tavení materiálů v aktivní zóně, poměrně vysoké. Velkým nedostatkem tohoto konceptu GFR zůstává geometrie aktivní zóny, která při její degradaci vede k lokálnímu překročení kritičnosti v tavenině a následnému výbuchu. Ve výzkumu těžké havárie demonstrátoru ALLEGRO je tato diplomová práce první publikací. Z fenomenologického hlediska lze konstatovat, že při těžké havárii způsobené úplnou ztrátou napájení vlastní spotřeby je nejslabším článkem v aktivní zóně ocelové pokrytí paliva, které se začíná tavit už při teplotách do 1 500 °C.

V praktické části práce byl analyzován hypotetický scénář vedoucí k těžké havárii reaktoru ALLEGRO 75 MWth. Jedná se o havárii se ztrátou průtoku chladiva v důsledku výpadku napájení systémů vlastní spotřeby a selhání jeho zálohy v kombinaci s nemožností odvodu tepla přes dedikované systémy odvodu zbytkového tepla. Byl vytvořen model reaktoru na základě dat z publikací o tomto reaktoru, na jeho základě sestaven vstupní soubor pro výpočetní kód MELCOR a proveden výpočet výše uvedeného havarijního scénáře.

Výpočetní kód MELCOR je profesionální výpočetní kód určený primárně k výpočtům těžkých havárií jaderných elektráren. V dnešní době je používán na řadě špičkových výzkumných pracovištích i mnoha soukromými společnostmi po celém světě.

Výpočet havarijního scénáře ukázal, že k degradaci aktivní zóny dojde ve velice krátkém časovém horizontu, což byl očekávaný jev. Hlavní směr postupu degradace je dolů, což není žádoucí stav. Jednou z možností, jak zamezit rychlému průniku taveniny skrze opěrnou desku aktivní zóny, by mohla být změna jejího materiálu z oceli na jiný materiál s vyšším bodem tání a vyšší mechanickou pevností. Případně by tato změna materiálu mohla být provedena u bloků sloužících jako reflektor a biologické stínění ve spodní části aktivní zóny. Tyto bloky už nyní, jak ukázal výpočet, slouží k zbrzdění postupu tavení směrem dolů.

Práce na výzkumu těžké havárie demonstrátoru ALLEGRO bude v ÚJV Řež pokračovat i v budoucnu. Výsledky, které předkládá tato diplomová práce, poslouží jako výchozí bod pro další přesnější analýzy.

Hlavní oblastí, ve které může být snadno dosaženo pokroku je přesnější nodalizace primárního okruhu, hlavně smyček systémů odvodu zbytkového tepla. Toto zpřesnění však bude možné teprve poté, co budou provedeny termohydraulické analýzy specializovanými výpočetními kódy. Jejich výstupy budou sloužit jako vstupní data vylepšeného modelu pro MELCOR. Po dodání těchto a dalších přesných dat (rozložení výkonu v aktivní zóně, inventář štěpných produktů a na něj navázané přesné určení velikosti tepelného výkonu z rozpadu štěpných produktů) bude možné na základě upraveného modelu provést i analýzy dalších havarijních scénářů, včetně nízkotlakých sekvencí (LOCA havárií).

