



L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și a campaniilor experimentale.

Pachet de Lucru: 4

Activitatea: 4.2-1

Responsabil livrabil: Iuliana Visan (RATEN)

Autori: Iuliana Vișan (RATEN)

Andreea Moise (RATEN)

Daniela Gugiu (RATEN)

Constantin Păunoiu (RATEN)

Termen: 30.06.2020

Proiectul PRO ALFRED este finanțat de Ministerul Cercetării și Inovării prin Sub-Programul 5.5 – Program de cercetare, dezvoltare și inovare pentru reactori de Generația a IV-a - ALFRED, Contract 5/18.09.2019

Avize și semnături			
Funcția	Nume	Data	Semnatura
Director Adj. Științific	Alexandru Toma		
Director Proiect	Daniela Diaconu		
Responsabil compartiment MC	Gheorghe Savu		
Responsabil Pachet de Lucru	Daniela Gugiu		
Responsabil Livrabil	Iuliana Vișan		
Autori:	Iuliana Vișan		
	Andreea Moise		
	Daniela Gugiu		
	Constantin Păunoiu		

CUPRINS

Lista de acronime	1
Rezumat	6
1. Introducere	7
2. Priorități de cercetare și dezvoltare ale tehnologiei LFR.....	8
2.1. Studii privind materialele și chimia agentului de răcire.....	10
2.1.1. Chimia plumbului și coroziunea	10
2.1.2. Fragilizarea și degradarea structurilor de către metalul lichid.....	15
2.1.3. Perspectiva pe termen lung – utilizarea de materiale rezistente la temperaturi înalte	15
2.1.4. Efectul iradierii asupra materialelor.....	16
2.1.5. Materiale pentru rotorul pompei	16
2.2. Investigatii privind integritatea zonei active	17
2.2.1. Evaluarea sistemului de manevrare al combustibilului	17
2.2.2. Structura și suportul ansamblului combustibil.....	17
2.2.3. Caracterizarea ansamblului combustibil	18
2.2.4. Răcirea ansamblului combustibil.....	19
2.3. Integritatea zonei active	20
2.3.1. Interacțiunea combustibil-agent de răcire.....	20
2.3.2. Dispersia și relocarea combustibilului	21
2.3.3. Dispersia/retenția produșilor de fisiune	22
2.3.4. Bare de control.....	24
2.4. Investigatii privind funcționalitatea generatorului de abur/schimbătorului de căldură.....	27
2.4.1. Interacțiunea plumb-apă și accidentul de tip SGTR	27
2.4.2. Generatorul de abur.....	28
2.4.3. Sisteme nucleare auxiliare	28
2.4.3.1. Sistemul de evacuare a căldurii reziduale	28

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.

2.4.3.2. Sistemele de îndepărtare în caz de urgență a căldurii reziduale și de răcire în adâncime	30
2.5. Sistemul de transport al combustibilului	32
2.6. Analize termohidraulice	33
2.6.1. Termohidraulica HLM în configurații tip piscină.....	34
2.6.2. Termohidraulica zonei active.....	35
2.6.3. Teste integrale	36
2.6.4. Teste pe termen lung.....	36
2.6.5. Termohidraulica ansamblului de combustibil.....	37
2.7. Studii de coroziune/eroziune și testarea pompelor.....	38
2.7.1. Performanța pompei de răcire și evaluarea materialelor.....	38
2.7.2. Evaluarea pe termen lung a pompei de răcire	38
2.8. Aspecte neutronice specifice LFR.....	39
2.9. Testarea la iradiere a combustibilului	41
2.9.1. Efectele iradierii asupra tecii de combustibil.....	41
2.9.2. Testarea la iradiere și calificarea combustibilului nuclear inovativ.....	43
2.9.2.1. Testarea în afara reactorului	45
2.9.2.2. Testarea în reactor	46
2.9.2.3. Testarea combustibilului prototip.....	48
3. Campanii de testare și scenarii propuse	49
3.1. Laboratorul ChemLab	49
3.1.1. Chimia agentului de răcire	49
3.1.2. Coroziunea materialelor în condiții statice	51
3.1.3. Teste mecanice în plumb	52
3.2. Infrastructura HELENA2	55
3.2.1. Caracterizarea ansamblului combustibil (FA) al reactorului ALFRED	55
3.2.2. Studiul efectelor produse de blocarea curgerii.....	56
3.2.3. Vibrații induse de curgere	57
3.2.4. Deformarea FA	58

3.3.	Infrastructura ATHENA.....	58
3.3.1.	Caracterizarea barelor de control	58
3.3.2.	Caracterizarea SG, DHR, RPC și CS.....	59
3.3.3.	Experimente SGRT	60
3.4.	Campania de testare MELTIN’POT	60
3.5.	Infrastructura ELF	61
3.5.1.	Teste de lungă durată	62
3.5.2.	Teste integrale	63
3.5.3.	Campania de testare HANDS ON.....	64
4.	Verificarea și validarea codurilor de calcul.....	67
4.1.	Coduri de fizica reactorilor	68
4.2.	Coduri de analiză a protecției radiologice	69
4.3.	Coduri de analiză a combustibilului.....	70
4.4.	Coduri de subcanal	72
4.5.	Coduri de analiză structurală.....	72
4.6.	Coduri de analiză termohidraulică	73
4.7.	Coduri de analiză a accidentelor severe	75
4.8.	Coduri de analiză dinamică a fluidelor	76
4.9.	Coduri cuplate	77
	Concluzii	78
	Bibliografie	81

Lista de acronime

Acronim	Definiție
ACPR	Reactor cu zonă activă inelară și funcționare în impulsuri - Annular-Core Pulsing Reactor
AIM-1	Material austenit îmbunătățit (oțel inoxidabil) - Austenitic Improved Material-1
AFA	Oțel austenit ce formează alumină - Alumina Forming Austenitic
AISI	Institutul American al Fierului și Oțelului - American Iron and Steel Institute
ALFRED	Reactor Rapid Avansat Demonstrativ Răcit cu Plumb - Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator
AM	Managementul accidentelor - Accident Management
ANS	Societatea Nucleară Americană - American Nuclear Society
ASME	Societatea Americană a Inginerilor Mecanici - American Society of Mechanical Engineer
ATHENA	Instalație experimentală avansată dedicată testelor termohidraulice pentru aplicații nucleare - Advanced Thermo-Hydraulics Experiment for Nuclear Application
BE	Cea mai bună estimare – Best Estimate
BFPS	Replică de element combustibil utilizată pentru simularea riscului de blocare a curgerii - Blockage Fuel Pin Simulator
BWR	Reactor răcit cu apă în fierbere – Boiling Water Reactor
CEA	Comisariatul pentru Energie Atomică și Energii Alternative (Franța)- Commissariat à l’Energie Atomique
CERN	Consiliul European pentru Cercetare Nucleară - Conseil Européen pour la Recherche Nucléaire
CFD	Analiza dinamică a fluidelor - Computational Fluid Dynamics
CHEMLAB	Laborator pentru chimia plumbului - CHEMical LABoratory
CIRCE	Instalație experimentală dedicată testelor termohidraulice în plumb-bismut (Italia) - CIRColazione Eutettico
CR	Bară de control a reactivității – Control Rod
CS	Simulator de zonă activă – Core Simulator
DA	Ansamblu reflector/inert – Dummy Assembly
DC	Răcire în adâncime - Deep Cooler
DEMO	Demonstrativ - DEMONstrator
DHR	Îndepărtare a cădurii reziduale - Decay Heat Removal
DNS	Simulare numerică directă – Direct Numerical Simulation
DPA	Dislocare per atom - Displacement Per Atom
DSA	Analize deterministe de securitate nucleară – Deterministic Safety Analysis
E-DHR	Îndepărtare în caz de urgență a căldurii reziduale – Emergency Decay Heat Removal
ELF	Instalație experimentală dedicată testelor termohidraulice de lungă durată în plumb - Electrical Long-running Facility
ELSY	Sistem european cu plumb - European Lead System

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



ENEA	Agentia Națională pentru Tehnologii Noi, Energie și Dezvoltare Economică Durabilă (Italia) – National Agency for New Technologies, Energy and Sustainable Economic Development
EOL	Sfârșitul ciclului de iradiere - End Of Life
EOP	Proceduri de operare pentru situații de urgență - Emergency Operating Procedures
EOS	Ecuatie de stare - Equation Of State
ESNII	Inițiativa Europeană de Dezvoltare Nucleară Industrială Durabilă - European Sustainable Nuclear Industrial Initiative
UE	Uniunea Europeană – European Union
FA	Ansamblu de combustibil – Fuel Assembly
FALCON	Consortiu pentru construirea reactorului ALFRED - Fostering ALFRED CONstruction
FASTEF	Instalație experimentală pentru testarea capabilităților de transmutare în spectru rapid - Fast Spectrum Transmutation Experimental Facility
FC	Circulație forțată – Force Circulation
FCCI	Interacția chimică între combustibil și teacă - Fuel-Cladding Chemical Interaction
FCMI	Interacția mecanică între combustibil și teacă - Fuel-Cladding Mechanical Interaction
FEM	Cod de calcul bazat pe metoda elementelor finite - Finite EleMent code
FGR	Eliberarea gazelor de fisiune – Fission Gas Release
FIV	Vibrații induse de curgere – Flow-Induced Vibration
FP	Prođuși de fisiune – Fission Products
FPS	Replică de element combustibil – Fuel Pin Simulator
FR	Reactor rapid – Fast Reactor
GEN-IV	Generația IV – Generation IV
GFR	Reactor rapid răcit cu gaz - Gas-cooled Fast Reactor
GIF	Forumul Internațional pentru Reactori de Generația IV- Generation IV International Forum
HANDS ON	Instalație de testare a comportamentului ansamblurilor de combustibil în plumb - Facility for fuel manipulator testing in lead
HELENA2	Instalație experimentală de tip buclă dedicată testelor termohidraulice în metale lichide - Heavy Liquid Metal Experimental Loop for Advanced Nuclear Applications 2
HITEC	$\text{KN}_3\text{Na}_2\text{O}_8$
HLM	Metale grele lichide - Heavy Liquid Metal
HTC	Coeficient de transfer termic – Heat Transfer Coefficient
HX	Schimbător de căldură – Heat eXchanger
IC	Condensator de izolare - Isolation Condenser
IC-DHR	Condensator de izolare din cadrul sistemului de evacuare a căldurii reziduale - Isolation Condenser of Decay Heat Removal System
INL	Laboratorul Național din Idaho - Idaho National Laboratory
IPS	Casetă de testare în reactor - In-Piled Section
ISI	Inspecția în timpul funcționării - in service inspection

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



IRSN	Institutul pentru Protecție Împotriva Radiațiilor și Securitate Nucleară (Franța) - Institute for Radiological Protection and Nuclear Safety
ITU	Institutul de Cercetare a Elementelor Transurricane (Germania) - Institute for Transuranium Elements
IV	Vasul interior al reactorului - Inner Vessel
JHR	Reactorul Jules Horowitz - Jules Horowitz Reactor
JOG	Oxid complex - Joint Oxide Gain
JRC	Centru Comun de Cercetare (Italia) - Joint Research Centre
KIT	Institutul de Tehnologie Karlsruhe - Karlsruhe Institute of Technology
LBE	Eutectic plumb-bismut - Lead Bismuth Eutectic
LES	Simularea vârtejurilor mari - Large Eddy Simulation
LFR	Reactor rapid răcit cu plumb - Lead-cooled Fast Reactor
LME	Fragilizarea indusă de metalele lichide - Liquid Metal Embrittlement
LMFR	Reactor rapid răcit cu metale lichide - Liquid Metal Fast Reactor
LOCA	Accident soldat cu pierderea agentului de răcire - Loss Of Coolant Accident
LWR	Reactor răcit cu apă ușoară - Light Water Reactor
MA	Actinide minore – Minor Actinide
MASURCA	Reactor rapid de putere 0 utilizat pentru analize neutronice (Franța) - Zero-Power Reactor to study neutronic characteristic of fast reactors
MCNP	Cod de calcul ce utilizează metoda Monte Carlo pentru transportul particulelor - Monte Carlo N Particles
MELTIN’POT	Instalație experimentală de testare a interacției dintre combustibil-teacă-plumb - Facility for fuel-coolant-cladding interaction in lead
MF	Ansamblu replică – Mock-Up Fuel
MOX	Combustibil mixt de tip oxid – Mixed OXide fuel
MYRRHA	Reactor hibrid de cercetare utilizat pentru tehnologii avansate (Belgia) - Multipurpose hYbrid Research Reactor for High-tech
NACIE-UP	Instalație experimentală utilizată pentru studiul circulației naturale a agentului de răcire (Italia) - NATural CIRCulation Experiment-UPgrade
NC	Circulație naturală - Natural Circulation
NCT	Rezervor de reținere a gazelor necondensabile - Not-Condensable Tank
NK	Cinematica neutronului - Neutron Kinetic
NPP	Centrală nucleară - Nuclear Power Plant
NQA	Sistemul de asigurare a calității în domeniu nuclear - Nuclear Quality Assurance
OCS	Sistemul de control al oxigenului - Oxygen Control System
ODS	Aliaje întărite cu inserție de oxizi - Oxide Dispersion Strengthened
OOP	În afara reactorului - Out-Of-Pile
OS	Senzor de oxigen - Oxygen Sensor
PCS	Sistemul primar al agentului de răcire - Primary Cooling System
PHWR	Reactor răcit cu apă grea sub presiune - Pressurized Heavy Water Reactor
PIE	Examinare post-iradiere - Post-Irradiation Examination
PLD	Depunere cu impulsuri laser - Pulsed Laser Deposition

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



PLOFA	Accident soldat cu pierderea agentului de răcire la care intervine sistemul de oprire rapidă - Protected loss of Flow Accident
PSA	Analiza probabilistică de securitate nucleară - Probabilistic Safety Assessment
PWR	Reactor răcit cu apă ușoară sub presiune- Pressurized Water Reactor
QAP	Plan de asigurare a calității - Quality Assurance Plan
RCS	Sistem de răcire a reactorului - Reactor Cooling System
RCP	Pompă de circulare a agentului de răcire - Reactor Circulation Pump
RELAP	Cod de calcul pentru studiul incursiunilor de putere și pierderilor de agent de răcire la reactorul nuclear - Reactor Excursion and Leak Analysis Program
RIA	Accidente induse de inserții involuntare de reactivitate - Reactivity-Initiated Accidents
RV	Vasul reactorului - Reactor Vessel
S/A	Subansamblu - Sub-Assembly
SAR	Raport de securitate nucleară - Safety Analysis Report
SCK	Centrul de Cercetare Nucleară (Belgia) - Belgian Nuclear Research Centre
SCRAM	Sistem de oprire rapidă a reactorului - Safety Control Rod Axe Man
SEARCH	Proiect european privind exploatarea în siguranță a reactorilor răciți cu metale lichide - Safe ExploitAtion Related CHemistry for HLM reactors
SESAME	Proiect european privind termohidraulica reactorilor rapizi răciți cu metale lichide - Simulations and Experiments for the Safety Assessment of Metal cooled reactor
SFR	Reactor rapid răcit cu sodiu – Sodium-cooled Fast Reactor
SG	Generator de abur - Steam Generator
SGBT	Generator de abur cu tuburi de tip baionetă - Steam Generator Bayonet Tube
SGTR	Ruperea unui tub al generatorului de abur - Steam Generator Tube Rapture
SIMMER	Cod de calcul utilizat pentru analize de securitate a reactorilor rapizi răciți cu metale lichide – Sn, Implicit, Multifield, Multicomponent, Eulerian, Recriticality
SIRIO	Instalație experimentală de testare a unui sistem inovativ pentru îndepărtarea căldurii reziduale (Italia) - SIstema di RImozioe della potenza di decadimento per reattori nucleari innOvativi
Sn	Stresul total - Yield Stress
SNR	Reactor rapid răcit cu sodiu (Germania) - fast breeder Sodium cooled Nuclear Reactor, Schneller Brüter Kalkar
SNTEP	Platforma Tehnologică Europeană pentru Energetica Nucleară Durabilă - Sustainable Nuclear Energy Technology Platform
SSRT	Fluaj - Slow Strain Rate Tensile
STH	Sistem termohidraulic - System Thermal-Hydraulic
TAPIRO	Reactor rapid de cercetare pentru studii dozimetrice și de protecție radiologică (Italia) - TARatura PIlă Rapida a potenza zero
TBD	Rămâne de stabilit - To Be Defined
TIP	Plan de implementare a tehnologiei - Technology Implementation Plan

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.

TM	Termomecanic - Thermo-Mechanical
TOF	Durata de viață (a neutronului) - Time Of Flight
TRIGA	Reactor de cercetare cu două zone active (în regim staționar și pulsant) - Training, Research, Isotopes, General Atomics
TRL	Nivel de maturitate tehnologică - Technology Readiness Level
TSR	Ghidul analizelor tehnice de securitate - Technical Safety Review
UK	Regatul Unit - United Kingdom
UN	Nitrit de uraniu - Uranium Nitride
US/USA	Statele Unite ale Americii - United States of America
VENUS	Reactor rapid de putere 0 utilizat pentru analize neutronice (Belgia) - Vulcan Experimental Nuclear Study
V&V	Verificare și validare - Verification & Validation
VVER	Reactor răcit cu apă ușoară sub presiune de concepție sovietică - Voda Voda Energo Reactor

Rezumat

Identificarea necesităților privind activitățile de cercetare-dezvoltarea și prioritizarea acestora reprezintă un pas esențial în verificarea, validarea și demonstrarea soluțiilor propuse pentru rezolvarea unor aspecte ale tehnologiei LFR fiind de o importanță majoră pentru proiectarea, licențierea și construcția acestor sisteme nucleare inovative.

Astfel, în scopul realizării programului de demonstrație a securității reactorului ALFRED și a aplicației pentru licențiere, sunt necesare următoarele activități:

- identificarea activităților experimentale necesare și prioritizarea lor în ceea ce privește calendarul, riscul asociat , necesarul de investiții;
- definirea matricilor de testare pentru fiecare campanie experimentală astfel încât să se răspundă pe deplin nevoilor identificate;
- includerea necesităților de verificare și validare a instrumentelor de calcul destinate a fi utilizate pentru demonstrarea securității nucleare.

1. Introducere

Ca urmare a evoluțiilor înregistrate în dezvoltarea de noi concepte de reactori rapizi și a tehnologiilor aferente, diverse organizații și platforme tehnologice europene (IAEA, SNETP, IGD-TP etc.) au recomandat și sprijinit dezvoltarea acestor proiecte.

Astfel, inițiativa industrială europeană pentru o energie nucleară durabilă (ESNII), integrată în platforma tehnologică SNETP a elaborat programul strategic european de dezvoltare a sistemelor nucleare de generație IV în care sunt considerate trei concepte tehnologice de reactori rapizi și anume: SFR, LFR, GFR.

În cadrul acestui program strategic, realizarea reactorilor de demonstrație reprezintă o etapă hotărâtoare.

În acest sens, demonstratorul ALFRED a fost considerat ca fiind absolut necesar în susținerea eforturilor europene de a dobândi excelență în dezvoltarea și implementarea sistemelor nucleare inovative, el reprezentând pasul esențial de la activitatea de cercetare la implementarea industrială. ALFRED a fost conceput fructificând rezultatele promițătoare furnizate de proiectele dedicate tehnologiei HLM anterioare dar și a celor aflate în derulare astfel încât să ușureze procesul de licențiere a primului sistem nuclear bazat pe tehnologia LFR în Europa și să asigure dobândirea experienței operaționale necesare în dezvoltarea unui reactor LFR de tip industrial.

ALFRED are ca scop verificarea la scară a tehnologiei LFR, ceea ce implică testarea caracteristicilor funcționale, a performanțelor combustibilului, a materialelor, a sistemelor componente, a caracteristicilor de securitate etc., precum și demonstrarea sustenabilității conceptului, în special, din punct de vedere economic (una din cerințele principale ale sistemelor nucleare inovative de Generație IV fiind eficiența economică).

Având în vedere aceste necesități, infrastructura ALFRED a fost concepută având ca scop principal accelerarea procesul de proiectare, de demonstrare a securității nucleare și de licențiere a reactorului ALFRED. Prin urmare, în acest document sunt prezentate prioritățile de cercetare-dezvoltare și ale campaniilor experimentale luând în considerare nivelul actual internațional al cunoștințelor și expertizei în domeniul tehnologiei LFR.

2. Priorități de cercetare și dezvoltare ale tehnologiei LFR

În întreaga lume, cu precădere în Europa, se desfășoară activități intense de cercetare-dezvoltare dedicate aspectelor tehnologiei LFR. Se așteaptă ca aceste eforturi să continue în viitor în scopul proiectării și construcției unui prototip LFR.

Activitățile de cercetare-dezvoltare sunt necesare pentru finalizarea proiectului, pentru susținerea procesului de pre-licențiere, precum și pentru construcția acestor sisteme nucleare.

Primul pas l-a constituit identificarea necesităților tehnologice specifice fiecărui concept și care reprezintă aspecte cheie în dezvoltarea LFR. Acestea sunt structurate în următoarele categorii principale:

- Studii/analize/caracterizare corespunzătoare materialelor componente și chimiei agentului de răcire;
- Investigații privind integritatea zonei active, a componentelor aflate în mișcare în plumb topit (de exemplu, barele de control și securitate), a instrumentației, a activităților de mentenanță și reparații, precum și inspecția în timpul funcționării (ISI – „in service inspection”);
- Funcționalitatea generatoarelor de abur, a schimbătorilor de căldură și campanii experimentale dedicate demonstrării securității și siguranței în funcționare a acestora;
- Termohidraulica sistemelor cu metale lichide (proces/fenomene) cu precădere în configurații de tip piscină;
- Fiabilitatea pompelor pentru HLM;
- Combustibili avansați și teste de iradiere;
- Aspecte neutronice (validare și verificare coduri de calcul).

Necesitățile de cercetare și dezvoltare în domeniul LFR și nivelul de prioritate asociat sunt prezentate pe scurt în Tabelul 2-1.

Tabel 2-1: Necesitățile de cercetare-dezvoltare și nivelul de prioritate asociat

Temă	Necesități	Prioritate
Investigații privind materialele și chimia agentului de răcire	Chimia agentului de răcire și coroziunea în plumb	Înaltă
	Fragilizarea și degradarea structurilor provocată de metalul lichid	Înaltă
	Materiale rezistente la temperaturi înalte pe termen lung	Scăzută
	Efectele iradierii asupra materialelor	Medie
	Materiale pentru rotorul pompei de circulație a plumbului	Înaltă
Investigații privind integritatea zonei active	Evaluarea sistemului de manipulare a combustibilului	Înaltă
	Structurile și suportul ansamblului combustibil	Medie
	Caracterizarea ansamblului combustibil	Medie
	Răcirea ansamblului combustibil	Medie
	Integritatea zonei active	Înaltă
	Barele de control	Medie
Generatori de abur/ Schimbători de căldură – funcționalitate și studii experimentale de securitate nucleară	Interacțiunea plumb-apă și accidentul de tip SGTR	Medie
	Generatorul de abur	Medie
	Sisteme nucleare auxiliare	Înaltă
Sistemul de transport al combustibilului & sistemul de răcire al containerului de transport	Manevrarea de la distanță a ansamblului combustibil și containerul de transfer	Înaltă

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.

Termohidraulică	Termohidraulica sistemelor de tip piscină cu metale grele topite	Înaltă
	Termohidraulica zonei active	Înaltă
	Teste integrale	Înaltă
	Teste de duranță	Medie
	Termohidraulica ansamblului combustibil	Medie
Pompe pentru metale lichide și studii privind eroziunea/coroziunea	Performanțele pompei de circulație a plumbului și evaluarea materialelor de fabricație	Înaltă
	Evaluarea funcționalității pe termen lung a pompei	Medie
Neutronică	Măsurători experimentale pentru îmbunătățirea datelor nucleare	Scăzută
Testarea la iradiere a combustibilului	Efectele iradierii asupra tecilor creioanelor combustibile	Înaltă
	Teste de iradiere și calificare pentru combustibili nucleari inovativi	Scăzută

2.1. Studii privind materialele și chimia agentului de răcire

2.1.1. Chimia plumbului și corozivitatea

Chimia plumbului topit reprezintă un aspect cheie în dezvoltarea tehnologiei LFR. Principalele două aspecte ce necesită investigații se referă la:

- Oxidarea plumbului și depunerea oxizilor de plumb (în special PbO) când concentrația de oxigen dizolvat în plumb atinge limita de solubilitate; oxizii depuși pe componentele/structurile interne afectează termohidraulica agentului de răcire (blocarea curgerii, transferul de căldură etc.).
- Corozivitatea oțelurilor; plumbul lichid dizolvă elementele de aliere din oțeluri (cu precădere Fe, Cr, Ni), procesul devenind critic la temperaturi mari (în special în zona activă a reactorului).

Procesul de corozivitate este influențat de cantitatea de oxigen dizolvată în plumbul topit. Pentru a asigura formarea unui strat de protector de oxizi pe suprafața oțelurilor este necesară o anumită concentrație de oxigen. Ca urmare, concentrația de oxigen din

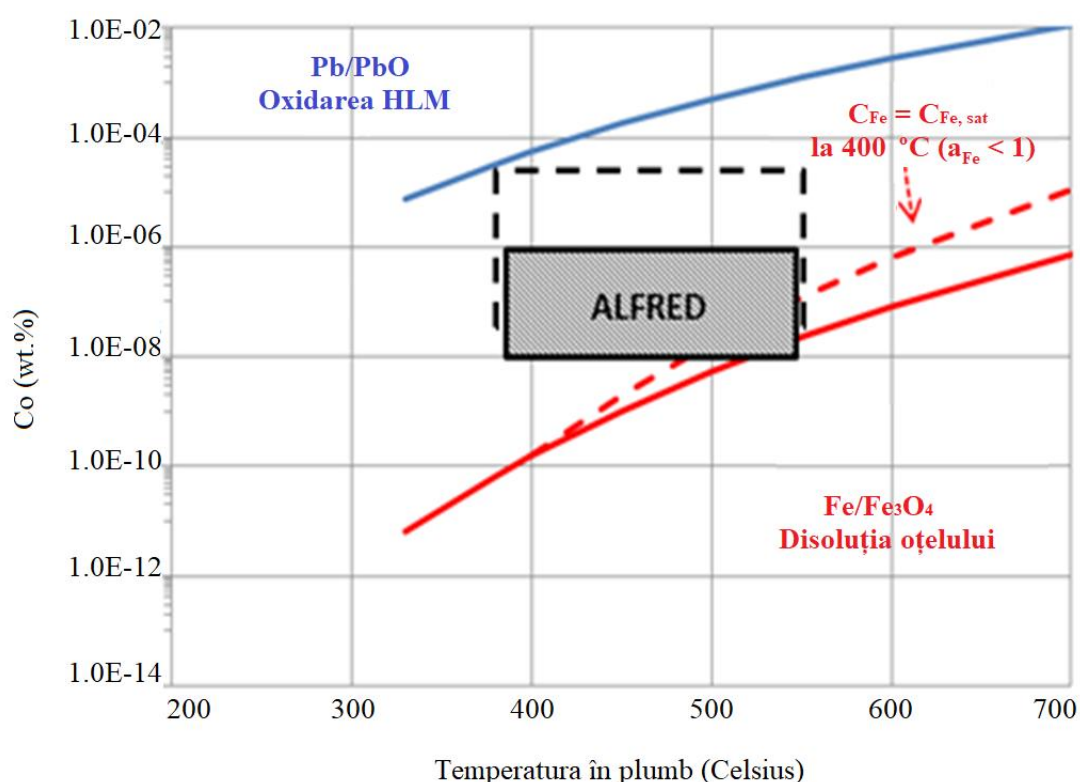
L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.

plumbul topit trebuie controlată și menținută într-un anumit domeniu pentru a evita oxidarea plumbului și pentru a minimiza procesul de coroziune (formarea de magnetită la suprafața oțelurilor).

În general, prima cerință este obligatorie pentru orice concept de reactor sau instalație pentru a evita depunerea de oxizi și blocarea curgerii. Cea de-a doua cerință este preferabilă, dar opțională, adoptarea ei depinzând de strategia adoptată pentru fiecare concept/sistem LFR.

Din acest punct de vedere, strategia pentru ALFRED privind chimia agentului de răcire și controlul oxigenului constă în asigurarea unei concentrații de oxigen mult mai mică decât cea de saturație. Practic, concentrația de oxigen în timpul operării reactorului va fi menținută în intervalul 10^{-6} - 10^{-8} pentru a reduce posibilitatea de formare a oxidului de plumb chiar și în cazul apariției unor neomogenități locale ale agentului de răcire și a unor potențiale deviații de la valorile recomandate [1].

După cum se observă în Figura 1, concentrația de oxigen (CO) prevăzută pentru ALFRED este poziționată mai jos față de domeniul necesar asigurării celor două cerințe principale: auto-pasivarea și evitarea oxidării plumbului.