8 Literatura

- [1] European Nuclear Society: Nuclear power plants, worldwide, online, <http://www.euronuclear.org/info/encyclopedia/n/nuclear-power-plant-world-wide.htm> [24. 4. 2014]
- [2] World Nuclear Association: Nuclear Power reactors, online, <http://www.world-nuclear.org/info/nuclear-fuel-cycle/power-reactors/nuclear-power-reactors/> [6. 4. 2014]
- [3] Generation IV International Forum: A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, online, <https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2013-09/genivroadmap2002.pdf> [29. 4. 2014]
- [4] G. Locatelli, M. Mancini, N. Todeschini: Generation IV nuclear reactors: Current status and future prospects, *Energy Policy* 61, 2013, p. 1503–1520
- [5] T. Abram, S. Ion: Generation-IV nuclear power: A review of the state of the science, *Energy Policy* 36, 2008, p. 4323–4330
- [6] J. Fachinger, W. vonLensa, T. Podruhzina: Decontamination of nuclear graphite, *Nuclear Engineering and Design* 238 (11), 2008, p. 3086–3091
- [7] C. Sun et al.: Progress in corrosion resistant materials for supercritical water reactors. *Corrosion Science* 51 (11), 2009, p. 2508–2523
- [8] G.S. Was et al.: Corrosion and stress corrosion cracking in supercritical water, *Journal of Nuclear Materials* 371(1–3), 2007, p. 176–201
- [9] S. Delpech et al.: Reactor physican reprocessing scheme for innovative molten salt reactor system. *Journal of Fluorine Chemistry* 1, 2009, p. 11–17
- [10] J. Rouault et al.: Sodium fast reactor design: fuels, neutronics, thermal-hydraulics, structural mechanics and safety, *Handbook of Nuclear Engineering*, 2010, p. 2352–2417
- [11] T. Obara et al.: Polonium evaporation and Adhesion experiments for the development of polonium filter in lead–bismuth cooled reactors. *Progress in Nuclear Energy* 50(2-6), 2008, p. 556–559
- [12] N. Tauveron, F. Bentivoglio: Preliminary desing and study of an innovative option for gas fast reactors, *Nuclear Engenieering and Design* 247, 2012, p. 76 - 87
- [13] W. F. G. van Rooijen: Improving fuel cycle design and safety characteristics of a gas cooled fast reactor, *disertační práce*, 2006
- [14] M. Dalle Donne, C. A. Goetzmann: Gas-cooled fast breeder reactor design, development, and safety features, *proceedings of the ANS Topical Meeting on Gas-Cooled Reactors: HTGR and GCFBR*, American Nuclear Society, Gatlinburg, USA, 1974

- [15] W. F. G. van Rooijen: Gas-Cooled Fast Reactor: A Historical Overview and Future Outlook, Science and Technology of Nuclear Installations, Volume 2009, Article ID 965757
- [16] A. E. Waltar , A. B. Reynolds: Fast Breeder Reactors, Pergamon Press, New York, NY, USA, 1981
- [17] R. H. Simon, J. B. Dee, W. I. Morita: Gas-cooled fast breeder reactor demonstration plant. In Proceedings of the ANS Topical Meeting on Gas-Cooled Reactors: HTGR and GCFBR, American Nuclear Society, Gatlinburg, USA, 1974, p. 336–354
- [18] A. Torri. D. R. Buttemer: Gas-cooled fast reactor safety— and overview and status of the U.S. program. In Proceedings of the Specialists Meeting on Gas-Cooled Reactor safety and Licencing Aspects, IAEA, Lausanne, Switzerland, 1980, IWGGCR-1, p. 1–7
- [19] J. Chermanne et al.: Past and future programmes of the GBRAssociation. In Proceedings of the IAEA Study Group Meeting on Gas-Cooled Fast Reactors, , IAEA, Minsk, Belarus, 1972, IAEA-TECDOC-154, p. 78–87
- [20] J. Chermanne, P. Burgsmüller: Gas-cooled breeder reactor safety. In Proceedings of the Specialists Meeting on Gas-Cooled Reactor Safety and Licencing Aspects, IAEA, Lausanne, Switzerland, 1980, IWGGCR-1, p. 39–51
- [21] W. B. Kemmish, M. V. Quick, I. L. Hirst: The safety of CO₂ cooled breeder reactors based on existing gas cooled reactor technology, Progress in Nuclear Energy 10 (1), 1982, p. 1–17
- [22] R. E. Sunderland et al.: A gas-cooled dedicated minor actinide burning fast reactor: initial core design studies, proceedings of the International Conference on Future Nuclear Systems (GLOBAL '99), American Nuclear Society, Jackson Hole, USA, 1999
- [23] G. Melese, R. Katz: Thermal and Flow Design of Helium-Cooled Reactors, American Nuclear Society, La Grange Park, Ill, USA, 1984
- [24] V. B. Nesterenko et al.: Problems of creating fuel elements for fast gas-cooled reactors working on N₂O₄-dissociating coolant. In Proceedings of the IAEA Specialists' Meeting on Gas-Cooled Reactor Fuel Development and Spent Fuel Treatment, IAEA, IWGGCR-8, Moscow, Russia, 1983, p. 56–65
- [25] H. Mochizuki et al.: Design study of He gas-cooled fast breeder reactor. In Proceedings of the IAEA Study Group Meeting on Gas-Cooled Fast Reactors, IAEA, IAEA-TECDOC-154, Minsk, Belarus, 1972, p. 133–164
- [26] M. Konomura et al.: A promising gas-cooled fast reactor concept and its R&D plan. In Proceedings of the Global 2003: Atoms for Prosperity: Updating Eisenhower's Global Vision for Nuclear Energy, New Orleans, La, USA, 2003, p. 57–64
- [27] R. Stainsby et al.: Gas cooled fast reactor research in Europe, Nuclear Engineering and Design 241, 2011, p. 3481– 3489