Figură 1. Domeniul general pentru concentrația de oxigen (linie neagră punctată) și domeniul stabilit pentru ALFRED

Acest nivel al concentrației de oxigen garantează, în principiu, protecția structurilor expuse la cele mai joase temperaturi (precum vasul reactorului a cărui temperatura

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.

atinge 400°C) dar nu și pe cele expuse la temperaturi mai mari. Oricum, pasivarea nu este complet eficientă pentru oțelurile expuse la temperaturi de 450-480°C deoarece stratul de oxid își pierde capacitatea de protecție. Prin urmare, este obligatorie utilizarea altor măsuri de protecție în reactorii răciți cu plumb topit chiar dacă concentrația de oxigen este cea corespunzătoare.

În cazul reactorului ALFRED strategia de protecție constă în utilizarea de straturi de acoperire care au avantajul de a proteja structurile păstrând în același timp proprietățile mecanice și răspunsul la iradiere al substratului de oțel.

Controlul concentrațiilor mici de oxigen necesită adoptarea de proceduri și de instrumente on-line care să asigure obținerea și menținerea cantității de oxigen stabilite ținând cont de faptul că pot să apară, fie creșteri produse de contaminări cu aer, fie scăderi (de exemplu, adsorbția în vasul reactorului în procesul de pasivare al acestuia).

Senzorii de oxigen sunt instrumente esențiale în monitorizarea concentrației de oxigen în metale grele lichide. În ultimii ani au fost dezvoltati senzori ceramici a căror aplicabilitate se adresează în special sistemelor de dimensiuni mai mici (volum relativ mic de metal topit) sau instalațiilor de tip buclă.

În prezent, una din preocupările principale este producerea de senzori de lungime mare pentru monitorizarea concentrației de oxigen în sisteme de tip piscină unde senzorii trebuie să suporte presiunile mari exercitate de volumul mare de plumb din vasul reactorului.

Procedurile de control al oxigenului sunt foarte importante în etapa de pornire a reactorului/instalației: aplicarea de proceduri corecte privind filtrarea, extragerea oxigenului și a gazelor înainte de umplerea vasului principal cu plumb va asigura o puritate înaltă a acestuia și va simplifica procedurile de control al oxigenului în vasul reactorului [1]

Oricum, până în acest moment lipsește experiența acestor operațiuni pentru volume mari de plumb, fezabilitatea acestora fiind necesară a fi demonstrată în sisteme mari de tip piscină în scopul definirii/stabilirii unui sistem de control al oxigenului pentru reactorul ALFRED. În acest sens, instalațiile ATHENA, ELF și CHEMLAB vor juca un rol esențial.

Pentru controlul efectiv al concentrației de oxigen în vasul reactorului sunt luate în considerație câteva tehnici.

Astfel, un control eficient al concentrației de oxigen în HLM s-a obținut în instalații de tip buclă și în vase de dimensiuni mai mici folosind metoda gazului de acoperire cu amestec de Ar-H₂-H₂O care este capabilă să asigure o anumită concentrație de oxigen în metalul topit pe baza raportului H₂-H₂O din gazul de acoperire.

Alte metode de control al oxigenului se referă la: injecția de gaz îmbogățit în H_2 sau O_2 , utilizarea de schimbători de masă din PbO, precum și capcanele/acumulatorii de oxigen (oxygen getters).

Utilizarea de H_2 și O_2 are ca principal avantaj ajustarea rapidă a concentrației de oxigen. Schimbătorii de masă PbO sunt folosiți ca metodă de furnizare de oxigen și au fost utilizați și testați în câteva experimente [1].

În comparație cu metoda injecției de gaz, schimbătorii PbO au avantajul de a controla mai eficient eliberarea de oxigen (prin controlul temperaturii și al debitului metalului lichid) evitând astfel riscul de oxidare excesivă a HLM.

În ceea ce privește capcanele de oxigen (de exemplu, Mg), acestea au fost utilizate în câteva experimente [1] dar produc pulberi de oxizi care trebuie captate pentru a evita contaminarea metalului topit.

Aceste tehnici vor fi explorate în cadrul unei campanii experimentale consistente planificată în CHEMLAB în scopul evaluării aplicabilității și eficienței acestor tehnici în configurații de tip piscină de mari dimensiuni (în special instalațiile ELF și ATHENA). Efectul coroziv devine critic pentru structurile de oțel expuse la temperaturi mai mari de $480^{\circ}C$ chiar și în cazul unei concentrații de oxigen suficiente. Acesta se datorează faptului că straturile de oxid ce acoperă oțelurile convenționale devin permeabile, mai subțiri și mai fragile ca urmare mai puțin protective la aceste temperaturi. În consecință, este obligatorie utilizarea de straturi de protecție pentru a evita degradarea severă a structurilor din reactorul ALFRED la temperaturi mari (în special tecile și fasciculele de combustibil). Tabelul 2-2 prezintă materialele și tipurile de acoperiri considerate pentru reactorul ALFRED.

Oțelul austenic de tip 15-15Ti AIM-1 este considerat ca referință pentru tecile de combustibil și pentru structurile din fasciculele de combustibil datorită caracteristicilor sale favorabile privind rezistența la fluaj și la iradiere, precum și datorită procesului extensiv de calificare realizat pentru reactorii rapizi răciți cu sodiu.

Stratul de protecție (de acoperire) considerat pentru aceste structuri constă din Al_2O_3 depus folosind tehnica PLD. Din punct de vedere al comportării mecanice, compatibilitatea dintre oțeluri și stratul de protecție este remarcabilă: structura amorfă nano—dispersată conferă stratului de protecție proprietăți mecanice similare substratului de oțel și rezistență la uzură [2].

De asemenea, compatibilitatea între stratul de acoperire și plumbul topit este excelentă până la 4000 de ore, la o temperatură de $550^{\circ}C$ și la concentrație mică de oxigen [3]: nu se observă nici o interacțiune între plumbul stagnant și acoperire. În schimb, în lipsa stratului de acoperire și în aceleași condiții, se observă disoluția puternică a elementelor constitutive ale oțelului (cu precădere Ni și Cr) [3].

Oțelul de tip AISI 316L/316LN este considerat de referință pentru vasul reactorului, vasul intern și structuri, precum și pentru pompele principale. Pentru generatorul de abur și pentru schimbătorul de căldură din DHR sunt considerate oțelurile de tip 316L sau AFA. Oțelurile de tip AFA au demonstrat o bună rezistență la coroziune până la temperatura de 550°C chiar și la concentrații mici de oxigen în plumb [4] [5] iar utilizarea lor nu ar mai necesita protecție suplimentară prin straturi de acoperire. În schimb, utilizarea lor extensivă în zona activă a reactorului nu este permisă deoarece nu există încă date disponibile privind comportarea la iradierea cu neutroni. În consecință, se recomandă utilizarea oțelurilor de tip AFA pentru structuri/componente ce nu se află în câmp intens de neutroni.

Tabel 2-2 Materialele și acoperirile selectate pentru reactorul ALFRED

Componentă	Temp. min./max.-operare normală [°C]	Temp. max-accident (tranzient) [°C]	Viteză max. plumb [m/s]	Defecte [dpa/an]	Total defecte [dpa]	Material	Strat protecție	Comentarii
Vas reactor	380÷430	500 (700)	0.1	<10 ⁻⁵	0.0002 (40ani)	ASI316LN (ASTM)	Nu	Material de rezervă AFA
Vas interior reactor	380÷480	700	0.2	0.1	2.1 (20ani)	ASI316LN (ASTM)	Nu Aluminizare prin intermediul difuziei	Material de rezervă AFA
Diafragmă	380÷480	700	0.2	0.1	1.8 (20ani)	ASI316LN (ASTM)	Nu	Aluminizare prin intermediul difuziei
Generator abur	380÷480	700	0.6	<10 ⁻³	0.01 (20ani)	ASI316LN (ASTM) 15-15Ti (AIM-1)	Nu Aluminizare prin intermediul difuziei	Material de rezervă AFA; aliaj 800 pentru stratul de protecție
Teacă combustibil	380÷550	750	2	20	100 (5ani)	15-15Ti (AIM-1)	Al ₂ O ₃ prin PLD	Aplicare strat de protecție direct peste material
Structuri FA	380÷500	700	2	19	100 (5ani)	15-15Ti (AIM-1)	Distanțieri și casetă (exterior): Al ₂ O ₃ prin PLD; Casetă (interior): supradimensionare	Al ₂ O ₃ prin ALD/PLD pentru interiorul casetei
Schimbător de căldură al DHR	380÷430	700	0.2	<10 ⁻³	0.01(20ani)	ASI316LN (ASTM) 15-15Ti (AIM-1)	Nu Aluminizare prin intermediul difuziei	Material de rezervă AFA; aliaj 800 pentru stratul de protecție
Pompe primare (rotor)	380÷480	700	15÷20	<10 ⁻³	0.01(20ani)	Seriile AISI300	Rotor închis: aluminizare prin intermediul difuziei Rotor deschis: Al ₂ O ₃ prin PLD	AlTiN prin PVD

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



În ceea ce privește vasul reactorului (AISI 316L/316LN), nu se pune problema acoperirilor de protecție deoarece auto-pasivarea este garantată chiar și pentru o concentrație a oxigenului de 10-8 wt % și temperaturi în intervalul $T=380-430^{\circ}\text{C}$; efectele coroziunii pot fi acceptabile și nepericuloase pentru o structură/componentă de dimensiuni foarte mari cum este vasul reactorului.

2.1.2. Fragilizarea și degradarea structurilor de către metalul lichid

În afara mecanismelor de coroziune, au fost efectuate diverse studii/experimente pe oțeluri de tip feritic/martensitic (F/M) în Pb-Bi eutectic, în domeniul de temperaturi $200-450^{\circ}\text{C}$, au pus în evidență fenomenul de fragilizare al acestora. Din acest motiv oțelurile de tip F/M au fost excluse din lista de materiale candidate pentru realizarea reactorului ALFRED.

Până în prezent, nu au fost publicate rezultate privind apariția LME în plumb topit, iar puținele date disponibile referitoare la oțelul de tip T91 testat în plumb pur la 400°C au arătat că acesta nu este afectat de LME [6]; sunt necesare condiții experimentale severe pentru a induce modificări substanțiale ale proprietăților mecanice ale oțelurilor. Fragilizarea plumbului depinde puternic de chimia agentului de răcire fiind necesară realizarea de experimente dedicate pentru evaluarea acestui proces în plumb pur, dar datele preliminare par a indica ca LME nu reprezintă o problemă.

Oricum, este necesară realizarea și standardizarea de teste privind nu numai fragilizarea dar și fenomenele de oboseală, fluaj, coroziune fisurantă sub sarcină, frecarea indusă de vibrații în plumb topit. Aceste experimente sunt necesare și trebuie efectuate în instalații în care probele de material sunt expuse plumbului topit atât în regim static cât și în regim dinamic.

Instalația CHEMLAB va servi acestui scop împreună cu laboratorul de testare mecanică ce va permite efectuarea testelor în plumb topit cu controlul concentrației de oxigen.

2.1.3. Perspectiva pe termen lung – utilizarea de materiale rezistente la temperaturi înalte

Dezvoltarea completă a programelor de cercetare-dezvoltare-inovare dedicate sistemelor nucleare inovative de Generație IV prevede creșterea temperaturii de operare (peste 550°C). Această evoluție are ca scop creșterea eficienței termodinamice și dezvoltarea colaterală a unor procese precum producția de hidrogen, desalinizare, etc. Atingerea acestui scop necesită testarea de noi materiale precum FeCrAl și FeCrAl de tip ODS, aliaje refractare (Mo), materiale composite (SiC), aliaje de Nb, material de tip „MAX phase” și de acoperiri.

Condițiile de testare prevăd temperaturi ale plumbului în domeniul $650-800^{\circ}\text{C}$ și viteze cuprinse în intervalul 1-2 m/s.

Instalația CHEMLAB va permite efectuarea de teste la aceste temperaturi ridicate în plumb stagnant. Având în vedere că facilitățile experimentale existente nu permit atingerea acestor temperaturi (650-800°C) în regim dinamic, este necesară dezvoltarea de noi infrastructuri/instalații care să asigure aceste condiții de testare.

2.1.4. Efectul iradierii asupra materialelor

Vasul reactorului, componentele și sistemele sale interne, precum și tecile creioanelor de combustibil sunt expuse mecanismelor de degradare precum iradierea cu neutroni, îmbătrânirea termică, coroziunea, etc. În cazul sistemelor cu metale grele lichide, activitățile de cercetare sunt în general orientate către înțelegerea, cuantificarea și predicția unor astfel de efecte asupra componentelor critice dintr-un reactor. O atenție deosebită este acordată fragilizării induse de iradierea cu neutroni, comportarea la coroziunea sub sarcină, precum și efectelor produse de iradiere asupra rezistenței la fluaj și umflarea materialului. Obiectivul principal este de a determina dacă iradierea cu neutroni determină/promovează fragilizarea și atacul coroziv al metalelor grele lichide.

Stadiul actual al cunoașterii nu este complet, fiind necesare investigații experimentale suplimentare care să furnizeze date/informații de calitate privind comportarea materialelor.

În esență, principalele probleme care pot influența performanța materialelor iradiate în câmp intens de neutroni și care sunt de importanță majoră în dezvoltarea sistemelor LFR se referă la: coroziunea în metale lichide sub iradiere, fragilizarea indusă de iradiere, influența iradierii asupra rezistenței la fluaj și umflarea materialelor. În prezent, aceste aspecte pot fi investigate în câteva instalații de iradiere și reactori de cercetare (precum BOR-60 din Rusia).

2.1.5. Materiale pentru rotorul pompei

Viteza mare de rotație a pompei face ca rotorul acesteia să fie supus unui intens proces de coroziune-eroziune ce afectează relativ rapid performanțele materialului din care este fabricată.

Sunt planificate teste pe specimene/probe de material precum cele de tip „MAX phase” sau oțeluri din seria AISI, cu și fără acoperiri. Materialul rotorului trebuie să satisfacă o serie de cerințe care necesită o instalație experimentală specifică, precum:

- Capacitatea de a suporta expunerea la temperaturi ridicate ale plumbului topit (de până la 520 °C, chiar mai ridicate în perspectiva operării la temperaturi mai mari a viitorilor reactori);
- Capacitatea de a suporta efectele coroziunii/eroziunii datorate vitezei relative mari a agentului de răcire (10 m/s, și chiar până la 20m/s);

- Demonstrarea fiabilității și performanțelor pompelor la utilizarea pe termen lung.

Instalațiile experimentale ce vor contribui la soluționarea acestor aspecte sunt CHEMLAB, ATHENA și ELF.

2.2. Investigații privind integritatea zonei active

2.2.1. Evaluarea sistemului de manevrare al combustibilului

Activitățile dedicate dezvoltării și operării sistemului de manevrare al combustibilului nuclear sunt abordate în cadrul instalației experimentale HANDS-ON. Aceasta este o infrastructura de tip piscină cu plumb pur proiectată să simuleze în principal, manipularea casetelor de combustibil, a barelor absorbante și/sau a casetelor de reflector („dummy”) dintr-un reactor de tip LFR [7]. În acest scop, în instalație se utilizează replici (mock-ups) ale acestor componente, având aceleași dimensiuni. De asemenea, infrastructura experimentală dispune de toate instrumentele, componentele, mecanismele necesare manipulării acestora, precum și de containerul de transfer.

Obiectivul constă în demonstrarea capacității de manevrare a sistemului ce va fi utilizat în reactorul ALFRED și de a valida procedura de manipulare a combustibilului, contribuind astfel la susținerea procesului de licențiere a reactorului.

În instalația HANDS-ON sunt caracterizate soluțiile de proiectare adoptate pentru sistemul de manevrare din punct de vedere al fiabilității și robusteții; în plus, instalația poate fi utilizată pentru a testa inserția și extragerea subansamblurilor și fasciculelor de combustibil deformate, precum și a barelor absorbante deformate.

În esență, activitățile cheie vizează:

- Operarea și mentenanța:
 - Evaluarea procedurilor de manipulare a combustibilului;
- Fiabilitatea:
 - Evaluarea performanțelor componentelor/ratelor de defectare;
- Suportul pentru procesul de licențiere:
 - Calificarea sistemului de manipulare al combustibilului și a procedurilor.

2.2.2. Structura și suportul ansamblului combustibil

Prin testarea în instalația HANDS-ON a sistemului de manevrare și a procedurilor pentru ansamblurile/casetele de combustibil se realizează și evaluarea fiabilității soluțiilor adoptate privind structurile/componentele și suporturile acestora.

Replicile ansamblurilor de combustibil sunt prevăzute cu încălzitori electrici pentru simularea căldurii de dezintegrare a combustibilului. De asemenea, containerele de transfer sunt prevăzute cu suporturi pentru fixare după extragerea din piscină.

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



Cu o astfel de configurație, este posibilă simularea și validarea procedurii de extragere a casetei de combustibil din zona activă a reactorului ALFRED, precum și a sistemului de manevrare, a structurilor și a suportului/grilei ansamblului combustibil.

În plus, în timpul simulărilor de manevrare a casetelor de combustibil este posibilă măsurarea temperaturii ansamblului combustibil și a containerului de transfer, a solicitărilor/tensiunilor din ansamblul combustibil în timpul operațiunilor folosind celule de sarcină de tensiune și accelerometre, precum și simularea ansamblurilor de combustibil deformat ca urmare a iradierii.

2.2.3. Caracterizarea ansamblului combustibil

Unul din rolurile principale ale instalației de tip bucla HELENA 2 este de a evalua proiectul de ansamblu combustibil ALFRED în scopul demonstrării robusteții soluțiilor adoptate.

Unul din aspectele critice în proiectarea unui ansamblu combustibil pentru reactorii inovativi răciți cu metale grele lichide este reprezentat de proiectarea și evaluarea distanțierilor a căror geometrie și poziție pot influența semnificativ vibrațiile induse de FIV. La acest moment, experiența acumulată privind interacțiunea dintre metalul lichid și structurile ansamblului combustibil sunt încă limitate. Este prevăzută realizarea unui experiment care să furnizeze un set de date precise pentru validarea modelelor numerice, necesare atât ca suport în procesul de proiectare cât și pentru evaluările de securitate.

Pentru experimentul dedicat FIV va fi proiectat, instrumentat și instalat în HELENA2, un ansamblu combustibil (replică) cu 61 de creioane. Geometria acestuia, toleranțele de fabricație, materialele precum și forma și poziția distanțierilor vor fi alese astfel încât să fie relevante pentru proiectul ansamblului de combustibil ALFRED și pentru evaluările de securitate.

Testele experimentale vor investiga impactul formei, numărului și poziției distanțierilor asupra vibrațiilor induse de curgerea metalului topit.

Pentru caracterizarea detaliată a acestui fenomen în ansamblul de combustibil, modelul experimental va fi instrumentat cu accelerometre interne și/sau cu celule de sarcină de tensiune pentru a măsura vibrația și deplasarea creioanelor de combustibil în condițiile de referință în ceea ce privește debitul și temperatura metalului lichid.

Vor fi, de asemenea, realizate experimente privind frecarea indusă de vibrațiile („fretting”) creion combustibil-distanțier, experimente ce vor beneficia de capacitățile instalației CHEMLAB în ceea ce privește aspectele/caracteristicile de material ale distanțierilor.

2.2.4. Răcirea ansamblului combustibil

Instalația HELENA 2 a fost concepută astfel încât să permită investigarea curgerii metalului lichid și a transferului de căldură în ansamblul combustibil proiectat pentru ALFRED. În acest scop, componentele/structurile ansamblului combustibil cum ar fi pivotul, grila de fixare, etc., sunt reproduse în FPS, care constă în 61 de creioane combustibile.

Două experimente vor aborda problematica pierderii răcirii în ansamblul combustibil care se poate datora blocării curgerii metalului lichid sau deformării acestuia.

În ceea ce privește blocarea curgerii, ENEA (Italia) a acumulat o experiență consistentă în realizarea unor astfel de experimente și simulări [8]. Blocarea curgerii metalului lichid poate avea loc fie în interiorul ansamblului combustibil, la nivelul distanțierilor, fie în afară, în pivotul („spike”) ansamblului.

Blocarea externă a curgerii este ușor de simulat din punct de vedere experimental prin impunerea unui debit mai mic decât cel nominal, păstrând constantă puterea în FPS. Pentru a menține integritatea ansamblului este, de preferat însă, realizarea experimentului la o putere redusă.

În ceea ce privește blocajul intern al curgerii, este necesară proiectarea unei noi secțiuni de testare în instalația HELENA 2 numită BFPS. Această instalație este similară celei utilizate în instalația NACIE-UP (Italia) folosită în campaniile experimentale derulate în cadrul proiectului european SESAME [8]. Pentru acest tip de experiment este necesară instalarea unui număr adecvat de termocupluri pentru monitorizarea distribuției de temperatură. Rezultatele constau în profiluri de temperatură de-a lungul creioanelor combustibile în zonele de blocaj ale grilelor de distanțare. Măsurătorile distribuției de temperatură se vor efectua pentru diferitele tipuri de blocaje în grilă: blocaj central, la colțuri sau de sector.

Experimentele de blocare a curgerii servesc atât îndeplinirii cerințelor procesului de licențiere a ansamblului combustibil pentru ALFRED, cât și verificării și validării codurilor de calcul de termohidraulică (coduri de termohidraulică sistemului și/sau de tip CFD) utilizate în analizele de securitate și în proiectarea ansamblului combustibil pentru reactorii LFR.

În ceea ce privește pierderea răcirii datorată deformării fascicului combustibil, aceasta poate fi studiată prin proiectarea și fabricarea unui fascicul cu grile de distanțieri deformat (reprezentând o parte din ansamblul combustibil real) ce va fi instalat într-o nouă secțiune de testare în instalația HELENA 2.

Utilizând un creion central deformat ce se poate roti, pot fi studiate experimental câteva poziții ce pot conduce la blocajul curgerii, inclusiv deformarea ce conduce la contactul între creioane.

Detaliile constructive precum și instrumentația experimentului trebuie să se bazeze pe simulări numerice detaliate ale fenomenelor/proceselor și a geometriilor ce determină apariția blocajului curgerii plumbului topit. Creioanele de combustibil vor fi instrumentate consistent cu termocuple care să furnizeze valori precise, corecte de temperatură necesare pentru comparație cu simulările numerice. Astfel, experimentele efectuate vor determina/evalua impactul deformării creioanelor combustibile asupra distribuției de temperatură din ansamblul combustibil.

2.3. Integritatea zonei active

2.3.1. Interacțiunea combustibil-agent de răcire

Studiile privind integritatea zonei active și a principalelor fenomene legate de dispersia combustibilului ca urmare a accidentelor postulate sunt efectuate în instalația MELTIN’POT [9]. Unul din sistemele prevăzute vizează investigarea interacției dintre combustibil și plumbul topit. Acesta constă, în principal, dintr-un vas principal umplut cu plumb (aproximativ 10 litri), cu gaz de acoperire inert, un sistem de control al gazului care monitorizează și controlează presiunea precum și compoziția chimică, două tancuri de stocare conținând plumb pur și respectiv, plumbul contaminat rezultat din experimente. Având în vedere natura experimentului, în care se utilizează combustibil nuclear iradiat, sistemul trebuie instalat într-o celulă fierbinte.

Testele experimentale vizează evaluarea și monitorizarea dispersiei combustibilului în plumbul din vasul principal. Injectarea combustibilului se realizează printr-un sistem dedicat care introduce cantități stabilite (măsurate) de fragmente de combustibil în vasul principal. Se prevede atât utilizarea combustibilului proaspăt (oxid de uraniu și MOX), cât și a combustibilului iradiat la diverse grade de ardere (în domeniul 10 MWd/kg - 100 MWd/kg). Rezultatele experimentelor vor contribui la extinderea cunoștințelor privind interacțiunea combustibil-plumb în LFR, furnizând în același timp date, informații necesare validării modelelor dezvoltate pentru simularea interacțiilor chimice. Temperatura de lucru pentru plumb va fi cuprinsă în domeniul 400-750°C. Schema conceptuală a aranjamentului experimental este prezentată în Figura 2.

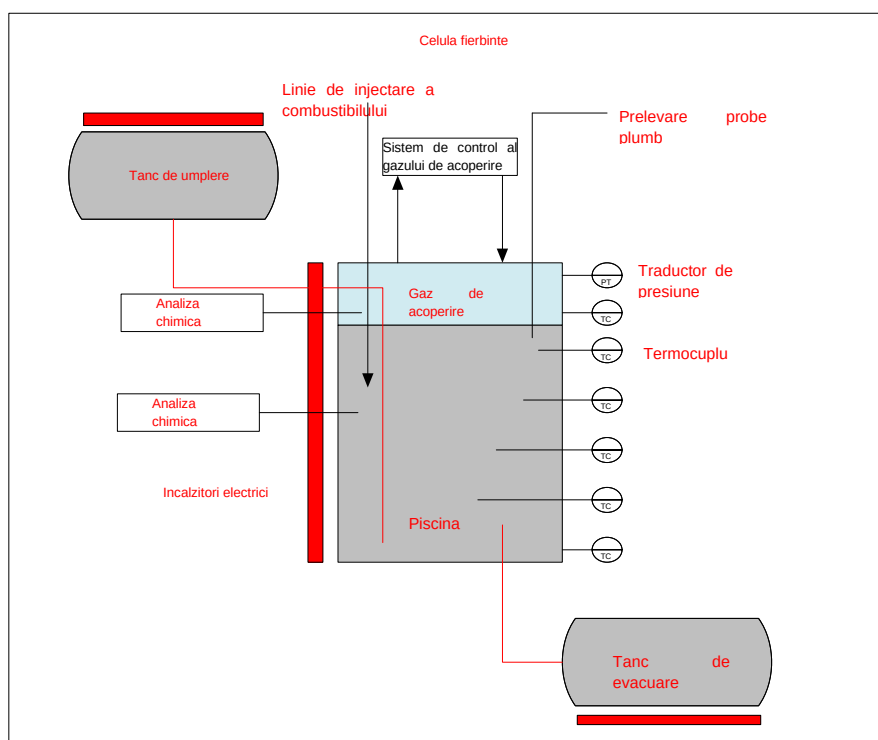


Figura 1. Sistem experimental pentru studiul interacțiunii combustibil-plumb

2.3.2. Dispersia și relocarea combustibilului

Un al doilea sistem inclus în infrastructura experimentală MELTIN’POT este dedicat investigării dispersiei și relocării combustibilului în agentul de răcire ca urmare a unui accident sever [9]. Componentele principale sunt reprezentate de: un vas principal umplut cu plumb (5 litri), gaz inert de acoperire, sistem de control al gazului de acoperire, două tancuri de stocare a plumbului (de umplere cu plumb pur a vasului principal și respectiv, de evacuare a plumbului contaminat). Sistemul trebuie amplasat și operat în celula fierbinte datorită operațiunilor de manevrare a combustibilului iradiat.

Experimentele prevăzute au ca scop reproducerea fenomenelor de dispersie și relocare a combustibilului în agentul de răcire (plumb) ce pot avea loc ca urmare a unui accident sever. În timpul fiecărui test se monitorizează și se evaluează dispersia combustibilului (combustibil proaspăt și respectiv, combustibil iradiat la diverse grade de ardere). În acest scop, instalația este prevăzută cu un sistem de injecție de combustibil în vasul principal; vor fi testate diverse compoziții ale combustibilului la diverse temperaturi ale agentului de răcire (în domeniul 400-750°C). Schema conceptuală a sistemului experimental este prezentată în Figura 3.

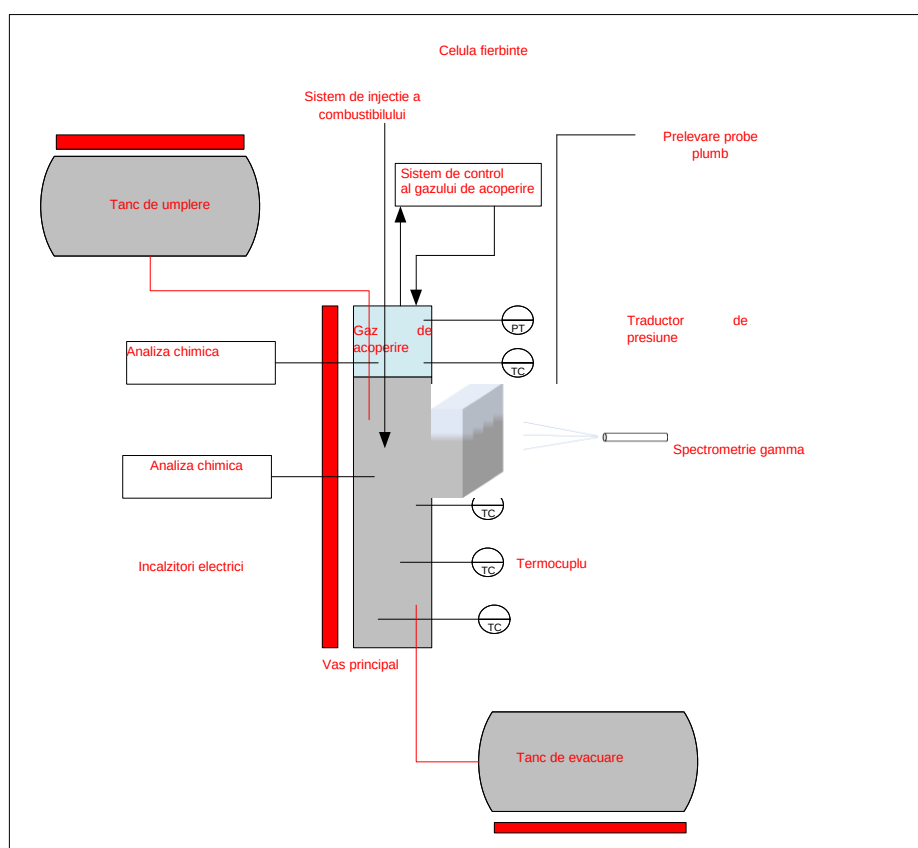


Figura 2. Sistem experimental pentru studiul dispersiei combustibilului.

2.3.3. Dispersia/retenția produșilor de fisiune

Unul din cele patru sisteme componente ale infrastructurii experimentale MELTIN’POT este dedicat studiilor privind dispersia produșilor de fisiune [9]. Sistemul poate fi plasat într-o boxa prevăzută cu mănuși de manipulare în afara celei fierbinți și este compus din: vasul principal umplut cu plumb topit (5 litri), gaz inert de acoperire, sistem de control al gazului de acoperire, două tancuri de stocare a plumbului topit (de alimentare cu plumb pur, și respectiv, de evacuare a plumbului uzat/contaminat) și un sistem de injecție a radioizotopilor în vasul principal. Instalația va cuprinde instrumentație adecvată de monitorizare și achiziție de date, precum și aparatura cuplată de analiză de laborator.

Cu ajutorul acestui sistem experimental se investighează retenția produșilor de fisiune de către plumbul topit și/sau migrația către gazul de acoperire; prin evaluarea distribuției acestora în vasul principal se pot obține date relevante necesare validării modelelor cinetice dezvoltate.

Experimentele prevăzute vizează utilizarea de izotopi stabili ca simulanți ai produșilor de fisiune. În cazul în care se va impune utilizare de radioizotopi, instalația va fi echipată cu instrumentația necesară măsurătorilor de doză și va trebui instalată într-o celulă

fierbinte. Testele experimentale vor fi efectuate pentru diverse valori de temperatură ale plumbului topit în intervalul 400-750°C. Schema conceptuală simplificată a acestui sistem este prezentată în Figura 4.

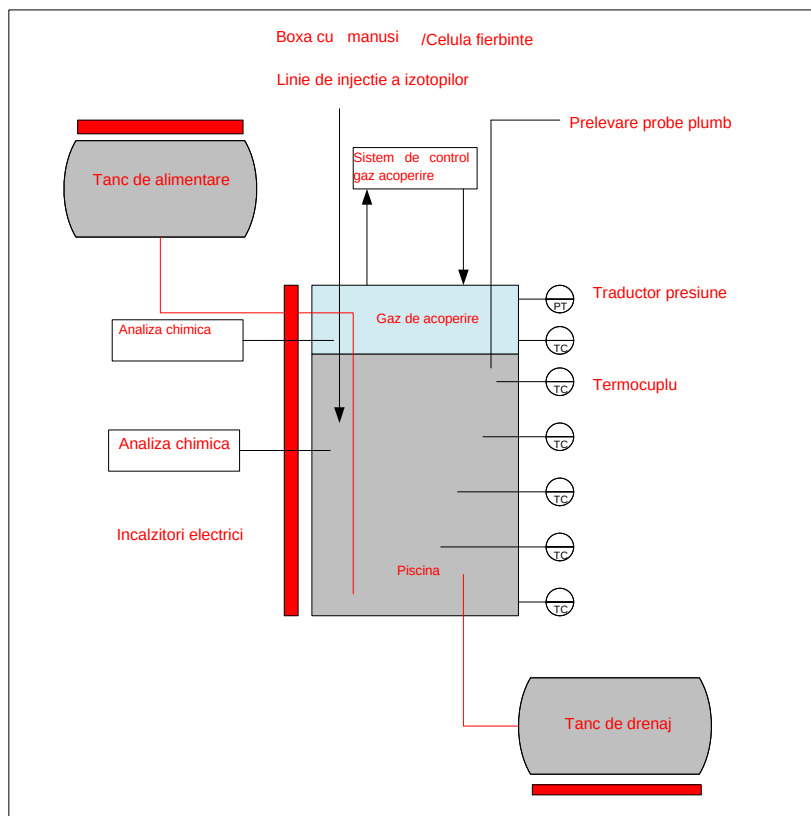


Figura 3. Sistem experimental pentru studiul dispersiei produșilor de fisiune

2.2.5.4. Retenția/dispersia Poloniului

Un alt sistem experimental aparținând infrastructurii MELTIN’POT are ca scop investigarea retenției poloniului în plumbul topit, în particular, evaluarea volatilității acestuia la diverse concentrații în agentul de răcire [9]. Principalele componente ale sistemului sunt: vasul principal continand aproximativ 5 litri de plumb, gazul inert de acoperire și sistemul de control al acestuia, două tancuri de stocare (unul cu plumb pur pentru alimentarea vasului principal și unul de evacuare pentru plumbul contaminat). Întregul sistem trebuie instalat într-o celulă fierbinte.

În plus, vor fi efectuate teste privind interacțiunea dintre apă/vapori și plumbul topit și efectul acesteia asupra fenomenului de “stripping” al poloniului. În acest caz, testele urmăresc reproducerea fenomenelor ce au loc în cazul ruperii unui tub al generatorului de abur, eveniment ce conduce la injecția apei direct în agentul de răcire având drept consecință vaporizarea bruscă a acesteia. În aceste condiții, investigarea volatilizării poloniului și formarea hidraților de poloniu pot fi importante deoarece, în general, fenomenul de “stripping” este mai pronunțat în prezența hidrogenului (H_2) sau a

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.

vaporilor de apă. De asemenea, teste similare pot fi efectuate atât pentru producții de fisiune cât și pentru producții de activare.

Pentru realizarea testelor, se stabilește cantitatea totală a izotopilor ce trebuie diluată în plumbul topit ținând cont de valoarea maximă (conservativă) de Po estimată pentru reactorul ALFRED, de masa totală a plumbului, precum și de valoarea maximă permisă a radioactivității în celula fierbinte.

Pentru testele dedicate investigării fenomenului de “stripping”, sistemul experimental va dispune și de o buclă de apă (vapori) și o buclă de gaz (de exemplu, argon).

Experimentele vor fi efectuate pentru temperaturi ale plumbului în domeniul 400-750°C. Schema conceptuală simplificată a acestui sistem este prezentată în Figura 5.

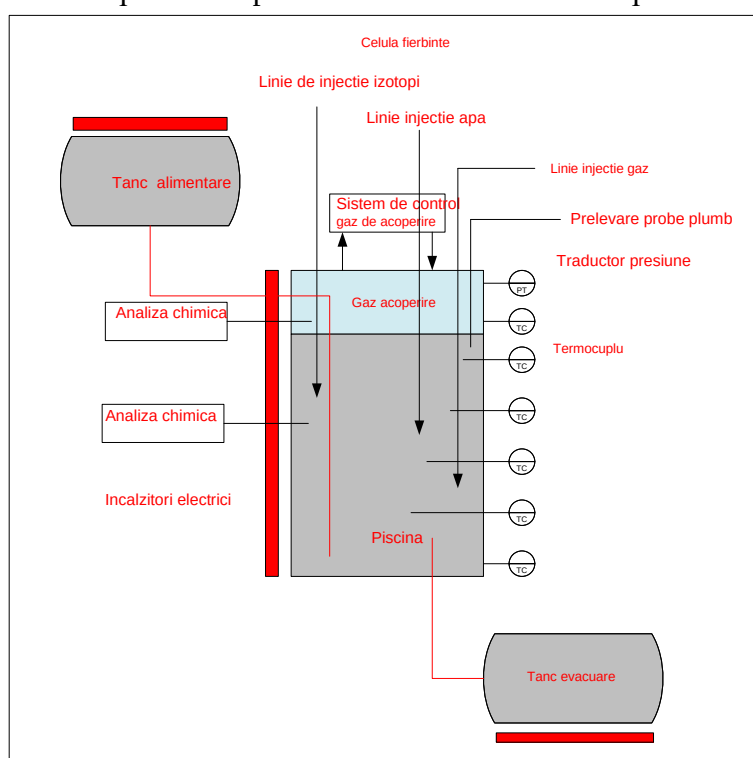


Figura 4. Sistem experimental pentru studiul retenției/dispersiei poloniului

2.3.4. Bare de control

ATHENA va fi cea mai mare instalație experimentală de tip piscină cu plumb topit din lume, care va permite testarea, la scală reală, în regimuri specifice (temperatură, circulație, stratificare, condiții chimice) a componentelor principale LFR. Experimentele din ATHENA vor completa spectrul de date experimentale necesare pentru caracterizarea comportării materialelor și acoperirilor, în regimul de lucru LFR. ATHENA și ChemLab vor conduce la găsirea de soluții pentru: controlul O₂ în volume mari de plumb lichid, monitorizării fenomenului de coroziune/eroziune în regim de curgere forțată, controlul curgerii plumbului, influența stratificării asupra securității, controlul fenomenelor termice. Instalațiile sunt prevăzute cu secțiuni de testare la scara

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.

(1:1) a componentelor ALFRED. Instalațiile permit realizarea testelor reprezentative pentru funcționarea normală, pentru tranzienți relevanți pentru securitatea nucleară și funcționarea economică, precum și investigarea situațiilor accidentale. Se vor obține date experimentale relevante pentru regimurile de lucru din LFR, rezultate dintr-un set consistent de experimente, necesare dezvoltării și verificării modelelor de calcul, validării codurilor de calcul, proiectării și licențierii sistemelor LFR.

Vasul principal al instalației ATHENA are un diametru interior de 3.2 m (de aproximativ 2.7 ori mai mic decât al vasului reactorului ALFRED) și o înălțime de 10 m (similar vasului ALFRED). O replică a zonei active va fi instalată în ATHENA pentru a investiga mecanismul barelor de control, în particular, pentru a testa modul de operare și performanța acestuia și fiabilitatea mecanismelor și componentelor sale.

Zona activă a reactorului ALFRED include 171 casete de combustibil, 12 bare de control și 4 bare de Securitate înconjurate de 108 casete de reflector ($ZrO_2-Y_2O_3$) care realizează și funcția de protecție la radiație a vasului interior.

Cele 12 bare de control și 4 bare de securitate reprezintă două sisteme diferite, redundante ce asigură oprirea reactorului astfel:

1.) sistemul de bare de control este utilizat pentru controlul normal al reactorului (pornire, oprire, controlul reactivității în timpul funcționării), precum și pentru SCRAM;

2.) sistemul de bare de securitate utilizat doar pentru SCRAM.

Pentru ambele sisteme, materialul absorbant utilizat este B_4C îmbogățit în B-10 (90%) tuburile de ghidaj fiind realizate din T91.

Barele CR constau dintr-un cluster de 19 pini absorbanți, răcirea fiind asigurată prin circulația forțată/naturală a agentului din sistemul primar. Barele de control sunt extrase în direcția inferioară (de sus în jos) și introduse în zona activă prin deplasarea lor în sus datorită forței arhimedice.

Barele de securitate sunt inserate în zona activă de sus în jos (împotriva forței arhimedice). Din acest motiv inserarea se realizează cu ajutorul unui sistem pneumatic.

Într-o prima etapă, în ATHENA vor fi testate barele de control, iar cele de securitate într-o etapă viitoare. În acest scop, o replică a barei de control la scală 1:1 va fi inserată în geometria zonei active (reprodusă în ATHENA) și va fi manevrată de mecanismul proiectat.

Schema conceptuală din Figura 6 prezintă principiul de lucru (de acționare) al barei de control: astfel, la semnalul SCRAM, sistemul mecanic (brațul mobil) este acționat prin dezenergizarea electromagnetului plasat la mijlocul brațului, bara fiind inserată (deplasată în sus) sub acțiunea forței arhimedice. În timpul experimentelor va fi

investigată atât viteza de inserție a barei cât și poziționarea ei corectă, prin monitorizarea poziției segmentului de bară din gazul de acoperire.

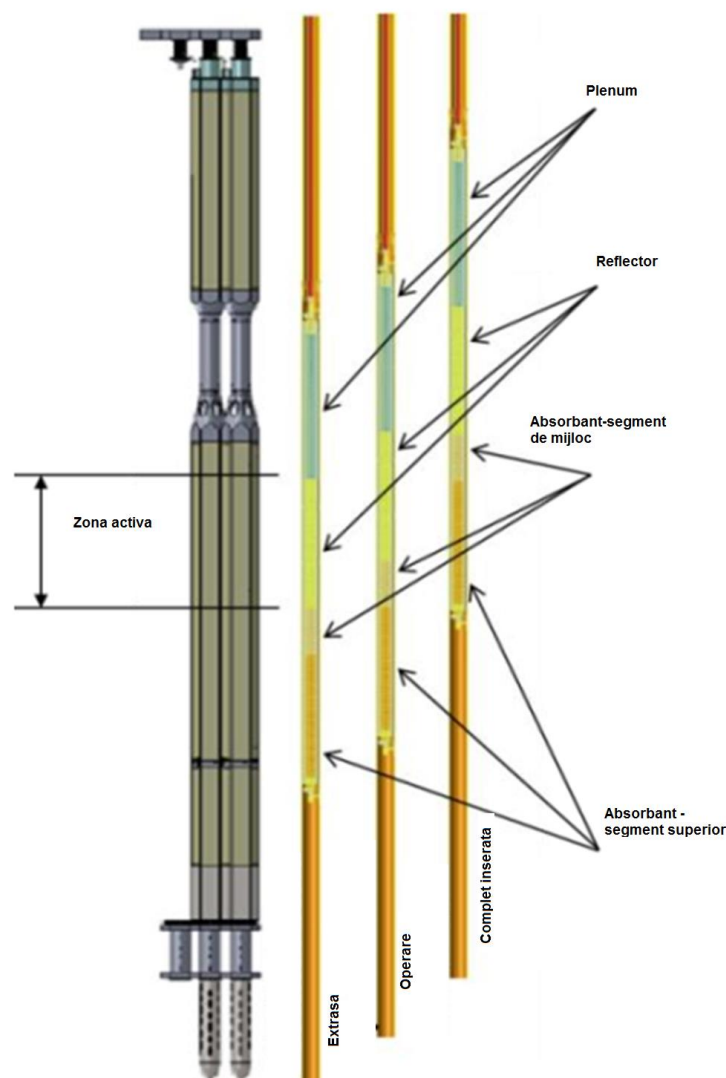


Figure 5. Principiul de funcționare al barei de control

În plus, pentru investigarea impactului seismic asupra sistemului de mișcare al barei precum și asupra inserției corecte a acesteia, o mișcare similară reprezentativă se va aplica asupra replicii (mock-up) ce simulează tubul barei de control, prin utilizarea unui sistem ce produce vibrații conectat la tub în regiunea gazului de acoperire.

Monitorizarea deformațiilor posibile și a forțelor care acționează asupra tubului barei de control în timpul inserției și extracției acesteia în timpul unei mișcări seismice se realizează prin instalarea în mock-up a unor celule de sarcină de tensiune și accelerometru.

În final, bara de control posibil deformată (în anumite limite) va fi testată cu monitorizarea și controlul vitezei de inserție și a poziționării finale.

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.

2.4. Investigații privind funcționalitatea generatorului de abur/schimbătorului de căldură

2.4.1. Interacțiunea plumb-apă și accidentul de tip SGTR

Conceptele LFR sunt reactori de tip piscină pentru care generatorii de abur sunt poziționați în vasul reactorului. Ca urmare, ruperea unui tub al generatorului de abur constituie o problemă cheie din punct de vedere al securității nucleare. Acest tip de accident este cunoscut ca STGR și poate afecta geometria și integritatea structurală a centralei ca urmare a creșterii presiunii în vasul reactorului, a propagării undei de presiune, posibilului „efect de domino”, oscilații superficiale (efectul de sloshing), a efectelor de reactivitate cauzate de vaporii ce ajung în zona activă, precum și de formarea impurităților/blocajelor.

Simularea interacțiunii dintre plumb și apă în instalația ATHENA va permite:

- Evaluarea cu precizie a parametrilor de securitate la scară reală a reactorului;
- Îmbunătățirea cunoștințelor privind fenomenele /procesele ce au loc într-un reactor LFR prin investigarea lor într-o instalație ce reproduce condițiile de operare dintr-un reactor real;
- Investigarea aspectelor legate de scalarea instalațiilor și de efectul acestora asupra modelor utilizate în codurile de calcul ce sunt folosite în proiectare și analizele de securitate.

Campania experimentală dedicată interacțiunii plumb-apă și accidentului de tip SGTR va reproduce o porțiune a generatorului de abur al reactorului ALFRED. Astfel, experimentul va conține câteva secțiuni de testare a SGTR pentru a putea realiza cel puțin 4 teste experimentale diferite fără a necesita refacerea aranjamentului experimental și a instrumentației. Fiecare secțiune de testare SGTR este compusă dintr-un tub central alimentat cu apă la temperatură și presiune reprezentative pentru generatorul reactorului ALFRED (180 bar, temperatura de intrare 335°C, temperatura de ieșire 450 °C) înconjurat de un alt rând de tuburi ce simulează prezența celorlalte tuburi (din geometria reală) pentru a investiga apariția unui posibil efect de domino indus de ruperea tubului central. Vor fi investigate două poziții diferite de producere a rupturii; în partea inferioară și respectiv, în partea centrală.

În esență, campaniile experimentale vor investiga următoarele aspecte:

- Propagarea undei de presiune în sistem;
- Oscilațiile superficiale;
- Transportul vaporilor în sistemul primar;
- Pătrunderea vaporilor în zona activă;
- Fenomenele de interfață plumb-apă/vapori;
- Sistemul de detecție a rupturilor/scurgerilor;

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



- Măsurile de reducere a efectelor accidentului de tip SGTR.

Instrumentația din secțiunile de testare constă, în principal, în termocupluri, traductori rapizi de presiune, celule de sarcină de tensiune, tuburi de barbotare și un sistem de monitorizare a gazului de umplere al celui de-al doilea rând de tuburi.

2.4.2. Generatorul de abur

Fiind instalat în piscina reactorului cu plumb topit, generatorul de abur din sistemele LFR necesită o serie de investigații și simulări privind comportarea în condiții normale de operare (circulație forțată sau convecție naturală) în timpul tranzițiilor, precum și în condiții de accident, în scopul calificării acestuia.

Infrastructura experimentală ATHENA a fost concepută astfel încât să găzduiască o replică (scala 1:1 pentru lungime) a generatorului de abur al reactorului ALFRED. Numărul de tuburi al dispozitivului experimental replică este scalat la puterea instalată a instalației ATHENA.

Experimentele prevăzute vizează investigarea performanțelor generatorului în ceea ce privește căldura evacuată și căderile de presiune. În acest sens, dispozitivul este instrumentat cu numeroase termocupluri plasate de-a lungul tuburilor precum și la intrarea și ieșirea acestora, iar traductorii de presiune monitorizează căderile de presiune pe tuburile generatorului.

2.4.3. Sisteme nucleare auxiliare

Reactorul ALFRED beneficiază de două sisteme independente, pasive și redundante de evacuare a căldurii reziduale și anume: sistemul DHR pentru evacuarea căldurii reziduale și sistemul de evacuare de urgență, E-DHR. Interfața acestora cu sistemul RCS, care asigură răcirea reactorului, se realizează prin schimbătorii de căldură imersați în plumb și anume: generatorii de abur și respectiv, sistemele de răcire introduse în piscina reactorului.

2.4.3.1. Sistemul de evacuare a căldurii reziduale

Sistemul DHR reprezintă prima linie de securitate în ceea ce privește evacuarea căldurii în cazul pierderii sistemului primar de răcire [10], [11], [12]. Sistemul DHR este proiectat pentru a realiza următoarele funcții de securitate:

- Să asigure răcirea adecvată a sistemului primar ca urmare a unui eveniment de inițiere postulat;
- Să întârzie, în mod pasiv, solidificarea agentului de răcire asigurând circulația naturală în piscina reactorului.

Figura 7 prezintă schematic sistemul DHR. Fiecare din cele 3 bucle independente este conectată la un SG prin linii (prevăzute cu valve) de apă de alimentare și de abur ce vin

dinspre sau către schimbătorul de căldură al condensatorului de izolare imersat într-o piscină cu apă aflată la temperatură și presiune normală. În timpul operației normale:

- Valva de izolare a apei de alimentare este deschisă;
- Valva de izolare a liniei de abur este deschisă;
- Valva de evacuare de siguranță este închisă;
- Valvele de intrare și ieșire de siguranță sunt închise.

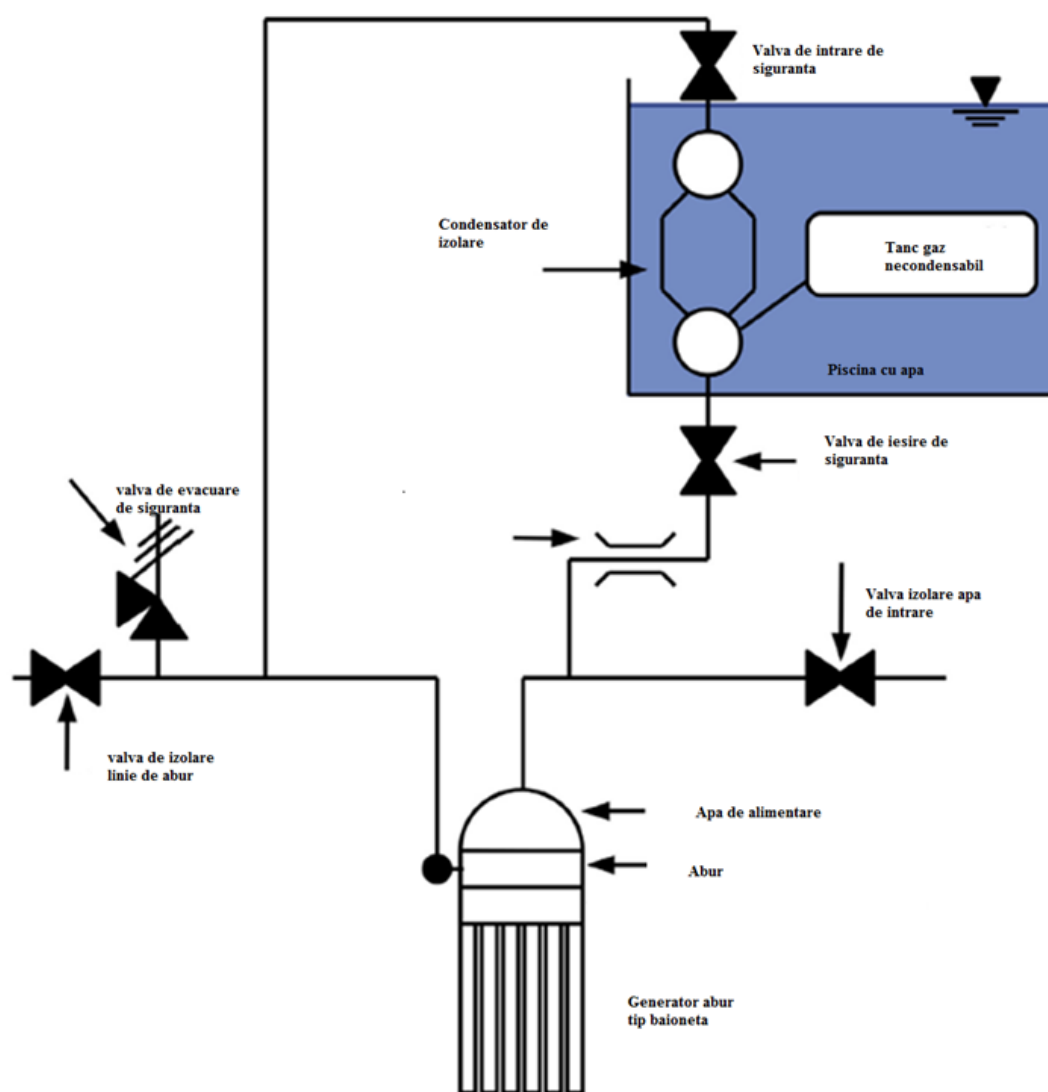


Figura 6. Proiect conceptual al DHR

Curgerea apei are loc conform condițiilor de operare normale ale SG, iar aburul este trimis către turbină. Regiunea cuprinsă între valvele DHR este umplută cu azot la o anumită presiune (110 bari în cazul de referință) și se află în echilibru termic cu piscina cu apă.

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.

În cazul apariției unui eveniment care acționează sistemul DHR, valvele de izolare ale liniilor de apă de alimentare și abur sunt închise. Presiunea crește ca urmare a fierberii apei din SG, iar în momentul în care se atinge valoarea setată la 190 bari (pentru configurația de referință), valva de intrare de siguranță se deschide și aburul este descărcat în IC. După deschiderea acestei prime valve, azotul, aflat în zona de stocare, este împins în NCT-ul conectat la IC. Linia de retur, aflată sub IC, se umple cu apă condensată. În scurt timp, valva de ieșire de siguranță se deschide și se stabilește circulația naturală între SG și IC. Pentru un anumit interval în timpul tranzientului, gazul necondensabil este blocat de presiune în NCT. Când presiunea în sistemul de securitate scade, ca urmare a diferențelor dintre căldura de dezintegrare și puterea evacuată de IC, are loc expansiunea azotului care se deplasează către IC, limitând transferul de căldură. Datorită acestui proces/fenomen, sistemul este capabil să auto-controleze puterea evacuată de IC, reducând astfel rata de evacuare a căldurii din sistemul primar și întârziind solidificarea plumbului.

Instalația ATHENA va avea un rol esențial în testarea acestui sistem inovativ având ca rezultat caracterizarea completă și evaluarea performanțelor IC al sistemului DHR, precum și furnizarea de date experimentale necesare validării codurilor de calcul.

2.4.3.2. Sistemele de îndepărtare în caz de urgență a căldurii reziduale și de răcire în adâncime

În reactorul ALFRED, sistemul E-DHR constă în 3 circuite închise, independente, ce operează în paralel fiind separate fizic prin compartimentare diferită. Fiecare circuit este conectat cu sistemul RCS și cu un vas (piscină) cu apă aflat în afara reactorului și constă într-un DC și un IC. Un tanc cu gaze necondensabile este conectat la partea inferioară a IC. Fiecare circuit dispune de valve de declanșare, precum și de valve de izolare și valve de evacuare de siguranță.

Fiecare circuit este astfel dimensionat încât să evacueze 33% din puterea reziduală. Se consideră că timpul de viață al sistemului fără componentele principale (de exemplu, DC care este imersat în piscina reactorului) este de cel puțin 40 de ani. Figura 7 prezintă schema sistemului E-DHR.

DC-ul este în contact cu RCS prin intermediul tuburilor de tip baionetă și a învelișului acestora. Cele trei sisteme DC sunt egal poziționate în piscina reactorului astfel încât să asigure o distribuție uniformă de temperatură în RCS atunci când intră în operare. Fiecare “baionetă” constă din trei tuburi coaxiale. Partea superioară a acestora, deasupra schimbătorului de căldură, este situată deasupra capacului reactorului fiind conectată cu acesta prin intermediul unor flanșe circulare normale. Proiectarea componentelor și a conexiunilor cu capacul reactorului s-a realizat astfel încât activitățile privind instalarea, dezinstalarea, transportul și mentenanța să fie simplificate. Tuburile

penetrează capacul reactorului și gazul de acoperire și sunt imersate în plumbul lichid aproximativ 5 – 6 m, în funcție de nivelul plumbului.