- [28] C. Mitchell: Gas Cooled Fast Reactor (GCFR), online, Final Technical Report, EC 5th Framework Programme, NNC/C6395/TR/0012, Issue 1, 2002
- [29] C. Mitchell et al.: Gas cooled fast reactor concept review studies (GCFR), proceedings of ICAPP'03, Cordoba, Spain, 2003
- [30] C. Mitchell, M. McDermott, K. Peers: Gas cooled fast reactor GCFR. In: Proc.FISA, European Commission, Luxembourg, 2006
- [31] Peter Liška, Gerard Cognét: The ALLEGRO project – European European project of fast breeder reactor, online, <http://www.uxc.com/smr/Library\Design Specific\ALLEGRO/Presentations/2011 - The 20ALLEGRO Project – European Project of FBR.pdf> [29. 4. 2014]
- [32] Alpha Galileo, National Centre for Nuclear Research: The V4G4 Centre of Excellence, online, <http://www.alphagalileo.org/ViewItem.aspx?ItemId=133111&CultureCode=en> [8. 4. 2014]
- [33] Hungarian Government, Ministry of National Development: Establishment of The V4G4 Centre of Excellence, online, <http://www.kormany.hu/en/ministry-of-national-development/news/establishment-of-v4g4-centre-of-excellence-officially-announced> [18. 4. 2014]
- [34] Á. Horváth, R. Stainsby: ALLEGRO - A Gas -Cooled Fast Reactor Demonstrator, online, http://www.snetp.eu/www/snetp/images/4.%20r.stainsbya.horvarth%20allegro_esniiconf.pdf [3. 5. 2014]
- [35] US DOE: Generation IV Nuclear Energy Systems, Ten-Year Program Plan, Fiscal Year 2005
- [36] J. Parmentola: A Potential Technology Solution for Nuclear Waste, online, <http://www.uxc.com/smr/Library%5CDesign%20Specific\EM2/Presentations/2010%20-%20A%20Potential%20Technology%20Solution%20for%20Nuclear%20Waste.pdf> [18. 4. 2014]
- [37] Gas-Cooled Fast Reactor Guard Containment GA-GENIV-052, Final Report, 2006
- [38] L.-Y. Cheng, H. Ludewig: Analysis of Depressurization Accident for a 2400 MW gas cooled reactor – effects of the reactor cavity cooling system, Interim Report on GFR System Design and Safety, US DOE, 2005
- [39] Idaho National Laboratory, Brookhaven National Laboratory : Gas-Cooled Fast Reactor (GFR) Decay Heat Removal Concepts, INL/EXT-05-00715, 2005
- [40] H. Choi, R. W. Schleicher, P. Gupta: A Compact Gas-Cooled Fast Reactor with an Ultra-Long Fuel Cycle, Science and Technology of Nuclear Installations, Volume 2013
- [41] J. Y. Malo et al.: GFR end of the pre-viability phase, design options selected, proceeding of ICAPP 2008, Anaheim, USA
- [42] C. Bassi, P. Azria, M. Balmain: Level 1 probabilistic safety assessment to support the design of the CEA 2400MWth gas-cooled fast reactor, Nuclear Engineering and Design 240, 2010, p. 3758–3780