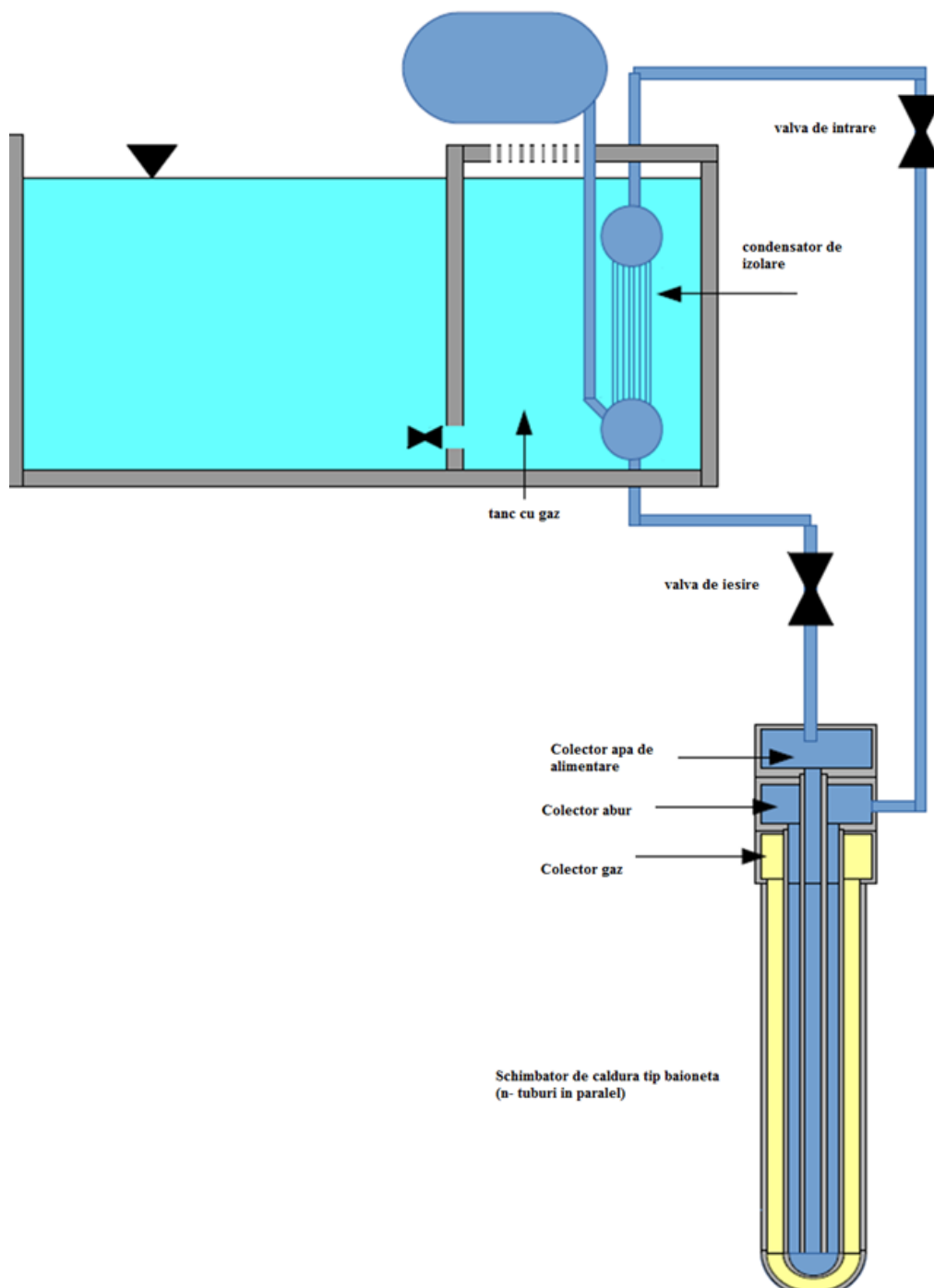


Figura 7. Schema conceptuală a sistemului E-DHR

Circulația plumbului și a apei din sistemul DC este similar cu circulația acestora în SG. Spre deosebire de generatorul de abur, apa care intra prin primul tub circulă prin spațiul dintre acesta și cel de-al doilea tub, având astfel dublă protecție (oferită și de al treilea tub (cel exterior)). Gazul inert dintre cele două tuburi are rolul de a monitoriza

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.

integritatea barierei dintre fluidul din tuburi și plumbul din reactor, prin măsurarea presiunii sale absolute. Modificarea presiunii heliului indică fie pătrunderea fluidului în spațiul destinat acestuia, fie pătrunderea heliului în plumb, ceea ce semnifică afectarea barierei interioare (primul tub) sau, respectiv, a barierei exterioare (tubul exterior). Dacă heliul pătrunde în plumb, debitul acestuia este limitat datorită suprafeței mici de penetrare iar cantitatea de căldură transferată plumbului este modestă. De asemenea, geometria de tip baionetă face posibilă garantarea unei duble bariere de protecție între fluidul din E-DHR și plumbul din reactor. În plus, dubla barieră asigură decuplarea termică la intrarea în operare a E-DHR atunci când fluidul (apa) este injectat în tuburile DC aflate la temperatura plumbului topit. Un dezavantaj îl reprezintă reducerea eficienței schimbătorului de căldură, cauzat de prezența gazului inert (ce are o conductivitate termică mult mai mică decât oțelul), care are impact asupra dimensiunii schimbătorului de căldură.

Strategia de implementare etapizată/gradată a demonstratorului ALFRED [13] are în vedere instalarea unui tip de DC pentru Etapa 1 și 2 și utilizarea unui alt tip de componentă pentru Etapa 3. Astfel, durata de viață a DC poate fi mai scurtă decât cea a întregului sistem. În primele două etape, operarea sistemului va contribui la acumularea de experiență facilitând astfel dezvoltarea noului DC pentru Etapa 3, când, din cauza constrângerilor legate de spațiul disponibil, limitele conservative vor fi cel mai probabil reduse, concomitent cu necesitatea privind utilizarea de materiale noi sau acoperiri care să asigure compatibilitatea cu plumbul topit la temperaturi mai înalte.

Toate aceste aspecte, caracteristici și performanțe asociate vor fi testate și analizate în cadrul infrastructurii experimentale ATHENA în scopul demonstrării viabilității și al susținerii procesului de licențiere, atât prin calificarea tehnologică cât și prin validarea modelelor/codurilor de calcul.

2.5. Sistemul de transport al combustibilului

Instalația HANDS-ON este concepută să permită testarea noii abordări privind manevrarea combustibilului nuclear în reactorul ALFRED. Această abordare urmărește creșterea nivelului de securitate și simplificarea operațiunilor [14]. Conceptul vizează utilizarea unui container de transport. Procedura constă în extragerea unui DA, introducerea containerului în zona activă, transferul FA în container și evacuarea containerului cu FA din reactor.

Containerul de tranfer are o structură cilindrică a cărei bază se poate fixa în grila inferioară a zonei active. Partea superioară a containerului este prevăzută cu o fereastră prin care se poate introduce FA. Partea inferioară trebuie să fie închisă pentru ca întreaga înălțime a containerului să fie imersată în plumb. Containerul este sigilat înainte de a fi extras din reactor.

Beneficiile noului concept al sistemului de manevrare al combustibilului sunt:

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



- Fiind permanent imersat în plumb, FA este răcit de plumbul recirculat în container, iar mai târziu prin suprafața sa exterioară prin circulație naturală în atmosferă;
- Containerul, fiind răcit continuu, permite eliminarea stocării combustibilului într-o piscină intermediară, în favoarea stocării uscate;
- Containerul poate fi prevăzut cu instrumentația necesară monitorizării FA;
- Cum examinarea combustibilului iradiat reprezintă unul din obiectivele demonstratorului ALFRED, containerul de tranfer permite recuperarea FA stocat în orice moment. În cazul în care investigarea FA se va face după un timp foarte lung, containerul permite integrarea unor încălzitori electrici pentru a retopi plumbul.

Obiectivele ce au stat la baza proiectării instalației HANDS-ON constau în simularea acestui concept de manevrare a combustibilului pentru a testa și califica atât procedurile stabilite, cât și componentele și sistemele proiectate.

În acest scop, HANDS-ON gazduiește o replică a FA cu aceeași formă și dimensiune precum cea din ALFRED; în plus, containerul de tranfer utilizat pentru manevrarea FA are aceeași dimensiune cu cel care va fi utilizat în reactorul ALFRED.

În acest fel, este posibilă simularea cu precizie a manevrării FA precum și a sistemului de transport și de răcire. Atât replica FA cât și containerul sunt instrumentate pentru monitorizarea temperaturii, pentru a verifica răcirea corectă în timpul operațiunilor (inclusiv pentru situații accidentale).

2.6. Analize termohidraulice

Activitățile referitoare la analizele termohidraulice pentru tehnologia LFR includ colectarea datelor experimentale necesare îmbunătățirii cunoștințelor privind fenomenele/procese la nivel de componente și sistem. Aceste activități susțin procesul de dezvoltare și validare a codurilor de calcul, demonstrând capacitățile de modelare relevante pentru proiectare și securitate nucleară.

Activitățile de cercetare și dezvoltare în domeniul analizelor termohidraulice pot fi realizate cu ajutorul infrastructurilor experimentale dedicate. Dintre instalațiile de cercetare propuse pentru dezvoltarea reactorului ALFRED, cele mai potrivite pentru realizarea analizelor termohidraulice dedicate tehnologiei LFR sunt ELF și HELENA2 [15].

ELF este o instalație de dimensiuni mari, de tip piscină, care folosește plumb pur ca agent primar de răcire și apă ca agent secundar. Instalația are o putere nominală de 10 MW și este concepută să funcționeze perioade lungi (teste de duranță și fiabilitate) atât în circulație forțată, cât și naturală. Scopul instalației este de a investiga principalele fenomene termohidraulice care au loc într-o configurație de tip piscină, reproducând pe

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



cât posibil curgerea agentului primar de răcire al reactorului ALFRED și obținerea de informații relevante privind coroziunea și chimia plumbului.

HELENA2 este o instalație de tip buclă, care folosește plumb pur ca agent primar de lucru și apă ca agent secundar. Bucla este concepută să funcționeze atât în circulație forțată, cât și naturală, pentru testarea componentelor și echipamentelor din punct de vedere termohidraulic, precum și pentru investigarea fenomenelor de coroziune. Obiectivul principal al instalației HELENA2 este investigarea transferului de căldură în ansamblul de combustibil, reproducând în detaliu ansamblul de combustibil (FA) din ALFRED.

2.6.1. Termohidraulica HLM în configurații tip piscină

Un subiect important pentru cunoașterea completă a comportamentului LFR este investigarea fenomenelor termohidraulice care apar într-o configurație de tip piscină (bazin) cu HLM în timpul funcționării normale, a tranzițiilor și a scenariilor de accident. În prezent, singura instalație experimentală europeană capabilă să abordeze acest subiect este CIRCE (ENEA, Italia) [16], [17]. Întrucât modernizarea instalației CIRCE nu este suficientă, pentru realizarea studiilor privind comportamentul termohidraulic al configurațiilor de tip piscină este necesară construirea de instalații noi. În acest scop, este obligatorie construirea și exploatarea infrastructurilor experimentale, precum ELF.

Instalația ELF reproduce la scară relevantă principalele componente ale reactorului ALFRED, acestea fiind amplasate într-un vas principal cu o înălțime totală de 10 m și un diametru de 2.3 m [9]. Dimensiunile vasului permit investigarea fenomenelor termohidraulice specifice unui LFR. Pentru realizarea analizelor termohidraulice, a fost identificată ca fiind relevantă, la nivel de componente și sistem, următoarea listă de subiecte:

- modele de curgere în convecție forțată, inclusiv
 - amestecarea;
 - stratificarea (inducerea stresului termic);
 - distribuția axială și radială a temperaturii;
 - zonele stagnante;
 - oscilațiile superficiale;
- tranziția la circulație naturală;
- circulația naturală, inclusiv
 - căderea de presiune;
 - oscilațiile superficiale;
- interacția dintre fluid și componentele imersate în acesta;
- solicitări la oboseala termică.

Astfel de fenomene sunt deosebit de importante în cazul unui accident soldat cu pierderea debitului agentului de răcire și trecerea de la circulația forțată la cea naturală,

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



deoarece variația mare de temperatură favorizează apariția stratificării termice în interiorul piscinei. Pe lângă sarcinile mecanice existente, un gradient vertical, mare, de temperatură poate induce sarcini termice semnificative. Deoarece conductivitatea termică a plumbului este de 10-20 de ori mai mare decât a apei, fluctuațiile de temperatură sunt rapid resimțite de către materialele structurale ce sunt intens solicitate la oboseală.

2.6.2. Termohidraulica zonei active

Instalația ELF conține un simulator de zonă activă (CS), având aceeași înălțime cu zona activă (scala de 1:1 în înălțime) a reactorului ALFRED [9]. CS este compus din 31 de subansambluri (S/As) dispuse într-o grilă triunghiulară pentru a forma un pseudo-cilindru, dintre care: 16 ansambluri încălzite electric, reprezentând ansamblurile de combustibil (FA), o secțiune de testare în reactor (IPS) și 2 sisteme de bare de control (CR), înconjurate de 12 ansambluri de reflector (DA). FA din ELF reproduce regiunea cea mai caldă, zona inferioară (zona de intrare a agentului de răcire) și zona superioară (zona de ieșire a agentului de răcire). Mai mult, fiecare FA este alcătuit dintr-un element central de reflector și 36 de elemente încălzite electric cu o lungime activă de 810 mm (aceleași din ALFRED), așezate într-o grilă hexagonală (un total de 576 de elemente). Simulatorul de zonă activă este înconjurat de un reflector care urmează perimetrul ansamblurilor exterioare, reproducând în acest fel reflectorul zonei active din ALFRED.

Testele experimentale privind fenomenele termohidraulice apărute în zona activă au ca obiective confirmarea geometriei ansamblurilor cu distanțieri, susținerea rezultatelor obținute cu ajutorul codurilor de calcul dedicate și, eventual, reducerea incertitudinilor de proiectare, în special cele ale transferului de căldură dintre elementele combustibile și agentul de răcire. De asemenea, în cadrul acestor teste, ansamblul combustibil ar trebui să demonstreze capacitatea de a rezista la iradiere, temperaturi ridicate, sarcini mecanice și mediu coroziv cu modificări minime ale capacității de îndepărtare a căldurii, deci fără a afecta caracteristicile de rigiditate ale elementelor combustibile. Pentru proiectare este importantă testarea ansamblului de combustibil pe baza parametrilor termohidraulici (adică pierderile de presiune, distribuția debitului, câmpul de viteză, distribuția de temperatură a tecii etc.) și a caracteristicilor geometrice, cum ar fi: rețeaua elementelor combustibile, distanțieri de tip grilă, dimensionarea casetei. De asemenea, sunt necesare studii privind sursele și consecințele deteriorării zonei active. Având în vedere caracteristicile descrise mai sus, CS instalat în ELF poate fi utilizat pentru investigarea mai multor subiecte importante în termohidraulica zonei active:

- distribuții de debit și temperatură într-un sistem de multi-ansambluri;
- curgerea între casete și schimbul de energie termică;
- căderi de presiune;

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



- ansambluri și debite de bypass;
- temperaturi la perete, subcanal, bypass și la caseta de combustibil;
- coeficientul de transfer de căldură (HTC) în FA, în convecție forțată și naturală (inclusiv regimul tranzitoriu);
- puncte fierbinți și temperaturi maxime.

2.6.3. Teste integrale

Testele integrale sunt importante în activitățile de cercetare și dezvoltare dedicate tehnologiei LFR. În urma acestor teste se obțin date privind funcționarea instalației în condiții normale, tranzitorii și de accident postulat. Datorită dimensiunilor sale relevante și reprezentative ale componentelor, ELF este cea mai potrivită instalație pentru realizarea testelor integrale necesare procesului de licențiere a reactorului ALFRED.

De asemenea, testele integrale sunt importante pentru susținerea procesului de dezvoltare și validarea a codurilor de calcul destinate simulării comportamentului unui LFR atât în condiții de funcționare normală, cât și de accident. Diferențele de dimensiuni dintre componentele unei instalații experimentale și o centrală nucleară pot reduce precizia rezultatelor în cazul aceluiași tranzient. Astfel, reproducerea fenomenelor de interes într-o instalație la scală relevantă, precum ELF, devine obligatorie.

Principalele subiecte abordate în cadrul testelor integrale care urmează să fie efectuate în ELF sunt:

- fenomene și procese de interes la nivel de sistem și legate de probleme de proiectare, siguranță și funcționare;
- simulări și analize ale unui spectru larg de accidente;
- proceduri de gestionare a accidentelor;
- testarea componentelor;
- problema scalării;
- generarea bazelor de date pentru susținerea procesului de licențiere;
- evaluarea și validarea codurilor.

2.6.4. Teste pe termen lung

Instalația ELF este concepută pentru teste de duranță și fiabilitate în condiții de circulație forțată care vizează demonstrarea operabilității pe termen lung a unui sistem răcit cu plumb. De asemenea, sistemul principal al instalației este echipat cu un sistem activ de răcire cu oxigen (printr-o buclă externă) destinat controlului chimic al agentului de răcire. Testarea fiabilității unui astfel de sistem este posibilă în timpul încercărilor pe termen lung. Testele de duranță sunt dedicate investigării efectelor pe termen lung

asupra stratului de protecție și a materialelor structurale expuse la plumb și, în general, pentru a demonstra fiabilitatea componentelor la o scară relevantă pentru ALFRED (de exemplu, tuburile generatorului de abur la scară 1:1 în lungime). Instalația experimentală va fi operată pentru a reproduce atât condiții de operare normală, cât și în condiții de tranziții (de la circulația forțată la cea naturală) care apar în timpul accidentelor postulate.

Prin urmare, ELF este concepută pentru a sprijini licențierea reactorului ALFRED, prin evaluarea performanțelor componentelor pe termen lung a acestuia, investigarea efectelor coroziunii asupra structurilor de oțel, chimia agentului de răcire și a gazului de acoperire, precum și rezistența și fiabilitatea principalelor componente din reactor.

2.6.5. Termohidraulica ansamblului de combustibil

Principalul obiectiv al campaniilor experimentale care urmează să se desfășoare în instalația HELENA2 este caracterizarea termohidraulică a celui mai fierbinte FA din ALFRED, în special:

- măsurarea temperaturii la peretele elementului combustibil;
- măsurarea temperaturii în subcanal;
- evaluarea coeficientului de transfer de căldură (HTC) în elementul combustibil;
- verificarea prezenței punctelor fierbinți și a punctelor de temperatură maximă;
- evaluarea stratificării termice axiale și a lungimii sale de intrare de-a lungul subcanalelor;
- trecerea de la circulația forțată la cea naturală;

Condițiile de realizare a testelor în cadrul instalației HELENA2 sunt complexe; cu toate acestea, testele sunt similare cu cele realizate în bucla NACIE în cadrul proiectelor europene FP7- SEARCH și H2020-SESAME [18] [19].

HELENA2 este o instalație de tip buclă cu plumb concepută pentru a testa un model care reproduce cel mai fierbinte FA din ALFRED, la întreaga lungime, folosind un FPS încălzit electric, scalat ~ 1:2 (61 de elemente combustibile față de 127 și cu o putere instalată de 1.36 MW față de 2.86 MW pentru FA din ALFRED în Etapa 3). De asemenea, FPS va fi testat în conformitate cu parametrii de operare din Etapa 2 a punerii în funcțiune a reactorului ALFRED, adică cu o putere FPS de 0.91 MW.

Elementele combustibile pot fi controlate separat și, prin urmare, este posibilă realizarea testelor asimetrice pentru a caracteriza FPS. Instalația va fi operată atât în circulație forțată, cât și naturală.

Modelarea și fabricarea exactă a componentelor FA din ALFRED pentru a îndeplini toate cerințele geometrice, va fi obligatorie pentru validarea rezultatelor experimentale.

Primul set de experimente care urmează să fie realizat este caracterizarea FPS în termeni de coeficient de transfer de căldură și distribuție de temperatură. Această caracterizare

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



se realizează prin variația debitului plumbului cu ajutorul pompei de circulație. Ciclul termic de referință este cel din Etapa 3, adică 400-520°C, în timp ce puterea FPS și debitul apei din circuitul secundar vor fi reduse proporțional cu debitul plumbului. Trebuie subliniat că pentru măsurarea coeficientului de transfer de căldură nu este importantă temperatura de intrare a plumbului în FPS. Din datele obținute se va stabili o corelație între numărul Nusselt și numărul Peclet pentru FA din ALFRED. Această corelație poate fi utilizată pentru proiectarea și realizarea analizelor de securitate nucleară a reactorului.

Investigarea trecerii de la circulația forțată, cu putere totală, la circulația naturală, cu putere redusă, permite colectarea de date locale și integrale. Acest tranzient reproduce o pierdere a agentului de răcire soldat cu intervenția sistemului de oprire rapidă (PLOFA) și reprezintă o soluție de verificare a codurilor cuplate STH, STH/CFD.

2.7. Studii de coroziune/eroziune și testarea pompelor

2.7.1. Performanța pompei de răcire și evaluarea materialelor

În instalația ATHENA se urmărește testarea unui prototip de pompă verticală, plasată în interiorul conductei de pompare a plumbului către generatorul de abur. Testul este dedicat caracterizării performanțelor hidraulice, privind presiunea și debitul agentului de lucru. Testele vor fi efectuate în funcție de viteza de rotire. Pentru caracterizarea circulației naturale, este necesară evaluarea căderilor de presiune din rotor, carcasă și conductă, cu oprirea pompei. De asemenea, pentru analize în condiții tranzitorii, sunt necesare experimente care să investigheze consecințele opririi pompei asupra instalației.

În ceea ce privește validarea proiectării pompelor, testele sunt dedicate investigării:

- performanțelor de etanșare;
- caracterizarea rulmentului;
- vibrațiile de-a lungul arborelui pompei;
- caracterizarea materialelor utilizate pentru rotorul pompei (cuplată cu rezultatele preliminare obținute din experimentele din CHEMLAB).

2.7.2. Evaluarea pe termen lung a pompei de răcire

Pentru stabilirea fiabilității reactorului, sunt necesare investigații privind performanțele pompelor sistemului primar. Astfel de componente funcționează într-un mediu dur (plumb), și din acest motiv este obligatorie testarea materialelor utilizate, caracterizarea pieselor mecanice, precum și testarea performanțelor și fiabilitatea acestora. Activitățile de cercetare și dezvoltare sunt legate de evaluarea performanțelor pompei, precum și de fiabilitatea acestora pe termen lung. În acest scop, ELF este echipat cu trei prototipuri

ale pompelor verticale ALFRED pentru a testa fiabilitatea și robustețea lor în timpul încercărilor pe termen lung și a tranzițiilor.

2.8. Aspecte neutronice specifice LFR

Scopul testelor pentru punerea în funcțiune a unui proiect nou de reactor nuclear este de a anticipa capabilitățile de funcționare ale sistemului. În acest context, utilizarea ansamblurilor replică (MF) în timpul testelor de punere în funcțiune reprezintă o sarcină aproape imposibilă pentru anticiparea funcționării sistemului. Înainte de efectuarea testelor pentru punerea în funcțiune, specialiștii în fizica reactorilor nucleari trebuie să furnizeze, folosind coduri de calcul specializate, rezultate cu grad de încredere ridicat. În prezent, la nivel mondial, sunt disponibile numeroase coduri de calcul validate pentru utilizarea în activitățile de proiectare și licențiere a reactorilor nucleari aflați în exploatare. Totuși, aceste coduri au fost aplicate în mare parte reactorilor LWR (de exemplu, codul MCNP) sau SFR (de exemplu, codul ERANOS), astfel încât extinderea validării acestora în domeniul LFR rămâne o problemă deschisă.

Mai mult, pentru dezvoltarea durabilă a sistemelor de Gen-IV (cu precădere, arderea actinidelor minore - MA), dar și în perspectiva unei implementări la scară comercială, este necesară reducerea incertitudinilor asociate datelor nucleare.

În următoarele subcapitole, sunt prezentate problemele privind aspectele neutronice ale tehnologiei LFR, și anume:

- Calificarea codurilor pentru licențierea și operarea LFR
 - validarea estimării masei critice;
 - validarea estimării eficacității sistemelor de control;
 - validarea predicției fluxului/gradienților de putere;
 - validarea efectelor de reactivitate (efectul Doppler, densitatea agentului de răcire, geometriei zonei active etc.);
 - validarea estimărilor privind transportul neutronilor în plumb;
 - validarea compoziției combustibilului uzat și estimarea căldurii de dezintegrare;
 - validarea estimărilor privind daunele induse de iradierea cu neutroni;
 - validarea eficacității sistemului de protecție biologică;
- Măsurători pentru îmbunătățirea datelor nucleare
 - reducerea incertitudinilor asociate secțiunilor de interacție pentru izotopii principali (Pb, ^{238}U , ^{241}Pu etc.),
 - reducerea incertitudinilor corespunzătoare MA.

Baza de date experimentale necesare calificării testelor integrale se referă, în principal, la experimente efectuate în reactori de putere zero. Baza internațională de date experimentale de referință pentru reactori nucleari (IRPhE) [20], administrată de

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



OECD/NEA, este sursa principală de date experimentale relevante pentru calificarea codurilor neutronice. Cu toate acestea, cele mai multe experimente obținute în spectru rapid au vizat calificarea proiectelor SFR, astfel încât există o diferență semnificativă de reprezentativitate în domeniul aplicațiilor LFR.

În Tabelul 2-3 sunt prezentați principalii reactori europeni de putere zero.

O contribuție importantă privind furnizarea de date experimentale integrale (obținute după înlăturarea ansamblurilor replică cu privire la masa critică, distribuțiile de flux și putere, eficacitatea sistemelor de control și oprire, densitatea agentului de răcire) a fost oferită recent de o serie de noi experimente efectuate pe o configurație reprezentativă LFR (specifică demonstratorului ALFRED) în instalația VENUS [21].

Realizarea de experimente suplimentare în instalațiile existente ar contribui la reducerea incertitudinilor asociate datelor nucleare utilizate în evaluările neutronice, baza de date actuală conținând suficiente date pentru proiectarea zonei active ALFRED, având în vedere marginile de securitate.

Tabel 2-3 Reactorii europeni de putere zero

Instalația	Principalele caracteristici	Disponibilitate	Relevanță GIF
MASURCA	Reactor rapid pentru măsurători de celulă – efecte de reactivitate, ecranarea neutronilor și reflector	Până în 2017	Ridicată
VENUS	Reactor rapid cu ansambluri replică pentru sisteme de tip SFR, LFR și ADS	2011-2018	Ridicată
LR-0	Reactor termic VVER cu configurație multi-zonă incluzând zone cu spectru rapid	Prezent	Medie
TAPIRO	Reactor rapid utilizat pentru studii dozimetrice și protecție radiologică	Prezent	Ridicată

Acuratețea datelor nucleare (secțiunile microscopice de interacție) reprezintă sursa principală a incertitudinilor rezultatelor. În acest context, pentru proiectarea reactorului ALFRED, sunt necesare proceduri de generare a bibliotecilor de date specifice LFR bazate pe ajustarea datelor experimentale integrale.

Îmbunătățirile includ evaluări de secțiuni de interacție, măsuratori precisi de date experimentale diferențiale. Aceste experimente pot fi realizate în instalații dedicate, precum instalația europeană n-TOF (la CERN), EUFRAT (la JRC în Geel) sau, acolo unde spectrul neutronic este suficient de bine definit, în reactori de putere zero (printre sistemele enumerate mai sus, se încadrează doar instalația TAPIRO).

2.9. Testarea la iradiere a combustibilului

Testarea materialelor la iradiere și calificarea combustibililor avansați sunt unele dintre provocările întâmpinate pentru dezvoltarea reactorului ALFRED. Pentru evaluarea unor astfel de probleme, sunt necesare instalații de testare precum: reactori de testare a materialelor, reactori de testare a tranzițiilor, celule fierbinți. În continuare sunt subliniate necesitățile de cercetare și dezvoltare ținând cont că pentru ALFRED combustibilul de referință este cel de tip MOX standard, întecuit în 15-15Ti (AIM-1), cu sau fără strat de protecție.

2.9.1. Efectele iradierii asupra tecii de combustibil

În prezent, este necesară completarea bazei de date privind performanțele la iradiere ale materialelor candidate privind următoarele aspecte:

- Interacția teacă-agent de răcire
 - coroziunea în plumb în condiții de iradiere,
 - comportamentul tecii degradate,
 - fragilizarea materialelor selectate (de exemplu, AFA, 15-15Ti, AISI316L) la iradiere;
- Ruperea cauzată de iradiere (sarcini mecanici, gaze de fisiune);
- Umflarea cauzată de iradiere;
- Interacția strat de protecție-agentul de răcire;
- Integritatea stratului de protecție.

Aceste teste pot fi realizate în instalația BOR-60 existentă în Dimitrovgrad, Rusia, sau, ar putea fi efectuate în Europa, în Etapa 1 de operare a reactorului ALFRED.

Recent, au fost realizate, pe scară largă, teste preliminare de iradiere cu ioni grei. Totuși, pentru licențiere, este necesară testarea la iradierea cu neutroni.

Activitățile de cercetare, dezvoltare și calificare a combustibilului nuclear sunt completate pe baza sistemelor nucleare cu sodiu existente deoarece folosesc același tip de combustibil MOX. Totuși, utilizarea plumbului și adoptarea unei geometrii diferite a zonei active, conduc la necesitatea unor ajustări.

În cele ce urmează, sunt prezentate datele care pot fi obținute de la reactorii cu sodiu existenți (Phénix, SNR, Monju, Superphénix):

- Baza de date privind comportamentul elementului de combustibil MOX în condiții normale de funcționare
 - Eliberarea produșilor de fisiune, restructurarea combustibilului, umflarea și punctul de topire,

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



- Umflarea tecii, fragilizarea în condiții de iradiere, coroziunea (în interiorul tecii), interacția strat de protecție-produși de fisiune, oboseala tecii, alungirea (ruperea),
 - Evoluția combustibilului și tecii;
- Evaluarea marjelor de siguranță
 - Limitarea deteriorării și a ruperii tecii în punctele fierbinți, umflarea combustibilului, umflarea tecii, probabilitatea de apariție a tranzientului, durata până la repornirea după intervenția sistemului de oprire rapidă, gradul de fragilizare la EOL,
 - Temperatura de prag în caz de accident;
- Stabilirea condițiilor de operare a combustibilului
 - Condiții normale de funcționare,
 - Evenimente operaționale anticipate,
 - Accidente postulate.

Activități de cercetare și dezvoltare suplimentare:

- Interacția teacă-agent de răcire;
- Interacția teacă-agent de răcire-combustibil;
- Interacția topitură-agent de răcire
 - Dispersia combustibilului și relocarea în agentul de răcire,
 - Stabilitatea chimică a topiturii;
- Comportamentul elementului de combustibil defectat
 - Identificarea și localizarea defecțiunii,
 - Reținerea produșilor de fisiune eliberați în agentul de răcire ca urmare a defectării elementului de combustibil.