- [43] F. Bertrand et al.: Synthesis of the safety studies carried out on the GFR2400, Nuclear Engineering and Design 253, 2012, p. 161– 182
- [44] P. Dumaz et al.: Gas-cooled fast reactors—Status of CEA preliminary design studies, Nuclear Engineering and Design 237, 2007, p. 1618–1627
- [45] The Generation IV International Forum: Gas-cooled fast reactor, online, https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9357/gfr [9. 4. 2014]
- [46] M. Berthouxa, T. Cadiou: The thermal hydraulics in a rod bundle representative of the start-up core of the ALLEGRO Gas cooled Fast Reactor - Experimental and numerical approaches Nuclear Engineering and Design 240, 2010, p. 3372–3386
- [47] L. Bělovský, ÚJV Řež, osobní komunikace
- [48] C. Poette et al.: The European Union’s Experimental Gas-Cooled Fast Reactor Project, International Conference on the Physics of Reactors, Interlaken, Switzerland, ETDR, 2008
- [49] 2011 - The ALLEGRO Project - European Project of FBR, online, <http://www.uxc.com/smr/Library%5CDesign%20Specific/ALLEGRO/Presentations/2011%20-%20The%20ALLEGRO%20Project%20-%20European%20Project%20of%20FBR.pdf> [23. 4. 2014]
- [50] M. Ondrášek: Elektrická část jaderných elektráren, VŠ skriptum, Brno: Ediční středisko Vysokého učení technického, 1990
- [51] Vyhláška SUJB č. 195/1999 Sb. o požadavcích na jaderná zařízení k zajištění jaderné bezpečnosti, radiační ochrany a havarijní připravenosti
- [52] F. Morin, CEA Cadarrache, osobní komunikace
- [53] C. Poette, CEA Cadarrache, osobní komunikace
- [54] N. Tauveron, F. Bentivoglio: Preliminary design and study of an innovative option for gas fast reactors, proceedings of ICAPP 2011, Nice, France
- [55] Ústav Jaderného Výzkumu, slovník pojmů, online, <http://www.ujv.cz/cz/pro-verejnost/slovník-pojmu/50-fenomenologie> [22. 4. 2014]
- [56] §3 vyhlášky SUJB č. 195/1999 Sb. o požadavcích na jaderná zařízení k zajištění jaderné bezpečnosti, radiační ochrany a havarijní připravenosti
- [57] IAEA: Basic Safety Principles for NPP, Rev.1. INSAG-12 report, IAEA Safety Series, Vienna 1999
- [58] B. R. Sehgal: Nuclear Safety in Light Water Reactors: Severe accident phenomenology, SARNET publication, 2012, ISBN-13: 978-0123884466
- [59] B. Heřmanský: Bezpečnost jaderných elektráren s tlakovodními reaktory, Zbraslav: ÚTSJP, 1. vydání, 1983
- [60] International Atomic Energy Agency: The International Nuclear and Radiological Event Scale, online, <http://www-ns.iaea.org/tech-areas/emergency/ines.asp> [27. 4. 2014]

- [61] SÚJB: INES, Mezinárodní stupnice hodnocení závažnosti jaderných událostí, Uživatelská příručka
- [62] IAEA: Safety Standards Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants for protecting people and the environment No. NS-G-2.15 Safety Guide
- [63] United States Nuclear Regulatory Commission: Severe Accident, online, <http://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/severe-accident.html> [6. 4. 2014]
- [64] I. Bradshaw: Lecture on late-in-vessel phenomena, online, <http://www.ianbradshaw.co.uk/multimedia/fukushima/data/General%20Documents/tec-sim.de/Lecture%20on%20Late%20In%20Vessel%20Phenomena.pdf> [28. 4. 2014]
- [65] F. Bertrand et al.: Preliminary transient analysis and approach of hypothetical scenarios for prevention and understanding of severe accidents of the 2400 MWth gas-cooled fast reactor, proceedings of NURETH-13, Kanazawa City, Japan, 2009
- [66] F. Bertrand et al.: Prevention and investigations of core degradation in case of beyond design accidents of the 2400 MWth gas-cooled fast reactor, proceedings of NURETH-14, Toronto, Canada, 2011
- [67] A. Epiney: Improvement of the Decay Heat Removal Characteristics of the Generation IV Gas-cooled Fast Reactor, disertační práce, École Polytechnique Fédérale de Lausanne, 2010
- [68] A. Berche et al.: Thermodynamic study of the U–Si system, *Journal of Nuclear Materials* 389 (1), 2010, p. 101-107
- [69] J. O. Andersson et al.: THERMO-CALC & DICTRA, Computational Tools For Materials Science, *Calphad* 26 (2), 2002, p. 273-312
- [70] D. Manara et al.: Thermodynamic and Thermophysical Properties of the Actinide Carbides, *Comprehensive Nuclear Materials* 2, 2012, p. 87-137
- [71] J.M. Ruggieri et al.: ERANOS 2. 1: international code system for GEN IV fast reactor, proceedings of ICAPP 2006, Reno, USA
- [72] J. Eck et al.: Behavior of SiC at high temperature under helium with low oxygen partial pressure, *Journal of European Ceramics Society* 28, 2008, p. 2995–3004
- [73] L. L. Snead et al.: Handbook of SiC properties for fuel performance modeling, *Journal of Nuclear Materials* 371, 2007, p. 329–377
- [74] T. K. Kim et al.: Carbide and Nitride Fuels for Advanced Burner Reactor, Argonne National Laboratory International Conference on Fast reactors and Related Fuel Cycles (FR09) 2009, Kyoto, Japan
- [75] Y. P. Zhang et al.: A simple novel analysis procedure for IVR calculation in core-molten severe accident, *Nuclear Engineering and Design* 241 (12), 2011, p. 4634–4642
- [76] S. K. Das et al.: Numerical and Experimental Model Studies on Thermal Hydraulic Behavior of FBR Internal Core Catcher Assembly, proceedings of ICONE 14, Miami, USA, 2006