În UE, pentru studii de securitate în regim tranzitoriu, sunt disponibile două instalații: TRIGA-ACPR (INR, Pitești, România) și CABRI (IRSN-CEA, Franța). La nivel mondial, sunt disponibile și alte instalații pentru experimente la echilibru (de exemplu, BOR-60 în Rusia și CEFR în China), iar alte instalații au fost planificate în UE (JHR, MYRRHA și ALFRED).

Alte instalații din afara UE pot fi utilizate pentru cercetarea și dezvoltarea tehnologiei LFR: de exemplu, HFIR, ATR (SUA); JOYO, MONJU (Japonia); BOR-60, BN-600 (Rusia); FBTR (India); CEFR (China). BOR-60 este utilizat pentru campaniile de testare a materialelor în cadrul cercetărilor privind LFR/MYRRHA (cu un cost de aproximativ 0.5 M € pe un an de campanie). Cu toate acestea, gradul de adecvare și disponibilitatea acestora trebuie verificate de la caz la caz. BOR-60, de exemplu, are o zonă activă destul de compactă, conducând la capacități de iradiere limitate în ceea ce privește volumul. În prezent, Japonia nu dispune de instalații de iradiere cu neutroni

rapizi, iar accesul la instalațiile din China este dificil. De asemenea, trebuie clarificate problemele privind autorizația de transport a materialelor iradiate.

Realizarea ALFRED în România, ca parte a infrastructurii de cercetare, ar putea avea un rol extrem de important pentru întreaga cercetare și dezvoltare a reactorilor rapizi în întreaga lume.

Pentru studiul comportamentului mecanic la iradiere a materialelor structurale, circuite și teci, testele trebuie efectuate la temperaturi ridicate. În majoritatea testelor, principalul parametru de interes se referă la dislocarea per atom (DPA), însă fluxul de neutroni ar trebui să fie cel puțin de ordinul a 10^{15} n/cm²s pentru a atinge fluența dorită în timp rezonabil. Testele de iradiere la temperatură a agentului de răcire relevantă sunt necesare pentru aspecte de cercetare precum: coroziunea, interacția teacă - agent de răcire etc.).

2.9.2. Testarea la iradiere și calificarea combustibilului nuclear inovativ

În Ref. [22] este prezentat planul de implementare a tehnologiei (TIP) pentru dezvoltarea, testarea și calificarea unui prototip al elementului combustibil. Acesta este necesar pentru a sprijini proiectarea și licențierea unui ansamblu de combustibil inovativ destinat reactorului ALFRED (de exemplu, combustibilul pe bază de UN cu teacă AFA).

Planul TIP prezintă o metodologie generică pentru testarea non-nucleară în afara reactorului (OOP) și testarea în reactor (IP) la temperaturi operaționale, fluxuri și puteri specifice unui FA într-un reactor experimental operațional. De asemenea, examinarea post-iradiere (PIE) se va desfășura în instalații radiologice existente.

Obiectivele testelor OOP și IP sunt de a demonstra performanțele operaționale ale conceptelor sistemului de combustibil și la furnizarea datelor necesare licențierii.

TIP stabilește cinci domenii tehnice de interes:

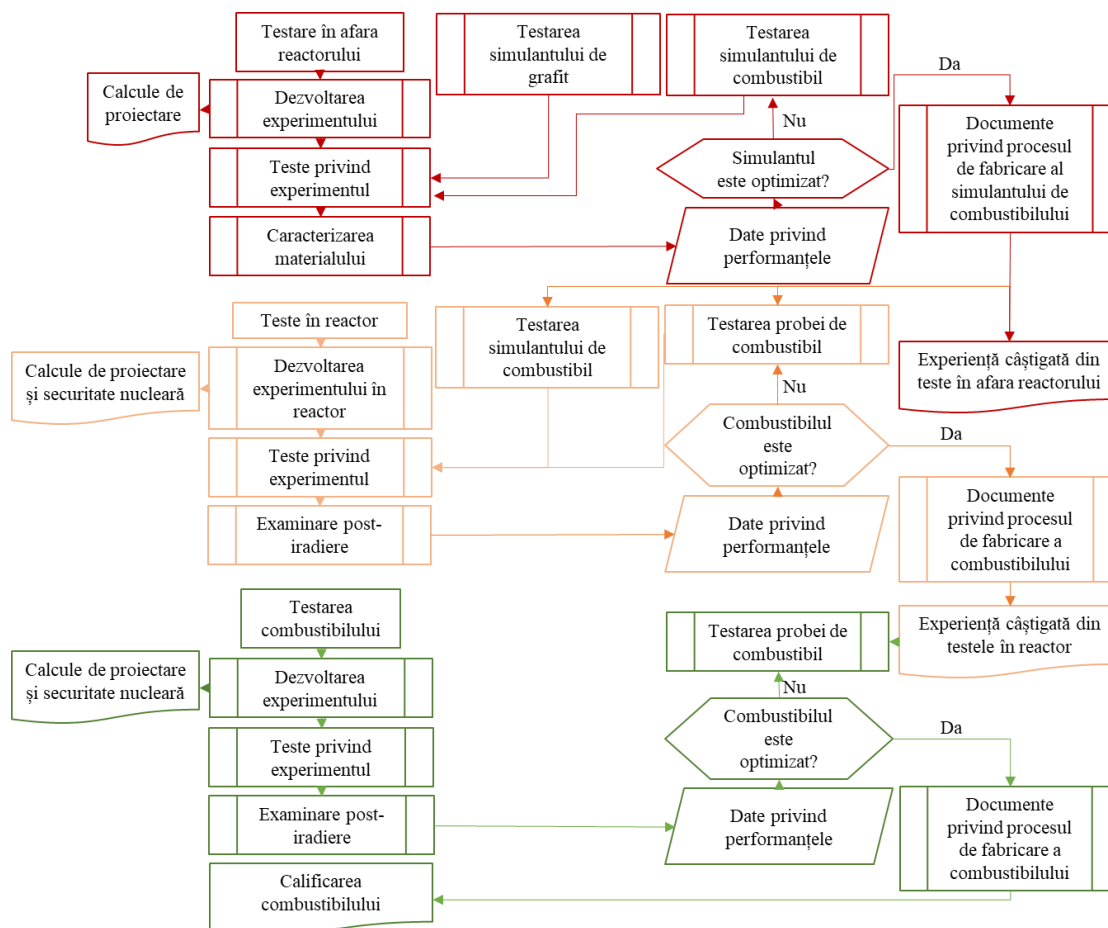
- fabricarea combustibilului;
- testarea combustibilului non-nuclear;
- testarea la iradiere;
- PIE;
- testarea combustibilului din punct de vedere al securității nucleare.

În general, testarea la scară mică a probelor și a combustibilului îmbogățit este utilă pentru obținerea datelor privind performanțele geometriei și, suplimentar, pentru identificarea condițiilor de margine în operare și mecanismele indispensabile în caz de avarie pentru optimizarea parametrilor de fabricație ale acestora. Pentru stabilirea geometriilor finale ale elementelor combustibile și a parametrilor de producție, sunt necesare experimente de iradiere a acestora la scară reală în care sunt simulate condițiile preconizate (de exemplu, temperaturi mari). Matricea de testare a geometriei la iradiere

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



se adaptează pentru stabilirea datelor privind funcționarea normală și condițiile de margine (securitate/accident). PIE va fi efectuat pentru fiecare fază a testării la iradiere. În Figura 9 este prezentat un grafic conceptual al planului de implementare a tehnologiei.



Figură 9 Diagrama planului de implementare a tehnologiei pentru combustibil inovativ

Testarea OOP are ca scop măsurarea proprietăților termofizice (de exemplu, coeficientul de expansiune termică, conductivitatea termică și emisivitatea) cu tehnicile standard și echipamentele disponibile, caracterizarea materialelor testate pentru evaluarea proprietăților acestuia (de exemplu, rezistența, rezistența la tracțiune, structura materialului), dezvoltarea și caracterizarea unui experiment pentru încălzirea electrică a materialelor la temperatura caracteristică.

Testarea IP are rolul de a extrapola proiectul OOP pentru utilizarea într-un reactor de cercetare și pentru iradierea probelor.

Testarea OOP are capacitatea de a demonstra performanțele combustibilului într-o incintă închisă și încălzită electric. Capsula OOP trebuie să fie proiectată astfel încât să

reflecta condițiile capsulei IP, în interiorul căreia, speci­menele de combustibil vor fi supuse fisiunii nucleare. Acest dispozitiv trebuie să asigure acuratețea și reproductibilitatea condițiilor reale. Pentru compararea datelor de performanță obținute pe baza testelor OOP, vor fi realizate experimentele IP. După ce performanțele combustibilului sunt verificate, incinta IP va fi utilizată pentru iradierea speci­menelor de combustibil.

Introducerea unui material într-un reactor de cercetare sau un reactor comercial presupune menținerea unui control strict asupra materialului și a etapelor parcurse de material în timpul procesului de fabricație, cunoașterea performanțelor nucleare ale materialului. Aceste informații trebuie documentate în conformitate cu un program de asigurare a calității (de exemplu, ASME NQA-1). Rezultatele calculelor de performanță și de securitate nucleară trebuie aprobate înainte de introducerea unei capsule în reactor. Aceste calcule trebuie să descrie proiectul și proprietățile materialului testat. De asemenea, calculele vor demonstra că proiectul rămâne intact în condiții anormale de funcționare. Limitele condițiilor de testare ar trebui detaliate în raportul de securitate nucleară (SAR) al instalației.

2.9.2.1. Testarea în afara reactorului

În primă fază, testele de iradiere a combustibilului oferă cunoștințe de bază pentru performanța combustibilului la temperaturi operaționale în cadrul OOP. Testele OOP urmează o buclă logică care se va repeta în fazele următoare: test, analiză, adaptare. Se estimează că testele OOP vor avea ca rezultat un material, o geometrie și o metodă de producere a elementelor de combustibil adecvată, dacă nu total optimizată, din punct de vedere al performanțelor obținute într-un mediu simulat.

Experimentul OOP trebuie să echilibreze nevoia de a genera rapid date aplicabile cu capacitatea de a învăța din eșec. Prin urmare, mediul de testare trebuie să fie controlabil, în special în ceea ce privește ciclul de temperatură și, de asemenea, trebuie să permită poziționarea instrumentelor necesare pentru a obține informațiile dorite.

Experimentul trebuie să includă trei funcții de bază:

- Încălzirea electrică (direct, prin inducție etc.) care să asigure atingerea temperaturilor țintă;
- Flexibilitatea proiectului pentru acceptarea tehnicilor de instrumentare directe și indirecte. Validarea și verificarea performanțelor este esențială pentru testele OOP. Termocuplurile convenționale nu rezistă la temperaturi de funcționare atât de ridicate, dar pot fi folosite pentru testarea la temperaturi mai scăzute. De asemenea, pot fi utilizate pentru validarea tehnicilor de măsurare optică la temperaturi scăzute, oferind încredere în măsurătorile înregistrate în timpul operării normale;

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.

- Atmosfera controlată este esențială pentru controlul transferului de căldură și pentru protejarea probelor. Sistemele de evacuare, livrare și monitorizare activă a gazelor sunt necesare pentru a controla condițiile din experiment. Aceste sisteme oferă posibilitatea de a simula un tranzient soldat cu răcirea bruscă a probelor.

2.9.2.2. Testarea în reactor

În această fază a TIP, combustibilul este testat în condiții și geometrii specifice, rezultatele fiind necesare procesului de calificare a metodelor de fabricare. Realizarea testelor în reactor se bazează pe informațiile și tehnologiile obținute în urma testării OOP descrise mai sus. Metodele de testare a probelor iradiate vor fi produse și perfecționate pentru compararea cu datele de referință OOP. Selecția reactorilor și infrastructurilor destinate PIE va fi bazată pe tipul testelor de iradiere necesare pentru producerea acestor date. Caracteristicile de iradiere, incluzând intervalul de putere, temperatură și spectrul de neutroni, vor fi luate în considerare pentru alegerea instalațiilor de iradiere.

Probele de referință pentru testarea IP vor fi cu/fără combustibil. Experimentele inițiale trebuie realizate pentru probe fără combustibil și trebuie reproduse condițiile OOP. De asemenea, în cazul materialelor simulante, este posibil ca temperaturile specifice să nu fie atinse ca urmare a densității de putere redusă. În aceste condiții, ar trebui să se utilizeze cazuri de referință OOP cu putere/temperatură mai mici sau, pentru ca probele să ajungă la temperaturile specifice, acestea ar trebui să aibă surse suplimentare de încălzire electrică. Examinările post-iradiere ale materialelor simulante au ca scop obținerea datelor privind performanțele capsulelor la iradiere. Odată încheiate experimentele IP cu materiale simulante, vor avea loc experimente pe probe încărcate cu combustibil. Pe lângă proprietățile materialelor/termofizice particulare, în urma testărilor IP, vor fi colectate date privind performanțele nucleare ale combustibilului (de exemplu, date privind capacitățile de reținere și eliberare a produșilor de fisiune într-un interval dat de temperatură și de ardere). Aceste date sunt necesare pentru înțelegerea modificărilor microstructurale ale combustibilului și pentru estimarea schimbărilor apărute.

Testarea la iradiere a combustibilului permite utilizarea capsulelor în instalațiile actuale pentru a finaliza eficient analiza inițială a parametrilor procesului de fabricație și pentru a stabili comportamentul combustibilului la iradiere. Pentru cuantificarea proprietăților combustibilului (de exemplu, comportamentul și reținerea produșilor de fisiune, comportamentul structural și evoluția proprietăților termofizice), experimentele trebuie realizate astfel încât să reproducă condițiile de temperatură, densitate de putere, de ardere, etc. Scenariile de testare IP trebuie să verifice integritatea ansamblurilor de combustibil la temperaturile și condițiile stabilite în urma testelor OOP.

Scopul experimentelor IP este calificarea conceptelor inovative pentru utilizarea acestora în reactori nucleari. Procesul de realizare a acestor teste este mult mai riguros decât în cazul experimentelor OOP, deoarece conceptele testate IP trebuie realizate în acord cu cerințele de securitate nucleară. În general, reactorii de cercetare sunt autorizați să funcționeze și respectă procedurile aprobate de autoritatea de reglementare. Dintre aceste documente, cele mai importante sunt SAR și ghidul analizelor tehnice de securitate (TSR). Acestea conțin îndrumări și date privind limitările componentelor din reactor și oferă informații despre comportamentul acestora în condiții de accident. O analiză completă trebuie realizată pentru a demonstra performanța capsulelor pentru diferitele scenarii de bază.

Analiza neutronică a configurației IP va fi efectuată cu ajutorul codurilor probabiliste sau cu coduri deterministe de celulă pentru a calcula ratele de generare a căldurii în condiții normale de funcționare, penalități privind reactivitatea, densități de fisiune și activarea componentelor. Aceste informații sunt utilizate pentru a sprijini analiza termohidraulică și PIE. Un al doilea set de calcule este necesar pentru stabilirea condițiilor limită privind aspectele de securitate nucleară. Acest set de rezultate trebuie obținut în conformitate cu protocoalele stabilite de SAR/TSR al reactorului.

Pentru realizarea acestor analize, proiectanții și inginerii au nevoie de modelul detaliat al reactorului în care urmează să aibă loc testele. Aceste informații sunt utile pentru cunoașterea performanțelor operative ale locațiilor experimentale (locații aflate în proximitatea combustibilului, barelor de control etc.).

În mod similar analizelor termohidraulice și neutronice ale testelor OOP, faza inițială a analizei termohidraulice stabilește baza de proiectare care este capabilă să respecte cerințele de cercetare. Întrucât analiza neutronică este influențată de parametrii termohidraulici și viceversa, baza de proiectare este definită printr-un proces iterativ prin care se obține echilibrul între căldura generată și pierderile de căldură (prin conducție, radiații și convecție) la o temperatură dată. De asemenea, o a doua analiză privind securitatea nucleară trebuie efectuată pentru satisfacerea cerințelor de securitate nucleară. Unele criterii de acceptanță sunt necesare pentru scenariile de accident. Analiza trebuie să demonstreze operarea în siguranță a instalațiilor nucleare pe parcursul experimentelor.

Pentru realizarea testelor, trebuie stabilit, menținut și executat un plan de asigurare a calității (QAP) în conformitate cu criteriile aplicabile ale programului de asigurare a calității din cadrul unității. QAP este un document care stabilește aspectele legate de calitate asociate activităților IP.

Examinarea post-iradiere este esențială pentru calificarea prototipurilor de combustibil. Procesul PIE constă, în general, în testarea materialelor și analiza eliberării gazelor de fisiune. Aceste date sunt necesare pentru cuantificarea proprietăților materialului (grad de ardere, ciclu termic, secțiune de fisiune etc.) și optimizarea ansamblului combustibil.

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



În principal, probele cu materiale simulante și combustibil, utilizate în faza de testare IP, sunt supuse examinării cu ajutorul microscopelor electronice. Alte teste de materiale vor fi efectuate în funcție de necesitate. Această testare poate include investigarea durității la rupere, rezistența la tracțiune, difuzivitatea termică. Analiza probelor continuă în paralel cu faza de testare IP.

2.9.2.3. Testarea combustibilului prototip

Testarea combustibil prototip reprezintă faza finală de testare a comportamentului la iradiere a componentelor unui reactor nuclear. Testarea combustibilului prototip presupune că parametrii acestuia sunt optimizați și că procesele de fabricare sunt deja înregistrate. Testele privind geometria prototipului trebuie să demonstreze scalabilitatea acestuia prin capacitatea de predicție a performanțelor la scară completă, pornind de la comportamentul observat la scară redusă în aceleași condiții de operare.

Testările ar trebui să înceapă cu ansambluri cu un singur element combustibil și ulterior, să se extindă la mai multe ansambluri într-un singur experiment. Aceste experimente ar trebui să permită utilizarea multiplă a instrumentelor de măsură și control privind condițiile din experiment. Aceste experimente de testare a prototipurilor în reactor ar trebui să investigheze funcționarea în condiții normale de operare, precum și în condiții de accident. Datele obținute în urma acestor experimente sunt necesare în procesul de proiectare și licențiere a unui concept inovativ de reactor. Având în vedere gama largă de teste și de configurații posibile ale combustibilului, pentru realizarea acestor studii, este necesară utilizarea mai multor infrastructuri. Pentru fiecare instalație experimentală propusă, caracterizarea combustibilului prototip va fi realizată în urma unui plan personalizat de PIE. Acest lucru verifică capacitatea echipamentelor, instrumentelor și infrastructurii de a sprijini eforturile de calificare.

Calificarea unui experiment de testare a combustibilului prototip oglindește procesul descris pentru testarea IP chiar dacă această testare implică geometrii complexe și cerințe de proiectare multiple. De asemenea, trebuie să se stabilească o bază de proiectare și de securitate prin desene tehnice, analize documentate în mod corespunzător și un QAP aprobat care detaliază protocoalele de achiziție a materialelor, fabricarea, inspecția și asamblarea experimentelor. După cum s-a descris mai sus, aceste documente de calificare trebuie să fie specifice reactorului sau instalației utilizare. De asemenea, interacțiunea cu personalul fiecărei instalații este imperativă. Experiența acumulată în urma testelor IP trebuie folosită în procesul de proiectare și validare a unui ansamblu combustibil prototip.

3. Campanii de testare și scenarii propuse

Pentru a susține dezvoltarea infrastructurii ALFRED, au fost propuse următoarele instalații experimentale:

- CHEMLAB
- HELENA2
- ATHENA
- MELTIN’POT
- ELF
- HANDS ON

3.1. Laboratorul ChemLab

Principalele activități care urmează să fie realizate în cadrul laboratorului ChemLab se referă la chimia agentului de răcire, studii de coroziune și al comportamentului materialelor structurale în plumb.

3.1.1. Chimia agentului de răcire

Direcțiile de cercetare-dezvoltare abordate în cadrul testelor privind chimia agentului de răcire pot fi clasificate astfel:

- Proiectarea și testarea senzorilor de oxigen pentru o geometrie de tip piscină de dimensiuni mari;
- Menținerea valorilor optime pentru parametrii agentului de lucru în configurații de tip piscină de dimensiuni mici, medii și mari;
- Caracterizarea pompelor de oxigen;
- Caracterizarea capabilităților de capturare a oxigenului de diferite elemente chimice prezente în agentul de lucru;
- Experimente de filtrare a agentului de lucru;
- Experimente de testare a capabilităților de reținere a impurităților în agentul de lucru utilizând capcane reci („cold traps”).

În Tabelul 3-1 sunt prezentate o serie de experimente care urmează să fie realizate, cu precădere, în cadrul ChemLab, dar și în ELF și ATHENA.

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



Tabel 3-1 Scenarii de testare a senzorilor de oxigen realizate în ChemLab

Temperatura plumbului [°C]	Presiunea [bar]	Lungimea [mm]	Electrod de referință [-]	Durata [h]
400-750	1 - 20	1000	Pt/aer	300 - 500
400-750	1 - 20	3000	Pt/aer sau altul (TBD)	300 - 500
400-750	1 - 20	6000	Pt/aer sau altul (TBD)	300 - 500
400-750	1 - 20	9000	Pt/aer sau altul (TBD)	300 - 500

Pentru senzorii de oxigen cu o lungime mai mare de 1000 mm, testele vor fi realizate în ATHENA. Testele de durabilitate vor fi desfășurate în ELF.

În Tabelul 3-2 sunt prezentate experimentele care urmează să fie realizate pentru menținerea valorilor optime ale parametrilor plumbului.

Tabel 3-2 Scenarii pentru menținerea valorilor optime ale parametrilor plumbului realizate în ChemLab

Temperatura plumbului [°C]	Volumul plumbului [l]	Concentrația de oxigen [wt%]	Modul de realizare al controlului [-]	Cicluri [#]
400-750	> 5	10^{-4} - 10^{-8}	Injectie cu Ar/H ₂ /O ₂	10
400-750	>20	10^{-4} - 10^{-8}	Injectie cu Ar/H ₂ /O ₂	10
450	>100	10^{-4} - 10^{-8}	Injectie cu Ar/H ₂ /O ₂	10
450	>1000	10^{-4} - 10^{-8}	Injectie cu Ar/H ₂ /O ₂	3

În cadrul acestor experimente, alături de sistemul de injecție cu Ar/H₂/O₂ poate fi testată și pompa de oxigen. Acestea asigură creșterea concentrației de oxigen din agentul de lucru (plumb topit). Nivelul de maturitate tehnologic (TRL) al sistemului de injecție cu Ar/H₂/O₂ este scăzut (TRL<4-5), prin urmare pompele de oxigen pot fi utilizate în cadrul primelor două serii de experimente propuse anterior.

Pentru investigarea capabilităților de captură a oxigenului de către diferite elemente chimice (Zr, Ti, Mg, Ta etc.) prezente în agentul de lucru, a fost propus un set de experimente prezentat în Tabelul 3-3. De asemenea, în cadrul acestor experimente se pot testa pompele de oxigen.

Experimentele de testare a capabilităților de filtrare și de reținere a impurităților din plumb vor fi realizate pe o instalație de tip buclă care va avea integrat un sistem de control al oxigenului din cadrul ELF (vezi subcapitolul 3.5). Cu toate acestea, în

ChemLab pot fi realizate studii preliminare necesare pentru a evalua stabilitatea termică a materialelor utilizate pentru filtrarea plumbului.

Tabel 3-3 Testarea elementelor chimice de captura în ChemLab

Elementul de captura	Temperatura plumbului [°C]	Volumul plumbului [l]	Concentrația de oxigen [wt%]	Modul de realizare al controlului [-]	Cicluri [#]
Zr	400-750	20 - 100	10^{-4} - 10^{-8}	Injectie cu O ₂	20-50
Ti	400-750	20 - 100	10^{-4} - 10^{-8}	Injectie cu O ₂	20-50
Mg	400-750	20 - 100	10^{-4} - 10^{-8}	Injectie cu O ₂	20-50
Ta	400-750	20 - 100	10^{-4} - 10^{-8}	Injectie cu O ₂	20-50

3.1.2. Coroziunea materialelor în condiții statice

Pentru fiecare material structural menționat în subcapitolul 3.1, s-a propus un set de teste necesar determinării riscului de apariție a coroziunii în condiții statice. Lista experimentelor propuse este redată în Tabelul 3-4.

Tabel 3-4 Scenarii privind studiul coroziunii în plumb stagnant

Temperatura plumbului [°C]	Concentrația de oxigen [wt%]	Durata [h]	Stratul de protecție [-]	Probe [#]
400	10^{-4}	1000-3000	Nu	5
480	10^{-4}	1000-3000	Nu	5
550	10^{-4}	1000-3000	Nu	5
650	10^{-4}	1000-3000	Nu	5
400	10^{-6}	1000-3000	Nu	5
480	10^{-6}	1000-3000	Nu	5
550	10^{-6}	1000-3000	Nu	5
650	10^{-6}	1000-3000	Nu	5
400	10^{-8}	1000-3000	Nu	5
480	10^{-8}	1000-3000	Nu	5
550	10^{-8}	1000-3000	Nu	5
650	10^{-8}	1000-3000	Nu	5
400	10^{-4}	1000-3000	PLD	5
480	10^{-4}	1000-3000	PLD	5

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.

550	10^{-4}	1000-3000	PLD	5
650	10^{-4}	1000-3000	PLD	5
400	10^{-6}	1000-3000	PLD	5
480	10^{-6}	1000-3000	PLD	5
550	10^{-6}	1000-3000	PLD	5
650	10^{-6}	1000-3000	PLD	5
400	10^{-8}	1000-3000	PLD	5
480	10^{-8}	1000-3000	PLD	5
550	10^{-8}	1000-3000	PLD	5
650	10^{-8}	1000-3000	PLD	5
400	10^{-4}	1000-3000	Obținut prin difuzie	5
480	10^{-4}	1000-3000	Obținut prin difuzie	5
550	10^{-4}	1000-3000	Obținut prin difuzie	5
650	10^{-4}	1000-3000	Obținut prin difuzie	5
400	10^{-6}	1000-3000	Obținut prin difuzie	5
480	10^{-6}	1000-3000	Obținut prin difuzie	5
550	10^{-6}	1000-3000	Obținut prin difuzie	5
650	10^{-6}	1000-3000	Obținut prin difuzie	5
400	10^{-8}	1000-3000	Obținut prin difuzie	5
480	10^{-8}	1000-3000	Obținut prin difuzie	5
550	10^{-8}	1000-3000	Obținut prin difuzie	5
650	10^{-8}	1000-3000	Obținut prin difuzie	5

3.1.3. Teste mecanice în plumb

Printre cele mai importante teste necesare pentru a determina comportamentul mecanic al materialelor structurale în plumb, care urmează să fie realizate cu ajutorul infrastructurii destinate reactorului ALFRED, se numără:

- Fluajul (SSRT - Slow Strain Rate Tensile);
- Ruperea la oboseală;
- Uzura prin frecare;
- Eroziunea.

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



Propunerile pentru testele ce vizează SSRT și ruperea la oboseală urmăresc atât rezistența și ductilitatea materialelor structurale în plumb, precum și fragilizarea produsă de agentul de lucru.

Testarea rezistenței la uzură prin frecare este importantă în cazul distanțierilor utilizați în FA, în timp ce testele de eroziune sunt relevante pentru a selecta varianta optimă de material pentru rotorul pompei.

În Tabelele 3-5 - 3-8 sunt redată testele în condiții statice propuse pentru fiecare material structural menționat în subcapitolul 2.1.

Testele care vizează SSRT și ruperea la oboseală prezentate în tabelele de mai sus vor fi reevaluate utilizând probe care conțin îmbinări prin sudură.

Înainte de a realiza testele de rezistență la frecare a materialelor utilizate pentru teacă și distanțieri este necesară o analiză termodinamică detaliată a FA. Aceasta este necesară deoarece vibrațiile induse de curgerea agentului de răcire influențează sarcina și amplitudinea de alunecare.

Tabel 3-5 Scenarii de testate a SSRT în plumb

Temperatura plumbului [°C]	Concentrația de oxigen [wt%]	Rata de deformare [$\mu\text{m/s}$]	Stratul de protecție [-]	Probe [#]
400	10^{-6} - 10^{-8}	0.1	Nu	3
480	10^{-6} - 10^{-8}	0.5	Nu	3
550	10^{-6} - 10^{-8}	1	Nu	3
650	10^{-6} - 10^{-8}	1.5	Nu	3
400	10^{-6} - 10^{-8}	0.1	PLD	3
480	10^{-6} - 10^{-8}	0.5	PLD	3
550	10^{-6} - 10^{-8}	1	PLD	3
650	10^{-6} - 10^{-8}	1.5	PLD	3
400	10^{-6} - 10^{-8}	0.1	Obținut prin difuzie	3
480	10^{-6} - 10^{-8}	0.5	Obținut prin difuzie	3
550	10^{-6} - 10^{-8}	1	Obținut prin difuzie	3
650	10^{-6} - 10^{-8}	1.5	Obținut prin difuzie	3

Tabel 3-6 Scenarii de testare a ruperii la oboseală în plumb

Temperatura plumbului [°C]	Concentrația de oxigen [wt%]	Stresul [MPa]	Stratul de protecție [-]	Probe [#]
400	10^{-6} - 10^{-8}	65-80% Sn*	Nu	3
480	10^{-6} - 10^{-8}	65-80% Sn	Nu	3
550	10^{-6} - 10^{-8}	65-80% Sn	Nu	3
650	10^{-6} - 10^{-8}	65-80% Sn	Nu	3
400	10^{-6} - 10^{-8}	65-80% Sn	PLD	3
480	10^{-6} - 10^{-8}	65-80% Sn	PLD	3
550	10^{-6} - 10^{-8}	65-80% Sn	PLD	3
650	10^{-6} - 10^{-8}	65-80% Sn	PLD	3
400	10^{-6} - 10^{-8}	65-80% Sn	Obținut prin difuzie	3
480	10^{-6} - 10^{-8}	65-80% Sn	Obținut prin difuzie	3
550	10^{-6} - 10^{-8}	65-80% Sn	Obținut prin difuzie	3
650	10^{-6} - 10^{-8}	65-80% Sn	Obținut prin difuzie	3

* Sn reprezintă stresul total.

Tabel 3-7 Scenarii de testare a rezistenței la uzură în plumb

Temperatura plumbului [°C]	Concentrația de oxigen [wt%]	Sarcina [N]	Amplitudinea alunecării [mm]	Frecvența [Hz]	Cicluri [#]	Stratul de protecție [-]	Probe [#]
400	10^{-6} - 10^{-8}	50-150	0.1-0.2	10-30	1E6	Nu	3
480	10^{-6} - 10^{-8}	50-150	0.1-0.2	10-30	1E6	Nu	3
550	10^{-6} - 10^{-8}	50-150	0.1-0.2	10-30	1E6	Nu	3
650	10^{-6} - 10^{-8}	50-150	0.1-0.2	10-30	1E6	Nu	3
400	10^{-6} - 10^{-8}	50-150	0.1-0.2	10-30	1E6	PLD	3
480	10^{-6} - 10^{-8}	50-150	0.1-0.2	10-30	1E6	PLD	3
550	10^{-6} - 10^{-8}	50-150	0.1-0.2	10-30	1E6	PLD	3
650	10^{-6} - 10^{-8}	50-150	0.1-0.2	10-30	1E6	PLD	3

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.

Tabel 3-8 Scenarii privind studiul eroziunii în plumb

Temperatura plumbului [°C]	Concentrația de oxigen [wt%]	Viteza plumbului [m/s]	Stratul de protecție [-]	Probe [#]
400	10^{-6} - 10^{-8}	15-30	Nu	3
480	10^{-6} - 10^{-8}	15-30	Nu	3
400	10^{-6} - 10^{-8}	15-30	PLD	3
480	10^{-6} - 10^{-8}	15-30	PLD	3
400	10^{-6} - 10^{-8}	15-30	Obținut prin difuzie	3
480	10^{-6} - 10^{-8}	15-30	Obținut prin difuzie	3

3.2. Infrastructura HELENA2

Toate experimentele propuse pentru instalația HELENA2 vor fi realizate utilizând echipamente de control al oxigenului din agentul de răcire menite să păstreze concentrația de oxigen între 10^{-6} – 10^{-8} wt%.

3.2.1. Caracterizarea ansamblului combustibil (FA) al reactorului ALFRED

În Tabelul 3-9 sunt prezentate condițiile inițiale pentru realizarea testelor necesare caracterizării transferului de căldură a FA din ALFRED. În cadrul testelor, debitul agentului de răcire variază de la valoarea nominală până la valoarea tipică pentru circulația naturală. Temperatura de intrare a plumbului poate varia ușor în funcție de condițiile de transfer termic din schimbătorul de căldură; condițiile de intrare ale plumbului nu sunt importante în evaluarea HTC din FA.

Tabel 3-9 Scenarii pentru caracterizarea FA din ALFRED

Debitul de plumb [kg/s]	Puterea FPS [kW]	Debitul de apă de răcire [kg/s]	Temperatura de intrare a apei de răcire [°C]	Durata [h]
72	1360	6.90	330	20-100
10	95	6.00	345	500-1000

Numărul mare de termocupluri propus pentru această secțiunea de testare va permite măsurarea coeficientului de transfer de căldură în diferite poziții din subcanal și obținerea unui coeficient mediu pe întreg ansamblul. De asemenea, distribuția radială de temperatură va fi dedusă împreună cu punctele reci din subcanalele laterale și cele de colț. Datele astfel obținute vor fi folosite pentru a stabili o corelație între numărul

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.

Nusselt și numărul Peclet pentru FA din ALFRED. Această corelație poate fi utilizată pentru proiectarea și operarea reactorului.

În ceea ce privește analiza accidentelor de tip PLOFA în HELENA2, tranziția se va face de la Etapa 3 unde puterea este de 1.36 MW și debitul de agent de răcire de 72 kg/s asigurat prin circulație forțată la 7% din puterea nominală (95 kW). Debitul de agent de răcire final va fi influențat de rezistența hidraulică a buclei și de diferența de înălțime dintre sursa de căldură și schimbătorul de căldură, în urma estimărilor realizate aceasta trebuind să fie în jur de 10 kg/s [23].

Un set suplimentar de experimente poate fi realizat activând doar anumite elemente combustibile (FA asimetric). Acestea pot fi elemente centrale (1-7) sau mai multe sectoare, 1 sau 2. Acest tip de experiment este de interes pentru validarea și verificarea (V&V) codurilor de calcul. În Tabelul 3-10 sunt redate scenariile adoptate pentru acest tip de test. Puterea unui element combustibil este stabilită în funcție de condițiile inițiale din Etapa 3.

Tabel 3-10 Scenarii pentru caracterizarea FAs asimetrice din ALFRED

Elementele combustibile active	Debitul de plumb [kg/s]	Puterea pe elementul combustibil [kW]	Durata [h]
2 - 7	72	22.6	50-100
1 sector	72	22.6	50-100
2 sectoare	72	22.6	50-100

3.2.2. Studiul efectelor produse de blocarea curgerii

Existența riscului de blocare a curgerii agentului de răcire impune necesitatea de realizare a unor experimente în cadrul HELENA2 pentru stabilirea consecințelor produse de apariția unor astfel de blocaje. Pentru acest studiu, sunt propuse două scenarii: apariția unui blocaj extern (în afara FA) sau un blocaj intern (în interiorul FA).

Pentru primul caz, s-a propus ca puterea FA să fie fixată la jumătate din puterea nominală (680 kW), iar debitul agentului de răcire poate varia între 72-36 kg/s. Astfel, temperatura elementelor combustibile rămâne în parametrii acceptabili. Experimente suplimentare pot fi realizate pentru o putere mai mică dacă se reduce proporțional și debitul agentului de răcire. Condițiile inițiale necesare realizării experimentelor mai sus menționate se regăsesc în Tabelul 3-11.

Tabel 3-11 Scenarii în cazul apariției unui blocaj extern în HELENA2

Tipul blocajului	Debitul de plumb [kg/s]	Puterea FPS [kW]
Extern	36-72	680

În cazul celui de al 2-lea scenariu, au fost propuse mai multe configurații (apariția unui blocaj central, unui blocaj în colțul FA sau blocarea unui sau mai multe sectoare). Numărul total de teste necesare acestui studiu este foarte mare și fiecare dintre acestea trebuie să îndeplinească condițiile la echilibru de dinamică a fluidului. Pentru a conserva integritatea secțiunii de testare, majoritatea testelor vor fi realizate la jumătate din puterea nominală a instalației, în timp ce debitul poate varia între 36-72 kg/s. Un test final poate fi realizat la putere și debit maxim (1.36 MW și 72 kg/s) pentru diferite tipuri de blocaj. Un număr minim de scenarii necesare este prezentat în Tabelul 3-12.

Tabel 3-12 Scenarii în cazul apariției unui blocaj intern în HELENA2

Tipul blocajului	Debitul de plumb [kg/s]	Puterea FPS [kW]
centru	36-72	680
colț	36-72	680
1 sector	36-72	680
2 sectoare	36-72	680

3.2.3. Vibrații induse de curgere

În instalația HELENA2, pentru experimentele privind impactul vibrațiilor induse de viteza curgerii agentului de răcire asupra integrității structurale a FA, s-au stabilit următoarele condiții: temperatura de intrare a agentului de lucru este fixată la 400 °C sau 480 °C iar debitul de plumb variază între 5 kg/s și 72 kg/s. În cadrul acestor experimente, va fi analizat un număr foarte mare de cazuri, și pentru fiecare dintre acestea trebuie să se obțină condițiile la echilibru. Rezultatele obținute vor fi prezentate sub formă de analiză spectrală de frecvență. Condițiile limita pentru experimentele de FIV sunt redate în Tabelul 3-13.

Tabel 3-13 Condiții de margine pentru experimentele de FIV din HELENA2

Debitul de plumb [kg/s]	Puterea FPS [kW]	Temperatura de intrare [°C]	Durata [h]
5-72	-	400	50-100
5-72	-	480	50-100

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.

3.2.4. Deformarea FA

Testele de deformare a FA vor fi realizate pentru diferite configurații, atât pentru circulație naturală cât și forțată. Scopul acestor teste este de a stabili intervalul de temperatură în care operarea FA este sigură chiar în cazul în care se produce o pierdere a capacității de răcire a FA. Scenariile propuse pentru acest experiment sunt prezentate în Tabelul 3-14.

Tabel 3-14 Scenarii pentru testarea deformării FA din ALFRED

Debitul de plumb [kg/s]	Puterea FPS [kW]	Temperatura de intrare [°C]	Durata [h]
72	430	400	50-100
36	215	400	50-100
10 (NC)	30	>400	100-500

3.3. Infrastructura ATHENA

Pentru operarea instalației piscină ATHENA, va fi instalat un sistem de control al oxigenului. Condiționarea plumbului va fi realizată în vasul de stocare astfel încât să se mențină o concentrație a oxigenului între 10^{-6} și 10^{-8} wt%. De asemenea, concentrația de oxigen din vasul principal va fi monitorizată și controlată prin intermediul senzorilor de oxigen și a sistemelor dedicate controlului (de exemplu, barbotare cu hidrogen).

3.3.1. Caracterizarea barelor de control

În instalația ATHENA au fost propuse teste care au ca scop caracterizarea barelor de control prin verificarea funcționării, a performanțelor și a fiabilității mecanismelor de comandă. De asemenea, impactul mișcărilor seismice asupra sistemului va fi caracterizat prin aplicarea unei forțe externe care să simuleze sarcina seismică pe tubul barelor de control. Simularea forțelor externe se va realiza prin intermediul unor mufe poziționate în gazul de acoperire.

Viteza de inserare/extragere și deformările apărute în cazul inserării și extragerii barelor de control sunt monitorizate cu manometre și accelerometre.

Scenariile campaniei de testare a mecanismelor de comandă a barelor de control sunt prezentate în Tabelul 3-15. Testele vor fi realizate la diferite temperaturi ale agentului de răcire (400 °C sau 480 °C), atât cu funcționarea, cât și fără funcționarea pompei.

Tabel 3-15 Secvențe de testare a mecanismului de comandă a barelor de control

Testul	Scopul	Parameterii
#1 Testarea mecanismului de comandă în condiții nominale	Verificarea funcționării, a performanțelor și a fiabilității	Timpii de introducere/extragere a barelor de control; poziția relativă a porțiunii de mijloc și de sus a absorbantului față de regiunea activă a FA
#2 Testarea mecanismului de comandă în cazul apariției unui eveniment seismic	Verificarea funcționării, a deformărilor, a performanțelor și a fiabilității	Investigarea introducerii/extragerii corecte a barelor de control; apariția deformărilor și a defectelor în cazul introducerii/extragerii barelor de control

3.3.2. Caracterizarea SG, DHR, RPC și CS

Campania de testare pentru caracterizarea SG, E-DHR și RPC propusă pentru reactorul ALFRED se axează pe validarea performanțelor acestora în condiții nominale și tranzitorii/de accident. Aceste componente, cuplate cu CS (2.21 MW), vor fi operate la echilibru pentru a determina performanțele sistemului în cazul pierderilor de presiune și capacitatea de a opera la diferite nivele de putere și debit de agent de răcire. După operarea la echilibru, se va face trecerea de la circulație forțată la circulație naturală (PLOFA) și se va analiza comportamentul pompei la oprire. Scenariile de testare propuse sunt prezentate în Tabelul 3-16.

Tabel 3-16 Scenarii pentru caracterizarea SG, DHR, RPC și CS

Parametru	Test 1	Test 2
Temperatura de intrare a plumbului [°C]	390	400
Temperatura de ieșire a plumbului [°C]	430	480
Debitul de plumb [kg/s]	189	189
Temperatura de intrare a apei [°C]	110	110
Temperatura de ieșire a apei [°C]	160	160
Debitul de apă [kg/s]	5.24	10.34
Presiunea apei [bar]	175	175
Puterea îndepărtată [MW]	1.12	2.21
PLOFA (7% din putere) [-]	DA	DA
Durata (condiții nominale) [h]	100-500	100-500
Durata (după PLOFA) [h]	500-1000	500-1000

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.

3.3.3. Experimente SGRT

Într-o porțiune dedicată a piscinei ATHENA se vor realiza studii privind efectele ruperii unui tub al generatorului de abur. Deoarece un astfel de eveniment poate afecta integritatea structurală a instalației, ca urmare a presurizării vasului, a propagării undelor de presiune, a posibilului efect de domino, a efectului de „sloshing” (oscilații la nivelul suprafeței), a efectului de feedback al reactivității cauzat de pătrunderea vaporilor în zona activă, va fi instalată o instalație dedicată studiului acestor fenomene și obținerii de date experimentale necesare procesului de verificare și validare (V&V) a codurilor de calcul utilizate în proiectarea și analizele de securitate pentru reactorul ALFRED.

Pentru fiecare test, tubul spart va conține amestec de apă/abur aflat la parametrii de funcționare nominali a SG. De asemenea, viteza de curgere a agentului din SG va fi similară cu viteza de curgere din SG al reactorului ALFRED.

Experimentele astfel realizate vor susține procesul de licențiere al reactorului ALFRED, abordând performanța sistemelor de siguranță proiectate și instalate pentru a preveni apariția unei sarcini excesive asupra vasului principal al reactorului în cazul unui eveniment SGRT. În Tabelul 3-17 este redat setul de teste propus pentru un astfel de eveniment.

Tabel 3-17 Scenarii de testare a SGRT

Parametrul	Test 1	Test 2	Test 3	Test 4
Poziționarea rupturii [-]	mijloc	jos	mijloc	jos
Temperatura plumbului [°C]	400	400	480	480
Debitul de plumb [kg/s]	189	189	189	189
Temperatura apei [°C]	335/450	335/450	335/450	335/450
Presiunea apei [bar]	175	175	175	175
Debitul de apă [g/s]	50	50	50	50

3.4. Campania de testare MELTIN’POT

Principalele obiective ale campaniilor experimentale ce urmează a fi desfășurate în cadrul MELTIN’POT sunt de a investiga interacția dintre combustibil și agentul de răcire, dispersia combustibilului și relocarea acestuia, capacitățile de reținere a produșilor de fisiune în plumb și/sau pătrunderea acestora în gazul de acoperire, precum și a izotopilor de Poloniu și influența capcanelor gaz/abur asupra traseului de deplasare a acestora în cazul unui accident.

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



În Tabelele 3-18 – 3-21 sunt prezentate principalele condiții de realizare a testelor în cadrul MELTIN’POT.

Tabel 3-18 Scenarii de testare a interacției dintre combustibil și agentul de răcire

Parametrul	Test 1	Test 2	Test 3	Test 4
Intervalul de temperatură [°C]	400-750	400-750	400-750	400-750
Starea combustibilului [-]	Proaspăt	Iradiat	Iradiat	Iradiat
Gradul de ardere [MWd/kg]	-	10	50	100

Tabel 3-19 Scenarii de testare a dispersiei de combustibil și relocarea acestuia

Parametrul	Test 1	Test 2	Test 3	Test 4
Intervalul de temperatură [°C]	400-750	400-750	400-750	400-750
Starea combustibilului [-]	Proaspăt	Iradiat	Iradiat	Iradiat
Gradul de ardere [MWd/kg]	-	10	50	100

Tabel 3-20 Scenarii de testare a dispersiei/relocării produșilor de fisiune

Parametrul	Test 1	Test 2	Test 3	Test 4
Intervalul de temperatură [°C]	400-600	400-750	400-600	600-750
Starea izotopului [-]	Stabil	Stabil	Excitat	Excitat

Tabel 3-21 Scenarii de testare a dispersiei/relocării Poloniului

Parametrul	Test 1	Test 2	Test 3	Test 4
Intervalul de temperatură [°C]	400-600	600-750	400-750	400-750
Injectie Po [-]	Da	Da	Da	Da
Injectie gaz [-]	Nu	Nu	Da	Nu
Injectie apă [-]	Nu	Nu	Nu	Da

3.5. Infrastructura ELF

Instalația ELF este concepută în scopul efectuării de experimente necesare pentru a sprijini dezvoltarea reactorului AFLRED.

Înainte de realizarea oricărui test, va fi necesară punerea în funcțiune a buclei externe pentru monitorizarea și controlul chimic al agentului de răcire. Aceasta va permite menținerea nivelului de oxigen din vasul principal în intervalul definit (10^{-6} – 10^{-8} wt%).

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.

După punerea în funcțiune și operarea cu success a acestui sistem auxiliar, care reprezintă unul dintre cele mai importante sisteme auxiliare pentru reactorul ALFRED, în cadrul infrastructurii ELF pot fi realizate și alte teste de lungă durată. Condițiile inițiale de testare a OCS sunt redate în Tabelul 3-22.

Tabel 3-22 Scenariu de testare a OCS în ELF

Parametrul	Valoare
Regimul de curgere [-]	Circulație forțată
Puterea capacelor reci [kW]	130-400
Debitul de plumb [kg/s]	10-30
Concentrația de oxigen [wt%]	10^{-4} - 10^{-8}
Durata [h]	500-1000

3.5.1. Teste de lungă durată

Testele de anduranță din ELF vizează demonstrarea operabilității pe termen lung a reactorului ALFRED precum și, fiabilitatea sistemelor și componentelor acestuia. În acest scop, instalația va funcționa pentru un interval de timp relevant în condiții de circulație forțată (FC). Testele vor fi reprezentative atât pentru Etapa 2, cât și Etapa 3 de funcționare a reactorului ALFRED. Condițiile inițiale de realizare a testelor de lungă durată sunt redate în Tabelul 3-23.

Tabel 3-23 Scenariu de realizare a testelor de lungă durată

Parametrul	Test 1	Test 2
Regimul de curgere [-]	FC	FC
Putere termică CS [MW]	6.6	10
Debitul de plumb [kg/s]	572.46	572.46
Temperatura de intrare CS [°C]	400	400
Temperatura de ieșire CS [°C]	480	520
Debitul de apă [kg/s]	4.24	6.42
Temperatura apei [°C]	335	335
Temperatura aburului [°C]	450	450
Presiunea apei [bar]	180	180
Durata [h]	8000	8000

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.

3.5.2. Teste integrale

Testele integrale urmăresc acumularea de experiență privind funcționarea instalației și crearea unei baze de date utile pentru susținerea procesului de dezvoltare și validare a codurilor de calcul dedicate tehnologiei LFR. Testele vor fi realizate urmărind următoarele condiții de funcționare:

- **Normale:** instalația este operată la parametri nominali, reprezentativi pentru Etapa 2 și Etapa 3 de funcționare a reactorului ALFRED (putere termică 6,6 MW și respectiv 10 MW, debitul de plumb 572.46 kg/s și domeniul de temperatură a zonei active 400-480°C (Etapa 2) și 400-520°C (Etapa 3));
- **Tranzitorii:** instalația trece de la parametri de operare nominală la jumătate din sarcina de lucru și invers;
- **Accident postulat:** cu ajutorul pompelor și a sistemului secundar se realizează simularea unui accident postulat (accident soldat cu pierderea agentului de răcire). În timpul acestor simulări, puterea zonei active simulate este scăzută urmărind curba de dezintegrare. Sistemul de îndepărtarea a căldurii reziduale este activat pe parcursul testelor.

În timpul acestor teste se urmărește investigarea comportării termohidraulice în cazul geometriilor de tip piscină cu HLM, precum și a componentelor principale dintr-un astfel de sistem (de exemplu, RCP, SG, DHR). Condițiile inițiale de realizare a testelor integrale sunt prezentate în Tabelele 3-24 – 3-26.

Tabel 3-24 Scenariu de realizare a testelor integrale, operare normală

Parametrul	Test 1	Test 2
Regimul de curgere [-]	FC	FC
Puterea termică CS [MW]	6.6	10
Debitul de plumb [kg/s]	572.46	572.46
Temperatura de intrare CS [°C]	400	400
Temperatura de ieșire CS [°C]	480	520
Debitul de apă [kg/s]	4.24	6.42
Temperatura apei [°C]	335	335
Temperatura aburului [°C]	450	450
Presiunea apei [bar]	180	180

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



Tabel 3-25 Scenariu de realizare a testelor integrale, tranzienți

Parametrul	Test 1	Test 2	Test 3	Test 4
Regimul de curgere [-]	FC	FC	FC	FC
Modificarea puterii [-]	Da	Da	Da	Da
Puterea termică CS [MW]	De la 6.6 la 3.3	De la 10 la 5	De la 3.3 la 6.6	De la 5 la 10
Modificarea debitului de plumb [-]	Da	Da	Da	Da
Debitul de plumb [kg/s]	De la 572.46 la 286.23	De la 572.46 la 286.23	De la 286.23 la 572.46	De la 286.23 la 572.46
Modificarea debitului de apă [-]	Da	Da	Da	Da
Debitul de apă [kg/s]	De la 4.24 la 2.12	De la 6.42 la 3.21	De la 2.12 la 4.24	De la 3.21 la 6.42

Tabel 3-26 Scenariu de realizare a testelor integrale, accidente postulate

Parametrul	Test 1	Test 2
Regimul de curgere [-]	De la FC la NC	De la FC la NC
Modificarea puterii [-]	Da	Da
Puterea termică CS [MW]	From 6.6 to 0.33	From 10 to 0.5
Modificarea debitului de plumb [-]	Da	Da
Debitul de plumb [kg/s]	De la 572.46 la 0 (NC)	De la 572.46 la 0 (NC)
Modificarea debitului de apă [-]	Da	Da
Debitul de apă [kg/s]	Comutarea de la bucla secundară la DHR	Comutarea de la bucla secundară la DHR
Timpul scurs de la declanșarea evenimentului [h]	72	72

3.5.3. Campania de testare HANDS ON

Scopul instalației HANDS ON este de a demonstra funcționalitatea sistemului de manipulare a ansamblurilor de combustibil din reactorul ALFRED, precum și a procedurii de realimentare prin utilizarea unui container răcit, scufundat parțial în bazin.

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



Obiectivul principal consta în demonstrarea capacităților mecanismului de manipulare a combustibilului din reactorul ALFRED și validarea procedurii de manipulare și transfer a combustibilului în bazinul de stocare al combustibilului uzat, având în vedere viabilitatea, fiabilitatea și robustețea soluțiilor de proiectare propuse. De asemenea, sunt luate în considerare și FA deformate.

Pentru procedura de realimentare cu combustibil, mai întâi se îndepărtează DA-urile și se introduce un container de transfer în piscină. Ulterior acestei etape, are loc transferul FA-urile în container și în final, containerul încărcat este îndepărtată din instalație. Aceasta va fi transferat în zona de simulare privind stocarea temporară a combustibilului uzat. Ansamblurile de combustibil vor fi încălzire electric pentru a simula căldura reziduală a combustibilului. Containerele de transfer sunt prevăzute cu suporturi de susținere a FA-urilor după îndepărtarea din piscină.

În timpul experimentelor, sunt analizați următorii parametri:

- Temperatura FA și a casetei de stocare a combustibilului uzat;
- Rezistența FA și deformarea indusă de manipulare;
- Sarcina și rezistența în cazul FA deformate.

De asemenea, vor fi realizate teste privind capacitățile de răcire a FA în cazul blocajelor accidentale ale containerului de stocare. Condițiile inițiale de realizare ale acestor teste sunt prezentate în Tabelul 3-27 și 3-28.

Tabel 3-27 Scenarii de testare a mecanismului de manipulare a combustibilului

Parametrul	Test 1	Test 2	Test 3
Componenta	FA	DA	FA deformat
Intervalul de temperatură [°C]	390-420	390-420	390-420
Puterea [kW]	140-160	-	140-160
Cicluri [#]	10-20	10-20	10-20

Tabel 3-28 Scenarii de testare a mecanismului de manipulare a combustibilului în caz de accident

Parametrul	Test 1	Test 2
Componenta	FA	FA deformat
Intervalul de temperatură [°C]	390-420	390-420
Puterea [kW]	140-160	140-160

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



Scenariu 1	Blocaj în partea de jos	Blocaj în partea de jos
Scenariu 2	Blocaj în partea de mijloc	Blocaj în partea de mijloc
Scenariu 3	Blocaj în gaz	Blocaj în gaz

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



4. Verificarea și validarea codurilor de calcul

În cadrul conceptului de apărare în profunzime, Analizele Deterministe de Securitate nucleară “DSA” (sau analize de accident) [24] reprezintă instrumente utilizate pentru a determina gradul de adecvare și eficiența sistemelor de securitate dintr-o instalație nucleară. Acest tip de analize este realizat pentru a demonstra că funcțiile fundamentale de siguranță nucleară [25] (controlul reactivității, îndepărtarea căldurii reziduale, reținerea produșilor radioactivi și eliberarea controlată a acestora, precum și limitarea în caz de accident) sunt îndeplinite în timpul operării normale a instalației, cât și în condiții de accident [26].

Criteriile de acceptare [27] sunt utilizate pentru evaluarea gradului de acceptabilitate a rezultatelor obținute în urma analizelor de securitate [28]. Acestea sunt aplicate în procesul de licențiere și în analiza accidentelor severe. Criteriile de acceptare sunt aprobate de către autoritățile competente în domeniu nuclear și pot varia în funcție de amplasamentul instalației nucleare. În general, criteriile de acceptare depind de frecvența evenimentului inițiator, de proiectul reactorului și parametrii funcționali ai sistemului. Probabilitatea mai mare de apariție a unui eveniment implică criterii mai stricte. Verificarea criteriilor de acceptare poate fi demonstrată prin diferite abordări: de la cele mai conservative la cele de tip “cea mai bună estimare” (BE). Fiecare autoritate de reglementare națională adoptă o anumită abordare, fiind astfel disponibile diferite opțiuni și aplicații ale acestora. Reglementările actuale [29] permit utilizarea codurilor de tip BE [30], dar necesită aproximații conservative, studii de sensibilitate sau ale incertitudinilor [31]. Utilizarea codurilor ce folosesc metoda BE sunt acceptate pe scară largă în întreaga lume: există o bază de date extinsă pentru aproape toate tipurile de reactor iar calculele de tip BE ale acestora sunt bine documentate. În cazul conceptelor noi, precum tehnologia LFR, este important să se ia în considerare aplicabilitatea codurilor deja dezvoltate pentru LWR și SFR, împreună cu incertitudinile asociate acestora.

DSA are aplicații diferite, iar rezultatele sunt utilizate în diferite etape ale proiectului (de la proiectarea preliminară până la dezafectarea instalației) având diferite scopuri [24] (analize de proiectare, analize de licențiere, validarea procedurilor de operare în situații de urgență (EOP), analize probabilistice de securitate nucleară (PSA), suport pentru managementul accidentelor și planificare în situații de urgență, analize ale evenimentelor operaționale, analize de audit ale autorităților de reglementare). DSA este realizată utilizând diferite tipuri de coduri de calcul, de la codurile de fizica reactorilor la codurile cuplate. Codurile de calcul de tip BE au diferite niveluri de calificare: acestea depind de documentația de verificare și validare (V&V), disponibilitatea datelor experimentale sau a celor din NPP și amploarea evaluărilor independente. Datele experimentale [32] sunt esențiale pentru susținerea dezvoltării și demonstrarea fiabilității codurilor de

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.

calcul în simularea comportamentului unei NPP sau a sistemelor și componentelor sale, atât în timpul operării normale cât și în cazul unui accident postulat: în general, aceasta este o cerință a organismului de reglementare. Cu toate acestea, utilizatorul are responsabilitatea utilizării corespunătoare a acestor coduri. Principalele categorii de coduri identificate sunt [33]:

- Coduri de fizica reactorilor și de protecție radiologică;
- Coduri specifice anumitor componente sau fenomene:
 - Coduri de analiză a combustibilului;
 - Coduri de subcanal;
 - Coduri de analiză a mediilor poroase;
 - Coduri de analiză a anvelopei, inclusiv transport de materiale radioactive;
 - Coduri de dispersie atmosferică și calcul de doze;
 - Coduri de analiză structurală.
- Coduri de analiză termohidraulică;
- Coduri de analiză a accidentelor severe;
- CFD;
- Coduri cuplate.