- [77] Core catcher, online, <http://nuclearstreet.com/images/img/dw109.jpg> [16. 4. 2014]
- [78] Mgr. Jan Klouzal, ÚJV Řež, osobní komunikace
- [79] S. G. Popov et al.: Thermophysical properties of MOX and UO₂ fuels including the effects of irradiation, online, <https://rsicc.ornl.gov/FMDP/tm2000-351.pdf> [5. 5. 2014]
- [80] F. Thévenot: Boron carbide - A comprehensive review, Journal of the European Ceramic Society 6 (4), 1990, p. 205-225
- [81] P. Hofmann et al.: Reaction Behaviour of B₄C Absorber Material with Stainless Steel and Zircaloy in Severe LWR Accidents, KfK 4598 CNEA NT - 10/89, 1989
- [82] Sandia National Laboratories: About Melcor, online, <http://melcor.sandia.gov/about.html> [27. 4. 2014]
- [83] U. S. Department of Energy: MELCOR Computer Code Application Guidance for Leak Path Factor in Documented Safety Analysis, 2004
- [84] American Nuclear Society: Decay heat power in light water reactors, ANSI/ANS-5. 1. 2005
- [85] Battery data sheet, online, <http://www.bannerbatterien.com/banner/files/FolderSCGCellsCz.pdf> [4. 5. 2014]
- [86] Batterie, online, <http://www.battery-expert.cz/stand-by-bull-cell-gel-scg/stand-by-bull-cell-scg-2-3850--3850ah--2v/>

Příloha 1: Odhad velikosti bateriové stanice

V následujících odstavcích je proveden odhad velikosti bateriové stanice pro napájení dmychadel systémů odvodu zbytkového tepla konceptu CEA ALLEGRO 75 MWth.

Energetická náročnost

- V nepříznivých případech může dosahovat požadovaný příkon každého ze 3 dmychadel až 170 kW. [53]
- Celkový výkon, který by bylo nutné dodávat z baterií, by tedy byl při zanedbání ztrát 510 kW, a to konstantně po celou dobu havárie, tedy 24 – 48 hodin.
- Celková spotřebovaná energie je v takovém případě:

$$E_{tot24} = 510 * 10^3 * 24 = 12\,240\,000 \text{ Wh} = 12,24 \text{ MWh}$$

$$E_{tot48} = 510 * 10^3 * 48 = 24\,480\,000 \text{ Wh} = 24,48 \text{ MWh}$$

Staniční baterie

- Největší běžně prodávané staniční baterie v dnešní době dosahují kapacit okolo 4 000 Ah s nominálním napětím 2 V. Jedná se o olověné akumulátory. Jako referenční byla zvolena baterie Stand by Bull Cell SCG 2-3850. [85]
- Maximální teoretické množství energie, které je k dispozici z jedné této baterie:

$$E_{maxb} = 3850 * 2 = 7\,700 \text{ Wh}$$

- Podělením požadovaného množství energie s množstvím obsaženým v jedné baterii je získán odhad minimálního množství referenčních baterií:

$$N_{bat24} = \frac{E_{tot24}}{E_{maxb}} = \frac{12,24 * 10^3}{7,7} = 1\,590$$

$$N_{bat48} = \frac{E_{tot48}}{E_{maxb}} = \frac{24,48 * 10^3}{7,7} = 3\,180$$

Technické provedení a bezpečnost

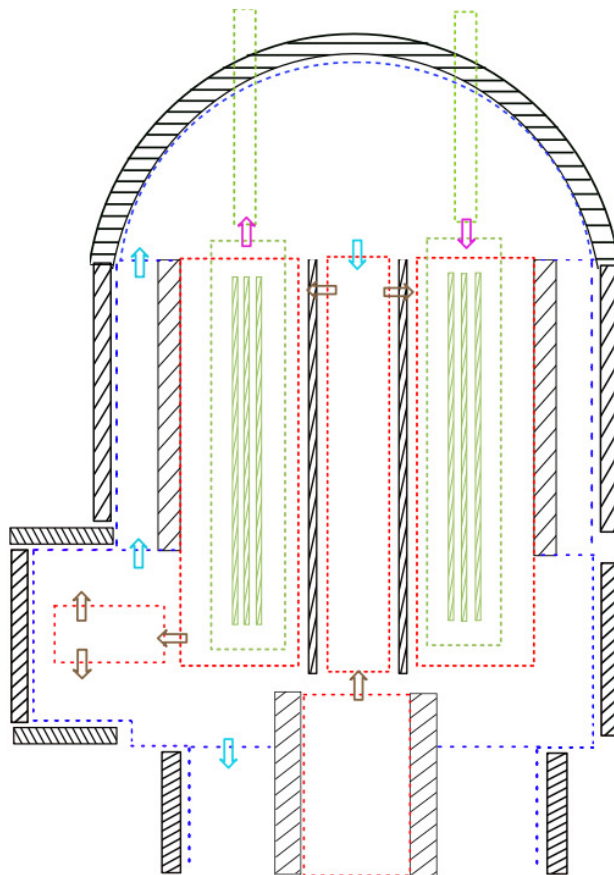
- Využitelná kapacita, samovybíjení a životnost olověných baterií závisí na teplotě, při které jsou skladované.
- Při vybíjení se baterie zahřívá, maximální povolená provozní teplota referenční baterie je 50 °C [85].
- V letních dnech při vysokých teplotách vzduchu by tak mohla být překročena maximální povolená provozní teplota baterií a jako důsledek by bateriová stanice musela mít vlastní zálohovaný systém ventilace – nebyla by tedy přínosem pro jadernou bezpečnost, pouze by problém ztráty napájení přesunula na jiné místo.

Ekonomické úvahy

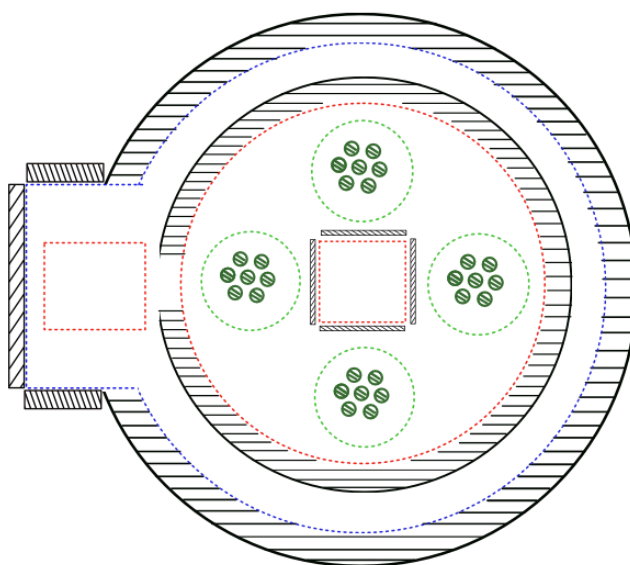
- Maloobchodní cena jedné referenční baterie je přibližně 60 000 Kč [86].
- I při výrazné množstevní slevě by náklady na pořízení baterií dosahovaly minimálně desítek milionů až jednoho sta milionů Kč.
- Životnost staniční baterie je maximálně 15 let [86]

Z výše uvedených technických i ekonomických důvodů je patrné, že návrh CEA přesunout dmychadla systémů odvodu zbytkového tepla GFR do I. kategorie zajištěného napájení je v současnosti velice obtížně realizovatelný i pro demonstrátor malého výkonu, jako je ALLEGRO 75 MWth. Použití tohoto přístupu u reaktoru velkého výkonu (řádově GWth), kde se dá předpokládat, že příkon havarijních dmychadel bude řádově vyšší, je prakticky vyloučené.

Příloha 2: Původní schéma nodalizace systémů DHR



Obr. 46: Původní nodalizace výměníku DHR – nárys.



Obr. 47: Původní nodalizace výměníku DHR – půdorys.