Validarea și verificarea sunt etape esențiale în procesul de calificare a oricărei metode de calcul și reprezintă principalele mijloace de evaluare a exactității simulărilor. Cu toate acestea, conceptul de V&V este semnificativ atâta timp cât este asociat cu un interval de valabilitate, adică: fenomenele care sunt analizate (și cele care sunt ignorate), structura, sistemele și componentele cărora li se aplică un cod (și celor care nu li se aplică), intervalul de parametri pentru care există rezultate experimentale (și intervalele în care acestea lipsesc). Toate aceste elemente definesc un domeniu în cadrul căruia aplicarea unui cod este valabilă și astfel, rezultatele obținute pot fi credibile. Unul dintre obiectivele principale ale infrastructurilor experimentale propuse în cadrul programului PRO-ALFRED este de a sprijini verificarea și validarea instrumentelor de calcul.

4.1. Coduri de fizica reactorilor

Aceste coduri sunt utilizate pentru proiectarea reactorului și pentru analize de securitate. Obiectivele codurilor de fizica reactorilor sunt:

- modelarea zonei active în condiții de echilibru și determinarea reactivității, precum și a fluxului global și a distribuțiilor de putere;

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



- determinarea efectelor de reactivitate și a răspunsului de bază la diferite perturbări;
- definirea configurației și caracteristicilor barelor de control și de oprire rapidă;
- analiza comportamentului zonei active în regimuri tranzitorii, de la funcționarea normală la condiții de accident;
- investigarea gradului de ardere a combustibilului, schemei de realimentare, a gradului de ardere a combustibilului la descărcare.

Codurile disponibile pentru îndeplinirea obiectivelor de mai sus sunt: ERANOS [34] și MCNP [35] (sau SERPENT [36]) pentru rezolvarea ecuației de transport a neutronilor prin metode deterministe și stocastice; Pachetul SCALE [37] pentru generarea secțiunilor; Pachetul PHISICS [38] pentru calculele 3-D a distribuției de putere la echilibru și în condiții tranzitorii, cuplat cu un cod termohidraulic. Suita DRAGON/DONJON [39] este o opțiune de tip „open source” (alternativă la ERANOS) pentru evaluări neutronice deterministe.

Codurile și modelele fizice sunt valabile continuu datorită datelor experimentale nou apărute [40], [41], [42], [43], [44]. În cazul tehnologiei LFR, este necesară îmbunătățirea și validarea bibliotecilor de secțiuni de interacție cu neutroni și fotoni, atât în spectru continuu (dedicate evaluărilor probabiliste), cât și în cazul secțiunilor multi-grupale (necesare evaluărilor deterministe). Obținerea datelor experimentale în reactorii de putere zero (de exemplu, testarea ansamblurilor experimentale, coeficienți de reactivitate și valoarea reactivității dispozitivelor), cât și în reactorii de putere în faza de punere în funcțiune vor fi necesare pentru a demonstra fiabilitatea codurilor.

Încă din Etapa 1, reactorul ALFRED va avea o contribuție semnificativă în susținerea acestui proces. Pentru licențierea reactorului ALFRED, încă din Etapa 1, baza de date existentă [20] și experimentele realizate în instalații de putere zero (de exemplu, VENUS-F, <https://science.sckcen.be/en/Facilities/VENUS>) stau la baza eforturilor de validare aflate în curs de dezvoltare.

4.2. Coduri de analiză a protecției radiologice

Analizele de protecție radiologică, care se ocupă în principal de transportul de radiații, au două obiective:

- asigurarea faptului că daunele produse de radiații asupra elementelor structurale ale reactorului rămân în limite acceptabile;
- asigurarea faptului că nivelurile de radiații din toate spațiile reactorului rămân în limitele stabilite prin regulamentul de protecție la radiații.

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



Analiza de protecției radiologice este o activitate care presupune, de regulă, îmbinarea fazei de proiectare cu faza de verificare. Pentru analize din apropierea zonei active active (de exemplu, daune asupra materialelor structurale), se pot utiliza coduri deterministe și Monte Carlo (această abordare cuplată conduce la reducerea varianței); pentru analize exterioare zonei active (de exemplu, protecția la radiații), sunt utilizate coduri Monte Carlo. Similar codurilor de fizica reactorilor, validarea acestor coduri se realizează pe baza datelor experimentale integrale.

4.3. Coduri de analiză a combustibilului

Codurile de analiză a performanței combustibilului [45] sunt dezvoltate pentru predicția comportamentului elementelor combustibile atât în timpul funcționării normale, cât și în condiții de accident. Analizele de performanță a combustibilului sunt utilizate pentru evaluarea criteriilor de siguranță a combustibilului. Acestea au impact major asupra condițiilor de funcționare a reactorului în prevenirea defectării elementelor combustibile și pentru evaluarea consecințelor unui accident postulat. În unele cazuri, fiind un criteriu de acceptare în procesul de licențiere, autoritățile de reglementare în domeniu nuclear solicită evaluarea numărului de elemente combustibile deteriorate în cazul accidentelor bază de proiect [46], [47], [48], [49], [50].

În cazul tehnologiei LFR, vor fi analizate următoarele probleme referitoare la elementul combustibil, după cum urmează [51]:

- Performanțe ridicate privind gradul de ardere în funcționare normală.
- Eliberarea gazelor de fisiune (FGR) și presurizarea elementelor interioare în condiții staționare și tranzitorii.
- Performanțele tecii cu privire la fenomenele de interacție mecanică combustibil-teacă (FCMI) și interacție chimică combustibil-teacă FCCI (în condiții staționare și tranzitorii).
- Calificarea componentei combustibil - teacă în plumb.

Primele două elemente pot fi, în principiu, studiate pe baza datelor experimentale existente privind tehnologia SFR. Al treilea punct necesită selectarea unui material care a fost testat în tehnologia SFR pentru a profita de baza de date experimentale existentă. Al patrulea punct diferă deoarece este introdusă compatibilitatea cu plumbul; în acest scop, cu ajutorul instalațiilor CHEMLAB și MELTIN’POT, vor fi realizate studii noi.

Utilizarea codurilor de mecanică a elementelor combustibile este esențială pentru cuantificarea efectului fenomenelor descrise mai sus. De obicei, acestea se bazează pe modele empirice dezvoltate pe baza experimentelor. Acestea țin cont de operarea în condiții staționare, tranzitorii și, în unele cazuri, de accident. Necesitatea condițiilor de

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.

marginile leagă aceste coduri de codurile de neutronică și termohidraulică: calculele neutronice definesc istoriile de putere ale elementelor combustibile, iar calculele termohidraulice definesc istoriile privind temperatura pe teacă. Aplicarea corectă a unui cod de mecanică a elementelor combustibile necesită dezvoltarea unei matrici de validare a codului bazată pe experimente reprezentative conceptului considerat. De fapt, luând în considerare natura empirică a celor mai importante modele, este esențială validarea simulărilor pe baza datelor experimentale. GERMINAL [52], este codul francez de referință dezvoltat de CEA și adoptat pentru licențiere. Acesta se aplică în condiții normale de exploatare și de accident. Pentru validarea acestui cod au fost folosite aproximativ treizeci de baze de date experimentale cu grad de ardere cuprins în intervalul 0-20 at%. Codul TRAFIC a fost validat în Marea Britanie de către AERE Winfrith [53]. Codul de mecanică a elementului combustibil DEFORM-4C a fost dezvoltat de FZK (acum KIT) și validat în intervalul 0-12 at% în baza a cinci experimente CABRI. Calculele de mecanică a elementului combustibil realizate în Rusia se bazează pe codul KONDOR dezvoltat și validat de IPPE. Coduri de mecanică a elementului combustibil pentru FR au fost dezvoltate și validate, de asemenea, în Japonia (de exemplu, codul FEMAXI) și în SUA (de exemplu, codul LIFE).

Codul TRANSURANUS [54] este un cod de mecanică a elementului combustibil dezvoltat la UIT (JRC-EU, Germania). Acesta poate trata atât combustibili pentru LWR, cât și pentru FR. Datorită îmbunătățirilor de modelare axate pe reactorii de Gen. IV, acesta poate aborda inclusiv combustibili răciți cu metale lichide precum plumb și plumb-bismut. Aceste activități de cercetare și dezvoltare sunt urmărite în cadrul proiectelor UE [54], [55] și ale programelor naționale [33], [56], [57] pentru a face față lacunelor privind performanțele de simulare. Acestea abordează dezvoltarea și validarea următoarelor aspecte:

- comportamentul gazelor inerte în combustibil MOX cu grad de ardere ridicat;
- un model mecanic avansat și un model micromecanic de rupere;
- corelații de expansiune termică și ale modulului Young pentru modelarea combustibilului MOX iradiat;
- determinarea temperaturii de topire și conductivitatea termică pentru combustibil MOX și pentru combustibilul MOX cu conținut scăzut de actinide minore (<5%), inclusiv efectul formării colective de oxizi (JOG).

În cazul tehnologiei LWR a fost elaborat ghidul privind criteriile de siguranță a combustibilului [58]. Acest tip de documentație nu este încă disponibil pentru tehnologia FR, motiv pentru care elaborarea unui astfel de ghid pentru SFR, bazată pe abordarea LWR, este disponibilă în [59], iar în cadrul NEA există un grup de lucru dedicat criteriilor de securitate nucleară a reactorilor avansați.

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.

4.4. Coduri de subcanal

Analizele de subcanal sunt destinate determinării debitului, distribuției de temperatură și entalpie în agentul de răcire și la suprafața exterioară a tecii, fiind metodele recunoscute pentru analize termohidraulice ale ansablurilor combustibile și non-combustibile. În domeniul LFR, dezvoltarea și eficacitatea acestor analize sunt îmbunătățite pe baza tehnologiei LWR, fiind înă exclusă analiza bifazică a agentului de răcire. Cu toate acestea, aplicabilitatea lor este de obicei limitată la starea de echilibru și unele condiții tranzitorii, în timp ce utilizarea lor poate fi dificilă dacă se ia în considerare solidificarea plumbului.

În cazul tehnologiei LWR, analiza de subcanal este realizată utilizând coduri specializate (de exemplu, COBRA-TF), caracterizate prin capacitatea de reglare a curgeri în subcanale și prin adaptabilitate acestora (de exemplu prin adăugarea a trei module pentru a îmbunătăți predicția apariției fenomenului de uscare (vaporizarea agentului de răcire cauzată de creșterea temperaturii din combustibil)) [60], coduri de tip SYS-TH (de exemplu, RELAP5, TRACE, CATHARE2) [61], [62] care pot fi, de asemenea, îmbunătățite și/sau validate în acest scop, și coduri CFD, în special în domeniul de funcționare normală (adică monofazată), dar cu o anumită măsură până la fluxul în două faze [63].

Aceleași opțiuni sunt disponibile în cazul codurilor destinate tehnologiei LFR. Codul de subcanal ANTEO + [64] poate fi utilizat eficient, deoarece a fost dezvoltat special în acest scop. De asemenea, codul RELAP5 [65] este actualizat și validat [66] în LBE pentru diferite configurații ale ansamblului de combustibil (adică ELSY și MYRRHA). Codurile CFD (vezi subcapitolul 4.8) au un rol important, datorită resurselor de calcul disponibile și nivelului de detaliu al acestor analize.

În acest scop, experimentele planificate în HELENA2, ELF și ATHENA un rol relevant în procesul de verificare și validare ale acestor coduri.

4.5. Coduri de analiză structurală

Codurile comerciale FEM [67], [68] pot fi utilizate pentru analizele mecanice structurale. Provocările acestor analize se referă, în principal, la:

- evaluarea corectă a sarcinilor, legată de fiabilitatea aproximațiilor utilizate sau a predicțiilor numerice provenite de la alte coduri;
- proprietățile și performanțele materialului iradiat în plumb [69], [70], [71], [72];
- codurile și standardele utilizate pentru evaluarea criteriilor de proiectare [73].

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.

În unele cazuri, în special legate de analiza componentelor specifice în care efectele induse de iradiere nu sunt neglijabile, a fost urmată o abordare diferită. Aceasta se bazează pe dezvoltarea ad-hoc de coduri, fiecare cod fiind adaptat pentru a fi aplicat unei anumite structuri, sistem sau componente specifice (de exemplu, ansamblul de combustibil, zona activă etc), în analogie cu dezvoltarea codurilor de analiză a performanței combustibilului, mai degrabă decât adaptarea codurilor FEM comerciale, a căror aplicabilitate este scăzută. Printre cele mai semnificative coduri de analiză structurală dezvoltate ad-hoc, se menționează codurile BAMBOO [74], SOLO [75], HARMONIE [75] și NUBOW-3D [76].

4.6. Coduri de analiză termohidraulică

Un parametru cheie de siguranță al evaluării unui NPP este strâns legat de capacitatea de a determina condițiile termohidraulice în spațiu-timp ale întregului sistem de răcire a reactorului și în special în zona activă. Metoda stabilită pentru evaluarea acestor condiții complexe este realizată prin așa-numitele coduri SYS-TH BE. Acestea au capacitatea de a modela sistemul cu un nivel diferit de detalii, în funcție de obiectivele analizei.

În general, acestea se bazează pe un set de trei – șase ecuații, ceea ce limitează aplicabilitatea lor la un singur fluid de lucru din domeniul de calcul și tratarea altor fluide (de exemplu, gaz condensabil în apă), sau elemente (de exemplu, elemente dizolvate) ca proprietăți scalare transportate cu fluidul de lucru. Din cauza aproximărilor numerice și a caracterului empiric al modelelor incluse în codurile de analiză a sistemului termohidraulic, au fost desfășurate activități ample legate de validarea modelelor utilizate de astfel de coduri în ultimii 40 de ani. Dacă este vorba de LWR, validarea a fost făcută folosind date experimentale din instalațiile de testare și NPP.

Codurile SYS-TH (cum ar fi ATHLET [77], CATHARE2 [78], RELAP5 [79], [80], SASSYS-1/SAS4A [81], TRACE [82], [83] etc.) sunt proiectate special pentru analiza sistemului. Cu ajutorul acestor coduri se pot modela sisteme cu sute sau mii de componente și au, în principiu, capacități adecvate pentru a sprijini dezvoltarea LFR. Aceste coduri au fost dezvoltate pentru simularea tranzițiilor termohidraulice în sistemele de reactor care utilizează apa ușoară ca fluid de lucru. Cu toate acestea, structura lor generală permite dezvoltarea lor pentru a simula alte fluide de lucru [84]. Având în vedere tehnologia LFR, în ultimii ani au fost înregistrate activități limitate pentru validarea acestor coduri. Cea mai mare parte a acestor activități [85], [86] au la bază codurile RELAP5/MOD3 și RELAP5-3D. Acestea se bazează, în principal, pe experimente efectuate la centrul de cercetare ENEA, KTH și SCK CEN. Datele

disponibile și validate sunt mai extinse, dacă se ia în considerare sodiul [87], [88], [89], [90], [91], [92].

În rezumat:

- RELAP5-3D[®] [80] include LBE, Pb, PbLi și gaze necondensabile ca fluide de lucru, dar precizia proprietăților termodinamice și de transport nu sunt în prezent actualizate (2018) în versiunea INL [93]. Codul a fost utilizat pentru a simula instalațiile experimentale de tip piscină și buclă, operate cu HLM și FR-uri cu sodiu.
- RELAP5/Mod3.3 a fost modificat de ENEA, UNIPI, UNIROMA1 pentru a simula sistemele LBE, Pb și PbLi [94], [95], [96], [97], [98], [99], [100]. Modificările au fost efectuate în ultimele două decenii în cadrul unei activități mai mari care vizează crearea unui cod capabil să analizeze sisteme cu HLM de Gen. IV și aplicații de fuziune (adică implementarea proprietăților LBE, Pb, PbLi, HITEC [69], corelații elicoidale HEX și SG corelații de transfer de căldură etc.).

Utilizarea codurilor SYS-TH la DSA a sistemului LFR necesită evaluarea aplicabilității acestora. Acest lucru necesită proiectarea preliminară a sistemului pentru identificarea tranzițiilor importanți pentru analizele de securitate nucleară. Pe această bază, evaluările continuă după cum urmează.

- pornind de la proiectarea curentă a LFR, este necesară o analiză bazată pe fenomene care să identifice ceea ce este relevant pentru simularea în diferitele condiții operative;
- modelele și corelațiile relevante pentru simulare trebuie identificate;
- pe baza rezultatelor activităților 1 și 2, evaluarea capacităților de adaptabilitate a codurilor standard poate fi derivată în vederea îmbunătățirii nevoilor privind evaluările;
- pentru a evalua fiabilitatea rezultatelor, evaluarea capacităților de predicție a codurilor se realizează pe baza datelor experimentale disponibile.

Pe lângă abordarea generală necesară pentru configurarea și validarea modelelor înainte de utilizarea în analize DSA, sunt cunoscute două fenomene care ridică probleme codurilor SYS-TH: amestecarea și stratificarea termică (nu pot fi modelate cu exactitate) și conducția termică a fluidului (neglijată în codurile SYS-TH). Acestea sunt evaluate în funcție de diferitele geometrii și tranziții în timpul procesului de validare.

Pentru aceste obiective, experimentele planificate în HELENA2 și ELF (ATHENA în unele experimente specifice), vor juca un rol relevant în procesul de verificare și validare.

4.7. Coduri de analiză a accidentelor severe

Codurile de accidente severe sunt utilizate pentru a modela evoluția accidentului, de la operarea normală până la degradarea zonei active și eliberarea de materiale radioactive („termenul sursă”). În comparație cu LWR, dezvoltarea și aplicarea codurilor de analiză a accidentelor grave la FR este momentan limitată. În prezent, pentru astfel de analize, sunt disponibile două coduri: ASTEC și SIMMER.

Codul ASTEC [101] este dezvoltat pentru LWR (cum ar fi, de exemplu, MELCOR, SCDAP / RELAP, MAAP), dar, în ultimii ani, a fost adaptat treptat la reactorii de Gen. IV [102], [103], adică SFR.

Codul SIMMER-III [104] este un cod de calcul bidimensional (2-D), SIMMER-IV [105] este un cod tridimensional (3-D), cu câmpuri multiple de viteză, multifazic, multi-component, eulerian, un sistem de coduri cuplate pentru dinamica fluidelor cuplat cu un model de structură pentru pinii de combustibil, canalele hexagonale și structurile generale, plus un model de dinamică privind teoria de transport a neutronilor dependentă de spațiu, unghi, timp și energie. Un model elaborat de ecuație analitică a stării (EOS) închide ecuațiile de conservare a dinamicii fluidelor.

Secțiunea de dinamică a fluidelor este interfațată cu un model de structură prin transfer de căldură și masă pe suprafețele structurii. Partea neutronică furnizează date despre sursele de căldură bazate pe distribuții de fluxuri de neutroni dependente de timp, în concordanță cu distribuțiile de masă și energie. Familia de coduri SIMMER a fost dezvoltată în principal pentru analize mecanice ale accidentelor din reactorii rapizi răciți cu metale lichide (LMFR) și este utilizată ca instrument de referință pentru simulările de accidente severe. Primele aplicații ale acestui cod în analiza SA a HLM FR au fost efectuate în Ref. [106]. Activitățile de cercetare și dezvoltare sunt desfășurate pentru a investiga interacțiunea chimică a agentului de răcire cu combustibilul [33], [57], [69]. Cu toate acestea, codurile SIMMER sunt candidații principali pentru aceste tipuri de analize, deși aplicabilitatea lor în cazul tehnologiei HLM FR și fiabilitatea lor în prezicerea progresului accidentului nu sunt încă demonstrate.

Un proces parțial de verificare și validare va avea loc în experimentele SGTR planificate în instalația ATHENA, în timp ce fenomenele specifice vor fi abordate datorită experimentelor care vor fi derulate în instalația MELTIN’POT.

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.

4.8. Coduri de analiză dinamică a fluidelor

Caracteristicile specifice reactorilor rapizi răciți cu metalele lichide necesită abordări de simulare numerică diferite de cele convenționale. Acestea pot implica utilizarea codurilor CFD și a codurilor CDF cuplate cu alte instrumente numerice.

În cazul codurilor CFD, provocările [107], [108] sunt legate de proiectarea piscinei LFR și de caracteristicile HLM (adică densitate ridicată, număr Prandtl mic). Pentru simulări pot fi utilizate atât coduri comerciale (de ex. ANSYS CFX [109], ANSYS Fluent [110], STAR.CCM + [111]), cât și coduri „open source” (de exemplu OpenFOAM [112]).

Codul „open source” SUA Nek5000 de simulare termică / fluidă este conceput special pentru curgerile tranzitorii și turbulente. Nek5000 se bazează pe metoda elementului spectral (SEM) [113], o tehnică care combină flexibilitatea geometrică a elementelor finite cu convergența rapidă și eficiența produsului tensor al metodelor spectrale globale. Nek5000 a fost validat extensiv atât în modul Simulare Numerică Directă (DNS) cât și în modul LES [114], [115].

Provocările în modelare și simulare sunt cunoscute în ultimul deceniu prin proiecte de cercetare [116], [117] axate pe modelarea termohidraulică a metalelor topite și validarea pe baza datelor experimentale disponibile. Densitatea mare a metalului topit implică provocări în modelarea turbulențelor, atunci când transportul căldurii presupune diferite regimuri de convecție. Astfel, este necesar un model capabil să simuleze toate regimurile. În prezent, sunt disponibile și testate propuneri [118], de ex. Ref. [119], [120], [121] folosind date experimentale, dar activitatea de validare este departe de a fi finalizată. O altă problemă tehnologică relevantă este vibrația mecanică. Acest aspect este considerat important datorită densității ridicate a agentului de răcire. Experiența de simulare și validarea interacțiunii structurii fluide necesită eforturi suplimentare.

Simulările CFD pot investiga comportamentul termohidraulic al componentelor sau zonelor locale în stare constantă și tranzitorie, oferind detalii tridimensionale despre curgere și câmpurile termice.

Activitățile de validare vor avea rol esențial pentru reducerea incertitudinilor în predicție și pentru definirea procedurilor privind aplicarea corectă a codului, asigurând astfel că rezultatele nu sunt afectate de utilizator, demonstrând astfel fiabilitatea și acuratețea rezultatelor numerice.

Experimentele planificate în instalațiile HELENA2, ELF, ATHENA și, într-o anumită măsură, HANDS-ON, vor fi utile în procesul de validare. Experimentele în HELENA2 vor evalua, în special, codurile CFD pentru simulările ansamblului de combustibil (distribuția temperaturii în condiții nominale sau blocarea curgerii), în timp ce

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.

experimentele în ELF și ATHENA vor valida analizele CFD cu privire la fenomenele de stratificare termică din piscina de plumb.

4.9. Coduri cuplate

Simularea fenomenelor complexe și tranzitorii pot necesita cuplarea diferitelor coduri. Aceste tehnici de cuplare includ, în principal, coduri de analiză a sistemelor termohidraulice și de cinetică a reactorilor, precum și coduri specifice pentru analiza termohidraulică, mecanică structurală și CFD a anvelopei,. Pornind de la premisa că, în prealabil, codurile sunt calificate pentru aplicația specifică, utilizarea codurilor cuplate la DSA necesită V&V a tehnicii de cuplare și a codului cuplat.

Pentru simularea LFR, sunt relevante câteva tipuri de coduri de calcul, precum:

- SYS-TH/3D-NK [33], [57], [90], [122], [123]. Acest tip de cuplaj este relevant pentru simularea accidentelor cauzate de inserții accidentale de reactivitate (RIA) și a tranzitorilor neprotejați (fără intervenția sistemului de oprire rapidă). Unele coduri au încorporat deja acest tip de cuplaj, de ex. RELAP5-3D, SASSYS-1/SAS4A, SIMMER, TRACE. Doar SASSYS-1/SAS4A este dezvoltat pentru SFR și are capacități de modelare completă a sistemului. Modelarea realizată cu SIMMER este limitată doar la sistemul primar, cu modelarea simplificată a sistemului secundar;
- SYS-TH/TM/3D-NK. Acest cod cuplat poate fi utilizat, limitat, pentru a determina efectele de reactivitate ale SYS-TH/3D-NK. Într-adevăr, în tranziții neprotejați, efectele de reactivitate depind de expansiunea termică (calculată cu un cod TM) a ansamblurilor de combustibil și a capetelor de susținere ale acestora;
- SYS-TH/CFD [33], [57], [124], [125], [126]. Acest cod cuplat este utilizat pentru a efectua o analiză a sistemului, incluzând calcule mecanice detaliate, ale bazinului, ale ansamblurilor combustibile sau ale sistemului primar;
- SYS-TH/SA [127]. Acest cod cuplat poate fi utilizat când este necesară cuplarea unui cod multi-fluid, multi-dimensional, cu un cod de analiză a sistemului.

Experimentele planificate în HELENA2, ELF și ATHENA pot fi utile pentru validarea SYS-TH/CFD. În special, experimentele de tranziții din HELENA2, unde o buclă 1-D (STH) este cuplată cu o secțiune de test FPS 3D (CFD), acesta va fi un reper pentru codurile STH/CFD cuplate, în timp ce experimentele din ELF și ATHENA vor studia fenomenele termohidraulice din bazin. Pentru celelalte cuplaje, se pot aplica repere internaționale, menționate în referințele de mai sus.

Concluzii

Construcția demonstratorului ALFRED este considerată de către comunitatea științifică și de către industrie un pas esențial, obligatoriu pentru dezvoltarea comercială a tehnologiei LFR.

Dezvoltarea conceptului ALFRED s-a bazat pe rezultatele promițătoare obținute în cadrul numeroaselor proiecte europene și naționale încheiate sau aflate în delulare, rezultate care simplifică procesul de licențiere a primului exemplu de tehnologie LFR în Europa și îmbogățesc experiența operațională atât de necesară în dezvoltarea unui LFR de tip industrial. Plecând de la aceste considerente, a fost proiectat setul de infrastructuri experimentale propus a fi construit în România și care are ca scop principal accelerarea proiectării, a evaluărilor de securitate nucleară și a procesului de licențiere a reactorului ALFRED.

Având în vedere necesitățile de cercetare-dezvoltare prezentate în acest document, precum și stadiul actual al conceptului ALFRED și al implementării în România a infrastructurii de cercetare asociate, s-a propus o prioritizare a activităților care țin cont de nivelul de cunoaștere și expertiză ale tehnologiei LFR în lume. De asemenea, se fac referiri și la investițiile viitoare necesare și la riscurile asociate.

Astfel, activitățile de cercetare-dezvoltare care trebuie abordate cu maximă prioritate se referă la: 1) dezvoltarea și caracterizarea senzorilor de oxigen potriviți pentru utilizarea în instalații cu volume mari de metal lichid (tip piscină); 2) experimente privind condiționarea plumbului în sisteme mari; 3) coroziunea materialelor în plumb și experimente pentru evaluarea degradării proprietăților mecanice ale materialelor structurale în plumb topit.

Exceptând investițiile deja considerate pentru realizarea infrastructurii ChemLab, nu se prevăd alte investiții consistente. Odată ce pregătirea profesională a personalului tehnic va fi finalizată și instalația va intra în operare, timpul necesar realizării activităților menționate va fi cuprins în intervalul 12–36 luni.

Este de așteptat ca principalele riscuri să fie asociate realizării senzorilor de oxigen lungi necesari aplicațiilor în geometriile de tip piscină precum și identificării și stabilirii procedurilor corespunzătoare și a echipamentului pentru condiționarea plumbului în sisteme de dimensiuni mari. În cazul unui eșec în atingerea acestor obiective, ar putea fi necesară o revizuire a proiectului conceptual; oricum, trebuie subliniat că nu au fost identificate blocaje în realizarea activităților propuse.

În ceea ce privește studiile/experimentele dedicate investigării integrității zonei active, prioritatea maximă o reprezintă caracterizarea FA în instalația HELENA 2, urmată de testarea/caracterizarea ansamblului deformat care va necesita modificări/adaptări ale instalației. Testele privind vibrațiile induse de curgerea plumbului topit și cele privind

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



blocajul curgerii sunt planificate într-o etapă următoare având în vedere experimentele deja efectuate precum și cele planificate în instalațiile din Italia (ENEA–Brasimone).

Vor fi necesare investiții pentru modificarea/adaptarea instalației HELENA 2 necesare efectuării de campanii experimentale privind vibrațiile induse de curgerea plumbului topit, cele privind blocajul curgerii, precum și caracterizarea ansamblului combustibil deformat. Aceste investiții sunt necesare în principal pentru proiectarea și realizarea unor noi secțiuni de testare, bugetul asociat fiecăreia poate fi estimat ca variind între 10-20% din valoarea inițială a instalației. Timpul necesar estimat pentru realizarea acestor campanii/activități este de 12–36 luni, odată ce pregătirea profesională a personalului tehnic este finalizată și instalația intră în operare.

Nu au fost identificate riscuri majore privind realizarea acestor activități; cu toate acestea, este important de menționat că este de așteptat ca rezultatele acestor campanii experimentale să aibă impact asupra proiectului conceptual al demonstratorului ALFRED.

În ceea ce privește principalele componente și sisteme din reactorul ALFRED, prioritatea maximă o reprezintă experimentele dedicate caracterizării SG, a sistemului DC, și a CS, care se vor desfășura în instalația ATHENA. Se vor efectua atât teste pentru funcționarea normal, cât și în regim tranzitoriu, în scopul investigării aspectelor de termohidraulică din sisteme de tip piscină. Baza de date experimentală obținută în cadrul acestor campanii experimentale va fi folosită pentru verificarea și validarea codurilor de calcul.

Într-o etapă ulterioară, se va putea testa și IC-DHR cu o modificare parțială a instalației ATHENA, urmând ca apoi să se realizeze experimentele la scală mare, precum SGTR și caracterizarea barelor de control, experimente care vor necesita, de asemenea, modificări ale instalației ATHENA.

Investițiile pentru reconfigurarea ATHENA sunt necesare pentru modificarea circuitului secundar care va găzdui IC-DHR, precum și pentru experimentele SGTR. Aceste investiții privesc proiectarea și fabricarea/realizarea noilor secțiuni de testare, bugetele estimate asociate fiind de aproximativ 3%-5% pentru IC-DHR și de 10%-15% pentru SGTR, din investiția inițială a instalației ATHENA. Timpul necesar estimat pentru realizarea acestor campanii/activități este de 24–48 luni de la intrarea în operare a instalației.

Nu sunt prevăzute riscuri majore în ceea ce privește caracterizarea componentelor și a sistemelor (SG, DC, RCP, CS și IC-DHR), dar trebuie menționat și de această dată că rezultatele campaniilor experimentale vor avea impact asupra proiectului reactorului ALFRED.

Un risc mai mare este de așteptat în cazul experimentului SGTR deoarece rezultatele obținute ar putea conduce la necesitatea unei revizuiri majore a proiectului ALFRED, cum ar fi de exemplu, cazul apariției unor oscilații superficiale puternice care ar putea provoca avarii majore sistemului de răcire al reactorului.

Campaniile experimentale privind interacțiunea combustibil-plumb, dispersia și relocarea combustibilului, retenția produșilor de fisiune și a poloniului sunt considerate de maximă prioritate deoarece nu există suficiente date, informații sau experimente dedicate acestor aspecte.

De aceea, proiectarea și operarea infrastructurii MELTIN’POT este de maximă prioritate.

În acest moment, nu se prevăd investiții suplimentare pentru MELTIN’POT, astfel încât, odată cu finalizarea pregătirii personalului tehnic de operare a instalației și pornirea acesteia, experimentele menționate se vor putea realiza într-un interval de 24–48 luni.

Cel mai mare risc ar putea fi asociat cu indisponibilitatea infrastructurii de cercetare determinată de utilizarea elementelor radioactive care ar putea afecta celulele fierbinți (post-iradiere), ceea ce ar necesita un timp lung pentru refacerea acestora.

Construcția instalației ELF este absolut necesară, cu atât mai mult cu cât unul din experimentele de maximă prioritate este reprezentat de caracterizarea completă a buclei externe de monitorizare și control a chimiei plumbului în geometrii mari de tip piscină.

Acest experiment este de importanță majoră pentru proiectul final al reactorului ALFRED.

Nu sunt prevăzute investiții ulterioare consistente, cu excepția costurilor de operare ale instalației (10 MW), testele prevăzute necesitând o perioadă de 36–48 luni.

Nu au fost identificate riscuri mari, cu excepția celor privind performanțele așteptate ale buclei externe care are ca scop implementarea monitorizării și controlului chimiei plumbului în întreg sistemul (reactor). În cazul în care performanțele nu sunt cele prevăzute, va fi necesară o revizie completă a sistemului, inclusiv pentru ALFRED.

Construcția instalației HANDS-ON este necesară deoarece testele privind manipularea combustibilului sunt obligatorii în procesul de licențiere al reactorului ALFRED.

De asemenea, nici pentru HANDS’ON nu se prevăd investiții ulterioare consistente, experimentele programate putând fi realizate într-o perioadă de 12–36 luni.

Riscul major îl reprezintă performanța sistemului de manevrare a combustibilului și a containerului de transfer care trebuie introdus și manevrat în interiorul vasului

reactorului. În cazul neconfirmării performanțelor prevăzute pentru astfel de echipamente, ar fi necesară o re-proiectare a reactorului ALFRED.

Procesul de verificare și validare a codurilor de calcul este considerat de prioritate ridicată. Toate campaniile experimentale prezentate susțin atât abordarea deterministă a procesului de licențiere a reactorului ALFRED cât și procesul de validare a codurilor prin baza de date experimentale furnizată.

Se recomandă considerarea acestui obiectiv specific în proiectarea fiecărui experiment pentru a permite atât accelerarea procesului de licențiere, cât și îmbunătățirea bazei de proiectare a reactorului ALFRED.

Nu sunt prevăzute investiții consistente pentru activitățile dedicate procesului de verificare și validare a codurilor, cu excepția celor necesare educației și pregătirii profesionale a noii generații de analiști pentru domeniul nuclear.

Este de așteptat ca acest proces să aibă loc în mod continuu de-a lungul tuturor stadiilor de proiectare, licențiere și operare a reactorului ALFRED.

Riscul principal este legat de capacitatea echipelor implicate de a realiza aceste experimente care sunt de importanță majoră atât pentru dezvoltarea tehnologică, cât și pentru îmbunătățirea codurilor de calcul.

Referințe

- [1] S. Bassini, „Coolant Chemistry in ALFRED Demonstrator. LR-D-S-201,” ENEA, FALCON Document, 2016.
- [2] F. Garcia, et. al., „The Mechanical Properties of a Nanocrystalline Al₂O₃/a-Al₂O₃ Composite Coating measured by Nanoindentation and Brillouin Spectroscopy,” *Acta Mater*, 2013.
- [3] F. Garcia Ferré, et. al., „Corrosion and radiation resistant nanoceramic coatings for lead fast reactors,” *Sci*, in Press, 2017.
- [4] J. e. a. Ejenstam, „Oxidation studies of Fe10CrAl-RE alloys exposed to Pb at 550°C for 10,000h,” *J. Nucl. Mater.*, vol. 443, pp. 160-170, 2013.
- [5] J. Ejenstam și P. Szakálos, „Long term corrosion resistance of alumina forming austenitic stainless steels in liquid lead,” *J.Nucl.Mater.*, vol. 461, pp. 164-170, 2015.

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



-
- [6] A. Legris, G. Nicaise, J.-B. Vogt, J. Foct, D. Gorse și D. Vancon, „Embrittlement of a martensitic steel by liquid lead,” *Scripta Materialia*, vol. 43, nr. 11, pp. 997-1001, 2000.
- [7] P. Lorusso și M. Caramello, „ALFRED Experimental Installation: Conceptual Design Requirements,” ALFRED-PRO-REP-001, 2019.
- [8] R. Marinari, I. D. Piazza, M. Tarantino și N. Forgione, „Blockage fuel pin simulator experiments and simulation,” *Nuclear Engineering and design*, vol. 353, nr. 110215, 2019.
- [9] P. Lorusso și M. Caramello, „ALFRED experimental installation: conceptual design requirements, ALFRED-PRO-REP-001”.
- [10] V. Narcisi, F. Giannetti, M. Caramello și G. Caruso, „Preliminary evaluation of ALFRED revised concept under station blackout,” *Nuclear Engineering and Design*, vol. 364, nr. 110648, pp. 0029-5493, 2020.
- [11] M. Caramello, „Numerical simulations of an innovative decay heat removal systems,” *European Physics Journal*, vol. 158, nr. 135, 2020.
- [12] M. Caramello, M. Gregorini, C. Bertani, M. De Salve, A. Alemberti și B. Panella, „Thermal hydraulic analysis of a passively controlled DHR system,” *Progress in Nuclear Energy*, vol. 99, pp. 127-139, 2017.
- [13] M. Frignani, A. Alemberti, M. Tarantino și G. Grasso, „ALFRED staged approach,” *International Congress on Advanced in Nuclear Power Plants*, pp. 12-15, 2019.
- [14] G. Grasso, „ALFRED Fuel Handling,” în *European Workshop on Liquid Metal Fast Reactor: Progress and Synergies*, Brasimone, 2019.
- [15] P. Lorusso, et. al., „Conceptual Projects of the Experimental Facilities HELENA2 and ELF,” ALFRED-PRO-REP-005, 2020.
- [16] P. Lorusso, et. al., „Experimental Analysis of Stationary and Transient Scenarios of ALFRED Steam Generator Bayonet Tube in CIRCE-HERO Facility,” *Nuclear Engineering and Design*, vol. 352, 2019.
- [17] P. Lorusso, et. al., „MYRRHA Primary Heat Exchanger Experimental Simulations on CIRCE-HERO,” *Nuclear Engineering and Design*, vol. 353, 2019.

-
- [18] M. Angelucci, I. Di Piazza și D. Martelli, „Experimental campaign on the HLM loop NACIE-UP with instrumented wire-spaced fuel pin simulator,” *Nuclear Engineering and Design*, vol. 332, pp. 137-146, 2018.
- [19] I. Di Piazza, M. Angelucci, R. Marinari, M. Tarantino și N. Forgiione, „Heat Transfer On HLM Cooled Wire-Spaced Fuel Pin Bundle Simulator in The Nacie-Up Facility,” *Nuclear Engineering and Design*, vol. 300, pp. 256-267, 2016.
- [20] „International Handbook of evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments,” OECD/NEA, 2019.
- [21] „FREYA Project “Fast Reactor Experiments for hYbrid Applications” FP7-EURATOM-FISSION, GA 269665,” SCK CEN, Belgia.
- [22] ORNL. [Interactiv]. Available: <http://www.osti.gov/scitech/>, ORNL/TM-2017/376.
- [23] P. Lorusso, I. D. Piazza, R. Marinari, M. Tarantino și M. Valdiserri, „Conceptual Projects of the Experimental Facilities HELENA2 and ELF,” ALFRED_PRO_REP-005, 2020.
- [24] IAEA, „Accident Alaysis for Nuclear Power Plants, Safety Report Series No.23,” Viena, 2002.
- [25] IAEA, „The Safety of Nuclear Installation, Safety Series No. 110,” Viena, 1993.
- [26] IAEA, „Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA Safety Standards Series No. NSR-1,” Viena, 2000.
- [27] „Nuclear safety Criteria for the Design of Stationary PWR Plants ANSI N18.2,” 1973.
- [28] „Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants NUREG-0800,” U.S. Nuclear Commission, 1981.
- [29] NEA/CSNI, „CSNI Status Summary on Utilization of Best Estimate Methodology in Safety Analysis and Licensing,” OECD NEA, Paris, 1996.
- [30] F. D'Auria, A. Bousbia-Salah, A. Petruzzi și A. Del Nevo, „State of Art in Using Best Estimate Calculation Tools in Nuclear Technology,” *Nuclear Energy and Technology*, vol. 38, pp. 11-32, 2006.

-
- [31] M. Perez, et. al., „Uncertainty and Sensitivity Analysis of a LBLOCA in a PWR Nuclear Power Plant: REsults of the Phase V of the BEMUSE Programme,” *Nuclear Energy Design*, vol. 241, pp. 4206-4222, 2011.
- [32] K. Umminger și A. Del Nevo, „Integral Test Facilities and thermal-Hydraulics system Codes in Nuclear Safety Analysis,” *Science and Technology of Nuclear Installations*, vol. 2012, 2012.
- [33] A. Del Nevo, et. al., „Development of Best Estimate Numerical Tools for LFR Design and Safety Analysis,” MISE-ENEA, 2017.
- [34] J. M. Ruggieri, et. al., „ERANOS 2.1: International Code System for Gen IV Fast Reactor Analysis,” în *ICAPP*, 2006.
- [35] T. Goorley, et. al., „MCNP6 Release Overview; LA-UR 11-05198,” Los Alamos National Laboratory, USA, 2011.
- [36] J. Leppanen, et. al., „The Serpent Monte Carlo Code: Status, Development and Applications in 2013,” *Annals of Nuclear Energy*, vol. 82, pp. 145-150, 2015.
- [37] „SCALE-4.4a: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation; ORNL/NUREG-CR-0200; Rev. 6,” Oak Ridge National Laboratory, 2000.
- [38] C. Rabiti, et. al., „PHISICS a NEW Reactor Physics Analysis Toolkit,” în *ANS Annual Meeting*, Florida, USA, 2011.
- [39] A. Hebert, „DRAGON5 and DONJON5, the Contribution of Ecole Polytechnique de Montreal to the SALOME Platform,” *Annals of Nuclear Energy*, vol. 87, pp. 12-20, 2016.
- [40] M. Sarotto, et. al., „Tridimensional Analysis of Local Perturbations on the Core Reactivity and the Thermal-hydraulics of the Fuel Elements; AdP MISE-ENEA; ADPFISS-LP2-113; Rev. 0,” ENEA, 2016.
- [41] V. Peluso, „ENEA Results of the OECD/NEA Benchmark for Nuclear Data Uncertainties Propagation; AdP MISE-ENEA;ADPFISS-LP2-114;Rev. 0,” ENEA, 2016.
- [42] M. Sarotto și G. Grasso, „Results of the Validation Campaign of Neutronic Codes and Recommendations for the Correct Application to LFR Systems; AdP MISE-ENEA;ADPFISS-LP2-115;Rev. 0,” ENEA, 2016.

-
- [43] M. Carta, et. al., „Assessment of a Cross Section Adjustment Formalism Using Experimental Data from the TAPIRO Reactor; AdP MISE-ENEA; ADPFISS-LP2-116;Rev. 0,” ENEA, 2016.
- [44] A. Gandini, M. Frullini și V. Peluso, „La Metodologia HGPT-BU Applicata All'del Reattore ALFRED; adP MISE-ENEA; ADPFISS-LP2-117; Rev. 0,” ENEA, 2016.
- [45] P. Van Uffelen, „Modelling of Nuclear Fuel Behaviour; JRC Publications; Report EUR 22321 EN,” European Commission, 2006.
- [46] „Fuel Cladding Failure Criteria; EUR 19256 EN,” European Commision, 1999.
- [47] M. Adorni, A. Del Nevo, F. D'Auria și O. Mazzantini, „A Procedure to Address the Fuel Rod Failures During LBLOCA Transient in ATUCHA-2 NPP,” *Science and Technology of Nuclear Installations*, vol. 2011, 2011.
- [48] „A Proposal for Performing the ATUCHA-2 Accident Analyses for Licensing Purposes;Rev. 3,” Contract NA-SA UNIPi 02, 2008.
- [49] „Protocol of Common Understanding on the Basic Licensing Concept and Some Safety Subjects,” NASA-ARN, 1977.
- [50] F. D'Auria, et. al, „DEGB LBLOCA (2x 100% Break in CL) in ATUCHA-2 NPP; Contract NA-SA UNIPi 01-Atucha ii; DIMNP NT 628(08);Rev. 1,” Pisa, 2008.
- [51] D. Rozzia, A. Del Navo, M. Tarantino și N. Forgione, „Preliminary Discussion on LFR Fuel Pin Design: Current Status, Fuel Modeling and Open Issues,” în *20th International Conference on Nuclear Energy (ICONE20)*, Anaheim, CA, USA, 2023.
- [52] J. C. Melis, et. al., „GERMINAL-A Computer Code for Predicting Fuel Pin Behavior,” *Journal of Nuclear Materials*, vol. 188, pp. 303-307, 1992.
- [53] „Transient and Accident Analysis of a BN-800 type LMFR with near Zero Void Effect; TECDOC-1139,” IAEA, 2000.
- [54] [Interactiv]. Available: <http://www.pelgrimm.eu/>.
- [55] [Interactiv]. Available: <http://www.eera-jpnm.eu/inspyre/>.
- [56] L. Luzzi, et. al., „Advancements in FGR Modelling of Transient Anaysis of FR Fuel; AdP MISE-ENEA; ADPFISS-LP-2_118; Rev. 0,” ENEA, 2016.

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



-
- [57] T. Barani, et. al., „Development of Best Estimate Numerical tools for LFR Design and Safety Analysis; AdP MISE-ENEA; ADPFISS-LP2-158; Rev. 0,” ENEA, 2018.
- [58] OECD-NEA/CSNI Task Force, „Fuel Safety Criteria Technical Review,” OECD-NEA/CSNI/R(99)25, Paris, 2000.
- [59] N. Nakae, et. al., „Basis of Technical Standards on Fuel for Sodium-Cooled FBR,” *Journal of Nuclear Materials*, vol. 48, pp. 524-531, 2011.
- [60] „CTF-A Thermal-hydraulic subchannel Code for LWRs transient Analyses. User's Manual; Technical Report; RDFMG,” Pennsylvania State University, 2009.
- [61] A. Kovtonyuk, A. Petruzzi, C. Parisi și F. D'Auria, „RELAP-3D Analysis of OECD-NEA/NRC BFBT Benchmark,” în *16th International Conference on Nuclear Energy (ICONE16)*, Orlando, Florida, USA, 2008.
- [62] A. Del Navo, D. Rozzia, F. Moretti și F. D'Auria, „OECD/NRC PSBT Benchmark Investigating the CATHARE2 Capability to Predict Void Fraction in PWR Fuel Bundle,” *Science and Technology of Nuclear Installation*, vol. 2012, 2012.
- [63] M. Galassi, A. Del Nevo, F. Moretti și F. D'Auria, „Validation of NEPTUNE_CFD Against PSBT Experimental Tests,” Nuclear reactor Integrated Simulation Project (NURISP), Pisa, 2010.
- [64] F. Lordi, et. al., „ANTEO+: A Subchannel Code for Thermal-hydraulic Analysis of Liquid Metal Cooled Systems,” *Nuclear Energy Design*, vol. 301, pp. 128-152, 2016.
- [65] M. Memmott, J. Buongiorno și P. Hejzlar, „On the Use of RELAP5-3D as a Subchannel Analysis Code,” *Nuclear Energy Design*, vol. 240, pp. 807-815, 2010.
- [66] N. Forgione, et. al., „Blind Simulation of NACIE-UP Experimental Tests by STH Codes,” în *26th International Conference on Nuclear Energy (ICONE26)*, London, 2018.
- [67] „ANSYS Mechanical User's Guide,” ANSYS Inc., 2017.
- [68] [Interactiv]. Available: <http://www.3ds.com/it/prodotti-e-servizi/simulia/prodotti/abaqus>.

-
- [69] „Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermalhydraulic and Technologies,” 2015.
- [70] P. Lorusso, et. al., „GEN-IV LFR development: Status & Perspectives,” *Progress in Nuclear Energy*, vol. 105, pp. 318-331, 2018.
- [71] S. Bassini, et. al., „In-loop oxygen Reduction in HLM Thermal-hydraulic Facility NACIE-UP,” *Progress in Nuclear Energy*, vol. 105, pp. 137-145, 2018.
- [72] A. Gessi și G. Benamati, „Corrosion Experiments of Steels in Flowing Pb at 500°C and in Flowing LBE at 450°C,” *Journal of Nuclear Materials*, vol. 376, pp. 269-273, 2008.
- [73] [Interactiv]. Available: <https://afcen.com/en/publications/rcc-mrx/92/rcc-mrx-2015>.
- [74] T. Uwaba, et. al., „Development of a FBR Fuel Bundle-duct Interaction Analysis Code-BAMBOO. Analysis Model and Verification by Phenix High Burn-up Fuel Subassemblies,” *Nuclear Science and Technology*, vol. 42, nr. 7, pp. 608-617, 2005.
- [75] A. Bernard, „Calculation of Equilibrium Configurations of a hexagonal Array of Deformed subassemblies,” în *5th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-5)*, Berlin, Germania, 1971.
- [76] G. A. McLennan, „NUBOW-3D (inelastic): A Fortran Program for Static Three-dimensional Analysis of Bowed Reactor Cores, Including Irradiation Creep and Swelling,” *Transactions of the American Nuclear Society*, 1978.
- [77] M. J. Burell, et. al. , „the thermal-hydraulic Code ATHLET for Analysis of PWR and BWR Systems,” în *4th international Meeting on Nuclear reactor Thermal-hydraulics, NURETH-4*.
- [78] G. Lavalie, „The CATHARE 2 V2.5 Code: Main Features,” CATHARE-NEPTUNE International Seminar, Grenoble, 2004.
- [79] „RELAP5/MOD3 Code Manual, Volume I: Code Structure, System Models and Solution Methods,” NUREG/CR-5535, 1995.
- [80] The RELAP5-3D Code Development team, „RELAP5-3D Code Manual, Volume IV: Models and Correlations; Rev. 4.3,” INL/MIS-15-36723, 2015.
- [81] [Interactiv]. Available: <https://www.anl.gov/tcp/sas4asassys1-fast-reactor-safety-analysis-code>.

L 4.3 – Priorități de cercetare și dezvoltare și ale campaniilor experimentale.



-
- [82] „TRACE-V5.0, Theory Manual,” 2007.
- [83] „TRACE V5.0, Assessment Manual,” 2007.
- [84] C. B. Davis, „Evaluation of the Use of Existing RELAP5-3D Models to Represent the Actinide Burner Test Reactor,” INL/EXT-07-12228, 2007.
- [85] V. Narcisi, et. al., „Pool temperature Stratification Analysis in CIRCE-ICE Facility with RELAP5-3D© model and Comparison with Experimental Tests,” *journal of Physics Conference Series*, vol. 923, nr. 1, 2017.
- [86] V. Narcisi, F. Giannetti, M. Tarantino și A. Del Nevo, „Pre-test Analysis of Accidental Transients for ALFRED SGBT Mock-up Characterization,” *Nuclear Energy Design*, vol. 333, pp. 181-195, 2018.
- [87] „Benchmark Analyses on the natural Circulation test Performed during the PHENIX End-Of-Life Experiments,” IAEA, TECDOC 1703, 2013.
- [88] „Benchmark Analyses on the Control Rod Withdrawal Tests Performed during the PHENIX End-Of-Life Experiments,” IAEA, TECDOC-1742, 2014.
- [89] „Benchmark Analyses of Sodium Natural Convection in the Upper Plenum of the Monju Reactor Vesse,” IAEA, TECDOC-1754, 2014.
- [90] „Benchmark Analysis of EBR-II Shutdown Heat Removal Tests,” IAEA, TECDOC-1819, 2017.
- [91] A. Del Nevo și E. Martelli, „Validation of a Three-Dimensional Model of EBR-II and Assessment of RELAP5-3D Based on SHRT-17 Test,” *Nuclear Technology*, vol. 193, nr. 1, pp. 1-14, 2016.
- [92] F. Giannetti, V. Narcisi, A. Subioli și A. Del Nevo, „PHÉNIX Transient Analysis for the Assessment of RELAP5-3D based on Dissymmetric Test Benchmark,” în *26th International Conference on Nuclear Energy (ICONE26)*, Londra, 2018.
- [93] P. Balestra, F. Giannetti, G. caruso și A. Alfonsi, „New RELAP5-3D Lead and LBE Thermophysical Properties Implementation for Safety Analysis of Gen IV Reactors,” *science and Technology of Nuclear installations*, vol. 2016, 2016.
- [94] F. Oriolo, et. al, „Modifiche del Codice RELAP5 Versione MOD3.2 per la Simulazione di Sistemi Refrigerati con leghe di Pb o Pb-Bi,” University of Pisa, 2000.

-
- [95] R. Lobello, F. de Angelis și A. Alamberti, „RELAP5 Code Modifications for ADS Demonstration Facility Simulation,” ANSALDO Technical Report ADS 1 TRIX 0243, Geneva, 2000.
- [96] W. Amrosini, N. Forgione și F. Oriolo, „Limiti di applicabilità dell'accoppiamento tra il codice RELAP5 Mod. 3.3 e il codice PARCS multigruppo alla simulazione di sistemi sottocritici raffreddati a metalli liquidi pesanti,” Univerity of Pisa, 2007.
- [97] M. Tarantino, N. Forgione, A. Del Nevo și G. Bandini, „Post Test Analysis of ICE Tests,” în *20th international Conference on Nuclear energy (ICON26)*, Londra, 2018.
- [98] B. Gonfiotti, et. al., „Thermal Hydraulic Analysis of the CIRCE-HERO Pool-Type Facility,” în *26th International Conference on Nuclear Energy (ICONE26)*, Londra, 2018.
- [99] E. Maretti, et. al., „Study of EU DEMO WCLL Breeding Blanket and Primary Heat Transfer System Integration,” *Fusion energy Design*, vol. 136, pp. 828-833, 2018.
- [100] G. Barone, et. al., „Implementation of Lead-Lithium as working fluid in RELAP5/Mod3.3,” în *30th SOFT*, Iatalia, 2018.
- [101] P. Chatelard, et. al., „ASTEC V2 Severe Accident Integral Code Main Features, Current V2.0 Modelling Status, Perspectives,” *nuclear Energy Design*, vol. 272, pp. 119-135, 2014.
- [102] N. Girault, et. al., „Main Outcomes from the JASMIN Project: Development pf ASTEC-Na for Severe Accident Simulation in Na Cooled Fast Reactors,” în *International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR170)*, Yekaterinburg, Rusia, 2017.
- [103] K. Mikityuk, et. al., „H2020 ESFR-SMART Project: Status After 6 Months,” în *Nuclear Days 2018-NUGENIA Annual Forum 2018*, Praga, Cehia, 2018.
- [104] S. Kondo, et. al., „SIMMER-III: A Computer Program for LMFR Core Disruptive Accident Analysis,” JNC-TN, 2001.
- [105] H. Yamano, et. al., „SIMMER-IV: A Three-Dimensional Computer Program for LMFR Core Disruptive Accident Analysis,” JNC-TN, 2003.

-
- [106] S. Buckingham, et. al., „Simulation of fuel dispersion in the MYRRHA-FASTEF primary coolant with CFD and SIMMER-IV,” *Nuclear Energy Design*, vol. 295, pp. 74-83, 2015.
- [107] F. Roelofs (editor), „Thermal-hydraulic aspects of liquid metal cooled nuclear reactors,” Woodhead Publishing ISBN: 978-0-08-101980-0, 2019.
- [108] F. Roelofs, et. al., „Status and Future Challenges of CFD for Liquid Metal Cooled Reactors,” în *international Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR13)*, Paris, Franța, 2013.
- [109] [Interactiv]. Available: <https://www.ansys.com/products/fluids/ansys-cfx>.
- [110] [Interactiv]. Available: <https://www.ansys.com/products/fluids/ansys-fluent>.
- [111] [Interactiv]. Available: <https://mdx.plm.automation.siemens.com/star-ccm-plus>.
- [112] [Interactiv]. Available: <https://openfoam.org/>.
- [113] M. O. Deville, P. F. Fischer și E. H. Mund, High-Order Methods for Incompressible Fluid Flow. Cambridge Monographs on Applied and Computational Mathematics, Cambridge university Press, 2002.
- [114] „Accurate Prediction of the Wall Shear Stress in Rod Bundles with the Spectral Element Method at High Reynolds Numbers,” *International Journal of Heat and fluid Flow*, vol. 50, pp. 287-299, 2014.
- [115] E. Merzari, P. Fischer și W. D. Pointer, „Numerical Simulation and Proper Orthogonal Decomposition of the Flow in a Counterflow T-junction,” *Journal of Fluid Engineering*, vol. 135, 2013.
- [116] [Interactiv]. Available: https://cordis.europa.eu/result/rcn/174203_en.html.
- [117] [Interactiv]. Available: <http://sesame-h2020.eu/>.
- [118] F. Roelofs, et. al., „Status and Perspective of Turbulence Heat Transfer Modelling for the Industrial Application of Liquid Metal Flows,” *Nuclear Energy Design*, vol. 290, pp. 99-106, 2015.
- [119] R. Marinari, I. Di Piazza, M. Angelucci și D. Martelli, „Post-test CFD Analysis of Non-uniformly Heated 19-Pin Fuel Bundle Cooled by HLM,” în *26th International conference on Nuclear Energy (ICONE26)*, Londra, 2018.

-
- [120] R. Marinari, I. Di Piazza, N. forgione și F. Magugliani, „Pre-test CFD Simulations of the NACIE-UP BFPS Test Section,” *Annals of Nuclear Energy*, vol. 110, pp. 1060-1072, 2017.
- [121] I. Di Piazza, et. al., „CFD Analyses of the Internal Blockage in the NACIE-UP Fuel Pin Bundle Simulator,” în *17th international Topical meeting on Nuclear Reactor thermal Hydraulics NURETH 2017*, Shaanxi, China, 2017.
- [122] C. Parisi, O. Mazzantini, F. D'Auria și K. N. Ianov, „RELAP5-3D© 3D-NK Coupled TH Analyses of the Atucha-2 PHWR,” în *International Conference on the Physics of Reactors Nuclear Power: A Sustainable Resource (PHYSOR08)*, Interlaken, Elveția, 2008.
- [123] „Performance of the Lead-Alloy-Cooled Reactor Concept Balanced for Actinide Burning and Electricity Production,” *Nuclear Technology*, vol. 147, nr. 3, pp. 344-367, 2004.
- [124] D. Martelli, N. Forgione, G. Barone și I. D. Piazza, „Coupled Simulations of the NACIE Facility using RELAP5 and ANSYS FLUENT Codes,” *Annals of Nuclear Energy*, vol. 101, pp. 408-418, 2017.
- [125] „Coupled Simulations of Natural and Forced Circulation Tests in NACIE Facility using RELAP5 and ANSYS FLUENT Codes,” în *22th International Conference on Nuclear Energy (ICONE22)*, Praga, Cehia, 2014.
- [126] R. Schultz, et. al., „Evaluating Fluid Behavior in Advanced Reactor Systems Using Coupled Computational Fluid Dynamics and Systems Analysis Tools,” în *13th International conference on Nuclear Energy (ICONE13)*, Beijing, China, 2005.
- [127] B. Gonfiotti, „Development of a SIMMER\RELAP5 Coupling Tool,” în *30th SOFT*, Italia, 2018.